



BOLETIN OFICIAL DE LAS CORTES GENERALES

CONGRESO DE LOS DIPUTADOS

III LEGISLATURA

Serie E:
OTROS TEXTOS

21 de julio de 1987

Núm. 50

INDICE

Núms.	Páginas
ASUNTOS DIVERSOS	
400/000008 Informe de la Ponencia especial relativa al Informe de gestión del segundo semestre de 1986 del Consejo de Seguridad Nuclear	1691
400/000008 Resoluciones aprobadas por la Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios, relativos al Informe del segundo semestre de 1986 del Consejo de Seguridad Nuclear	1733

ASUNTOS DIVERSOS

400/000008

En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 97 del Reglamento de la Cámara, se ordena la publicación en el BOLETÍN OFICIAL DE LAS CORTES GENERALES del Informe emitido por la Ponencia especial relativo al Informe de gestión del segundo semestre de 1986 del Consejo de Seguridad Nuclear (exp. 400/000008).

Palacio del Congreso de los Diputados, 16 de julio de 1987.—P. D., El Secretario General del Congreso de los Diputados, Luis María Cazorla Prieto.

INFORME DE LA PONENCIA ESPECIAL ENCARGADA DE ESTUDIAR EL INFORME DEL SEGUNDO SEMESTRE DE 1986 DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

La Ponencia especial encargada de estudiar el Informe del Consejo de Seguridad Nuclear correspondiente al se-

gundo semestre de 1986, constituida por los señores Diputados: don Isidoro Gracia Plaza, don Victoriano Roncero Rodríguez y don Josep María Triginer Fernández, del G. P. Socialista; don Francisco Alvarez-Cascos Fernández y don Felipe Camisón Asensio, del G. P. Coalición Popular; don Alejandro Rebollo Alvarez-Amandi, del G. P. Centro Democrático y Social; don Salvador Sedó i Marsal, del G. P. Minoría Catalana; don Ignacio María Echeberría Monteberría, del G. P. Vasco; don Miguel Ramón Izquierdo, del G. P. Mixto; don Luis de Grandes Pascual, de la Ag. Partido Demócrata Popular; don Ramón Tamames Gómez, de la Ag. Izquierda Unida, y don José Miguel Bravo de Laguna Bermúdez, de la Ag. Partido Liberal, celebró su primera reunión el día 5 de mayo de 1987, presidida por el Presidente de la Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios, don Eugenio Triana García. Durante la misma se adoptó el método de trabajo de la Ponencia de acuerdo con los criterios fijados por la Resolución de la Presidencia de la Comisión de fecha 1 de marzo de 1984, para la tramitación de los Informes del Consejo de Seguridad Nuclear.

Al amparo de la misma los diferentes Grupos parlamentarios requirieron información documental complementaria, así como la comparecencia de diferentes personas

ante la Ponencia. Ambos extremos se relacionan a continuación.

Comparecencias

Don Francisco Javier Zarzuela. Inspector residente de la Central Nuclear de Ascó (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Don Juan Carlos Lentijo. Inspector residente de la Central Nuclear de Cofrentes (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Don Conrado Prieto Campos. Inspector residente de la Central Nuclear de Garoña (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Don Luis Gascó. Inspector residente de la Central Nuclear de Almaraz (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Don Antonio Marrón Gallardo. Subdirector General de Gestión de la Asistencia Primaria (a solicitud del G. P. Socialista).

Don José A. Azuara Solís. Director General del CIET-MA (a solicitud del G. P. Socialista).

Ilmo. señor Director General de Protección Civil (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Ilmo. señor Director General de ENRESA (a solicitud del G. P. Coalición Popular).

Documentación solicitada al Consejo de Seguridad Nuclear

Evaluación del Consejo de Seguridad Nuclear sobre el simulacro de emergencia de la central nuclear de Almaraz (solicitado por el G. P. Socialista).

Documentación necesaria para evaluar la instalación del laboratorio nuclear a ubicar en las proximidades de Aldeávila (Salamanca) (solicitado por el G. P. Socialista).

La Mesa de la Comisión, acordó en su reunión del día 12 de mayo de 1987, solicitar la documentación requerida (que fue recibida por la Comisión el día 5 de junio de 1987), y recabar la comparecencia ante la Ponencia de las personas citadas. Dichas comparecencias tuvieron lugar el 19 de mayo de 1987, por el orden relacionado con anterioridad.

Cumplimentados los trámites anteriores, la Ponencia se reunió nuevamente el día 26 de mayo del mismo año. En esta reunión la Ponencia encomendó al señor Triginer Fernández la elaboración de un borrador de Informe, a fin de aprobar el texto definitivo del mismo en mes de junio de 1987. Elaborado dicho texto, la Ponencia se reunió, finalmente, el día 17 de junio, fecha en la que aprobó por unanimidad, el texto propuesto, que se transcribe a continuación.

1. INTRODUCCION

1.1. Objeto del Informe

El propósito del Informe de la Ponencia, que examina la información aportada semestralmente por el CSN, es

el facilitar una documentación comprensible a los miembros de la Comisión sobre las actividades que ha llevado a cabo el Consejo en los asuntos de su exclusiva competencia: La seguridad nuclear.

El Informe de la Ponencia, que no pretende sustituir al del Consejo, lo completa y amplía como consecuencia de la información obtenida gracias a la investigación llevada a cabo por sus propios medios, o por las aportaciones de quienes hayan comparecido ante su presencia. Se amplía la información de este semestre con el contenido con los datos históricos más relevantes, para facilitar la valoración correspondiente a la evolución de las más importantes instalaciones nucleares o radiactivas.

Comoquiera que la aportación de datos históricos introduce una mayor complejidad en el análisis se ha establecido un criterio restrictivo respecto a la información significativa. Dedicaremos el próximo apartado al comentario de los criterios metodológicos empleados en la indicada restricción de información.

Junto con los datos propiamente históricos introducimos, además, un apartado de «características» con el propósito de informar a los miembros de la Comisión sobre el carácter de las instalaciones objeto del análisis.

1.2. Cuestiones metodológicas

1.2.1. Generalidades

En el Informe de la Ponencia hemos eludido el tratamiento de aquellas cuestiones que no precisan mayor información que la expresamente enunciada en la edición del correspondiente Informe semestral.

Dedicamos especial atención al «ciclo del uranio» y a las instalaciones radiactivas, en su doble vertiente:

- Impacto radiológico.
- Evaluación de riesgos.

La información recogida comprende el período que va desde 1981 hasta nuestros días. Se ha pretendido estructurar la información con el ánimo de facilitar su lectura y comprensión.

Al referirnos a las CCNN hemos reducido la información relativa a su actividad productiva a «factores de carga», con el ánimo de facilitar la comparación entre ellas. Los datos se encuentran en el Anexo del Informe de la Ponencia y presentados gráficamente.

Para la evaluación de riesgos, y con el propósito de examinar la capacidad de respuestas de las organizaciones e instituciones afectadas, dedicamos especial atención a los «planes de emergencia» y al análisis estadístico de los paros y disparos producidos desde 1981 hasta nuestros días. Puede completarse el tema con los datos recogidos en el Informe del CSN sobre la preparación del personal especializado en seguridad.

En relación al anterior Informe de la ponencia se aprecian las siguientes innovaciones:

Hemos podido comprobar que los servicios de inspección radiológica de las CCNN son muy escrupulosos en lo que se refiere a la dosis acumulada por sus trabajadores. En tales circunstancias, el seguimiento histórico e individualizado de cada central nuclear no aporta mayor información que la contenida en el informe del CSN, pues las alteraciones que puedan apreciarse se deben más a las necesidades de mantenimiento y recarga que a eventualidades irregulares.

En este informe vamos a prestar nuestra atención a la dosis colectiva de los trabajadores empleados, pues es la que mayor información nos aporta sobre los riesgos sufridos por la población empleada en las instalaciones nucleares o radiactivas.

Hemos agrupado la relación exhaustiva de incidentes en función de las causas más genéricas con el propósito de aportar posibles comparaciones estadísticas.

1.2.2. El impacto radiológico

Para la evaluación del impacto radiológico sobre el personal que trabaja en las centrales, hemos acudido a la «dosis colectiva» expresada en mSv-p semestrales. Hemos aportado datos relativos al personal de plantilla y al de contrata porque las dosis recibidas suelen ser muy distintas en la mayoría de los casos.

En lo que se refiere a los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental, nos hemos limitado a facilitar las dosis máximas de radiación ambiental (TL) obtenidas en los centros de detección situados en torno a las CCNN. El dato es significativo, aunque no suficiente, pues expresa la media de sucesivas lecturas (usualmente comprendidas en los límites de una razonable dispersión). En la relación histórica que aportamos sobre la radiación ambiental hemos procurado referirnos a dosis anual con el ánimo de facilitar las posibles comparaciones.

Para obtener una información más precisa sobre el impacto radiológico en el medio es necesario acudir al cálculo de las «vías de transferencia» para el supuesto de un «sujeto» que reciba el impacto en las condiciones más desfavorables. Tales criterios se basan en la evaluación obtenida por las muestras recogidas por el CSN.

Con el propósito de ilustrar sobre el sentido de los datos que estamos empleando, acompañamos un estudio sobre el impacto radiológico que reproducimos en el Anexo.

1.3. Informaciones conseguidas por los ponentes

Los inspectores residentes en las CCNN fueron requeridos para su comparecencia ante la ponencia que examina el Informe del CSN. Se trata de don Francisco Javier Zarzuela, asignado a las CCNN, de Ascó; de don Juan Carlos Lentijo, de la CN de Cofrentes; de don Conrado Prieto Campos, de la CN de Garoña, y de don Luis Cascó, de las CCNN de Almaraz. Sus intervenciones contribuyeron a ampliar el contenido del Informe del CSN, aunque no añadieron nada nuevo.

También compareció el señor don Antonio Marrón Gallardo, Subdirector General de Gestión de la Asistencia Primaria. Del contenido de la información facilitada cabe destacar:

Se está procediendo a una ampliación del sistema de control radiológico, incorporando a los hospitales clínicos.

Se pretende descentralizar el control y seguimiento de los datos a través de la creación de 16 Unidades Técnicas de Protección, habiéndose previsto la partida de 500 millones de pesetas en el presupuesto de 1987.

Se ha efectuado una campaña de información dirigida a los profesionales e iniciando otra destinada a los usuarios, con especial atención a algunos colectivos especialmente sensibles.

El centro correspondiente a la Ciudad Sanitaria La Fe ha sido encargado por la CE para llevar a cabo un estudio epidemiológico sobre la incidencia de las radiaciones de baja intensidad, basándose en el historial que dispone sobre las dosis recibidas por las personas afectadas.

También ha comparecido el señor don José A. Azuara Solís, Director General del CIEMAT, con el propósito de informar sobre la situación de las instalaciones nucleares y radiactivas del indicado centro. El señor Azuara ha informado que está previsto la reclasificación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares actualmente disponibles con la excepción de las Celdas calientes por ser las únicas que actualmente se disponen en España. También ha informado de que ya no hay plutonio en las instalaciones del CIEMAT.

La Ponencia recibió la comparecencia del ilustrísimo señor Figueruelo, Director General de Protección Civil, que ha informado sobre las consultas y acuerdos adoptados con las CCAA en relación al Plan Básico de Emergencia Nuclear.

También compareció el señor don Alberto López, Director General de ENRESA, quien manifestó la previsión de que en el almacén de Sierra abarrama sólo se almacenaran residuos de baja y media actividad cuya desintegración media fuera de unos treinta y cinco años.

Respecto al proyecto de investigación (IPES) sobre el almacenamiento de residuos de alta actividad en los granitos de Aldeadávila, el señor López manifestó que aquel lugar es inapropiado como depósito definitivo, pues la presencia de un embalse en la zona añadiría riesgos de contaminación de las capas freáticas que son inadmisibles para proyectos de tal naturaleza.

1.4. El Consejo de Seguridad Nuclear

El Consejo de Seguridad Nuclear, de acuerdo con la Ley 15/1980, está constituido por un Presidente y cuatro Consejeros, incluido el Vicepresidente, y cuenta con la asistencia de una Secretaría General, de la que dependerán los órganos de trabajo precisos para el cumplimiento de sus fines (4).

El nombramiento se lleva a cabo según lo indicado en el artículo quinto, dos, que dice:

«Serán nombrados por el Gobierno, a propuesta del Ministerio de Industria y Energía, previa comunicación al Congreso de Diputados. El Congreso, a través de la Comisión competente y por acuerdo de los tres quintos de sus miembros, manifestará su aceptación o veto razonado en el plazo de un mes a contar desde la recepción de la correspondiente comunicación. Transcurrido dicho plazo sin manifestación expresa del Congreso, se entenderán aceptados los correspondientes nombramientos, el período de permanencia en el cargo será de seis años, pudiendo ser designados, mediante el mismo procedimiento, para períodos sucesivos.»

El 10-3-80 se publicó el Real Decreto 386/1981 por el que se nombran los siguientes miembros del CSN:

Presidente: Don Francisco Pascual Martínez.

Consejeros: Don Oscar Jiménez Reynaldo, don Luis Gutiérrez Jodra, don Benjamín Sánchez Fernández-Murias y don Federico Goded Echevarría.

El Real Decreto 1887/1984 de 24-10-84 nombra a los nuevos consejeros:

Don Donato Fuejo Lago y don Eduardo González Gómez.

Composición del CSN a 31-12-86

Presidente: Don Francisco Pascual Martínez.

Vicepresidente: Don Donato Fuejo Lago.

Consejeros: Don Luis Gutiérrez Jodra, don Federico Goded Echevarría y don Eduardo González Gómez.

Secretario General: Don Eugenio Vela Sastre.

2. CUESTIONES GENERALES

2.1. Control radiológico

2.1.1. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

El Real Decreto 2519/82, del 12 de agosto, aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

El Reglamento define los conceptos y límites a emplear para el análisis del impacto radiológico. Estos son los más significativos:

Dosis equivalente

Es el producto de la dosis absorbida por una serie de factores (factor de calidad y factores modificantes) teniendo en cuenta las características de la radiación y la distribución de los radionucleidos. Cuando se utilice la palabra «dosis» se trata siempre de dosis equivalente.

La unidad de dosis equivalente en el Sistema Internacional es el Siervet (Sv), que equivale a 1 J/kilogramo.

Límite de dosis

Son los límites fijados en el presente Reglamento para la dosis resultante de la exposición de las personas profesionalmente expuestas, de los aprendices y estudiantes y de los miembros del público, no teniendo en cuenta las dosis resultantes del fondo radiactivo natural y de la exposición sufrida como consecuencia de exámenes y tratamiento médicos. Los límites de dosis se aplican a la suma de la dosis recibida por exposición externa durante el período considerado y de la dosis interna integrada resultante de la incorporación de radionucleidos, durante el mismo período.

Límites anuales de dosis para las personas profesionalmente expuestas

El límite anual de dosis para la totalidad del organismo, referido a cualquier período de doce meses consecutivos, es de 50 mSv (5 rems).

Límites anuales de dosis para los miembros del público

El límite anual de dosis para la totalidad del organismo, referido a cualquier período de doce meses consecutivos, es de 5 mSv (0,5 rems).

Dosis colectiva

La dosis colectiva (S) para una población o grupo viene dada por la expresión:

$$S = \sum H P$$

donde H es la media de las dosis globales o de las dosis a un órgano dado en los P miembros del grupo o población. Se emplea la unidad de Sv-p o mSv-p.

2.1.2. Centrales nucleares

2.1.2.1. Dosis colectiva mSv-p

Intervalos	Plantilla	Contrata
Hasta 1	266,00	489,10
1,0- 1,5	106,00	295,90
1,5- 2,0	115,10	276,80
2,0- 2,5	99,50	266,50
2,5- 3,0	60,40	287,40
3,0- 4,0	118,10	615,60
4,0- 5,0	80,80	596,30
5,0- 7,5	203,80	1.484,90

Intervalos	Plantilla	Contrata
7,5-10,0	194,50	1.273,90
10,0-12,5	98,40	1.283,70
12,5-15,0	56,00	828,90
15,0-20,0	206,10	942,40
20,0-25,0	224,20	661,00
25,0-30,0	216,90	548,30
30,0-40,0	63,70	505,00
40,0-50,0	—	—
50,0-75,0	—	—
75,0-100	—	—
Mayor que 100	—	—
SUMA TOTAL ..	2.109,50	10.355,70

Intervalos de distribución



2.1.2.3. Comportamiento de cada central

mSv-p	1/85	2/85	1/86	2/86	Media
Cabrera	6.410,00	5.831,00	709,77	2.169,80	3.780,14
Garofa	480,00	19.872,00	720,84	722,62	5.448,86
Vandellós	440,00	46,95	55,85	61,85	151,16
Almaraz	4.624,00	9.574,00	4.145,31	3.411,80	5.438,78
Ascó	64,00	N3.394,60	159,82	4.539,90	2.039,58
Cofrentes	622,00	364,63	208,81	277,35	368,20
MEDIA	2.106,67	6.513,86	1.000,07	1.863,89	2.871,12

2.1.3. Instalaciones radiactivas

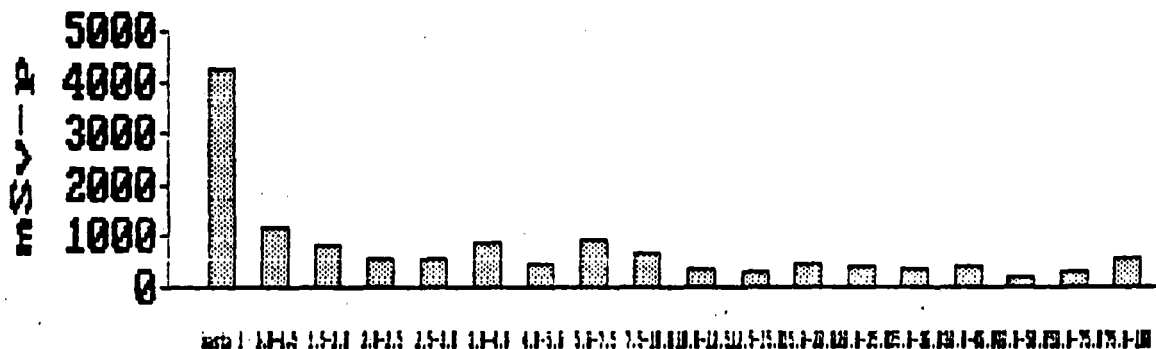
2.1.3.1. Dosimetría personal mSv-p

Intervalos	D. colectiva
Hasta 1	4.274,60
1,0- 1,5	1.130,20
1,5- 2,0	760,50
2,0- 2,5	513,90
2,5- 3,0	502,70
3,0- 4,0	822,70
4,0- 5,0	430,90
5,0- 7,5	886,00
7,5-10,0	601,60

Intervalos	D. colectiva
10,0-12,5	336,40
12,5-15,0	297,10
15,0-20,0	415,20
20,0-25,0	364,90
25,0-30,0	303,80
30,0-40,0	357,60
40,0-50,0	169,20
50,0-75,0	285,40
75,0-100	527,20
Mayor que 100	33.874,30
TOTAL	46.854,10
Máx. dosis media	2.419,59
Número usuarios	28.664,00
Con sobredosis	50

Distrib. dosis colectiva hasta 100 mSv-p

D. COLECTIVA



INTERVALOS DE DOSIS

2.2. Planes de Emergencia

2.2.1. Criterios generales

Segundo semestre de 1984

Las líneas de actuación del CSN sobre planes de emergencia y protección física han quedado clarificadas durante este semestre. Por lo que respecta a los Planes de Emergencia Exterior el borrador del Plan Básico de Emergencia Nuclear introduce ciertos cambios en los planes provinciales actualmente vigentes, por lo que se ha aprovechado la realización de simulacros para conocer la efectividad de las reformas introducidas. CSN/IS/85, página 126.

Primer semestre de 1985

Por iniciativa del Delegado del Gobierno se llevó a cabo un simulacro del Plan de Emergencia Exterior en la CN de Cofrentes, sin previa comunicación a la Central y organizaciones implicadas. La capacidad de respuesta fue considerada aceptable.

Ha concluido la redacción del Plan Básico de Emergencia Nuclear, en el que han colaborado representantes del CSN. Se ha constituido, de manera permanente, la Ponencia Técnica para las relaciones entre el CSN y la Dirección General de Protección Civil (DGPC), creándose asimismo otra tripartita entre la DGE, la DGPC y el CSN para la elaboración de un documento sobre notificaciones.

Segundo semestre de 1985

Continúa mejorándose la infraestructura de la Sala de Emergencias (SALEM) del CSN, habiéndose establecido

en este semestre la conexión de un teléfono punta a punta con el CNEN de la JEN en Madrid. Para comprobar la operatividad de la red telefónica se realizan llamadas diarias a las CCNN por dichos teléfonos.

Primer semestre de 1986

Con respecto a los Planes de Emergencia Exterior, el CSN ha seguido colaborando en la elaboración del Plan Básico de Emergencia Nuclear.

Se ha desarrollado un Plan de Capacitación dirigido a las autoridades provinciales y locales en aplicación del Plan de Emergencia de Burgos.

Como conclusiones negativas conviene señalar que dada la provisionalidad del Plan Básico de Emergencia Nuclear, los simulacros necesitan una cierta preparación anticipada a fin de obviar las diferencias entre el Plan de Emergencia Interior basado a su vez en un Plan de Emergencia Provisional (provisionalmente aprobado) que se encuentra en revisión para que se tenga en cuenta el Plan Básico citado.

2.2.2. Plan Básico de Emergencia Nuclear

2.2.2.1. Situación actual

Primer semestre de 1986

Plan Básico de Emergencia Nuclear

El CSN ha participado en la Ponencia Técnica encargada de su redacción, en colaboración con la DG de Protección Civil. El CSN informó favorablemente el 30-6-86.

Segundo semestre de 1986

La Ponencia Técnica ha finalizado la revisión del documento Plan Básico de Emergencia Nuclear de cara a su presentación a la Comisión Nacional de Protección Civil.

2.2.2.2. Contenido

Situaciones de emergencia: Emergencia de Emplazamiento, Emergencia General.

Estructura: Centros de coordinación operativa, Sala de Emergencia.

Los Centros de coordinación operativa se instalan en los Gobiernos Civiles o Delegaciones del Gobierno. El CSN asume la Jefatura del Grupo Radiológico de los Planes de Emergencia Nucleares Provinciales.

La SALEM está situada en la sede del CSN.

2.2.3. Simulacros

2.2.3.1. Planes de emergencia interior

Segundo semestre de 1985

Se han llevado a cabo simulacros en la CCNN de Almaraz, Vandellós, Cofrentes y Cabrera, en la fca. de Combustibles de Juzbado, y en CNEN de la JEN.

Primer semestre de 1986

Se han efectuado simulacros en Ascó, Sta. M.^a de Garoña, Cofrentes y la Fca. de Combustibles de Juzbado.

Segundo semestre de 1986

El día 18-9-86 se realizó un simulacro en Almaraz II. Se suponía una degradación de la central hasta alcanzar lo que se denomina Emergencia de Emplazamiento.

El día 11-11-86 se realizó un simulacro en Vandellós I. Se consideró una supuesta liberación de gas radiactivo hasta alcanzar, a efectos organizativos, lo que se denomina Alerta General.

El 27-11-86 se realizó un simulacro en José Cabrera. Se suponía que se daba una situación de Emergencia de la Central.

El 16-12-86 se realizó un simulacro en el CNEN «Juan Vigón» del CIEMAT. El ejercicio se desarrolló considerando que debido a un hipotético incendio se produciría una situación de Alarma de emergencia.

2.2.3.2. Planes de emergencia exterior

Segundo semestre de 1986

Las actividades principales en esta área se circunscriben al desarrollo de ejercicios de «Plana Mayor» durante la celebración de los simulacros de Emergencia Interior, revisión del documento Plan Básico de Emergencia Nuclear, participación en la impartición de los Planes de Capacitación y colaboración con el Ministerio de Defensa en la elaboración de un Plan de Emergencia asociado a naves con propulsión nuclear.

2.2.3.3. Planes de protección física

Primer semestre de 1985

Se han realizado auditorías en las CCNN de Vandellós, Ascó, y Sta. M.^a de Garoña, así como a las instalaciones de la Junta de Energía Nuclear de Sierra Albarrana y del Centro de Energía Nuclear «Juan Vigón». Se ha comprobado que Garoña no cumple los criterios del CSN en esta materia, si bien se encuentra en fase de cumplimentarlos.

Segundo semestre de 1985

El CSN ha informado sobre la propuesta de Orden Ministerial por la que se crea la «Comisión Interministerial de Protección Física de las Instalaciones Nucleares y de los Transportes de Sustancias Nucleares».

Segundo semestre de 1986.

Se han inspeccionado:

Almacenamiento del Primer Nucleo de Combustible de Vandellós II.

Sistema de Protección Física de Sta. M.^a Garoña y Vandellós I.

Almacenamiento del Primer Nucleo de Combustible de Trillo.

Se ha evaluado el Plan de Seguridad Física de la Instalación de Almacenamiento de Residuos Radiactivos de Sierra Aldarrama.

2.3. Gestión residuos radiactivos

La financiación de los residuos radiactivos corresponde en España a todo el sector eléctrico según la Orden del 12 de mayo de 1983, mediante la fijación de una cuota porcentual sobre la recaudación por venta de energía eléctrica, cuyo importe se destina a la creación de un fondo

que cubra los costes de gestión de los residuos radiactivos que se generen.

El Real Decreto 1522/1984, de 4 de julio, autoriza la constitución de ENRESA, cuyo objetivo social es el de llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos. En el mismo Real Decreto se propone, además, que la contraprestación económica de los servicios realizados por ENRESA a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas se formalizará bajo contrato en las condiciones dictadas por el MINER.

El propio R. D. prevé la renovación de las correspondientes previsiones presentando anualmente al MINER una «revisión de todas las acciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante el horizonte temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico financiero actualizado de coste de dichas actuaciones». Dicha revisión se presentará cada año en el Plan General de Residuos Radiactivos.

Segundo semestre de 1986

La cantidad de bidones de residuos de media y baja actividad existentes hasta finales de junio, teniendo en cuenta los generados en las CCNN (33.004), y en la Fábrica de combustible de Juzbado (406) así como los acumulados en la Instalación de Sierra Albarrana (6.075), es de 39.485.

Es de destacar que los volúmenes de residuos se refieren a la situación actual, pudiendo reducirse una parte considerable de los mismos, dada su naturaleza (compactable o incinerable), tal como se hace en otros países con técnicas que ya se encuentran desarrolladas.

2.4. Colaboración internacional

2.4.1. Emergencias transfronterizas

A resultas de la experiencia sufrida por el accidente de Chernobyl, la Secretaría General del OEA preparó los documentos que sirvieron de base para las correspondientes convenciones internacionales.

Convención de Pronta Notificación de Accidentes Nucleares.

Los países firmantes se comprometen a informar a la OIEA, y a los Estados afectados, en el caso de que un accidente relacionado con cualquier instalación nuclear ocasione, o pueda ocasionar, una liberación radiactiva transfronteriza que pueda tener importancia desde el punto de vista de la protección radiológica para otro Estado. Darán datos que permitan reducir al mínimo las consecuencias radiológicas en dichos estados. Se establecerá un Punto de Contacto en los Estados Partes para transmitir y recibir la información, así como un Punto Focal Permanente en el OIEA.

Convención sobre Asistencia en caso de Accidentes Nucleares.

Los países firmantes se comprometen a comunicar al

OIEA los medios, personal y equipos disponibles en caso de accidente y las condiciones, incluidas las financieras, bajo las cuales podrían ponerse a disposición de otros Estados Parte de la Convención. Según los términos de ésta, un estado Parte puede dirigirse al OIEA o a otro Estado Parte en demanda de asistencia. Los Estados Parte deben establecer un Punto de Contacto y el OIEA un Punto Focal para las comunicaciones.

El mismo día de ponerse a la firma se adhirieron 54 Estados a la Convención de Pronta Notificación y 53 a la Convención de Asistencia en caso de Accidentes Nucleares.

España ha firmado ad referendum ambas convenciones.

2.4.2. Investigación

En el marco de la CE se ha participado en la reunión correspondiente al Comité de Gestión y coordinación número 6 (Energía Nuclear de Fisión-Ciclo de Combustible), en cuyo marco fue aprobado el informe de los expertos de la CE sobre el proyecto IPES, presentado por ENRESA, que trata de la construcción de un laboratorio subterráneo en los granitos de Aldeadávil; todas las delegaciones, excepto la portuguesa, se mostraron favorables al desarrollo del proyecto dentro del programa de coste compartido que desarrolla la Comunidad. Se han reservado 4,8 millones de ECU para el diseño de las experiencias dejando a un grupo de expertos el evaluar la participación económica definitiva de la CE.

3. CENTROS DE INVESTIGACION

3.1 Universidades

3.1.1. Reactor Argos

Segundo trimestre de 1983

Parado desde 1975.

Reactor experimental de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona. Ha sido inspeccionado por el CSN y se ha requerido del titular que normalice su situación.

Segundo semestre de 1986

No se ha dado respuesta a las cuestiones planteadas por el CSN respecto a los planes futuros para el reactor y a la regularización de su situación administrativa, ni ha remitido al CSN el Acta de Inspección realizada el pasado mes de junio.

3.1.2. Reactor Arbi

Segundo semestre de 1983

Parado desde 1975.

Reactor experimental del Laboratorio de Ensayos e Investigaciones Industriales L. J. Torrentegui, de Bilbao. Inspeccionado por el CSN durante este semestre. Se ha requerido al titular para que normalice su situación.

Segundo semestre de 1986

El titular ha comunicado al CSN que el Patronato de LABEIN ha decidido no mantener el reactor e iniciar las acciones para la adecuada gestión del combustible nuclear.

3.2. CIEMAT-JEN

3.2.1. Generalidades

Las instalaciones nucleares y radiactivas existentes en este centro de investigación, situadas en la Ciudad Universitaria de Madrid, y pertenecientes a la JEN, fueron consideradas como una única instalación nuclear por resolución del MINER de 15 de julio de 1980.

Primer semestre de 1985

Las actividades del CSN se han centrado en la reclasificación de sus instalaciones nucleares y radiactivas, la revisión y actualización del Plan de Emergencia Interior y la regularización de la situación del personal de operación.

Primer semestre de 1986

No se conocen más datos sobre la dosimetría personal, que se promete facilitar en el siguiente informe.

El CNS considera incompleta la información facilitada sobre las emisiones de efluentes líquidos y gaseosos.

3.2.2. Reclasificación instalaciones

3.2.2.1. Nucleares

— (N.01) Reactor experimental JEN-1. En situación de parada por continuar las obras de actualización.

— (N.02) Reactor rápido experimental CORAL-1. En servicio.

— (N.03) Instalación de fabricación de elementos combustibles. Ha sido condicionado su funcionamiento por el

CSN a la reevaluación de las condiciones de seguridad y consiguiente actualización de la documentación preceptiva.

— (N.04) Celdas calientes metalúrgicas. En servicio.

— (N.05) Planta piloto de tratamiento de combustibles irradiados. Funciona regularmente un laboratorio analítico y algunos sistemas auxiliares, estando la planta fuera de servicio y sometida a un programa de vigilancia y mantenimiento desde 1971.

— (N.06) Instalación de reelaboración en frío. Su funcionamiento ha sido condicionado por el CSN a la reevaluación de las condiciones de seguridad.

— (N.08) Almacén de plutonio. En servicio.

— (N.09) Almacenamiento de residuos radiactivos líquidos RAA-MTR. En servicio.

— (N.11) Almacén de Residuos Radiactivos Líquidos. Se encuentra en funcionamiento.

— (N.12) Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos. En fase de pruebas previas.

— (N.13) Acondicionamiento de Residuos Radiactivos Sólidos de baja actividad. Se encuentra en funcionamiento.

— (N.14) Almacén temporal de Residuos Radiactivos Sólidos. Se encuentra en funcionamiento.

3.2.2.2. Radiactivas

— (R.10) Instalación de fusión de Uranio. Instalación desmantelada y descontaminada salvo las conducciones enterradas no conocidas previamente y descubiertas al desmantelarse la instalación.

— (R.19) Producción de radiofármacos y productos radiactivos. Instalación descontaminada y desmantelada.

— (R.13) Instalación de trasvase de UF₆. Instalación descontaminada y desmantelada (1).

— (R.20) Instalación de producción de radioisótopos y compuestos marcados. Está prevista su renovación y acondicionamiento.

— (R.24) Servicio de descontaminación de equipos personales de protección. Prevista su renovación y acondicionamiento.

— (R.47) Depósito central de residuos radiactivos líquidos. Se llevó a cabo una limpieza del depósito y se encuentra en elaboración un programa de descontaminación del mismo.

Segundo semestre de 1986

No se han registrado incidentes.

3.3. Notas

(1) El exafluoruro de uranio se utiliza para el enriquecimiento a través del sistema de fusión gaseosa. Es un procedimiento muy costoso para programas modestos, desplazado por el ultracentrifugado.

4. INSTALACIONES NUCLEARES

4.1. Concentrados de uranio

4.1.1. Planta Elefante. Saelices el Chico (Salamanca)

Se trata de una fábrica de Concentrados de Uranio por Lixiviación Estática con una capacidad de producción de 130 toneladas año de «U3 O8». La experiencia obtenida en la explotación de la planta permite incrementar la producción, alcanzando la cifra de 200 toneladas en 1983.

La autorización previa fue concedida el 17-4-74 y la puesta en marcha el 9-8-78.

Primer semestre de 1984

Se informa del inicio de un programa de control de las aguas de la zona (río Agueda y aguas freáticas) con el propósito de deslindar el impacto radiológico derivado del funcionamiento de la planta.

Primer semestre de 1985

En el informe correspondiente se examinan los datos procedentes de un muestreo independiente. Estas son las conclusiones del Informe:

«En relación con la radiactividad del río Agueda, los estudios realizados por el CSN han puesto de manifiesto que existen, como era previsible, aportes naturales de material radiactivo, diferentes de los asociados al funcionamiento de la Planta Elefante.»

«Las dosis asociadas a la utilización de las aguas del río Agueda en la zona donde se está realizando una captación para abastecimiento de algunas poblaciones, en términos absolutos, es decir, incluyendo el fondo radiactivo natural, son muy inferiores a los límites de protección radiológica establecidos en la legislación española.»

«De dichas dosis, un 80 por ciento se debe al fondo radiactivo natural del río, un 2,5 por ciento corresponde a los vertidos de la Planta elefante y un 17,5 por ciento corresponde a las causas naturales que provocan el incremento anómalo de actividad.» CSN/IS8/85.

Segundo semestre 1986

El 17 de julio el CSN informó favorablemente la puesta en marcha de la nueva Sección de Secado-Envasado de la Planta, constituyendo una mejora sustancial desde el punto de vista de protección radiológica.

El transporte a la URS de todo el hexafluoruro de uranio existente en la instalación de almacenamiento autorizada por la Dirección General de energía, hace necesario que el titular solicite reglamentariamente la baja de esta instalación.

4.1.2. Instalación experimental «Lobo-G»

Instalación radiactiva de ENUSA para el estudio de técnicos de beneficio de concentrados de Uranio. Dispone de una capacidad de producción de 7 toneladas año de «U3 O8».

La instalación se puso en marcha el 21-4-77.

Segundo semestre de 1985

El 12-12-85 entró en el CSN la revisión actualizada del estudio de seguridad nuclear y protección radiológica relativo al proyecto y explotación de esta instalación.

Segundo semestre de 1986

El titular ha presentado al CSN solicitud de ampliación planta con la incorporación de una nueva Sección de Cambio de Ion Continuo. Su capacidad actual es de 25 toneladas de «U3 O8».

4.1.3. Andújar (Jaén)

Inició sus actividades en 1959. Se encuentra parada, preparando el programa de clausura, que comprenderá el desmantelamiento de la Fábrica y la estabilización definitiva de los estériles y rehabilitación del emplazamiento.

4.2. Fábrica de combust. de óxido de uranio

4.2.1. Juzbado (Salamanca)

Instalación Nuclear de ENUSA para la fabricación de combustibles nucleares para reactores PWR y BWR con una capacidad de 500 toneladas año.

La autorización previa fue concedida el 8-7-77 y la construcción se inició el 12-7-80.

El Permiso de Explotación Provisional ha sido concedido el 14-1-85.

Segundo semestre de 1986

Durante este semestre se han fabricado 136 elementos combustibles tipo PWR y 226 tipo BWR. Se han expedido a las centrales españolas 111 elementos tipo PWR y 184 BWR.

El material nuclear recepcionado durante 1986 ha sido fundamentalmente óxido de uranio enriquecido en el isótopo U-235, en una cantidad total de 160.500 kilogramos de uranio.

«La revisión 7 de las Especificaciones de Funcionamiento ha sido evaluada por el CSN, manteniendo varias

reuniones con el titular de la instalación pues hay modificaciones sustanciales como consecuencia de los últimos estudios de criticidad realizados. Asimismo se ha reestructurado totalmente el capítulo relativo a controles administrativos.» Página 149.

4.3. Instalación almacenamiento residuos

4.3.1. Sierra Albarrana

Planta de almacenamiento de residuos sólidos de baja y media actividad gestionado por ENRESA de acuerdo con la Orden Ministerial Comunicada del 13-12-85.

Primer semestre de 1986

Con fecha de entrada en el CSN de 24-1-86, ENRESA presentó una propuesta para ampliar el espacio de almacenamiento de los bidones reacondicionados, durante el tiempo de espera del fraguado del cemento. Dicha propuesta fue apreciada favorablemente por el Pleno del CSN el 27-1-86. Esto supuso una aceleración de los trabajos, con el resultado del reacondicionamiento de todos los bidones defectuosos que se encontraban en el Almacén Permanente y que fueron trasladados a los nuevos módulos. CSN/IS/10/86, página 179.

Se encuentran almacenados 5.960 bidones.

4.3.2. Residuos embidonados

Denominación	Situación	1/86	2/86
Mina Beta	Clausurada		735
Permanente	Desocupado		0
Transitorio	Desocupado		0
Módulo 1		4.360	
Módulo 2		0	
Módulo 3		980	
TOTAL		5.960	6.075

5. LAS CENTRALES NUCLEARES

5.1. CCNN de 1.ª generación

5.1.1. Cabrera

5.1.1.1. Características

Central localizada en Almonacid de Zorita (Guadalajara).

Su titular es Unión Eléctrica, S. A. con una participación al cien por cien.

Es un reactor tipo PWR de Westinghouse con una potencia térmica de 510 MW y una potencia eléctrica de 160 MW. La refrigeración es por circuito abierto en el río Tajo.

Autorizaciones

Previa: 27-3-63. Construcción: 24-6-64. Puesta en marcha: 11-10-68.

Permiso explotación provisional: 6-8-81.

El permiso definitivo fue solicitado el 2-7-70.

5.1.1.2. Historial

Segundo semestre de 1982

El 18-10-82 interrumpió su explotación con objeto de modificar la central y adaptarla a nuevas condiciones de seguridad. Las actividades comprenden aspectos relativos al sistema de refrigeración de emergencia y revisión de los principales componentes de circuito primario, y de otros sistemas relacionados con la seguridad. CSN/IS/3/82, pág. 72.

Segundo semestre de 1983

La parada fría de la central ha continuado hasta 22-12-83.

Primer semestre de 1984

Ha iniciado el XII Ciclo de operación. Han continuado los trabajos previstos para completar las mejoras y modificaciones a introducir en la Central en la próxima parada de recarga.

Primer semestre de 1985

El 28-1-85 se inicia la segunda fase de modificaciones y la recarga correspondiente al XII ciclo. Se ha llevado a cabo una inspección del cien por cien de los tubos del generador de vapor a lo largo de toda su longitud cuyos resultados han indicado la estabilización del adelgazamiento (thinning) de los tubos en la rama fría.

Segundo semestre de 1985

El 25-10-85 ha concluido la segunda fase de modificaciones. La central ha terminado las tareas correspondientes a la XII recarga de combustible.

Primer semestre 1986

El disparo producido el 22 de abril se debió a la apertura del interruptor de la bomba principal por una pérdida momentánea de tensión en la Red Nacional.

Segundo semestre 1986

El 11 de septiembre se inicia la recarga correspondiente al XIV ciclo de operación, simultaneándola con la introducción de las modificaciones requeridas por el CSN.

El reactor se hizo crítico de nuevo el día 17 de octubre y no se acopló a la red hasta el día 24 debido a la «inoperabilidad de los dos transmisores de nivel cualificados del foso de combustible gastado y a las fugas detectadas en las válvulas de seguridad del presionador» (pág. 121).

El día 18 de noviembre se paró de nuevo la central por haberse detectado unas pequeñas fugas en una (válvula de retención del sistema de inyección de seguridad del sistema refrigerante del reactor), en la boca del hombre del lado primario del generador de vapor y en una válvula de seguridad el presionador. Se volvió a iniciar la operación el 23 de noviembre.

5.1.1.3. Residuos

Residuos radiactivos	1981	1/82	2/82	1/83	2/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Núm. bidones producidos	1 018	482	701	578	253	221	232	158	323	218	178
Total acum. (m. cúbicos)	1 954,73	2 068,51	2 169,73	2 316,94	2 438,32	2 486,94	2 533,34	2 568,10	2 639,16	2 687,12	2 726,28
Activ. generad. Ci	—	—	—	—	1 140,60	1 154	1 177,20	1 195,83	1 220,38	1 251,16	1 254,67
Otros residuos (m ³)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	2 000	2 000
Utilización capacidad almacén	—	—	—	+	—	—	—	—	—	—	89,46 %
Núm. elem. comb. irradiados	—	—	—	—	20	20	20	20	40	40	60
Equivalen en kg de uranio	—	—	—	—	5.120	5.120	5.120	5.120	10 240	10 240	15 360
Grado de quemado max. Mw. d/TmU ..	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	37 227
Grado de quemado min. Mw. d/TmU ..	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	16 353,80

5.1.2. Garoña

Primer semestre de 1984

5.1.2.1. Características

Central localizada en Sta. María de Garoña (Burgos).
El titular de la Central es: Iberduero en un 50 por ciento y Electra de Viesgo en otro 50 por ciento.

Reactor tipo BWR de General Electric con una potencia térmica de 1.381 MW y una potencia eléctrica de 460 MW. Dispone de un circuito abierto de refrigeración en el río Ebro.

La autorización previa fue concedida el 8-8-63.

La autorización construcción el 2-5-66.

La puesta en marcha fue autorizada el 30-10-70.

El permiso provisional de explotación data del 1-8-81.

El permiso definitivo fue solicitado el 21-1-81.

Segundo semestre de 1984

Se ha llevado a cabo la inspección de las tuberías afectadas por la corrosión intergranular en la parada que duró desde el 30-9-84 al 15-11-84.

La central ha remitido su propuesta de solución definitiva para las soldaduras afectadas por la corrosión intergranular bajo tensión. Esta solución será estudiada por el CSN a comienzos de 1985 y se basa en la sustitución de la totalidad de los tramos afectados por corrosión intergranular bajo tensión por material más resistente a dicho fenómeno.

5.1.2.2. Historial

Primer semestre 82

Primer semestre de 1985

Mediante un sello mecánico se ha eliminado la fuga de refrigerante de la vasiya del reactor. La fuga fue detectada el 27 de julio de 1981 y su magnitud máxima fue del 10,6 por ciento del límite admisible.

Se han realizado modificaciones de las tuberías de descarga de las válvulas de alivio y seguridad, así como de la cámara de relajación.

Se ha llevado a cabo el cambio de bastidores de almacenamiento de elementos combustibles, con objeto de aumentar la capacidad en el almacenamiento de dichos elementos al aprovechar el máximo el espacio de la piscina para combustible irradiado.

Se han celebrado reuniones periódicas en relación con la propuesta de solución definitiva para las tuberías afectadas por corrosión intergranular, solución basada en la sustitución de la totalidad de los tramos de tubería afectados estando en estudio la instalación de un sistema de inyección de hidrógeno.

El 29-6-85 se produjo un vertido involuntario de agua ligeramente contaminada al exterior de la central. Se vertieron aproximadamente 14 m³ de agua con una actividad estimada de 14,8 MBq. Dada la baja actividad del vertido no es de esperar un impacto radiológico en el exterior.

Segundo semestre de 1982

Segundo semestre 1985

Reanudó su explotación a finales de julio.

Segundo semestre de 1983

El 27 de agosto de 1983 se inicia la parada fría, coincidiendo con la recarga del combustible, para llevar a cabo las modificaciones señaladas por la resolución de la DGE del 4 de agosto, previa propuesta del CSN.

Durante esta parada ha continuado el estudio de las grietas aparecidas en tuberías del sistema de recirculación del reactor y otros sistemas, como consecuencia de un fenómeno de corrosión intergranular. Se ha realizado una amplia inspección, se han detectado algunas grietas y se ha procedido a la reparación de aquellas que así lo aconseja la tecnología actual. CSN/IS/5/83, pág. 118.

Ha permanecido parada con objeto de realizar la recarga de combustible, las modificaciones para la solución de los problemas de corrosión y trabajos derivados del programa de evaluación sistemática. La sustitución de la totalidad de las tuberías afectadas, la inspección de las no afectadas y la instalación de un sistema de inyección de hidrógeno han sido supervisadas por el CSN y se han realizado de manera adecuada. Son trabajos que implican la exposición en zonas radiológicamente vigiladas.

Las modificaciones introducidas afectan a equipos tales como el toro de contención y la instalación de un sistema de exposición de variables de seguridad en Sala de Control. Se ha terminado el Análisis probabilista de Seguridad para esta central, hito importante, ya que es la primera vez que se realiza en España para una central en su conjunto.

Primer semestre 1986

Realizado control y seguimiento de pruebas, arranque del sistema de recirculación, una vez modificado éste para eliminar las soldaduras afectadas por corrosión intergranular bajo tensión.

El sistema de inyección de hidrógeno en el reactor tiene por objeto asegurar condiciones químicas adecuadas del refrigerante del reactor que eliminan uno de los factores causantes de grietas por Corrosión Intergranular bajo tensión. Sistemas análogos se han instalado en diversas centrales americanas y suecas tipo BWR y han mostrado resultados satisfactorios.

Segundo semestre 1986

El CSN ha evaluado los resultados de la inyección de

H², comprobándose la reducción de O² en el refrigerante del reactor «con la consiguiente prevención de la corrosión y todo ello, con incrementos del nivel de radiación en el interior de la Central muy pequeños, y sin incrementos apreciables en el exterior de la Central», pág. 124.

El día 22 de agosto estando la Central parada, se apreció un goteo proveniente de la penetración en la vasija del accionador de barras de control 10-27. Subsiguientemente se instaló durante la parada, un sistema de medida del caudal de fuga de dicha penetración, y se requirió por el CSN el informe diario del caudal de fuga. Asimismo, se han mantenido reuniones con el titular a fin de definir el programa de inspección de penetraciones de barras de control en la próxima parada de recarga, y el alcance de la solución a largo plazo del problema de corrosión intergranular bajo tensión en todos los accionadores sensibles a la misma, que el titular presentará al CSN en cumplimiento del condicionado del PEP.

5.1.2.3. Residuos

Residuos radiactivos	1981	1/82	2/82	1/83	2/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Núm. bidones producidos	—	323	212	580	172	94	246	0	381	713	713
Nivel de actividad Ci	—	—	—	—	?	—	—	0	51,57	123,55	123,55
Total acumulado m ³	—	—	—	—	1.290,08	1.305,92	1.360,04	1.222,60	1.306,42	1.585,54	1.585,54
Volumen residuos humedos m ³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	394,80
Activ. generad. Ci	—	—	—	—	2.504,50	2.541	?	?	?	?	?
Núm. comp. alt. activ. (piscina)	—	—	—	—	388	388	388	388	508	508	508
Equiv. en kg de uranio	—	—	—	—	69.056	69.056	69.056	69.056	90.414	90.414	90.414
Otros materiales alta actividad	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
— canales de combustible	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	520
— cortinas de veneno irradiadas	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	172
— barras de control	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	44
— fuentes de neutrones irradiadas	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	5
— varillas en trozos de combustible irradiado	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	2
— tubo guía irradiado	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	1

5.1.2.4. Notas

Durante el mes de noviembre se prensaron 223 bidones obteniéndose 96 bidones supercompactados y el mes de diciembre se prensaron 575 bidones, obteniéndose 259 bidones supercompactados, lo cual supone en 1986 un total de 798 bidones compactados que han dado lugar a 355 bidones supercompactados. Los resultados de la supercompactación se indicaran en la correspondiente tabla tan pronto como haya terminado la operación.

5.1.3. Vandellós

5.1.3.1. Historial

Primer semestre de 1982

Se ha concedido el permiso de explotación definitivo.

Primer semestre de 1983

Ha tenido lugar la parada prevista de mantenimiento y el aislamiento de los paneles del generador de vapor que habían presentado fuga.

Segundo semestre de 1983

Continúa el control y evaluación en el cambiador de calor principal de las fisuras en el grafito de los canales.

Segundo semestre de 1984

Se ha llevado a cabo la parada anual, programada, para mantenimiento. Se continúa el control y evaluación del cambiador de calor principal. Durante este semestre se han producido nueve fugas, aislándose los paneles correspondiente en la parada de mantenimiento. Igualmente se ha continuado el control y evaluación de las fisuras en el grafito de los canales instrumentados.

Primer semestre de 1985

Ha funcionado durante este semestre con un factor de carga del 67,81 por ciento. Se han producido cuatro nuevas fugas en el cambiador de calor principal, aislándose

la parte afectada. El número de paneles aislados hasta la fecha, debido a estas fugas, representan un 5,6 por ciento del conjunto del cambiador.

Segundo semestre de 1985

Se han producido dos fugas en el cambiador principal, por lo que se han aislado los tubos afectados. Los paneles aislados representan el 5,77 por ciento del conjunto del cambiador.

Primer semestre de 1986

Programa de revaluación de la Seguridad Nuclear, una vez concluidos prácticamente los de la CCNN de José Cabrera y Santa María de Garoña.

Reunión del CSN con IPSN (francés) en el que se trató la seguridad de los reactores grafito-gas a la vista del accidente de Chernobyl.

Se concluyó que:

— Hasta que no se disponga de una información técnica amplia y detallada sobre el suceso iniciador y secuencia del accidente de Chernobyl, no se puede establecer un paralelismo con la posibilidad de ocurrencia de un accidente similar en los reactores grafito-gas.

— Que en cualquier caso, en septiembre de 1986 se pensaba iniciar por el IPSN un estudio de secuencias que podían llevar en este tipo de reactores a una fusión del núcleo.

— Que en otoño de 1986 tendría lugar otra reunión como continuación de esta última.

Segundo semestre de 1986

Durante este semestre se ha efectuado la parada de mantenimiento en la que se ha procedido al aislamiento de tres paneles del cambiador de calor, con lo que el número de paneles aislados es de 81 del total de 1386.

El explotador ha remitido al CSN el anteproyecto de programa de Reevaluación de la Seguridad, en el que se detallan alcance, metodología, programación y recursos.

Durante el semestre se han producido cuatro roturas de vaina en piscinas, procediéndose a estuchar los elementos dañados en contenedores estancos en atmósfera de argón.

5.1.3.2. Residuos

Residuos baja/media actividad	1981	1/82	2/82	1/83	2/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Silo grafito número 1											
Bidones radiactivos	—	—	—	—	—	929	929	929	929	929	929
Camisas	—	—	—	—	—	36.123	36.123	36.123	36.123	36.123	36.123
Otros (unidades)	—	—	—	—	—	—	—	—	5.047	5.047	5.047
Volumen estimado m ³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	557	557
Actividad total (Bq)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	1,53E + 15	1,42E + 15
Silo grafito número 2											
Camisas	37.785	48.023	51.397	54.778	58.846	63.249	65.902	70.732	74.432	78.047	82.497
Otros componentes	—	—	—	—	—	—	—	—	337	337	337
Volumen estimado m ³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	747
Actividad total (Bq)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9,78E + 15	9,78 + 15
Silo de bidones											
Total acumulado	—	—	—	—	20	70	178	271	332	351	430
Actividad total	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	3,52E + 15
Fosa de lodos											
Residuos húmedos m ³	—	—	—	—	—	—	—	—	24	25,50	26,50
Actividad (Bq)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	7,49E+12	7,32E+12
Almacenamiento en pozos											
Piezas (unidades)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	209	211
Volumen estimado m ³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	10,37
Actividad total (Bq)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	2,77E + 13
Piscina para alta actividad											
Elementos irradiados (unidades)	—	—	—	—	8.650	5.365	4.781	?	?	8.329	8.709
Equival en Kg uranio	—	—	—	—	88.662,50	54.991,25	100.401	?	?	174.909	182.889

5.2. CCNN de 2.ª generación

Primer semestre de 1983

5.2.1. PWR 930 MW

5.2.1.1. Generalidades

El 20-10-81 un incidente en la CN de Ringhals 3 (Suecia) obligó a efectuar una parada fría. Se había detectado la rotura de algún tubo en el generador de vapor.

Dado que la Central de Almaraz I dispone del mismo modelo de generador de vapor, el 2 de noviembre de 1981 se paró la Central para inspeccionar los tubos del generador. Se inspeccionaron 455 tubos, detectándose un adelgazamiento de la pared en 53 tubos del generador de vapor número 1, en 13 del número 2 y en 31 del número 3. No se habían producido roturas.

Del análisis efectuado se llegó a la conclusión de que era un defecto genérico del proyecto de la serie D de los generadores Westinghouse, consistente en la vibración inducida en los tubos próximos a las placas de choque, en la zona de precalentamiento. (En España las centrales de Almaraz, Ascó y Lemóniz disponen del mismo modelo de generador.) La NCR (Organismo Regulador Nuclear de EE. UU.) calificó el problema no como «safety issue» (cuestión de seguridad nuclear), sino como un problema de envejecimiento prematuro de los tubos afectados.

Una vez analizados los estudios técnicos correspondientes, con fecha 21-12-81, el CSN informó favorablemente la puesta en marcha de la central con los tubos taponados, pero estableciendo como condición que solamente podría funcionar a la potencia que permite la alimentación de los generadores de vapor a través de la tobera de agua de alimentación auxiliar (del orden del 30 por ciento), sin que hubiera alimentación de agua a los generadores de vapor a través de la tobera de agua de alimentación principal.

Tras recibirse información adicional, y una vez evaluada, con fecha 7-1-82, a propuesta del CSN, se limitó el funcionamiento de la central a mil quinientas horas de operación y al 50 por ciento de la potencia nominal con la alimentación por la tobera principal.

Segundo semestre de 1982

Se ha completado el diseño de la modificación de los generadores de vapor con objeto de reducir las vibraciones y eliminar los desgastes. El diseño se encuentra pendiente de aprobación por las autoridades reguladoras de los países implicados y el CSN se mantiene en contacto con la NCR, y el SKI de Suecia, por lo que se refiere a la aceptación del diseño de dicha modificación.

Caso de ser aprobado dicho diseño, las modificaciones en las centrales nucleares españolas podrían realizarse en el primer semestre del 83, por lo que se refiere a las dos Unidades de Almaraz y a la Unidad I de Ascó.

El diseño de la modificación fue aprobado por los organismos reguladores de EE. UU., Suecia y España. A 30 de junio se habían completado y evaluado favorablemente las modificaciones de los generadores de la Unidad II de la CN de Almaraz y de la Unidad I de la CN de Ascó, y se encontraba también terminada la modificación de la Unidad I de la CN de Almaraz, aunque pendiente de recibir los resultados para la evaluación final. En este semestre, todavía no ha entrado en funcionamiento ninguna de las centrales sometidas a modificación.

Segundo semestre de 1983

Los resultados obtenidos hasta ahora de las vibraciones de los tubos son satisfactorios y quedan dentro de los límites previstos. Sin embargo, continúa la evaluación del problema, ya que en el condicionado de la autorización de explotación al cien por cien se establece el programa de medidas de desgastes, tanto en la primera parada (a efectuar transcurridos seis meses de funcionamiento a plena potencia equivalente) como en las sucesivas que se efectúen para recarga de combustible.

5.2.1.2. Almaraz

5.2.1.2.1. Características

Centrales localizadas en Almaraz (Cáceres)

La propiedad es compartida entre: Hidroeléctrica Española, S. A. (33,3 por ciento); Unión Eléctrica, S. A. (33,3 por ciento), y Cía. Sevillana de Electricidad, S. A. (33,3 por ciento).

Tras el intercambio de activos de generación, la propiedad de los dos grupos se reparte así:

Hidroeléctrica Española (36,021 por ciento), Sevillana de Electricidad (36,021 por ciento), Iberduero (16,666 por ciento) y Unión Eléctrica Fenosa (11,292 por ciento).

Se trata de un reactor tipo PWR (Westinghouse) con una potencia térmica de 2.696 Mw y una potencia eléctrica de 930 Mw. Dispone de un sistema de refrigeración abierto utilizando las aguas del embalse de Arrocampo.

La autorización previa del Grupo I fue concedida el 29-10-71.

La criticidad se alcanzó el 5-4-81.

El primer acoplamiento el 1-5-81.

La autorización previa del Grupo II fue concedida el 23-5-72.

La criticidad se alcanzó el 19-9-83.

El primer acoplamiento el 8-10-83.

5.2.1.2.2. Historial Grupo I

Primer semestre de 1982

Ha continuado el funcionamiento en régimen reducido de acuerdo con los criterios en el apartado de «generalidades».

Segundo semestre de 1982

Ha continuado en régimen del 50 por ciento de actividad.

Primer semestre de 1983

Se sigue trabajando al 50 por ciento hasta el 23 de abril, que se para la central con objeto de modificar la alimentación de los generadores de vapor.

Segundo semestre de 1983

Se han llevado a cabo las obras para evitar los problemas de asentamiento del edificio de combustible.

Finaliza la modificación de los generadores de vapor. Se inicia el incremento de potencia hasta alcanzar el cien por cien.

Primer semestre de 1984

La evaluación del comportamiento de los generadores de vapor es satisfactoria, permitiendo la continuidad —sin riesgo— de la explotación de la central.

Los retrasos en el suministro de información por parte del titular al CSN, sobre algunas incidencias, han hecho que este organismo estudie una propuesta de imposición de sanciones.

Primer semestre de 1985

El 5-1-85 se inicia la recarga de combustible. Se han inspeccionado los tubos de los generadores de vapor detectándose indicios de corrosión bajo tensión en el lado primario. También se ha efectuado una inspección detallada de las bombas de carga.

Segundo semestre de 1985

Se ha realizado una parada para la III recarga del combustible inspección de los tubos de generadores de vapor y tratamiento de la superficie interna de dichos tubos. Se han taponado 36 tubos en los tres generadores de vapor de este grupo. Para frenar el avance de la corrosión bajo

tensión en el lado primario de los generadores de vapor, el titular aplicó a la cara interna de los tubos el microgranallado, experimentado en Francia en centrales con problemas similares.

El 25-11-85, por un error en la operación de retardo de la válvula de seguridad del sistema de gases de desecho, se produjo el escape accidental del contenido de uno de los tanques de sistema de residuos gaseosos. El escape de actividad no tuvo prácticamente consecuencias radiológicas en el exterior.

Primer semestre de 1986

A finales de abril se procedió a reparar la fuga que existía en la brida de la vasija del reactor. Para evitar este tipo de incidente el explotador ha modificado el procedimiento de apriete de los pernos de la vasija de manera que no se pueda depositar suciedad en la junta de cierre.

Segundo semestre de 1986

El 8 de noviembre se inició la 4.ª recarga, con una duración prevista de sesenta días. Como resultado de la inspección realizada al intercambiador de calor han tenido que taponarse 32 tubos del primario debido al conocido defecto de corrosión bajo tensión.

El 13 de octubre, habiendo decidido extraer 16 m³ de agua del primario a través de la línea de drenaje del cambiador de calor de la descarga, los gases disueltos en el volumen extraído pasaron a la atmósfera del edificio Auxiliar, desde donde fueron evacuados al exterior por ventilación.

La actividad en gases nobles fue de 9 Ci. y de 0,1 mCi. de partículas.

El CSN asegura que sus consecuencias son inapreciables.

5.2.1.2.3. Historial Grupo II

Primer semestre de 1983

Se concede el Permiso de Explotación Provisional. Entre sus cláusulas se impone la corrección, mediante la realización de las obras necesarias, de los problemas presentados en los asentamientos del Edificio del Almacén de combustible que también afectan, en vías de corrección, a la Unidad I.

Segundo semestre de 1983

En relación con los asentamientos en el edificio de combustible, se está evaluando el proyecto presentado para el tratamiento del terreno bajo el mencionado edificio.

Primer semestre de 1985

El 29-3-85 se inicia la primera parada de recarga de la segunda mitad, inspeccionándose los tubos de los generadores de vapor. Los indicios de corrosión detectados han sido muy pequeños en relación a los apreciados en el Grupo I.

El 13-5-85, durante las pruebas de arranque no abrió totalmente una válvula de alivio de la línea de vapor, produciéndose la apertura automática de la primera válvula de seguridad de la línea. Al no disponer el CSN de la información que le permitiese evaluar el incidente, el día 16 tomó la decisión de que la central permaneciera parada en disponible caliente hasta que se aclarasen las circunstancias en que tuvo lugar.

El 21-5-85 tras haber analizado los resultados de la inspección y comprobado la reparación de la válvula de alivio y que la actuación de la válvula de seguridad había sido correcta, se autorizó a proseguir la secuencia de arranque.

El CSN ha propuesto al MINER la apertura de expediente administrativo por deficiencias en la información debida al CSN.

Primer semestre de 1986

En marzo finalizaron los trabajos de la operación recarga que se prolongaron hasta primeros de mayo, reanudándose la operación.

Durante la parada de recarga se han inspeccionado los tubos de los generadores de vapor con objeto de conocer la evolución de los defectos por corrosión intergranular. La inspección ha mostrado una ausencia casi total de defectos por rozamiento y por estrangulamiento. No obstante se ha observado un cierto crecimiento de los defectos por corrosión, razón por la cual se han taponado 11 tubos.

Esta central ha iniciado una transición a ciclos más largos cuya duración será de dieciocho meses cuando se alcance el ciclo de equilibrio. Todos los cambios requeridos para esta modificación han sido evaluados y aprobados por el CSN.

Segundo semestre de 1986

No se han producido incidentes dignos de mención.

5.2.1.2.4. Residuos

	1/81	1/82	2/82	1/83	2/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Bidón resid. sólido	342	193	523	330	909	1.348	261	1.195	969	1.248	638
Total acumulado											
m ³	90,40	129	233,60	299,60	481,40	751	803,20	1.042,20	1.236	1.485,60	1.613,20
Act. residuos (Bq) .	—	—	—	—	—	2,76E+14	2,98E+14	3,08E+14	3,19E+14	5,44E+14	5,63E+14

ELEMENTOS QUEMADOS EN PISCINA

Grupo I	—	—	—	—	—	44	44	44	123	132	184
Quemado máx.											
Mwd/TmU	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	37.889,60
Quemado mín.											
Mwd/TmU	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	6.309
Grupo II	—	—	—	—	—	—	—	—	44	96	96
Quemado máx.											
Mwd/TmU	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	28.072,20
Quemado mín.											
Mwd/TmU	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	13.351,40
Equiv. en peso de											
Uranio	—	—	—	—	—	3.608	3.608	3.608	13.693	18.696	22.960

5.2.1.2.5. Notas

Comoquiera que el grado de quemado óptimo es de 34.000 Mwd/TmU se supone que una parte importante de los elementos combustibles serán reutilizados.

5.2.1.3. Ascó

5.2.1.3.1. Características

Central localizada en Ascó (Tarragona).

La propiedad se reparte así:

Grupo I: FECSA (cien por cien).

Tras el intercambio de activos de generación la propiedad corresponde a: FECSA (60 por ciento) y ENDESA (40 por ciento).

Grupo II: FECSA (40 por ciento); ENHER (40 por ciento); Hidroeléctrica de Cataluña, S. A. (15 por ciento) y Fuerzas Eléctricas del Segre, S. A. (5 por ciento).

La propiedad, tras el intercambio de activos, se reparte así:

FECSA (40 por ciento), ENDESA (40 por ciento), Hidroeléctrica de Cataluña (15 por ciento) y Fuerzas Hidroeléctricas del Segre (5 por ciento).

Cada uno de los grupos dispone de un reactor tipo PWR (Westinghouse) con una potencia térmica de 2.696 Mw. y una potencia eléctrica de 930 Mw. La refrigeración se basa en un circuito abierto, torres o mexta, con el agua del río Ebro.

Grupo I

La autorización previa fue concedida el 21-4-72.

La criticidad se alcanzó el 17-6-83.

La conexión a la red el 29-7-83.

Grupo II

La autorización previa fue concedida el 21-4-72.

La criticidad se alcanzó el 11-9-85.

5.2.1.3.2. Historial Grupo I

Primer semestre de 1983

Durante los meses de marzo y abril se habían efectuado las modificaciones correspondientes a la alimentación de los generadores de vapor.

Segundo semestre de 1983

Finalizada la modificación de los generadores de vapor se autorizó a la central para que funcionara al cien por cien (23-6-83).

Han continuado las pruebas nucleares establecidas, en el transcurso de las cuales se han presentado numerosos disparos del reactor lo que condujo a que, por el CSN, se llevase a cabo un plan de seguimiento continuado sobre la actuación del personal técnico de la Central, y los procedimientos aplicados en relación con la explotación de la misma.

Al alcanzar en el programa de pruebas una potencia del 75 por ciento del valor nominal se detectó un calentamiento anormal en el estator del alternador, a causa de que los tubos de refrigeración de una bobina se encontraban parcialmente obstruidos.

Al finalizar el semestre, la central se encontraba en parada caliente.

Primer semestre de 1984

Ha funcionado al 60 por ciento de la potencia como consecuencia de la limitación de potencia derivada del calentamiento anormal del estator del alternador, por deficiencias en la refrigeración.

El 9-6-84 recuperó la plena potencia tras resolverse el indicado problema.

Durante este semestre se ha producido una explosión de hidrógeno en la excitatriz del alternador (con la central parada), una pérdida de alimentación en la red exterior y dos fallos en los generadores diésel, acaecidos durante las pruebas y que no tuvieron efectos sobre la seguridad.

Segundo semestre de 1984

La central paró el 25 de octubre con el fin de cumplir con los requisitos de vigilancia sometidos a plazo, algunos de los cuales requerían la parada de la central. Una vez reanudadas las operaciones a finales de diciembre se produjeron averías en los generadores diésel de emergencia que obligaron a su parada hasta final de año.

El CSN ha efectuado el análisis de los disparos de la central en función de los factores determinantes y ha evaluado el que sobre estos disparos había preparado la Central Nuclear de Ascó.

Dichos análisis han sido comprobados con otros llevados a cabo en el extranjero sobre centrales del mismo tipo y potencia. Entre las soluciones preconizadas por el CSN, a la vista de las auditorías y estudios realizados figuran:

- una mejora del mantenimiento preventivo,
- una modificación de la estructura organizativa que permita un mejor funcionamiento de las distintas unidades de la central, y
- la dotación de un mayor apoyo técnico. CSN/15/7/85, pág. 128.

Primer semestre de 1985

A partir del 13 de mayo se cuenta con un inspector residente.

Segundo semestre de 1985

La dosis media y colectiva de los trabajadores ha sido

superior a la correspondiente al semestre anterior de su explotación, ya que durante el actual se ha efectuado la primera recarga de combustible, así como las labores de inspección y mantenimiento rutinario de la central.

Primer semestre de 1986

Esta unidad ha concluido el programa de pruebas establecido.

Segundo semestre de 1986

El 7 de julio comenzó la parada de recarga que se prolongó hasta el 15 de septiembre si bien se mantuvo la central parada hasta primeros de octubre debido a las pruebas realizadas en las válvulas de aislamiento de vapor principal.

5.2.1.3.3. Historial Grupo II

La existencia de arcillas expansivas en el asentamiento de la central está produciendo levantamientos del terreno que ponen en entredicho la seguridad de la central. El fenómeno es estudiado desde hace años y es citado en todos los informes del CSN.

Segundo semestre de 1983

Dada la situación de la central, presentada ya la solicitud de Permiso de Explotación Provisional, se ha intensificado, por parte del CSN, con la colaboración de empresas y organismos españoles, el estudio de la información solicitada al explotador en relación con los movimientos del terreno y su efecto sobre las estructuras. CSN/15/5/83, pág. 119.

Primer semestre de 1984

Con el fin de completar la información del CSN sobre la eventual evolución de los movimientos del terreno, el CSN ha establecido un contrato de colaboración con una compañía de ingeniería española.

Por otra parte el CSN ha realizado auditorías e inspecciones con el mismo objetivo y, finalmente, ha establecido un Acuerdo con el Instituto de Protección y Seguridad Nuclear de Francia que le permitirá conocer mejor, entre otros, los siguientes aspectos:

- futura evolución de los movimientos del terreno,
- efectos sobre el conjunto de la obra civil de la instalación, y
- efectos sobre los elementos y dispositivos de contención y el resto de los componentes.

Segundo semestre de 1984

Ha concluido el Programa de Pruebas Prenucleares. Se ha estado evaluando la información y estudios adicionales requeridos por el CSN en el problema de las margas expansivas.

Primer semestre de 1985

A partir del 13 de mayo se cuenta con un inspector residente.

El 31-5-85, encontrándose la central en situación de espera caliente, se produjo una descarga de agua del primario a la contención a través de uno de los discos de ruptura del tanque de alivio del presionador. Este vertido no tuvo consecuencias radiológicas, siendo el agua depurada por el sistema de tratamiento de desechos líquidos.

Segundo semestre de 1985

El Titular comunicó los resultados obtenidos en la segunda campaña de toma de datos de los movimientos del terreno. El CSN verificó las medidas topográficas mediante una comprobación independiente, elaborando un informe de evaluación sobre las dos primeras tomas de datos de nivelaciones topográficas. Sus resultados fueron tenidos en cuenta para la apreciación favorable del 5 por ciento de potencia.

Primer semestre de 1986

Durante el mes de mayo se produjeron pérdidas de vertidos líquidos, que no han tenido ningún impacto radiológico en el medio ambiente.

Se han producido nueve disparos durante este semestre.

Se encuentran actualmente en evaluación los documentos presentados por el explotador sobre el «Plan de trabajo orientado a actualizar las previsiones de los movimientos de terreno».

Asimismo, el titular ha presentado al Consejo la «Evaluación de los resultados obtenidos en las campañas de tomas de medidas efectuadas por la vigilancia de los levantamientos del terreno de CN Ascó II». Se ha confirmado la mejora de su organización para la toma de datos con la instrumentación instalada al respecto.

Segundo semestre de 1986

Se han producido ocho disparos no programados originados básicamente por fallos de equipo y generación de espúreos. En todos ellos los sistemas de seguridad actuaron correctamente.

Continúan evaluándose los documentos presentados por el explotador en relación con el seguimiento de los movimientos del terreno.

Ha concluido el programa de pruebas nucleares.

5.2.1.3.4. Residuos

	1/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Bidon resid sólido	11	63	57	52	406	349	699
Actividad generada Bq	8,89E+10		1,67E+10	51,71E+12	3,30E+11	1,61E+13	
Bidones acumulados	13	84	141	193	680	1.029	1.728
Volumen total m ³	2,86	18,48	31,02	42,46	150	226,40	380,16
Actividad global Bq							
Elem. quemados en pisci	0	0	0	0	44	44	92
Quemado max. Mw. d/TmU						17.159,80	25.923,70
Quemado min. Mw. d/TmU						9.185,10	9.423

5.2.1.3.5. Notas

Como quiera que el grado de quemado óptimo es de 34.000 Mw. d/TmU se supone que una parte importante de los elementos combustibles serán reutilizados.

5.2.2. BWR 975 MW

5.2.2.1. Cofrentes

5.2.2.1.1. Características

Central situada en Cofrentes (Valencia).

Su titular: Hidroeléctrica Española, S. A., con una participación del cien por cien.

Utiliza un reactor tipo BWR de General Electric que dispone de una potencia térmica de 2894 Mw y una potencia eléctrica nominal de 957 Mw.

Cuenta con torres de refrigeración que se abastecen del agua disponible en la cola del embalse de Embarcaderos (río Júcar).

Fue concedida la autorización previa el 13-11-72.

La autorización para construcción el 9-9-75.

Se alcanzó la primera criticidad el 22-8-84.

La conexión con la red el 14-10-84.

5.2.2.1.2. Historial

Segundo semestre de 1984

El acoplamiento a la red se ha efectuado el 14-10-84. Desde entonces se han producido 19 disparos, cifra que debe enmarcarse en la fase específica de Pruebas Nucleares que se han desarrollado durante este semestre.

Se ha destacado a un inspector del Cuerpo Técnico para

el seguimiento del condicionado, vigilancia y control del vertido de efluentes líquidos.

Primer semestre de 1985

El CSN cuenta con un inspector residente desde el mes de marzo.

Se sigue con el programa de pruebas nucleares. Aunque el número de disparos producidos (15) se encuentra dentro de los márgenes considerados como normales, el CSN ha iniciado un estudio para el seguimiento y clarificación de las causas de dichos disparos.

El 5-1-85 debido a la actuación inadecuada del sistema contra incendios de la sala de cables se produjo su inundación dando lugar a filtraciones en la Sala de Control que afectaron a diversos paneles de instrumentación y control de planta. El CSN remitió una serie de recomendaciones al Titular, entre las que se cuenta la necesidad de demostrar la cualificación de los nuevos sellados.

Segundo semestre de 1985

Del análisis estadístico de los disparos y su comparación con otras centrales del mismo tipo se desprende que para el período de pruebas nucleares continúa siendo inferior al resto de las centrales PWR.

Primer semestre de 1986

El 11 de febrero se inició la primera recarga de combustible, que se prolongó hasta el 29 de marzo fecha en que se reanudó la operación sin incidentes dignos de mención.

Segundo semestre de 1986

La central ha operado sin incidentes dignos de mención.

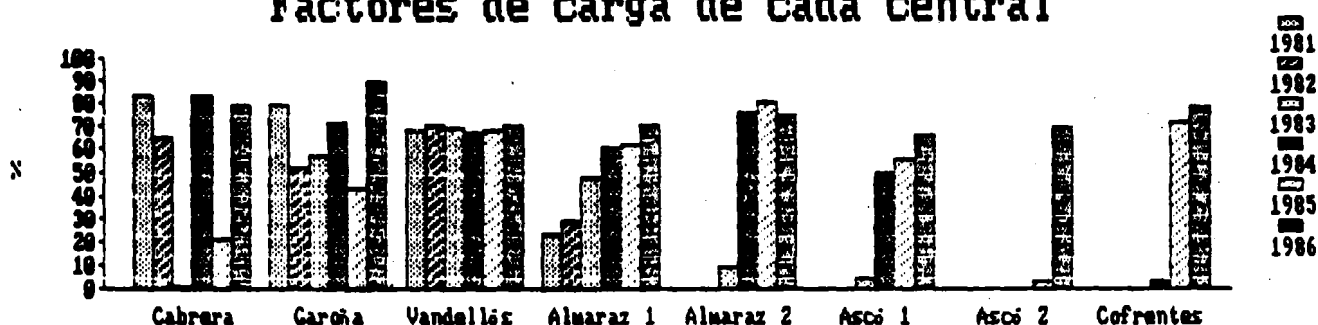
5.2.2.1.3. Residuos

	2/84	1/85	2/85	1/86	2/86
Bidon resid sólido	1.123	2.436	1.368	960	732
Vol estim de bidones (m ³)		784,74	1.085,70	1.296,90	1.457,94
Actividad generada (Bq)	?	5,00E+12	1,06E+13	2,53E+12	2,30E+12
Actividad total (Bq)	—	—	—	—	—
Núm. elem. comb. quemados	—	—	—	64	180

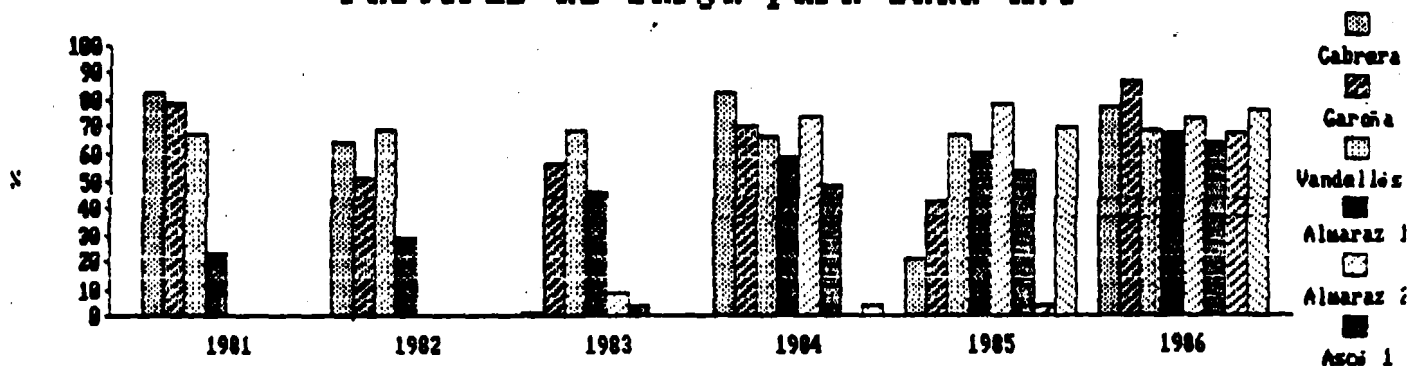
ANEXO I

1. PRODUCTIVIDAD

Factores de carga de cada central



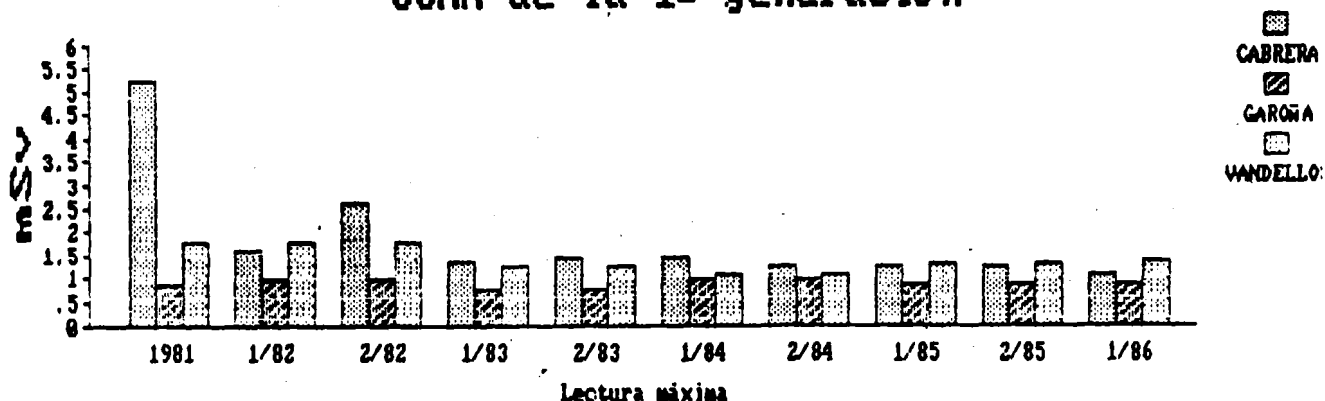
Factores de carga para cada año



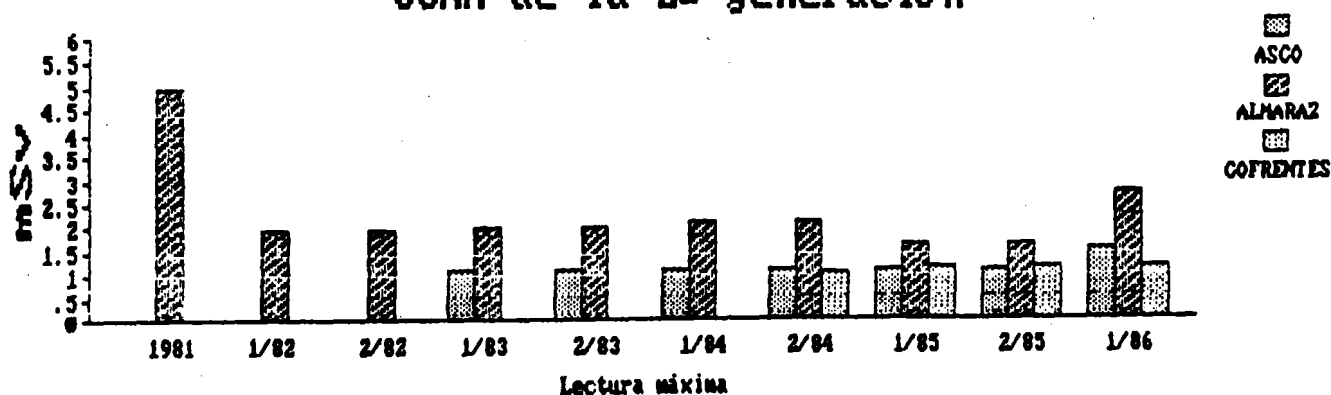
1.1. Resultados PVRA. Dosímetros TL mSv

	1981	1/82	2/82	1/83	2/83	1/84	2/84	1/85	2/85	1/86
Cabrera	5,22	1,58	2,60	1,32	1,43	1,43	1,23	1,25	1,25	1,06
Garoña	0,84	0,96	0,96	0,76	0,76	0,95	0,95	0,86	0,86	0,88
Vandellós	1,75	1,75	1,75	1,24	1,24	1,08	1,08	1,31	1,31	1,35
Ascó	—	—	—	1,12	1,12	1,15	1,15	1,11	1,11	1,57
Almaraz	5	1,95	1,95	2,02	2,02	2,14	2,14	1,63	1,63	2,77
Cofrentes	—	—	—	—	—	—	1,05	1,20	1,20	1,16

CCNN de la 1ª generación



CCNN de la 2ª generación



ANEXO II

ESTUDIO EPIDEMIOLOGICO SOBRE EL IMPACTO PRODUCIDO POR LAS RADIACIONES DE BAJA INTENSIDAD

1. JUSTIFICACION	1717
1.1. Generalidades	1717
1.2. Notas	1717
2. EFECTOS BIOLOGICOS	1718
2.1. Generalidades	1718
2.2. Consecuencias irradiación celular	1719
2.2.1. Alteraciones cromosómicas	1719
2.2.2. Mutaciones genéticas	1719
2.2.3. Efectos cancerígenos	1719
2.3. Notas	1719
3. VALORACION DE LAS DOSIS	1719
3.1. Generalidades	1719
3.2. Factores de eficiencia biológica	1720
3.3. Notas	1720
4. HABITUALES APORTACIONES A LA DOSIS RECIBIDA	1720
4.1. Generalidades	1720
4.2. Dosis natural integrada	1720
4.3. Notas	1720
5. RADIOISOTOPOS EN EL MEDIO AMBIENTE	1721
5.1. Criterios generales	1721
5.2. Dosis vía directa en mSv	1721
5.3. Límites permisibles	1721
5.4. Notas	1722

6. EVALUACION DEL RIESGO	1722
6.1. Generalidades	1722
6.2. Radiaciones de bajo nivel	1722
6.2.1. Riesgo para 10.000 Sv-p	1722
6.2.1.1. Tabla de probabilidades	1722
6.2.1.2. Distribución gráfica	1723
6.2.2. Origen irradiación cancerígena en EE. UU.	1723
6.3. Dosis colectiva mSv-p en España	1723
6.4. Consecuencias radiológicas del accidente de Chernobyl	1723
6.5. Notas	1724

1. JUSTIFICACION

1.1. Generalidades

En los informes del Consejo de Seguridad Nuclear hay dos tipos de datos especialmente relevantes: Los que se refieren al impacto radiológico y los relativos a la seguridad nuclear.

Es difícil valorar el impacto radiológico si la ponencia que estudia los informes del CSN se limita a comparar los datos recibidos con los límites establecidos por el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, pues la experiencia nos enseña que los casos de sobreexposición suelen corresponder a errores de medición entre empleados de instalaciones radiactivas.

Gracias al carnet radiológico se podrá individualizar el seguimiento y control de los casos de sobreexposición, pero la mayoría de las personas afectadas recibe dosis muy bajas, por debajo del umbral de seguridad que fija la reglamentación internacional. Son personas sometidas a un riesgo que se puede ponderar de acuerdo con ciertos criterios epidemiológicos. Pues bien, el propósito de este Informe es el de exponer y descifrar los indicados criterios.

Comoquiera que es imposible establecer el auténtico impacto radiológico de las dosis de baja intensidad, se acude a la argucia de valorar el impacto correspondiente a radiaciones de mayor intensidad y suponer que exista una relación lineal, sin umbral, en los efectos producidos (1). Esta será la línea argumental de todo el informe.

1.2. Notas

(1) Los criterios indicados son de uso internacional. Seguidamente reproducimos los puntos 27, 28, 29 y 30 de las «Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica», Publicación Científica número 497 de la Organización Panamericana de la Salud, oficina regional de la Organización Mundial de la Salud.

«La realización entre la dosis recibida por un individuo y cualquier efecto biológico especial inducido por irradiación es un problema complejo que exige adoptar algunas simplificaciones. Una de las suposiciones básicas, que

fundamenta las recomendaciones de la Comisión, es que existe relación lineal sin umbral entre la dosis y la probabilidad del efecto en lo que se refiere a los efectos estocásticos. La simple suma de las dosis recibidas por un tejido u órgano como medida del riesgo total y el cálculo de las dosis equivalente colectiva como índice del detrimento total de una población son solamente válidos si se acepta este supuesto y que la gravedad de cada tipo de efecto es independiente de la dosis.»

«El riesgo suplementario debido a un cierto incremento de dosis dependerá de la pendiente de la relación dosis-efecto. Si la relación dosis-efecto para procesos estocásticos es de hecho marcadamente sigmoidea, se puede sobreestimar el riesgo de las dosis bajas al extrapolar linealmente a partir de datos obtenidos a dosis elevadas. Existen fundamentos radiobiológicos para suponer que la curva dosis-efecto para radiación de baja transferencia lineal de energía (TLE) aumentará en general su pendiente, con el aumento de dosis y tasa de dosis, en el margen de dosis absorbida hasta unos pocos gray (*). Para muchos efectos estudiados experimentalmente, la respuesta en este margen puede representarse por una expresión del tipo

$$E = aD + bD^2$$

donde E denota el efecto, D la dosis y "a" y "b" son constantes. El término cuadrático (bD^2) de esta expresión predomina cuando las dosis absorbidas son altas (generalmente más de un gray) y también son altas las tasas de dosis absorbidas (del orden de un gray por minuto); sin embargo, el término lineal (aD) y la pendiente que representa predomina cuando la dosis y la tasa de dosis son reducidas. A pesar de que se ha encontrado una relación de este tipo en una variedad de efectos, los valores relativos de los parámetros "a" y "b" varían de una observación a otra. Aún no se ha determinado hasta qué punto puede diferir esta relación en otras situaciones. El conocimiento de las relaciones dosis-efecto, particularmente en las poblaciones humanas, es demasiado limitado para prever con certeza las formas y pendientes de las curvas a bajas dosis y tasas de dosis. Sin embargo, en unos pocos casos las estimaciones de riesgo se pueden basar en los resultados de la irradiación de poblaciones humanas, sea como

(*) 1 gray (Gy) = J/kg (= 100 rad).

dosis absorbidas únicas del orden de 9,5 Gy o menos, o las mismas dosis repetidas a intervalos de unos pocos días o más largos. En estos casos se puede suponer razonablemente que la frecuencia de efectos nocivos particulares debidos a dichas exposiciones, por unidad de dosis absorbida, es poco probable que sobreestime exageradamente la frecuencia de tales efectos en el margen de dosis que concierne la protección radiológica, aun cuando las última puede recibirse en tasas de dosis mucho más bajas.» «En muchos casos, sin embargo, las estimaciones de riesgos se basan en datos derivados de irradiaciones efectuadas con dosis y tasas elevadas. En estos casos es probable que la frecuencia de efectos por unidad de dosis será menor tras la exposición a dosis y tasas de dosis bajas; puede ser apropiado, por tanto, reducir esas estimaciones, aplicando un factor para compensar la diferencia probable en el riesgo. Los factores de riesgo que se discuten más adelante han sido seleccionados, por consiguiente, en la medida de lo posible, para su aplicación práctica en la protección radiológica.»

«Las extrapolaciones lineales de la frecuencia de efectos observados a dosis elevadas pueden ser suficientes para evaluar el límite superior del riesgo con el cual se puede comparar la ventaja de una práctica o el riesgo de otra práctica alternativa que no implique exposición a las radiaciones. Sin embargo, cuanto más cautelosa es la hipótesis de la linealidad, deviene más importante reconocer que puede conducir a una sobreestimación de los riesgos de la radiación, lo que a su vez puede inducir a la adopción de alternativas, que son más peligrosas que las que implican exposición a las radiaciones. Así es que, en la elección de prácticas alternativas, se deben utilizar con gran prudencia las estimaciones de riesgo con el reconocimiento explícito de que el riesgo real a dosis bajas puede ser inferior al estimado, aplicando deliberadamente la hipótesis cautelosa de la proporcionalidad.»

2. EFECTOS BIOLOGICOS

2.1. Generalidades

«De acuerdo con el postulado de que toda cantidad de radiación produce algún efecto, debe considerarse la existencia de riesgo asociado con cualquier actividad que conlleve irradiación a bajo nivel, sin importar cuán baja sea la dosis.» (1) Aunque dichos riesgos puedan parecer insignificantes en relación con otros peligros de la vida cotidiana, ningún riesgo puede reputarse aceptable si no comporta un evidente beneficio o si lo podemos evitar.

«Los problemas planteados por la radiación a bajo nivel, a la hora de evaluar su riesgo, son paralelos a los que surgen al evaluar los riesgos a la exposición a bajo nivel de sustancias químicas tóxicas. Este último problema es aún más complicado: no sólo se enfrenta con variaciones mal definidas entre los individuos y especies en la ingestión, distribución, metabolismo, desintoxicación y excre-

ción de las sustancias, sino que debe abordar también otras fuentes de incertidumbre.» (1)

«Desde hace tiempo se viene sosteniendo que los efectos que las radiaciones ionizantes causan en el genoma (y se transmiten, por tanto, a los descendientes) carecen de valor umbral (2) y constituyen, por ende, un peligro conatural con la radiación de bajo nivel. Por otro lado, hay documentación clínica de efectos no hereditarios producidos sólo a partir de unos niveles altos; éstos, por tanto, sí que parecen presentar un umbral. Se encuadran en esta categoría la opacificación del cristalino, la disminución de la fertilidad y la depleción de los glóbulos blancos de la sangre.» (1)

«A medida que va penetrando en el tejido, la radiación ionizante libera su energía a través de una serie de colisiones e interacciones aleatorias con los átomos y moléculas que le salen al paso.» «La energía de radiación que incide sobre una célula viva se disipa de manera distinta según sea la naturaleza de dicha radiación. Los rayos X y los rayos gamma tienen, por lo general, una baja transferencia lineal de energía: aunque penetran profundamente, generan escasos iones a lo largo de su trayecto. La radiación de partículas —electrones y partículas alfa— tienen una alta transferencia lineal de energía.»

«De entre todas las moléculas afectadas por la radiación ionizante, la ADN es la más importante, habida cuenta del número reducido de copias de la información genética en ella inscrita.» (3) «El daño infligido en el ADN por la trayectoria de una radiación con baja transferencia lineal de energía consiste con bastante seguridad, en lesiones simples: ruptura de una de las dos cadenas que configuran la doble hélice de ADN, por ejemplo. Daños más severos son propios, cabe presumirlo, de una radiación de alta transferencia lineal de energía.»

«Si tenemos presente que las lesiones simples se reparan, en la mayoría de los casos, por enzimas celulares, la cuantía final de la alteración dependerá en última instancia, de la eficacia del proceso reparador y de la naturaleza de la lesión inicial. Los efectos de una lesión no reparada, o mal reparada, en una molécula de ADN pueden multiplicarse (ampliarse se dice también) muchas veces a lo largo de la transcripción y traducción del ADN; proceso que podría desembocar en la transmisión de la anomalía a innumerables células hijas.»

«Aunque sólo fuera por ello, la agresión sufrida por cromosomas y genes merece una atención mayor que cualquier otra lesión inducida por irradiación a bajos niveles. En esa expresión genérica se engloban cambios en el número y estructura de los cromosomas, resultantes de la ruptura y reagrupación de los brazos de los cromosomas, así como de la interferencia u obstrucción de la separación normal de los cromosomas durante la división celular.»

«A través de los procesos de reparación metabólica llegan a unirse los fragmentos del cromosoma roto. Cuando hay dos rupturas muy cercanas en el espacio y en el tiempo, los extremos de un fragmento pueden unirse incorrectamente a los de otro, y originar así traslocaciones, inversiones, formas anulares y otras configuraciones de reagru-

pamiento estructural. La frecuencia de esas aberraciones cromosómicas crece con arreglo a una función lineal, sin umbral, de la dosis en el rango bajo-medio.»

2.2. Consecuencias irradiación celular

2.2.1. Alteraciones cromosómicas

Si representamos gráficamente el número de lesiones cromosómicas, la pendiente de la función se acentúa para radiaciones con alta transferencia línea de energía, comparada con la correspondiente para las de baja transferencia lineal.

Al aumentar la dosis y la tasa de ésta, sube la pendiente para radiaciones con alta transferencia, pero permanece sin modificación sustancial para radiaciones de baja transferencia.

2.2.2. Mutaciones genéticas

De los estudios y ensayos llevados a cabo «se infiere que la relación dosis-efecto en la inducción de mutaciones en espermatozoides y óvulos en maduración es muy similar a la de las aberraciones cromosómicas».

«Con radiación de alta transferencia, la tasa de mutaciones crece, de un modo muy pronunciado, con arreglo a la dosis, pero se muestra bastante independiente con respecto al ritmo de la dosis. Con la radiación de baja transferencia, la frecuencia de mutaciones no aumenta tan drásticamente en función de la dosis, pero se muestra muy ligada al ritmo de dosis.» (1) (4)

2.2.3. Efectos cancerígenos

«La radiación incrementa la frecuencia de muchos tipos de tumores, aunque no la de todos. Aumento que tiene que ver con las condiciones de exposición y con factores que inciden en la sensibilidad de la población sujeta a esa acción. Lo difícil del caso es que los tumores inducidos por radiación no presentan unos rasgos definitorios que los caractericen como tales. Peor todavía: no suelen manifestarse hasta pasados años o décadas de la irradiación. Por consiguiente, la relación entre cáncer y una irradiación anterior sólo puede demostrarse a partir de datos epidemiológicos claros.»

«Puesto que la frecuencia relativa de los distintos tipos de tumores es relativamente baja, el análisis de la relación matemática entre dosis e incidencia requiere estudiar poblaciones bastante numerosas. Es de destacar que los datos se refieren a dosis de radiaciones bastante altas (de Sv a 2 Sv); quiere ello decir que habrá que calcular los riesgos cancerígenos implicados en la radiación a bajo nivel, extrapolando a partir de suposiciones aproximadas de la relación dosis-incidencia.»

«El análisis de los datos disponibles, realizados por gru-

pos interesados en los efectos biológicos de la radiación ionizante que trabajan para las Naciones Unidas y la Academia Nacional de Ciencias estadounidense, ha llegado al siguiente resultado:

El incremento absoluto de todos los tipos de tumores es de 4 a 18 (de 2 a 10 con desenlace fatal) por año por 10.000 personas con riesgo por sievert, a partir de los dos y diez años subsiguientes a la irradiación de todo el organismo y manteniéndose posteriormente a lo largo de la vida de la población expuesta. Las cifras corresponden a un incremento acumulativo durante toda la vida de 140 a 1.000 tumores (de 70 a 500 con desenlace fatal) por 10.000 personas con riesgo por sievert.» (5)

«Cuando se trata de radiación de baja transferencia lineal, hay fundamento radiobiológico que permite suponer que el riesgo por unidad de dosis disminuye a medida que decae la dosis y su ritmo. En este caso, pues, la extrapolación que se apoya en un modelo lineal, sin umbral, protendería a sobreestimar el riesgo de la exposición a bajos niveles de dicha irradiación, habría que aplicar, consiguientemente, estimaciones menores.

Cuando nos hallamos con la radiación de alta transferencia lineal de energía, los datos señalan la verdad contraria: el efecto carcinogénico de este tipo de radiación crece, al parecer, conforme reducimos la dosis y su ritmo.» (1)

2.3. Notas

(1) Arthur C. Upton: «Investigación y Ciencia», abril 1982.

(2) La posibilidad de que los tumores resultaran de dosis leves de radiación no se abordó de una manera seria hasta la década de 1950, cuando E. B. Lewis, del Instituto de Tecnología de California, dedujo que la incidencia de dicho mal podría crecer con arreglo a una función lineal dependiente de la dosis, sin umbral.

(3) «La cantidad total de energía depositada por una dosis letal de rayos X que afecte al organismo entero (que se cifra en torno a los 3 ó 5 Sievert) produce centenares de rupturas en las moléculas de ADN de todas las células que integran el organismo.» Arthur C. Upton.

(4) Entendemos aquí por dosis la cantidad total de energía radiante depositada en un tejido o célula, sin considerar el tiempo; por ritmo de dosis, la cantidad de energía radiante en una unidad de tiempo.

(5) Se refiere a las cifras obtenidas por Arthur C. Upton que, como puede verse, resultan significativamente superiores a las habitualmente consideradas como fiables por las instituciones más representativas.

3. VALORACION DE LAS DOSIS

3.1. Generalidades

Como quiera que el efecto biológico es distinto, según sea la transferencia de energía que cada radiación produ-

ce sobre los tejidos, para valorar la radiactividad no sólo se acude a criterios vinculados a la energía físicamente cedida (1), sino al impacto percibido en función de sus efectos biológicos.

Para valorar el impacto de cada tipo de radiación se emplea el criterio de «dosis equivalente», usualmente expresada en unidades Sievert (Sv). La «dosis equivalente» es igual a la radiación absorbida multiplicada por un factor que tiene en cuenta su efecto sobre los tejidos (2).

«En una primera aproximación llamaremos rem a la cantidad de radiación —no importa el origen— que produce un efecto biológico equivalente al que causa un rad de radiación gamma. De forma similar, un sievert será la cantidad de radiación de cualquier tipo equivalente, en efecto biológico, a un gray de radiación gamma. De donde un sievert valdrá 100 rem» (3).

«Las unidades empleadas para expresar dosis colectivas son el rem-persona y el sievert-persona. Una y otra se obtienen a través de un producto matemático: se multiplica la dosis media por persona por el número de individuos expuestos; por ejemplo, si en un colectivo de 100 personas recibe un rem cada una, diremos que la radiación inducida es de 100 rem-persona o un sievert-persona» (3).

3.2. Factores de eficiencia biológica

Clase de radiación	Factor eficiencia
Gama	1,00
Beta	1,00
Alfa	10,00
Protones	10,00
Neutrones térmicos	2,50
Neutrones rápidos	10,00
Iones pesados	20,00

MINER, 1979.

3.3. Notas

(1) La cantidad de energía cedida por la radiactividad al material que la intercepta, expresada como flujo, mide la dosis recibida por el material y, en el caso de tratarse de un tejido biológico, esta dosis se refiere a la unidad denominada rad (equivalente a 100 ergios de energía por gramo de tejido). Para dosis muy superiores también se emplea el gray (que equivale a un joule por kilogramo de tejido, es decir, 100 rads).

(2) Nos referimos al factor de eficiencia que expresamos en la tabla de este mismo epígrafe.

(3) Arthur C. Upton. «Investigación y Ciencia», abril 82.

4. HABITUALES APORTACIONES A LA DOSIS RECIBIDA

4.1. Generalidades

En el contenido de los informes del CSN se aprecian grandes diferencias en la dosis percibida por las distintas personas afectadas por la actividad normal de instalaciones nucleares o radiactivas. Se trata de diferencias que, en cualquier caso, cabe inscribir dentro de la categoría de «radiaciones de bajo nivel» que, tal como hemos indicado en anteriores epígrafes, no superan los 0,5 Gy (grays), produciendo un efecto biológico equivalente a 0,5 Sieverts. En otras palabras, mientras la distribución de la máxima dosis individual entre la población ronda el equivalente a centésimas de mSv, en los operadores de las CCNN se suelen detectar dosis individuales medias que oscilan entre décimas de mSv a 14 ó 15 mSv.

En dosis de tan bajo nivel la aportación de origen artificial suele ser equivalente o inferior a la de origen natural. Es por ello que se debe siempre señalar si se incluye la radiación de fondo natural en el contenido de una determinada dosis. Con tales criterios se puede conocer el impacto radiológico adicional que resulte de una actividad nuclear o radiactiva, con lo cual se puede valorar la eficiencia de los sistemas de protección radiológica empleados en cada actividad.

4.2. Dosis natural integrada

Tipo de radiación	Dosis mínima		Dosis máxima	
	mSv	%	mSv	%
Fondo natural	0,40	43,50	0,80	0,39
Permanencia en edificios	0,20	21,70	0,60	29,30
K 40	0,20	21,70	0,25	12,20
Inhalación	0,02	2,20	0,10	4,90
Ingestión	0,10	10,90	0,30	14,60
TOTAL (1)	0,92	100,00	2,05	100,00

4.3. Notas

(1) Hay radiaciones de carácter ocasional que cabe incorporar en la dosis que reciben las personas. Entre ellas cabe señalar, a título de ejemplo, las siguientes:

Pantalla de TV en color	De 0,05 a 0,10 mSv/año
Radiografías	De 0,25 a 0,75 mSv/año
Esferas luminosas de relojes portátiles	De 0,01 a 0,02 mSv/año
Viajes en avión	De 0,01 a 0,02 mSv/hora
Radioscopías	De 0,20 a 0,60 mSv/minuto

MINER. Documento E9-49 de diciembre de 1979.

5. RADIOISOTOPOS EN EL MEDIO AMBIENTE

5.1. Criterios generales

La vigilancia radiológica basada en la presencia de isótopos radiactivos suele restringirse a los usualmente generados por la actividad contaminante, centrando la atención a los expresamente peligrosos. Desde tal perspectiva, por ejemplo, para la investigación de las secuelas producidas tras el accidente de Palomares se indaga acerca de la presencia de isótopos transuránicos Pu-239, Pu-240 y Am-241.

Para la vigilancia de las CCNN el CSN recoge muestras del entorno para determinar la presencia de H-3, Kr-85 y C-14.

Para valorar la aportación de cada Central se toman muestras «preoperacionales» con el propósito de medir el incremento de actividad no imputable al fondo natural.

Los niveles preoperacionales de actividad que se han podido detectar se ajustan a las siguientes variaciones:

	Bq/m ³
H-3	0,100 - 2,220
C-14	0,014 - 0,480
Kr-85	0,450 - 0,770

El impacto atribuido por la emisión de tales radioisótopos se puede apreciar mejor en el cuadro que sigue (dosis vía directa), cuyos datos se refieren a las muestras obtenidas en el segundo semestre de 1986. Obsérvese que se refieren a la dosis que en el caso más desfavorable ingeriría un individuo-tipo a lo largo del año y en el supuesto de que se mantuvieran las concentraciones obtenidas en la muestra. Para comparar los datos allí indicados bastará observar que la irradiación obtenida por el medio circundante a una central nuclear sería 300 veces inferior a la aportada por la esfera luminosa de un reloj portátil.

La poca importancia que estamos atribuyendo a los indicados niveles de dosis sólo expresan la eficacia de las medidas de contención aplicadas en las CCNN. La situación sería muy distinta si se incrementaran las dosis o si aparecieran isótopos más peligrosos. Tal es el caso de las dosis correspondientes a los isótopos indicados en el cuadro titulado «Límites permisibles».

5.2. Dosis vía directa en mSv

	Cabrera	Garroña	Vandeljós	Almaraz	Ascó	Cofrentes
H-3	0,000019	—	0,000032	0,000025	?	0,000030
Kr-85	0,000376	0,000462	0,000457	0,000446	0,000380	0,000434
C-14	0,000426	0,000426	0,000407	0,000388	?	0,000397

5.3. Límites permisibles

Radioisótopo (*)	Años semi. desintegr.	Radiac. princip.	CANTIDADES MAX. PERMISIBLES (microcurios)			RADIAC. MAX. PARA PUBLICO mCi (Regl. Prot. Sanit. Rad. Ion.)	
			Cuerpo	Agua	Aire	Ingestión	Inhalación
Plutonio (Pu 239)	2.440E + 4	a	4.00E - 2	1.50E - 3	2.00E - 9	5.40E - 7 S	5.40E - 10 A
Radio (Ra 226)	1.620E + 3	a	1.00E - 1	4.00E - 5	8.00E - 9	1.90E - 7 S	5.40E - 8 S
Polonio (Po 210)	3.781E - 1	a	4.00E - 2	3.00E - 3	4.00E - 7	2.70E - 7 D	5.40E - 8 A
Estroncio (Sr 90)	1.990E + 1	b	1.00E + 0	8.00E - 4	2.00E - 7	2.70E - 6 D	1.90E - 6 A
Calcio (Ca 45)	4.164E - 1	b	1.30E + 1	2.50E - 1	6.00E - 6	7.30E - 3 A	8.00E - 3 A
Carbono (C 14)	5.600E + 3	b	2.50E + 2	3.00E + 0	1.00E - 3	6.60E - 5 A	8.70E - 5 A
Fósforo (P 32)	3.918E - 2	b	1.00E + 1	2.00E - 1	1.00E - 4	5.40E - 5 D	8.10E - 5 A
Hierro (Fe 59)	1.236E - 1	b	1.10E + 1	1.00E - 1	1.50E - 5	4.70E - 2 A	3.70E - 2 A
Iodo (I 131)	2.219E - 2	b	3.00E - 1	3.00E - 2	3.00E - 6	2.70E - 6 D	5.40E - 6 D
			Bequerelios (Bq)			Bequerelios (Bq)	
Plutonio (Pu 239)	2.440E + 4	a	1.48E + 9	5.56E + 7	7.41E + 1	2.00E + 4 S	2.00E + 1 A
Radio (Ra 226)	1.620E + 3	a	3.70E + 9	1.48E + 6	2.96E + 2	7.04E + 3 S	2.00E + 3 S
Polonio (Po 210)	3.781E - 1	a	1.48E + 9	1.11E + 8	1.48E + 4	1.00E + 4 D	2.00E + 3 A
Estroncio (Sr 90)	1.990E + 1	b	3.70E + 10	2.96E + 7	7.41E + 3	1.00E + 5 D	7.04E + 4 A
Calcio (Ca 45)	4.164E - 1	b	4.81E + 11	9.26E + 9	2.22E + 5	2.70E + 8 A	2.96E + 8 A
Carbono (C 14)	5.600E + 3	b	9.26E + 12	1.11E + 11	3.70E + 7	2.44E + 6 A	3.22E + 6 A
Fósforo (P 32)	3.918E - 2	b	3.70E + 11	7.41E + 9	3.70E + 6	2.00E + 6 D	3.00E + 6 A
Hierro (Fe 59)	1.236E - 1	b	4.07E + 11	3.70E + 9	5.56E + 5	1.74E + 9 A	1.37E + 9 A
Iodo (I 131)	2.219E - 2	b	1.11E + 10	1.11E + 9	1.11E + 5	1.00E + 5 D	2.00E + 5 D

(1)

5.4. Notas

(1) La radiactividad máxima permitida para el C 14 se supone que éste forma parte CO₂ y, por tanto, susceptible de asimilación por el cuerpo humano. La atribuida al Fe 59 y al Ca 45 corresponde al supuesto que se presentan en compuestos químicos solubles. En las dosis máximas fijadas por el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes se fija cada dosis en función del tiempo de exposición. En nuestro caso señalamos tal período con una indicación situada junto a cada dato («A» año, «S» semana y «D» día).

(*) Salvo los datos correspondientes al Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, el resto de la información de la tabla se ha obtenido de Jack Shubert «Venenos radiactivos», Química y ecosfera, Scientific American, 1976.

6. EVALUACION DEL RIESGO

6.1. Generalidades

En el apartado 2.2.2.3. y bajo el epígrafe «Efectos cancerígenos» hemos comentado el nivel de riesgo que globalmente podría sufrir una población sujeta a una dosis colectiva de 10.000 Sv-p. Las cifras barajadas por las Naciones Unidas son más optimistas que las indicadas en el siguiente recuadro. En este apartado se representan en cifras los estudios de Arthur C. Upton, siguiendo los criterios ya indicados desde el inicio del presente informe.

En el recuadro 6.2.1 se desglosan los tipos de cáncer que puede sufrir una población que durante toda su vida se someta a una dosis de 10.000 Sv-p. El riesgo corresponde a una exposición de 10.000 sievert-persona, esto es, a un sievert de radiación para cada una de las 10.000 personas a lo largo de su vida. Las cifras dadas son las estimaciones máximas de tumores con desenlace fatal (muerte) y el número de casos de cáncer (cáncer). Como es lógico, también son válidos las consideraciones que hemos hecho anteriormente sobre la fiabilidad de estas cifras.

Para trasladar el nivel de riesgo que estamos comentado a los datos habitualmente manejados por nuestra reglamentación, sería necesario que 10.000 personas soportaran una dosis de 50 mSv durante veinte años consecutivos. Al tratarse de una relación lineal se mantendría la probabilidad si incrementara la dosis o la población en semejante proporción.

Para radiaciones más bajas y poblaciones más grandes es importante tener en cuenta la aportación de otras fuentes de radiación. Como ejemplo significativo cabe destacar los resultados sobre un estudio epidemiológico que afecta a toda la población de los EE. UU. y que reproducimos en el cuadro 6.2.2.

En el recuadro 6.3 reproducimos la dosis colectiva controlada por el CSN y recogida en el Informe del 2.º semestre de 1986. Tal como puede observarse, la mayor parte de la dosis se refiere a las instalaciones radiactivas para intervalos superiores a los 100 mSv. La experiencia nos enseña que la mayoría de estos casos responden a supuestos en los que sólo ha habido sobreexposición para el dosímetro. Su inclusión nos permite valorar el nivel de riesgo relativo al que está sometida nuestra población y la importancia que tiene el seguimiento de los casos en los que se ha producido una teórica sobredosis.

Para completar la información sobre los supuestos en los que se dan superiores niveles de irradiación, reproducimos la valoración correspondiente al accidente de Chernobyl en el apartado 6.4.

6.2. Radiaciones de bajo nivel

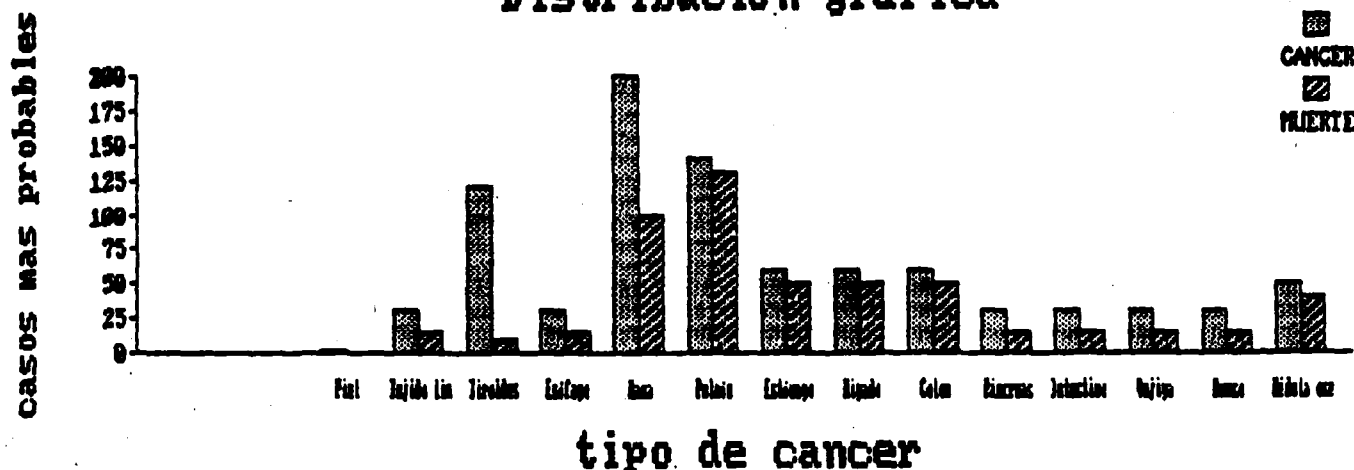
6.2.1. Riesgo para 10.000 Sv-p

6.2.1.1. Tabla de probabilidades

	Cáncer	Muerte
Piel	2	0
Tejido linfático	30	15
Tiroides	120	10
Esófago	30	15
Mama	200	100
Pulmón	140	130
Estómago	60	50
Hígado	60	50
Colon	60	50
Páncreas	30	15
Intestino delgado	30	15
Vejiga	30	15
Hueso	30	15
Médula ósea (leucemia)	50	40

6.2.1.2.

Distribución gráfica



6.2.2. Origen irradiación cancerígena en EE. UU

	Sv-persona	Defunciones
Fondo natural	200.000	5.000
Actividades sanitarias	170.000	4.250
Residuos de armas nucleares	13.000	375
Radiación natural increm tecnolog. (minería, fresado, etcétera)	10.000	250
Energía nuclear	360	9
Productos de consumo	60	2

(1)

6.3. Dosis colectiva mSv-p en España

Intervalos	CCNN	Inst. radiac.	Total
Hasta 1	755,10	4.274,60	5.029,70
1,0- 1,5	401,90	1.130,20	1.532,10
1,5- 2,0	391,90	760,50	1.152,40
2,0- 2,5	366,00	513,90	879,90
2,5- 3,0	347,80	502,70	850,50
3,0- 4,0	733,70	822,70	1.556,40
4,0- 5,0	677,10	430,90	1.108,00
5,0- 7,5	1.688,70	886,00	2.574,70
7,5-10,0	1.468,40	601,60	2.070,00
10,0-12,5	1.382,10	336,40	1.718,50
12,5-15,0	884,90	297,10	1.182,00
15,0-20,0	1.148,50	415,20	1.563,70
20,0-25,0	885,20	364,90	1.250,10
25,0-30,0	765,20	303,80	1.069,00
30,0-40,0	568,70	357,60	926,30
40,0-50,0	—	169,20	169,20
50,0-75,0	—	285,40	285,40
75,0-100	—	527,20	527,20
Mayor que 100	—	33.874,30	33.874,30
Total	12.465,20	46.854,20	59.319,40

6.4. Consecuencias radiológicas del accidente de Chernobyl

Con el propósito de establecer un referente comparativo reproducimos la información correspondiente al impacto radiológico del accidente nuclear que tuvo lugar en Chernobyl el 25-4-86, según la valoración contenida en el «Informe-Resumen sobre el accidente de la CN Chernobyl y su impacto en España». Elaborado por el Consejo de Seguridad Nuclear con los datos facilitados por la delegación soviética en la conferencia de la OIEA, en Viena, el 25-8-86.

En el impacto radiológico sobre las personas cabe distinguir tres grupos de afectados.

Personal que se encontraba en la central: Recibió 1 y 16 grays

Estos valores dan lugar a lo que la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) define como efectos no estocásticos, es decir, de aparición cierta y de gravedad variable en función de la dosis recibida. Dichos efectos incluyen principalmente, y a corto plazo, quemaduras, síndrome de médula ósea, etcétera. Treinta y una de estas personas habían muerto el 25 de agosto y muchas de ellas se encontraban en estado grave.

Personal evacuado (150.000 personas): Ha recibido una dosis entre 0,1 y 0,5 Sv.

Estos valores de dosis pueden dar lugar a lo que la CIPR llama efectos estocásticos, es decir, de aparición posible y con una probabilidad que depende de la dosis recibida, y que tan sólo son detectables si se hacen estudios estadísticos en la evolución sanitaria del colectivo.

El tercer grupo (75.000.000, personas): Han recibido dosis del orden de 01 Sv.

Como en el caso anterior, llevan asociados efectos esto-

casticos, pero con probabilidad de aparición mucho más baja.

La dosis equivalente efectiva comprometida para los ciudadanos de los países europeos de la OCDE, habría oscilado entre 0,04 y 1,1 mSv, habiéndose estimado en algunos países que, para el tiroides, la dosis equivalentes había sido del orden de 2-3 mSv. En lo que se refiere a la valoración de sus consecuencias cabe citar el informe de la Junta Nacional de Protección Radiológica del Reino Unido (23-3-87), en cuyas conclusiones se señala que en los próximos años habría 10.000 nuevos fallecimientos

por cáncer en la CE a resultados de la radiación liberada por el accidente de Chernobyl.

6.5. Notas

(1) La dosis anual de cada fuente de radiación se expresa en Sv-p. El número total de cánceres letales es inferior a 10.000 por año, alrededor del 2,5 por ciento de la mortalidad anual debida a los tumores producidos por cualquier causa conocida o desconocida. Arthur C. Upton «Investigación y Ciencia», abril 82.

ANEXO III

ORIGEN DE LOS INCIDENTES

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
ORIGEN DEL INCIDENTE: ACCIDENTE			
Almaraz I	20-06-81	0.14	Actuación manual incorrecta durante pruebas mantenimiento y control.
Almaraz I	26-06-81	0.01	Actuación manual incorrecta durante pruebas instrumentación.
Almaraz I	12-05-82	0.29	Disparo generad. y turbina por incendio provoc. accid. en prueba. protec. incend.
Almaraz I	21-04-83	0.16	Disparo reactor por efectuar pruebas en los interruptores de disparo.
Almaraz I	06-11-85	16.15	Error de un operario que cambia la alimentación al inversor 3, produciéndose señal espúrea de apertura de interrup. bomba principal.
Almaraz II	09-10-83	0.10	Disparo turbina por error mantenimiento.
Almaraz II	17-11-86	0.50	Error en la ejecución del descargo de un grupo motogenerador de accionamiento de barras de control.
Ascó I	13-08-83	0.64	Maniobra defectuosa.
Ascó I	15-07-84	0.53	Error de operación al poner en servicio una turbobomba de agua de alimentación principal.
Ascó I	09-08-84	0.46	Por error humano cuando se procedía a poner en descarga un trabajo de arranque.
Ascó I	11-11-85	1.12	Inyección de seguridad por error humano provocando alarma «alta presión en contención» en 2 de 3 canales, provocando disparo del reactor.
Cofrentes	15-09-84	0.10	Trabajos vigilancia instrumentación en canal C de APRM causan «medio scram» en lógica A del sistema protecc. del reactor. Disparo reactor.
Cofrentes	24-09-84	0.26	Apertura de tres válvulas de by-pass provocada por ajustes en regulador presión turbina. Disparo del reactor.
Cofrentes	16-10-84	0.58	Disparo por nivel bajo 3 en la vasija por fallo de agua de aliment. al realizar repar. en válv. by-pass de descarga bomba agua alimentación.
Cofrentes	11-01-85	0.00	Fallo de agua de aliment. provoc. por una oscil. de presión en el aceite de los cojinetes de la turbobomba A mientras se ajustaba dicha pre.
Cofrentes	16-09-85	4.50	Bajan carga por repar. en válv. de turbina se produce transfer. a baja vel. de bombas de recircul., y fallo control nivel turbobom. B...
Garroña	26-07-82	0.61	Disparo por error durante calibrado instrumentación.
Garroña	15-11-84	0.00	Parada causada por pérdida de alimentación eléctrica debido a un fallo de la barra vital cuando se estaba reparando.
Garroña	08-05-86	0.50	Venteo incorr. por fugas 4 válv. mientras pruebas Sistem. protec. reactor. Disparo por baja presión del colector de aire de disparo emergenc.
Garroña	22-12-86	0.75	Disp. del reactor por señal de baja presión en el colector de scram, caus. por fugas en válv. piloto, mientras realizab. pruebas APRM.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Vandellós I	03-04-81	1.00	Fallo durante aislamient. de fuga intercambiador calor.
Vandellós I	05-10-81	1.00	Manipulación incorrecta durante pruebas mantenimiento en instrumentación.
Vandellós I	13-12-86	0.08	Posicionamiento incorrecto del conmutador de seguridad en parada.
Subtotal		29.48	

ORIGEN DEL INCIDENTE: ALIMENTACION

Cofrentes	15-06-86	0.75	Fallo en alimentación eléctrica al regulador de presión.
Cofrentes	14-11-86	0.40	Pérdida de excitación por anomalía escobilla excitatriz originando disparo turbogruppo y disparo reactor al contar con carga sup. al 35 por ciento.
Vandellós I	26-09-84	1.00	Perturbación de la tensión de alimentación a un armario del calculador.
Vandellós I	23-10-85	1.00	Defecto alimentación eléctrica del armario de potencia neutrónica.
Subtotal		3.15	

ORIGEN DEL INCIDENTE: ALTERNADOR

Ascó I	02-12-83	29.00	Parada fría para reparación bobinas estator del alternador.
Ascó I	30-01-84	7.09	Explosión de hidrógeno en la excitatriz del alternador.
Ascó I	11-12-86	1.24	La actuación protecc. de la motorización del alternador consecuencia de un tarado excesiv. conserv. prevé disparo de turbina y del reactor.
Cabrera	27-12-83	0.05	Pérdida de excitación en el alternador.
Subtotal		37.38	

ORIGEN DEL INCIDENTE: APARELLAJE

Almaraz I	04-07-81	0.17	Fallo del relé de protección de la bomba primaria núm. 1.
Almaraz I	26-04-84	0.04	Actuación del permisivo P7.
Almaraz I	27-04-84	0.06	Actuación del permisivo P10.
Almaraz II	07-12-83	0.06	Disparo de turbina por fallo interruptor y actuación relé sobrecorriente.
Almaraz II	08-12-83	0.12	Disparo turbina por fallo de resistencia y actuac. relé de sobrecorriente.
Almaraz II	11-08-84	1.25	Rearme interruptores disparo del reactor.
Almaraz II	04-01-86	0.10	Causado por fallo del inversor núm. 4.
Almaraz II	05-01-86	0.50	Causado por fallo en transferencia a derivación del inversor núm. 3.
Almaraz II	05-01-86	0.20	Causado por oscilación de tensión del inversor núm. 3.
Almaraz II	09-05-86	0.10	Fallo en interruptor de 6.3 KV.
Ascó I	21-08-84	1.01	El fallo del solenoide del actuador de la válvula de aislamiento de agua de alimentación principal.
Ascó I	13-10-84	0.49	Comprobándose el circuito de disparo respaldo del interruptor 52/PIA se produjo la apertura del interruptor.
Ascó II	25-09-85	3.50	Fallo relé mínima tensión. Provocó inyección de seguridad y parada del reactor.
Ascó II	04-10-85	0.34	Fallo tarjeta alimentación transmisor presión y otra del bienestable que origina el permiso p13 origina el disparo de turbina reactor.
Ascó II	25-11-85	0.26	Reapriete de los cables de los mecanismos de accionam. de las bobinas de los bancos de control con motivo de la caída de algunas barras.
Ascó II	22-08-86	0.20	Cierre válvula aislam. agua aliment. al generador de vapor por fallo relé circuito control de la misma. Se disp. reactor por bajo nivel.
Cabrera	25-12-83	0.50	Fallo interruptor salida grupo MG1.
Cofrentes	10-11-84	0.63	Disparo del reactor, por producirse apertura del interruptor de acoplamiento del generador y consiguiente disparo del turbo generador.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Cofrentes	04-09-85	0.50	Disparo turbina-generador por actuación relé protecc. de la fase A del transformador T1 con potencia >35 por ciento originando disparo reactor.
Garofa	14-04-86	0.75	Rechazo de carga por subexcitación del relé de bloqueo del generador principal.
Vandellós I	03-07-84	9.00	Caída de barras por quemado bobina regulación GP2. Se prolonga la parada por mantenimiento.
Vandellós I	19-02-86	1.00	Defecto en el motor de la falsa barra del grupo de pilotaje.
Subtotal		20.78	

ORIGEN DEL INCIDENTE: BOMBAS

Almaraz I	04-12-82	6.40	Disparo reactor actuación protección de tierra motor bomba principal.
Ascó I	20-09-83	0.06	Disparo bombas refrigeración componentes que provocó disparo reactor.
Ascó I	24-09-83	0.26	Se dispara reactor al dispararse la turbina como consecuencia de la turbobomba.
Ascó I	22-11-83	0.00	Disparo turbobomba de agua de alimentación principal.
Ascó I	25-07-84	1.60	Disparo de las dos turbobombas de agua de alimentación principal.
Ascó I	04-11-85	0.62	Revisión de las vibraciones de la bomba A del circuito primario.
Ascó II	04-05-86	0.33	La baja presión del colector de agua de refrigeración bombas circulación se produjo su disparo, turbina y reactor.
Cofrentes	01-11-84	0.16	Disparo por nivel bajo 3 en la vasija debido a disparo de las bombas de refuerzo de condensado. Los filtr. bomba condensado estaban sucios.
Cofrentes	02-11-84	0.09	Disparo por nivel bajo 3 en vasija debido a disparo bombas de refuerzo de condensado por baja presión de aspiración.
Garofa	18-07-83	0.05	Excesivo caudal por incremento velocidad bomba refrigeración reactor (fallo regulador).
Subtotal		9.57	

ORIGEN DEL INCIDENTE: CONTAMINAC.

Garofa	25-02-86	0.50	Al maniobrar el sistem. de purif. del condens. se produjo pequeña contaminación y el disparo subsig. por alta radiación en tuberías vapor prin.
Subtotal		0.50	

ORIGEN DEL INCIDENTE: DIESEL

Ascó	21-03-84	0.57	Actuación de la subestación II. Disparo asimismo el grupo diésel auxiliar.
Ascó I	20-12-84	11.20	Reparación de un motor diésel B.
Subtotal		11.77	

ORIGEN DEL INCIDENTE: DISEÑO

Almaraz I	24-10-85	0.95	Simulación de apertura del interruptor principal por error de diseño en la alimentación.
Almaraz II	12-10-83	0.10	Disparo alternador por conexiones cambiadas.
Almaraz II	15-12-83	0.06	Disparo de alternador por cortocircuito.
Almaraz II	11-12-84	0.41	Caída de banco de control D.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Almaraz II	24-10-85	0.12	Simulación de apertura de interruptores principal. por error de diseño en la alimentación.
Ascó I	16-09-83	0.21	Disparo reactor al disparar la turbina y alternador. Error en cableados de relés.
Ascó I	06-10-83	0.71	Muy bajo nivel en el generador de vapor B (error cableado sistema protección)
Vandellós I	11-12-86	1.00	Defecto en el colimador.
Subtotal		5.56	

ORIGEN DEL INCIDENTE: ESPUREO

Almaraz I	02-12-82	0.38	Disparo reactor por actuación espúrea de la lógica del golpe ariete.
Almaraz I	10-11-85	0.00	Señal espúrea de un monitor de rango de fuente, que produce disparo al desaparecer el permisivo P6. LA UNIDAD ESTABA YA SUBCRITICA.
Almaraz II	19-10-85	0.27	Actuación espúrea de los relés de protec. del alternador.
Ascó II	04-03-86	4.66	Por señal espúrea de señal de baja presión en un GV se produjo disparo de dos turbobombas de agua alimentac., provoc. disp. turbina y reactor
Ascó II	24-03-86	0.16	Señal espúrea de bajo caudal del primario produjo disparo reactor. Posteriormente dispararon las turbobombas de agua de alimentación.
Ascó II	07-05-86	0.87	Señal espúrea provocó disparo turbobombas de agua alimentación y disparo turbina y reactor.
Cabrera	21-03-84	0.25	Fallo en uno de los canales de baja presión variable.
Cabrera	27-04-84	0.25	Causas similares al anterior. Se identifica el canal responsable de las señales espúreas y se repara.
Cofrentes	26-10-84	0.33	Disparo por señal de aislamiento en líneas de vapor principal, al actuar la lógica de aislamiento de vapor principal, por causa desconocida
Cofrentes	07-12-86	0.40	Señal espúrea de LOCA en división 1. Pérdida de aire en MSIVs, y cierre parcial de una de estas válvulas, originando disparo reactor.
Subtotal		7.57	

ORIGEN DEL INCIDENTE: FLUIDO

Almaraz II	27-09-84	0.14	Fallo fuente de alimentación principal a la cabina de control.
Ascó I	07-08-83	0.19	Disparo reactor por falta de tensión momentánea. Detección neutrones en instrumentación.
Ascó I	10-08-83	0.24	Disparo reactor por baja tensión al canal N-36.
Ascó II	25-03-86	0.06	Fallo momentáneo de alimentac. al detector Rango Intermedio, se produjo alto flujo neutrónico, produciéndose disparo reactor.
Subtotal		0.63	

ORIGEN DEL INCIDENTE: FUGAS

Ascó I	23-08-83	4.73	Fuga en el refrigerante primario. Parada fría.
Ascó II	06-08-86	1.50	La inundación de la casa de bombas, en donde se encuentran, entre otras, las bombas de circulación.
Cabrera	21-07-81	1.14	Reparar fuga sistema secundario.
Cabrera	18-11-86	5.00	Pequeñas fugas de refrigerante.
Garofía	10-03-81	0.81	Fugas dentro de la contención primaria.
Garofía	27-08-81	7.35	Aumento de fuga en el accionador de la barra de control.
Garofía	10-07-84	2.50	Parada no programada por superarse el límite de fugas de la ETF n.º 3.6.D, debido a fallo de empaquetadura de válvula del JHCS.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Garofa	14-12-84	0.50	Parada no programada para reparar fugas en la válvula de alivio C y en la válvula de alivio/seguridad C.
Subtotal		23.53	

ORIGEN DEL INCIDENTE: GENERADOR

Almaraz I	01-07-81	0.22	Fallo protección del generador eléctrico.
Almaraz I	07-07-81	0.14	Actuación sistema protección del reactor (bajo nivel del generador de vapor n.º 3).
Almaraz I	29-07-81	0.51	Actuación sistema protección reactor (alto nivel del generador de vapor n.º 3).
Almaraz I	24-06-82	0.42	Disparo reactor por bajo nivel generador vapor n.º 1 debido error operación.
Almaraz I	06-08-83	2.25	Bajo nivel en generad. vapor por pérdida parcial de agua de alimentación.
Almaraz I	24-05-84	5.92	Bajo nivel en el generador de vapor n.º 1.
Almaraz I	27-06-84	0.25	Fallo de protección del lazo 1.
Almaraz II	03-10-83	0.10	Bajo nivel generador vapor.
Almaraz II	24-01-84	0.15	Disparo por bajo nivel en generador de vapor.
Almaraz II	12-04-84	0.17	Bajo nivel en generador de vapor 2.
Almaraz II	08-05-84	0.33	Bajo nivel en generador de vapor 2.
Almaraz II	14-05-84	0.04	Bajo nivel en generador de vapor 3.
Ascó I	27-07-83	3.35	Inyección de seguridad y disparo reactor por alto caudal vapor y baja temper.
Ascó I	11-08-83	0.04	Desequilibrio caudal/vapor agua con bajo nivel en generad. vapor.
Ascó I	16-08-83	1.17	Inyección de seguridad y disparo reactor por bajo nivel generador A.
Ascó I	14-09-83	0.72	Alto nivel del generador B en coincidencia con el permisivo P.7.
Ascó I	21-11-83	0.00	Desequilibrio caudal vapor-caudal agua alimentación
Ascó I	30-01-84	7.09	Señal espúrea y actuación de la protecc. de la subest. II del generad. principal. Posterior explotación de hidrógeno en excitatriz alternad.
Ascó I	17-05-84	1.15	Alto caudal de vapor coincidente con baja presión.
Cabrera	25-10-85	15.00	Disparo por desequilibrio de agua vapor en coincidencia con bajo nivel en el generador de vapor.
Cabrera	23-10-86	0.00	Señal de desequilibrio agua-vapor.
Cabrera	23-10-86	0.00	Señal de desequilibrio agua-vapor.
Cofrentes	24-12-84	0.09	Scram por alto flujo neutrónico. El transitorio se originó en un run-back de turbina tras disparo generador por alta temp. agua turbinas.
Cofrentes	29-12-84	0.38	Tras una brusca subida de temperatura de agua de las bobinas del generador, se produce disparo de turbina y scram del reactor.
Cofrentes	31-12-84	0.63	Se produce disparo de grupo por pérdida de vacío y posteriormente disparo de reactor por aislamiento de vapor.
Vandellós I	06-03-82	1.00	Fuerte bajada punto consigna presión vapor.
Vandellós I	11-06-82	0.00	Desequilibrio basculado soplado.
Vandellós I	18-05-83	1.00	Caída de barras por desequilibrio en alimentación del cambiador.
Vandellós I	15-10-83	1.00	Inestabilidad de soplado por rebasam. nivel temperatur. salida reactor.
Vandellós I	13-11-85	1.00	Perturbaciones en la regulación de la alimentación y soplado del reactor.
Subtotal		43.74	

ORIGEN DEL INCIDENTE: INSTRUMENTACION

Almaraz I	07-04-81	0.14	Actúa sistema de protecc. del reactor.
Almaraz I	23-05-81	0.06	Error de instrumentación y control en pruebas periódicas en la lógica de disparo.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Almaraz II	08-05-86	0.20	Incorrecta calibración de los detectores de rango intermedio.
Ascó II	10-02-86	0.00	Caída de BARRAS de control con la central en parada fría a consecuencia de muy bajo nivel en GV-C por fallo de tarjeta.
Ascó II	18-04-86	0.73	Fallo tarjeta de control del presionador, disparó reactor y actuó la INYECCION de seguridad como consecuencia de la despresuriz. producido.
Ascó II	10-07-86	1.30	Rotura línea suministro aire de instrumentación al edificio turbina, produciendo transitorio que originó disparo turbina y reactor.
Cabrera	11-08-81	0.10	Fallos en instrumentación y control circuito primario.
Cofrentes	07-09-84	0.23	Señal de bajo nivel 1 por trabajos en instrumentación de nivel de la vasija, da lugar a «medio scram» y aislamiento. Disparo reactor.
Cofrentes	18-11-84	0.24	Disparo por alto nivel 8 en la vasija producido por fallo en la instrumentación de nivel.
Cofrentes	15-12-84	0.09	Disparo por alto flujo de recirculación provocado por fallo APRM «E».
Cofrentes	18-08-85	0.75	Disparo manual al comprobar mal funcionamiento del sistema de información y control de barras durante las operaciones de arranque planta.
Cofrentes	20-09-95	1.50	Señal errónea de nivel bajo 3 en instrumentación de nivel de vasija.
Garofña	30-09-84	0.00	Disparo por alta lectura del APRM por oscilaciones de presión causadas por fallo del Regul. Eléct. de Pres. al bajar carga para Parada Pro.
Vandellós I	30-07-85	1.00	Falsa medida captador de presión vapor.
Subtotal		6,34	

ORIGEN DEL INCIDENTE: MANTENIMIENTO

Ascó I	03-10-83	0.02	Salida del sistema para retirar el instrumental utilizado para localizar avería.
Garofña	20-08-86	7.00	Reparación y mantenimiento calentadores agua alimentación, cambio de válvula de alivio/seguridad, limpieza condensador principal...
Subtotal		7,02	

ORIGEN DEL INCIDENTE: ORDENADOR

Vandellós I	07-07-81	0.00	Defecto simultáneo de los dos ordenadores.
Vandellós I	28-07-81	0.00	Defecto simultáneo de los dos ordenadores.
Vandellós I	02-03-83	1.00	Caída de barras por defecto calculadores.
Vandellós I	17-12-83	1.00	Caída de barras por defecto en calculador 2.
Vandellós I	29-06-84	1.00	Caída de barras por defecto en calculador 2.
Vandellós I	03-10-84	1.00	Caída de barras por defecto de calculadores.
Vandellós I	16-03-85	1.00	Caída de barras por falsa medida calculador.
Vandellós I	05-03-86	1.00	Defecto en los calculadores durante el proceso de arranque del calculador 1.
Vandellós I	19-06-86	1.00	Caída de barras por defecto de los calculadores.
Subtotal		7.00	

ORIGEN DEL INCIDENTE: PRUEBAS

Almaraz I	05-05-81	0.17	Pruebas.
Almaraz I	24-07-84	0.16	Al ejecutar una prueba de vigilancia se produce alto nivel en generador de vapor.
Almaraz I	06-08-85	0.63	Mal función del circuito de encendido de un grupo de barras durante la realización de una prueba periódica.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Almaraz II	29-10-84	1.12	Inspección de seguridad.
Ascó I	09-09-83	0.86	Salida del sistema para efectuar la prueba de sobrevelocidad y sincronización automática.
Ascó I	12-09-83	0.63	Salida del sistema para efectuar prueba de torsión del alternador.
Ascó I	25-10-84	72.70	Requisitos de vigilancia requeridos cada dieciocho meses.
Ascó II	25-01-86	0.00	Disparo de turbina programado desde el cien por cien (paso 117 de la secuencia de arranque).
Cofrentes	25-11-84	0.64	Disparo del reactor por aislamiento de válvulas aislam. principal debido a una realización requisitos de vigil. en especif. técnicas.
Subtotal		76.91	

ORIGEN DEL INCIDENTE: REACTOR

Almaraz I	08-04-81	0.10	Alta velocidad del flujo neutrónico en rango fuerte.
Almaraz I	26-10-85	0.66	Fallo de tarjeta de cabinas de conmutación de barras de control, que produjo caída de barra.
Almaraz I	27-10-85	3.29	Idem anterior.
Almaraz II	14-10-83	1.31	Caída de barras por alta variación negativa del flujo.
Ascó I	01-08-84	0.34	Alta variación negativa del flujo neutrónico.
Cofrentes	13-12-84	0.52	Disparo del reactor por nivel bajo 3. Se alcanzó nivel 2 al aspersionar manualmente el núcleo. Se volvió al nivel normal en doce horas.
Garroña	24-02-82	0.18	Bajo nivel de agua del reactor.
Garroña	29-07-82	0.09	Disparo por alto nivel de agua en vasija reactor.
Garroña	27-08-83	0.00	Disparo por alta presión en el reactor.
Vandellós I	11-11-00	0.00	Caída barras por temperatura elevada salida reactor.
Vandellós I	10-08-82	1.00	Fallo resist. electr. módulo cadén. neutrónico. (sistem. control reactor).
Vandellós I	15-06-83	1.00	Caída de barras por falsa detección DRGG (rotura de vainas).
Subtotal		8,49	

ORIGEN DEL INCIDENTE: RED

Almaraz I	12-05-81	0.02	Disparo del generador por avería de un relé en sistema eléctrico exterior.
Almaraz I	19-05-81	0.05	Disparo del generador por perturbación de la red.
Almaraz I	30-12-81	0.44	Perturbación en la red eléctrica nacional.
Almaraz I	22-04-86	0.00	Inestabilidad de la red nacional.
Almaraz I	10-10-86	1.00	Motivado por un transitorio de baja tensión en la red nacional.
Almaraz II	10-10-86	0.70	Motivado por un transitorio de baja tensión en la red nacional.
Almaraz II	28-12-86	0.30	Motivado por activación de protecciones del generador ante situación de alta tensión en la red.
Ascó I	01-09-83	0.06	Disparo reactor por disturbio en el sistema de 220 Kv.
Ascó I	30-01-86	0.21	Disturbio en el sistema de 380 Kv originó apertura interruptor principal y en consecuencia disparo de la turbina y del reactor.
Cabrera	02-04-81	0.50	Perturbaciones en la red eléctrica exterior.
Cabrera	30-12-81	1.00	Perturbación de la red nacional.
Cabrera	30-07-82	0.85	Disparo de líneas M1 y M2 por tormenta.
Cabrera	28-02-84	0.50	Fallo en una de las líneas de la red exterior de alimentación eléctrica.
Cabrera	14-05-84	16.00	Fallo de la red eléctrica exterior y del grupo hidráulico alimentación de emergencia.
Cabrera	22-04-86	0.21	Pérdida momentánea de tensión en la Red nacional.
Cofrentes	16-11-84	1.85	Disparo del reactor por pérdida de tensión en el exterior de 138 Kv.
Cofrentes	22-04-86	2.00	Oscilación en la red exterior, línea de Morata. Estas oscilaciones también provocaron el disparo de las centrales de Cabrera y Almaraz.
Garroña	13-01-81	0.12	Perturbaciones en la red eléctrica nacional.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Garofía	30-12-81	0.28	Perturbación en la red eléctrica nacional.
Garofía	31-12-81	0.47	Perturbación en la red eléctrica local (incendio de un transf. exterior).
Garofía	02-08-82	0.07	Disparo por rechazo de carga (parque eléctrico).
Garofía	21-08-84	0.10	Disparo de turbina por rechazo de carga en la red.
Garofía	26-03-85	1.80	Disparos por rechazo de carga.
Vandellós I	12-12-81	1.00	Perturbación red eléctrica local (incendio forestal).
Vandellós I	30-12-81	1.00	Perturbación en la red eléctrica nacional.
Vandellós I	01-07-83	1.00	Parada por defecto línea de salida.
Vandellós I	08-02-84	1.00	Caída de barras por apertura de línea a causa de viento huracanado.
Vandellós I	18-08-86	1.00	Cero tensión en el parque exterior de energía eléctrica.
Subtotal		33.53	

ORIGEN DEL INCIDENTE: REFRIGERADO

Cabrera	05-09-81	1.33	Rotura malla desmineralizador.
Vandellós I	17-01-82	2.00	Entrada algas en estación de bombeo.
Vandellós I	25-03-82	1.00	Entrada algas en estación de bombeo.
Vandellós I	28-10-85	4.00	Presencia de algas en la estación de bombeo. Prolongación de la parada por reparación en la TS4
Subtotal		8.33	

ORIGEN DEL INCIDENTE: SEGURIDAD

Almaraz I	25-06-81	0.10	Actuación de la lógica de protección del reactor.
Almaraz I	23-06-82	0.58	Caída barras control por avería fuentes de alimentación.
Almaraz I	19-09-82	5.29	Caída barra control al actuar sistema de protección por humedad de la zona.
Almaraz I	15-01-83	0.04	Disparo reactor por caída barras de control.
Almaraz I	30-10-83	0.10	Disparo de turbina por corte en transferencia de servicios auxiliares.
Almaraz I	01-11-84	0.04	?
Ascó I	14-10-83	0.74	Enclavamiento del sistema de protección del reactor al haber alcanzado el 10 por ciento de potencia.
Ascó I	02-08-84	0.31	Disparo manual como consecuencia de un rechazo de carga.
Ascó II	15-12-86	1.20	La actuación de la protecc. del reactor, por perdida aliment. una barra vital, produjo el disparo del reactor.
Cabrera	21-10-81	0.25	Actuación sistema protección reactor.
Cofrentes	06-09-84	0.05	Disparo del reactor. Se produce bajada, dos veces seguidas, de rango en IRM'S. IRM'S actuados en alta escala B, actuación sistema protecc.
Cofrentes	06-09-84	0.08	Se produce «medio scram» por error en cambio de rango de IRM'S, encontrándose disparada la lógica A del sistema protec reactor.
Garofía	13-02-81	0.05	Actuación sistema protecc. del reactor.
Garofía	26-08-81	0.07	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	09-05-81	0.00	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	09-05-81	0.00	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	25-05-81	0.00	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	01-06-81	1.00	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	04-09-81	1.00	Actuación sistema protecc. del reactor.
Vandellós I	11-06-82	1.00	Desequilibrio basculado alimentación.
Vandellós I	09-08-83	1.00	Caída barras.
Vandellós I	10-11-83	1.00	Parada por temporal de Levante.
Vandellós I	10-02-84	1.00	Caída de barras por período en el basculamiento de la regulación del GPI (Grupo principal I).
Vandellós I	15-01-86	1.00	Cadenas de seguridad de temperatura de CO2 salida del reactor.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Vandellós I	25-04-86	1.00	Barra de tensión de 48 voltios normal.
Vandellós I	26-04-86	0.00	Disparo del GP2 solicitado por el armario de defectos con aparición del estadio 2 en la cadena de período con caída de barras.
Subtotal		16.90	

ORIGEN DEL INCIDENTE: TRANSFORMADOR

Ascó I	04-07-85	0.72	El bajo nivel de aceite del transformador principal provocó su disparo, que fue seguido por la turbina y reactor.
Ascó II	23-08-86	0.00	Actúa protección transformador principal, dando lugar a apertura interruptores principales y subsiguiente disparo turbina y reactor.
Ascó II	31-10-85	0.26	Disparo de un Transformador de Grupo y, en consecuencia, disparo del reactor.
Cabrera	30-01-82	1.75	Pérdida de aislamiento de un transformador.
Cofrentes	09-12-85	0.75	Disparo de grupo y de reactor por fallo en transformador auxiliar TA1.
Garóña	05-02-86	0.50	En transf. corrient. alterna a contin. de barra vital se produjo fallo regulac. Demand. anorm. al sistem. de recirc. produjo disparo de APRMs.
Vandellos I	10-02-81	1.00	Fallo en el transf. del parque eléctrico.
Subtotal		5.23	

ORIGEN DEL INCIDENTE: TURBINA

Almaraz I	24-04-81	0.13	Actúa sistema de protección (disparo de turbina).
Almaraz I	08-05-81	0.55	Inyección de seguridad por fallo control electro-hidráulico de la turbina.
Almaraz I	02-06-81	0.02	Fallo del control electro-hidráulico de la turbina.
Almaraz I	23-12-81	0.08	Inyección de segurid. por fallo control electro-hidráulico de la turbina.
Almaraz I	23-12-82	0.05	Disparo reactor por disparo turbina.
Almaraz II	15-01-84	0.04	Disparo de turbina.
Almaraz II	14-05-84	0.13	Disparo de turbina.
Ascó I	14-09-84	0.43	Desacoplamiento del conjunto turbina-bomba de agua de alimentación principal.
Cabrera	24-12-83	0.25	Disparo turbina.
Garóña	03-12-84	0.10	Disparo de la turbina por fallo a tierra en la subestación de I. D.
Subtotal		1.78	

ORIGEN DEL INCIDENTE: VALVULAS

Almaraz I	31-07-81	0.05	Fallo del sistema de protección del golpe de Ariete.
Almaraz I	06-02-82	0.50	Bajo nivel generad. vapor debido a pruebas con válvulas turbina.
Almaraz I	16-08-83	0.40	Bajo nivel en generad. vapor por avería en tarjeta control de válvula.
Almaraz I	03-08-84	0.08	Presostato de baja presión de aceite.
Almaraz I	09-08-85	0.48	Fallo de válvula de control de agua de alimentación.
Almaraz I	28-02-86	0.00	Causado por cierre espúreo de la válvula de aislamiento de agua de alimentación al Generador de vapor número 1.
Almaraz II	22-10-83	0.37	Disparo de turbina por cierre de válvulas de parada.
Almaraz II	20-02-84	1.25	Disparo por cierre de las válvulas de turbina.
Almaraz II	06-07-85	0.60	Pérdida de aceite del sistema electro-hidráulico que produjo disparo de turbina y de reactor.
Almaraz II	08-01-86	2.00	Pérdida de flujo electro-hidráulico de turbina.
Ascó I	11-09-83	1.04	Salida del sistema para reparar válvula de seguridad que había quedado abierta.

Central	Fecha	Días	Descripción del incidente
Ascó I	25-09-83	0.10	Bajo nivel generad. vapor C, por rotura membrana de la válvula.
Ascó I	07-10-83	0.61	Fuga aceite en el sistem. electro-hidráulico de turbina.
Ascó I	10-10-83	0.10	Salida del sistema para observar pérdida de presión en aceite de autoparada.
Ascó I	10-10-83	0.20	Anomalía en aceite de autoparada.
Ascó I	11-10-83	0.65	Salida del sistema por baja presión en aceite de autoparada.
Ascó I	15-10-83	0.59	Salida del sistema por baja presión en aceite de autoparada.
Ascó I	16-02-84	0.16	Disparo por transitorio en el canal 3 y coincidencia de bajo caudal.
Ascó I	07-05-84	0.20	Error en la apertura de la válvula manual bypass SID-3001.
Ascó I	10-06-84	0.22	Disparo de la válvula bypass de calentador baja alcanzando punto sobrepotencia.
Ascó I	13-07-84	2.15	Disparo por cerrarse la válvula de aís. de agua de aliment. al GC. Fallo en el circuito lógico sistema protecc. contra golpes ariete.
Ascó I	29-08-84	0.29	Durante la sustitución de un transmisor de caudal se produjo condición de bajo caudal como consecuencia de un transitorio de presión.
Ascó I	13-12-84	1.04	Durante el ajuste de la apertura de la válvula de control de agua de alimentación provocó el cierre de la válvula de aislamiento de agua.
Ascó I	15-09-86	19.00	Pruebas con las válvulas de aislamiento de vapor principal.
Ascó I	05-10-86	3.00	Reparación de la válvula de «bypass» de las RTDs, detectores de temperatura del primario.
Ascó I	21-05-84	0.22	Fallo válvula aislamiento agua de alimentación principal.
Ascó II	01-07-86	0.60	El cierre de la válv. de aislam. de agua de aliment. X1 generador a turbina el disparo del reactor por un bajo nivel en el mismo.
Ascó II	23-07-86	0.20	El cierre de dos válv. de aislam. de agua de aliment. princip. corresp. a dos generad. de vapor A y B, produjo disparo reactor por bajo nivel.
Ascó II	23-08-86	29.00	Identificación y corrección de las causas que provocan los fallos en válvulas de aislam. vapor. Pruebas de operabilidad de las mismas.
Cabrera	05-02-82	0.20	baja presión debido a apertura válvula.
Cabrera	30-08-84	0.25	Debido a apertura espúrea de la válvula de la ducha del presionador.
Cofrentes	17-08-85	0.75	Fallo mecánico de la válvula de aislamiento.
Garofa	17-05-83	0.45	Baja presión del aire en colector de válvulas piloto.
Garofa	17-07-83	0.50	Fallo válvula piloto provocando bajo nivel y apertura de una «Target Rock».
Garofa	27-01-84	1.00	Disparo reactor al entrar agua fría desde válvula control agua alimentación.
Garofa	30-01-84	0.10	Disparo reactor por cierre válvula aislamiento vapor principal. Falsa alarma.
Vandellós I	25-03-81	1.00	Fallo válvula alimentación principal.
Subtotal		69.35	
Total		434.54	

Palacio del Congreso de los Diputados, 17 de junio de 1987.—Isidoro Gracia Plaza, Victoriano Roncero Rodríguez, Francisco Alvarez-Cascos Fernández, Felipe Camisón Asensio, Josep M. Triguier Fernández, Alejandro Rebollo Alvarez-Amandi, Salvador Sedó i Marsal, Ignacio M. Echeberría Monteberría, Miguel Ramón Izquierdo, Luis de Grandes Pascual, Ramón Tamames Gómez y José Miguel Bravo de Laguna Bermúdez.

400/000008

En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 97 del Reglamento de la Cámara, se ordena la publicación en el BOLETÍN OFICIAL DE LAS CORTES GENERALES de las Resoluciones aprobadas por la Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios, relativas al Informe del segundo semestre de 1986 del Consejo de Seguridad Nuclear (exp. 400/000008).

Palacio del Congreso de los Diputados, 16 de julio de 1987.—P. D., El Secretario General del Congreso de los Diputados, **Luis María Cazorla Prieto**.

Excmo. Sr.:

La Comisión de Industria, Obras Públicas y Servicios, en su sesión del día de hoy, en virtud de lo dispuesto en el artículo 11 de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y en relación con el Informe del segundo semestre de 1986 del mismo, ha aprobado por unanimidad las siguientes Resoluciones:

Primera. Se da por enterada de las valoraciones que el Consejo de Seguridad Nuclear, en uso de sus competencias, hace sobre los siguientes extremos:

a) La explotación de las centrales nucleares españolas durante el segundo semestre de 1986 se ha efectuado en condiciones satisfactorias desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica.

b) Las estimaciones de las dosis radiactivas recibidas por las personas profesionalmente expuestas, así como por la población en su conjunto, como consecuencia de la explotación de las centrales nucleares (CCNN) son inferiores a los límites de dosis establecidos en la legislación vigente y en los condicionados de las propias instalaciones.

c) Se han producido en otras instalaciones radiactivas 25 casos en que la lectura semestral de los dosímetros han superado el límite anual de dosis (50 mSv). El Consejo de Seguridad Nuclear indica que se están aplicando las correspondientes medidas correctoras.

d) Considera que todavía existen insuficiencias informativas respecto a la dosimetría personal y la emisión de efluentes líquidos y gaseosos en las instalaciones del CIEMAT.

e) El seguimiento que se ha venido realizando sobre las consecuencias del accidente de la central nuclear de Chernobyl revela que no hay motivos de inquietud especial de cara al futuro de la población española, en cuanto a efectos radiológicos, si bien procede tener muy en cuenta las lecciones aprendidas con motivo de tal accidente, que debe ser considerado como un permanente o continuo referente histórico aleccionador, como ya se puso de manifiesto en el semestre anterior.

Segunda. Constata:

a) Una mejora en la información correspondiente al impartido radiológico sobre las personas profesionalmente expuestas, así como sobre la población que vive en el entorno de las centrales nucleares.

b) Que los servicios de las CCNN son escrupulosos con la medición de la dosis acumulada por sus trabajadores.

c) Que la presencia en las CCNN de los inspectores residentes contribuye al mejor cumplimiento de las disposiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

d) La existencia de insuficientes informativas respecto a:

— La cantidad e intensidad de la actividad radiológica de los residuos de alta actividad, provisionalmente almacenados en las piscinas de las CCNN.

— Los planes futuros para el reactor ARGOS.

— El impacto radiológico en las instalaciones nucleares o radiactivas correspondientes a la primera parte del ciclo de uranio.

— Los planes futuros de algunas de las instalaciones nucleares y radiactivas del CIEMAT.

— Los planes y trabajos de mantenimiento de las instalaciones nucleares, así como de la clasificación y control de las empresas y personal empleado en la actividad de mantenimiento.

e) Que continúa la carencia de actividades orientadas a informar adecuadamente a la opinión pública sobre los temas radiactivos, como viene siendo usual en el resto de países de nuestro propio entorno.

Tercera. Se da por enterada, a través de las comparecencias en Ponencia de:

a) La ampliación y mejora previstas del sistema de control y protección radiológico de los hospitales clínicos dependientes del sector público.

La existencia de campañas de señalización e información, dentro de la red de sanidad pública, dirigidas a los profesionales y usuarios de los servicios radiológicos.

b) Del propósito del CIEMAT acerca de la reclasificación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares actualmente existentes, con la excepción de las celdas calientes por ser éstas actualmente las únicas disponibles en España. Asimismo, que ya no existe plutonio en las instalaciones del CIEMAT.

c) Que respecto al proyecto de un laboratorio de investigación sobre almacenamiento de residuos de alta actividad, en los granitos de Aldeadávila (IPES), en ningún caso se utilizarán las instalaciones como depósito definitivo de residuos, ya que el emplazamiento es inapropiado por la presencia de embalses en la zona, hecho que añadiría riesgos de contaminación inadmisibles.

Cuarta. Expresa la inquietud por la situación de provisionalidad excesivamente extendida de permisos de explotación, planes de emergencia y planes de protección física.

Es también motivo de inquietud la situación de las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría que continúan aportando el mayor número de incidentes con posible sobredosis radiológica.

Asimismo, por el sistema de investigación y seguimiento individualizado de los controles a las personas afectadas por posibles sobredosis.

Quinta. Insta al Consejo de Seguridad Nuclear y al

Gobierno a acelerar las actuaciones, en los aspectos de su respectiva competencia, conducentes a superar las situaciones de provisionalidad existentes, de forma muy especial al terminar los trabajos del Plan Básico de Emergencia Nuclear.

Sexta. Insta al Consejo de Seguridad Nuclear a:

a) Que se sistematice la información suministrada por los titulares de las distintas instalaciones nucleares o radiactivas, para que se puedan desarrollar fácilmente estudios comparativos.

b) Que se exija la adaptación inmediata a las actuales directrices de seguridad física en centrales nucleares a aquellas centrales que no alcancen el nivel requerido.

c) Que remita un informe monográfico respecto a planes de mantenimiento, evaluación, control y seguimiento de las centrales nucleares, y a la cualificación y control de las empresas y personal autorizados para realizar las labores de mantenimiento.

d) Acelerar la implantación del carnet individual de protección radiológica a los trabajadores expuestos.

e) Continuar extendiendo la figura del inspector residente hasta completar la cobertura suficiente para atender todas las centrales nucleares.

f) Dentro de su programa de información pública, que debe acentuar, proceder a una exhaustiva información respecto a los aspectos de seguridad del proyecto IPES, así como de todos aquellos temas que pudieran producir inquietud social. Especial relevancia adquiere este problema ante el hecho harto frecuente, de controversia pública, en foros y medios de comunicación ante los cuales sería de desear que el Consejo actuara con la celeridad suficiente para, arrojando luz sobre la situación, contribuyendo, si ello es procedente, a tranquilizar a la población.

g) Mejorar el sistema de seguimiento de los programas de control de las personas que hayan podido recibir posibles sobredosis radiactivas.

h) Mantener permanentemente informada a esta Comisión del proceso de reclasificación y desmantelamiento de las instalaciones del CIEMAT, así como de la situación de los residuos aún existentes en esas instalaciones.

i) Que en informes sucesivos, el Consejo de Seguridad Nuclear, incluya las propuestas de criterios a adoptar sobre residuos nucleares, y en particular sobre los siguientes extremos relativos a los depósitos de materiales radiactivos:

1. Emplazamiento de los depósitos existentes con las garantías y niveles de seguridad correspondientes.

2. Medidas de protección civil que, a su juicio, aseguren cualquier riesgo.

3. Cauces de información y conocimiento a los Municipios, Corporaciones provinciales y Comunidades Autónomas afectadas.

4. Medidas que garanticen la información necesaria a la opinión pública de las áreas afectadas.

j) Que remita los criterios que, a su juicio, deberían aplicarse para conseguir una mayor operatividad en la utilización de sus recursos económicos y una mejor adecuación de los ingresos a los gastos, atendiendo a la experiencia obtenida en los años que el Consejo lleva actuando.

k) Que tan pronto se detecten incrementos significativos en la dosimetría personal, tanto individual como colectivas, aumentos de emisión y actividad de los efluentes, tanto líquidos como gaseosos, o unas más altas determinaciones isotópicas en muestras ambientales de acuerdo con los datos del PVRA de cada central nuclear, ha de profundizarse en el análisis hasta localizar su verdadera causa. O sea, procede no sólo el detectar el fenómeno, sino también el averiguar el porqué, y, por supuesto, su corrección si sobrepasara el umbral tolerable.

l) Que se detallen las informaciones cuando se trate de sesiones con otros países como son las reuniones que se vienen celebrando en el marco del acuerdo luso-español sobre seguridad de las instalaciones nucleares fronterizas, o niveles radiactivos del río Tajo.

Séptima. Emplaza al Consejo de Seguridad Nuclear para unificar criterios con la Comisión, respecto a la presentación y ordenación del conjunto de la información significativa, y de forma especial la referente a los incidentes en las centrales nucleares.

Octava. Se insta al Gobierno a la aprobación urgente del Plan de Residuos Radiactivos y su remisión al Congreso de los Diputados tan pronto esté ultimado.

Lo que comunico a V. E. a los efectos oportunos.

Palacio del Congreso de los Diputados, 29 de junio de 1987.—El Presidente de la Comisión, Eugenio Triana García.

Imprime RIVADENEYRA, S. A. - MADRID

Cuesta de San Vicente, 28 y 36

Teléfono 247-23-00.-28008-Madrid

Depósito legal: M. 12.580 - 1961