

912
CSN-777.19

**Informe final del accidente
del 19 de Octubre de 1989
en la C.N. Vandellos I.**

**Evaluación de la seguridad
de la central**



ABRIL 1.990

DR-120111

INFORME FINAL DEL ACCIDENTE
DEL 19 DE OCTUBRE DE 1.989 EN LA
CENTRAL NUCLEAR VANDELLOS I
EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LA CENTRAL

1. INTRODUCCION	1
2. ANALISIS Y DESCRIPCION DEL INCIDENTE	2
2.1. INTRODUCCION	2
2.2. CRONOLOGIA	7
2.3. DETERMINACION DE LAS CAUSAS RAICES	13
2.4. COMPORTAMIENTO DE LOS DIVERSOS SISTEMAS DURANTE EL ACCIDENTE	42
2.4.1. INTRODUCCION	42
2.4.2. SISTEMAS DE PROTECCION CONTRA INCENDIOS	42
2.4.3. SISTEMAS DE REFRIGERACION DEL REACTOR	53
2.4.3.1. SISTEMA DE REFRIGERACION NORMAL	53
2.4.3.2. SISTEMAS DE REFRIGERACION EN PARADA	58
2.4.4. SISTEMAS ELECTRICOS	59
2.4.5. SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL	63
2.4.6. SISTEMAS DE AIRE COMPRIMIDO	67
2.4.7. SISTEMAS DE AGUA DESMINERALIZADA	70
2.4.8. SISTEMA DE REFRIGERACION DE COMPONENTES EDOR	71
2.4.9. SISTEMAS DE ESTANQUEIDAD DE LAS TURBOSOPLANTES	72
2.4.10. SISTEMA DE DEPURACION DE CO ₂	73
2.4.11. SISTEMA DE REGULACION DE MASA DE CO ₂	74
2.4.12. PISCINA DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO	75

2.5. ANALISIS DE SEGURIDAD DE LOS DIVERSOS SISTEMAS EN RELACION CON EL ACCIDENTE	76
2.5.1. SISTEMAS CONTRA INCENDIOS	76
2.5.2. SISTEMA DE REFRIGERACION NORMAL DEL REACTOR	78
2.5.3. SISTEMAS DE REFRIGERACION EN PARADA	78
2.5.4. SISTEMAS ELECTRICOS	79
2.5.5. SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL	81
2.5.6. SISTEMAS DE AIRE COMPRIMIDO	81
2.5.7. SISTEMA DE AGUA DESMINERALIZADA	82
2.5.8. SISTEMA DE REFRIGERACION DE COMPONENTES EDOR	82
2.5.9. SISTEMA DE ESTANQUEIDAD DE LAS TURBOSOPANTES	83
2.5.10. SISTEMA DE DEPURACION DE CO ₂	84
2.5.11. SISTEMA DE REGULACION DE MASA DE CO ₂	84
2.5.12. PISCINA DE ALMACENAMIENTO DEL COMBUSTIBLE	84
2.6. ORGANIZACION DEL PERSONAL DE LA C.N. VANDELLOS I DURANTE EL INCIDENTE.	86
2.7. ANALISIS RADIOLOGICO DEL INCIDENTE.	89
2.8. ACTUACIONES DE LAS ORGANIZACIONES INVOLUCRADAS EN LOS PLANES DE EMERGENCIA.	103
3. EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LA C.N. VANDELLOS I	114
3.1. ANTECEDENTES	114
3.2. RECONSIDERACION DEL PROGRAMA DE REEVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LA C.N. VANDELLOS TENIENDO EN CUENTA LA EXPERIENCIA DERIVADA DEL INCIDENTE OCURRIDO EL 19 DE OCTUBRE DE 1.989	120
3.3. CRITERIOS GENERALES APLICABLES A LA EVALUACION DE SEGURIDAD DE LA INSTALACION.	123
3.4. EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LAS DISTINTAS AREAS. REQUISITOS EXIGIBLES.	147

3.4.1. CLASIFICACION DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES	148
3.4.2. DISEÑO CONTRA FENOMENOS INTERNOS Y EXTERNOS	150
3.4.2.1. DISEÑO SISMICO-ESTRUCTURAL	150
3.4.2.2. INUNDACIONES INTERNAS	157
3.4.2.3. EFECTO DE LA ROTURA DE TUBERIAS	163
3.4.2.4. PROTECCION CONTRA PROYECTILES	169
3.4.2.5. CUALIFICACION AMBIENTAL	170
3.4.2.6. ANALISIS DE RIESGOS	175
3.4.3. EL REACTOR. PRIMERA Y SEGUNDA BARRERAS	176
3.4.3.1. EL COMBUSTIBLE	176
3.4.3.2. EL APILAMIENTO	184
3.4.3.3. LAS ESTRUCTURAS INTERNAS	193
3.4.3.4. SISTEMAS DE PROTECCION DEL CAJON	198
3.4.4. REFRIGERACION DEL REACTOR	206
3.4.4.1. INTEGRIDAD DEL CAMBIADOR DE CALOR	206
3.4.4.2. REFRIGERACION POR SOPLADO	209
3.4.4.3. REFRIGERACION DE PARADA	212
3.4.4.4. SISTEMA AGUA ALIMENTACION AUXILIAR	216
3.4.4.5. SISTEMA ALIMENTACION Y REPOSICION CO ₂	219
3.4.5. HABITABILIDAD DE LA SALA DE CONTROL	222
3.4.6. REGULACION Y CONTROL	224
3.4.6.1. SISTEMAS DE PROTECCION Y CONTROL DEL REACTOR	224
3.4.6.2. CALCULADORES	234
3.4.6.3. SISTEMAS REQUERIDOS PARA LA PARADA SEGURA Y DE EMERGENCIA	241

3.4.6.4. INSTRUMENTACION PARA LA VIGILANCIA DE LA RADIATIVIDAD Y VARIABLES DE PROCESO DURANTE Y POST-ACCIDENTE	245
3.4.7. ALIMENTACION ELECTRICA	251
3.4.7.1. SISTEMAS DE SUMINISTRO ELECTRICO DE EMERGENCIA	251
3.4.7.2. SISTEMAS DE CORRIENTE CONTINUA DE EMERGENCIA	255
3.4.7.3. PROTECCION CONTRA LA SOBRECARGA TERMICA DE LOS MOTORES DE LAS VALVULAS MOTORIZADAS	262
3.4.7.4. POTENCIALES FALLOS DE EQUIPOS ASOCIADOS A CONDICIONES DEGRADADAS DE LA RED EXTERIOR	265
3.4.8. SISTEMAS AUXILIARES	270
3.4.8.1. AGUA DE REFRIGERACION Y CIRCULACION	270
3.4.8.2. DISPOSITIVOS DE MANUTENCION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y DE DETECCION DE ROTURA DE VAINA	280
3.4.8.3. PROTECCION CONTRA INCENDIOS	286
3.4.8.4. SISTEMAS DE AIRE COMPRIMIDO Y REGULACION	331
3.4.8.5. SISTEMAS DE VENTILACION Y AIRE ACONDICIONADO	337
3.4.8.6. ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO	347
3.4.8.7. MANEJO DE CARGAS PESADAS	356
3.4.8.8. SISTEMA DE SUMINISTRO DE VAPOR AUXILIAR	359
3.4.8.9. AGUA DESMINERALIZADA	361

3.4.9. PROTECCION RADIOLOGICA	364
3.4.9.1. PROTECCION RADIOLOGICA AMBIENTAL	364
3.4.9.2. REVISION DE LAS ETF DE EMISIONES DE EFLUENTES RADIATIVOS	367
3.4.9.3. SISTEMAS DE ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS	371
3.4.10. CARACTERISTICAS DEL EMPLAZAMIENTO	376
3.4.10.1. ALCANCE	376
3.4.10.2. DEMOGRAFIA	377
3.4.10.3. RIESGOS EXTERNOS	378
3.4.10.4. METEOROLOGIA	381
3.4.10.5. HIDROLOGIA MARINA	388
3.4.10.6. HIDROGEOLOGIA	389
3.4.10.7. SISMOLOGIA	390
3.4.11. ANALISIS DE ACCIDENTES	392
3.4.12. ESPECIFICACIONES TECNICAS DE FUNCIONAMIENTO	399
3.4.13. CONSIGNAS DE OPERACION EN EMERGENCIA	401
3.4.14. PARTICIPACION EN EL PROGRAMA INTEGRADO DE REALIZACION Y UTILIZACION DE LOS ANALISIS PROBABILISTICOS DE SEGURIDAD EN ESPAÑA	402
3.5. ORGANIZACION	403
3.5.1. IMPLANTACION DEL PROGRAMA DE GARANTIA DE CALIDAD	404
3.5.2. MEJORA DE LA ORGANIZACION DEL TITULAR PARA SITUACIONES DE EMERGENCIA	405

3.5.3. DESARROLLO DE UNA ESTRUCTURA DE APOYO TECNICO A EXPLOTACION	407
3.5.4. ELABORACION DE UN PROGRAMA DE FORMACION Y ACTUALIZACION DE CONOCIMIENTOS DEL PERSONAL DE EXPLOTACION	408
3.6. REVISION DE LA DOCUMENTACION DE EXPLOTACION	409
4. RESUMEN Y CONCLUSIONES.	411

1. INTRODUCCION

El presente informe, presenta dos partes bien diferenciadas. La primera se refiere al incidente del 19 de octubre de 1989 y la segunda al programa de reevaluación de la Central Nuclear de Vandellós I.

La parte correspondiente al incidente, se inicia con el estudio de la determinación de las causas raíces del mismo, que por estar en fase de realización durante la redacción del informe preliminar, no pudo presentarse en aquella ocasión.

A continuación se presenta una descripción del suceso y de las actuaciones en relación con los planes de emergencia. Dicho apartado es una revisión de la parte correspondiente al contenido del informe preliminar ya presentado, a la luz de los nuevos datos adquiridos y de los análisis realizados por el Consejo de Seguridad Nuclear con posterioridad a la realización de aquél. La adquisición de estos nuevos datos, ha supuesto la realización de comprobaciones en la propia central, en especial en las zonas afectadas por el incendio y posterior inundación y la interpretación de los registros, anteriores durante y posteriores al incidente. Finalmente, se realiza un análisis del accidente en relación con la seguridad nuclear, indicándose aquellos aspectos negativos que contribuyeron a su evolución, tanto bajo el punto de vista del diseño, como del fallo de equipos.

La segunda parte se dedica al Programa de Evaluación de la Seguridad de la C.N. Vandellós I, que, iniciado en el año 1986 pretendía elevar el nivel de seguridad de la Central hasta los estándares actuales.

Se inicia con una explicación de los diferentes hitos que se han producido a lo largo de este proceso y de otros aspectos tales como la implantación de un Programa de Protección Física, la revisión de la documentación oficial de explotación y el establecimiento de programas de reentrenamiento y actualización del personal de la planta. A continuación se expone la modificación que el incidente del 19 de octubre de 1989 ha supuesto en el Programa de Evaluación de la Seguridad y la tramitación legal requerida para una posible vuelta a operación de la central. Por último se consideran, individualizadamente los temas que constituyen el Programa de Evaluación. Para cada uno de los temas, se analiza en primer lugar la situación del diseño actual de la instalación, en segundo lugar se describen aquellos aspectos que presentan discrepancias respecto a los requisitos de seguridad nuclear más actualizados, destacándose los que tuvieron incidencia en la evolución negativa del suceso, y en tercer lugar se establecen los criterios y requisitos que debe cumplir la instalación a fin de que no constituya un riesgo indebido para la población.

2. ANALISIS Y DESCRIPCION DEL INCIDENTE

2.1. INTRODUCCION

El día 19/Octubre/89 el estado operativo de la C.N. Vandellós I, era el siguiente: Potencia del reactor 1492 Mwt, potencia eléctrica 400 Mwe, temperatura del CO₂ a la entrada del reactor 229°C, temperatura de CO₂ a la salida del reactor 402°C y presión de CO₂ a la entrada del reactor 29 bar.

A las 21:39 horas, se declaró un incendio en el grupo turboalternador principal nº 2 a consecuencia de un fallo en la turbina correspondiente, que ocasionó la rotura de las tuberías de aceite de lubricación de la turbina y, al parecer, una fuga del hidrógeno de refrigeración del alternador.

Al tener conocimiento del incendio, el personal de turno efectuó inmediatamente la parada manual del reactor, y a consecuencia de ésta, se produjo la parada automática del grupo turboalterador principal nº 1 un minuto más tarde.

Como consecuencia del incendio, según se ha podido constatar con posterioridad, resultaron perdidos directamente, quemados, algunos cables eléctricos de potencia de los principales auxiliares necesarios para el funcionamiento de las turbosoplantes 3 y 4, los cables eléctricos de potencia de las bombas de extracción y de alimentación complementaria correspondientes a los cuartos 3 y 4 del cambiador principal de calor, algunos cables eléctricos de potencia de los motores de las bombas de la función RAiE, los motores de dos bombas de la función EDOR, parte de los circuitos de aire comprimido de regulación, distintos cuadros eléctricos de control y mando (48 V), y diferentes equipos auxiliares a los grupos turboalternadores principales 1 y 2.

Asimismo, el deterioro observado en las juntas flexibles del circuito de agua de circulación del condensador del grupo turboalternador principal nº 2, se debió al fuego. El incendio fue por tanto la primera causa que provocó la pérdida de equipos necesarios para la refrigeración del reactor y a su vez el origen de la inundación, segunda causa de la pérdida de componentes necesarios para refrigerar el núcleo.

Minutos después del comienzo del fuego, con el reactor parado, y las turbosoplantes en polaridad fija, se pararon las turbosoplantes 3 y 4 a consecuencia de la pérdida de estanqueidad en el primer caso, y pérdida de engrase en el segundo. El bloqueo mecánico de las turbosoplantes 3 y 4 se realizó a las 3:34 horas y a las 5:23 horas del día 20.10.89 respectivamente. El basculamiento de la admisión principal a la admisión auxiliar en las turbosoplantes 1 y 2 hubo de hacerse desde los armarios locales, al no funcionar el mando previsto al efecto en sala de control. En esos momentos, los dos calculadores estaban en defecto por saturación de información, y en la sala de control había penetrado un humo denso y negro que dificultaba la visibilidad y obligó a utilizar extractores de humos portátiles. Asimismo se habían perdido la red de megafonía y la red telefónica interior.

Entre diez y quince minutos mas tarde del inicio del incidente dispararon por primera vez el grupo auxiliar 3 y a continuación el grupo auxiliar 4. El grupo auxiliar 4 disparó primero por defecto de tierra, permaneciendo parado una hora y después por pérdida de tensión, estando parado en esta segun-

da ocasión media hora. El primer disparo del grupo llevó asociado disparo de caldera. El grupo auxiliar 3 disparó también en dos ocasiones, la primera por defecto de tierra permaneciendo parado una hora y cuarto y la segunda por pérdida de tensión, durando en este caso la parada un cuarto de hora. La caldera auxiliar 3 disparó al disparar por primera vez el grupo. Los primeros disparos de los grupos auxiliares 3 y 4 llevaron asociada la parada de los compresores 3 y 4 respectivamente, apareciendo alarma de baja presión de aire de regulación. La baja presión de aire fue debida, asimismo, a que las tuberías de aire comprimido de regulación, próximas al grupo turboalternador principal nº 2, y las válvulas de aislamiento automático correspondientes, se habían quemado, siendo preciso realizar localmente y de forma manual el aislamiento de los consumos de aire no prioritarios y del aporte de aire a los grupos turboalternadores principales. Se efectuó asimismo, de forma manual la conexión con los compresores del circuito de servicios auxiliares (ACO/). Posteriormente los compresores ACO/ dispararon y tuvieron que ser puestos en marcha manualmente. Esta situación se repitió una vez mas. Era preciso mantener el suministro de aire para el funcionamiento de las calderas auxiliares, que a su vez aseguran el funcionamiento de las turbosoplantes 1 y 2 y, en caso de apertura de las válvulas de protección frente a sobrepresiones del cajón, poder asegurar el cierre de las mismas posterior a su actuación. Por otra parte, la pérdida parcial del aire de regulación ocasionó, entre otras deficiencias, fallos en la regulación de EDOR y fallos en la regulación automática de la alimentación al cambiador principal de calor.

La pérdida de tensión en las barras DS3A y DS4A dejó asimismo fuera de servicio dos compresores del sistema de depuración de CO_2 , lo que unido al hecho de que el fallo del aire comprimido dejó cerradas las válvulas de retorno del CO_2 al cajón, impidió la puesta en marcha de los compresores una vez que la alimentación eléctrica estaba disponible. El sistema de depuración de CO_2 no se recuperó hasta que a las 1:47 horas del día 20.10.89 fueron actuadas manualmente dichas válvulas. Cuando se volvieron a poner en servicio los compresores, la temperatura del CO_2 del cajón era de aproximadamente 280°C , siendo la temperatura máxima de operación de los filtros finos del sistema de 240°C . Además, se perdió la refrigeración de las cabezas de los pozos con CO_2 depurado, manteniéndose la misma mediante la apertura manual de las válvulas de aporte de CO_2 nuevo.

Para poder arrancar las calderas, y arrancar los compresores de aire comprimido parados, el personal de operación puso asimismo un gran esfuerzo en mantener tensión en las barras DS3 DS4 Dx3 y Dx4, para lo cual tuvo que cerrar localmente y de forma manual los disyuntores correspondientes.

Veinte minutos después del inicio del incidente, empezaron a observarse en sala de control problemas en la regulación automática de la alimentación al cambiador principal de calor, lo que provocaba paradas y arranques alternativos y simultáneos de las bombas de alimentación de agua al cambiador por bajo nivel en los tanques de alimentación complementarios. El personal de operación intervino localmente para regular manualmente la alimentación al cambiador, siendo necesario mantener la regulación manual hasta que a la mañana siguiente fueron reparadas las tuberías de aire comprimido, que hasta ese momento, y a pesar del acoplamiento con ACO/ y el aislamiento manual de determinados consumos, presentaban fugas.

Entre quince y veinte minutos después del inicio del incidente, el explotador tuvo noticia de que en la cava había nivel de agua. Paralelamente, se constató que los tanques de almacenamiento de agua EDOK y de transferencia TFOR perdían nivel por consumos incontrolados, lo que unido al hecho de que las cadenas de producción de agua desmineralizada estaban fuera de servicio (no se recuperaron hasta las 00:40 horas del día 20/Octubre/89) provocó que se llevara a cabo una operación de localización de fugas y de reducción de consumos. A tal efecto, se realizó manualmente el aislamiento de la aportación de agua TFOR a los condensadores de los grupos principales y de las turbosoplantes 3 y 4, el cierre de las válvulas manuales de aportación de agua EDOD a los condensadores de las turbosoplantes 3 y 4 y el cierre de las válvulas automáticas de aporte a los tanques bajos de agua desmineralizada EDOR, que habían quedado abiertas a causa de la pérdida de la tensión de mando de 48 V. y la pérdida de aire comprimido de regulación, y habían provocado el rebose de los tanques bajos al sumidero del edificio IPE. Los drenajes de dicho edificio no funcionaron a causa de la pérdida de tensión de mando de 48 V. a las bombas de achique correspondientes y el agua paso a la cava del reactor por las puertas existentes en el muro de separación entre ambos edificios, y después al edificio de combustible irradiado, a su vez comunicado con la cava. En el edificio de combustible irradiado si funcionaban las bombas de drenaje, pero se pararon manualmente para evitar que el agua pasase a la estación de tratamiento de líquidos, provocando la parada de estas bombas, la inundación de las cotas inferiores del edificio y el consiguiente rebose de una poceta de recogida de purgas del sistema de refrigeración de piscinas, cuya actividad total contenida ha sido estimada por el explotador en 1 mCi.

Estas pérdidas de agua desmineralizada tuvieron una contribución importante a la inundación y junto a la aportación de agua de protección contra incendios (PCI) y de agua de circulación (como se supo posteriormente al ver las juntas de goma de las tuberías rotas) dieron como resultado un volumen de agua máximo estimado presente durante la inundación de 4000 m³. El análisis químico del agua de la cava daría posteriormente, por comparación de concentración de cloruro sódico con el agua del Mediterraneo, que el 65 % del agua de la cava era agua de mar.

La inundación de las cotas inferiores del edificio de producción eléctrica (IPE), edificio de combustible irradiado y la cava, llegó a alcanzar alturas de 80cm a 1 m y afectó a los siguientes equipos: motores de las bombas de los circuitos RAiE, (y de las bombas RAOR de llenado del RAiE), motores de las bombas de refrigeración de las piscinas de combustible irradiado y compresores de la ventilación en parada. Las bombas de extracción de los condensadores de las turbosoplantes y las bombas de alimentación complementarias fueron asimismo inundadas, pero continuaron funcionando, en el primer caso por tratarse de bombas de eje vertical que estuvieron sumergidas hasta el palier de unión entre el motor y la bomba, y en el segundo, de bombas de eje horizontal que estuvieron sumergidas hasta el nivel del eje. No obstante, la alimentación a los cuartos de cambiador 3 y 4 se perdió a causa de la pérdida de las barras DS3A y DS4A respectivamente, sin posibilidad de recuperarla nuevamente, y, aunque tales barras posteriormente fueron recuperadas, las bombas de alimentación complementaria permanecieron inoperables dado que los cables de alimentación eléctrica a las mismas resultaron quemados en el incidente.

También entre quince y veinte minutos después del inicio del incidente, simultáneamente a la observación de que la cava había empezado a inundarse, llegaron los primeros bomberos correspondientes a C.N. Vandellós II y Hospitalet.

A partir de las 22:00 horas comenzaron las labores de extinción de incendios, a las que se dió prioridad sobre las de achique de la inundación, declarándose a la 1:30 horas del día 20/Octubre/89 fuego controlado. El incendio no estuvo totalmente extinguido hasta las 3:30 - 4:00 horas del día 20/Octubre/89.

A las 0:47 horas del día 20.10.89 apareció, según se registra en la teleinscriptora, alarma de motor de la válvula de aporte de CO_2 del sistema de regulación de masa indisponible. Posteriormente se comprobó que dicha válvula se situó en una posición intermedia, dejando pasar al cajón y a los circuitos de estanqueidad de las turbosoplantes casi 13 T de CO_2 .

A la 1:30 horas el día 20/Octubre/89 tuvieron comienzo las labores de achique de agua de la inundación, utilizándose para ello, bombas de achique de la propia central, de los bomberos, de C.N. Vandellós II y de empresas contratadas. A las 6:00 horas el nivel de agua ya no afectaba a los equipos y a las 10:00 horas se dió por finalizado el achique de la inundación.

Desde que en los primeros minutos se perdieron las turbosoplantes 3 y 4 y la alimentación a los cuartos del cambiador de calor principal 3 y 4, la refrigeración del núcleo se realizó con las turbosoplantes 1 y 2 y los cuartos del cambiador 1 y 2, regulando su alimentación en manual y habiendo ésta sido muy deficitaria e intermitente a partir de las 22:00 horas del día 19 hasta las 00:20 horas del día 20, lo que ocasionó la subida de presión del cajón hasta 29.7 bar, llegando a pensar el explotador en la posibilidad de aliviar presión mediante la regulación de masa de CO_2 del cajón de forma manual, antes de que a 30.1 bar percutiesen automáticamente las membranas de las válvulas de protección contra sobrepresiones del cajón, para cuyo cierre es necesario el aire comprimido de regulación. En esos momentos la temperatura del CO_2 en el cielo del reactor era de 310°C . Posteriormente, desde las 00:30 horas del día 20/Octubre/89 hasta las 2:20 horas, la alimentación volvió a ser deficitaria. Sólo a partir de las 17:00 horas del día 20/Octubre/89 se consiguió alimentar los cuartos 1 y 2 con 70 T/h cada uno.

Durante el transcurso del incidente mantuvo su función el circuito SPOR (refrigeración general con agua de mar) ya que estaban en servicio bombas alimentadas desde barras a las que no faltó tensión. Referente al circuito RCOC (refrigeración del cajón) se pararon tres de sus bombas al quedarse sin tensión las barras DS3A y DS4A, volviendo a arrancar dos de ellas cuando se recuperó tensión, quedando por tanto en ese momento cinco bombas en servicio. Por otra parte, a pesar de haberse perdido por la inundación las bombas del circuito de refrigeración de piscinas, la temperatura del agua de las mismas no superó el valor de 27°C .

A partir del inicio de las operaciones de achique de la inundación, se emprendieron acciones encaminadas a la recuperación de los equipos que habían estado sumergidos, comenzando por la lubricación en marcha de los cojinetes de las bombas de agua de alimentación complementarias, de las turbosoplantes

1 y 2, para que no griparan a medida que descendía el nivel de agua y continuando, una vez achicada la inundación, con la revisión del aislamiento de los motores de las bombas del RAiE (y los motores de las bombas de RAOR) y de los motores de las bombas del circuito de refrigeración del agua de piscinas, así como de los compresores de ventilación en parada. La recuperación de los motores que se habían mojado requería su tiempo, por lo que se empezaron a buscar otros para sustituirlos, de tal forma que el día 20/Octubre/89 por la tarde, se estaban instalando en el circuito RAiE dos motores de bombas del circuito de vacío del grupo turboalternador nº 2, de potencia algo inferior y un motor de igual potencia cedido por C.N. Ascó.

El día 21/Octubre/89 se disponía para la refrigeración del reactor de dos soplantes (1 y 2) y dos cuartos del cambiador principal de calor (1 y 2) garantizados, además del RAiE, sistema alternativo de refrigeración de la potencia residual (en recirculación con dos bombas alimentadas desde barras seguras y una más alimentada desde un grupo electrógeno) y la ventilación en parada disponible. Los motores de las bombas del circuito de refrigeración del agua de piscinas habían sido asimismo sustituidos.

Este incidente se ha incluido en el nivel 3 de la Escala Internacional del OIEA-NEA (Febrero 1.990)* de clasificación de sucesos ocurridos en centrales nucleares en función de su importancia desde el punto de vista de la seguridad nuclear o impacto radiológico

* La escala de clasificación de sucesos ha sido promovida, a nivel internacional, por el OIEA-NEA, como un sistema objetivo cuya finalidad es facilitar la comprensión y entendimiento mutuos entre los técnicos de la industria nuclear y los medios de comunicación y, en general, la opinión pública, para valorar en sus justos términos la importancia de cada suceso en relación con la seguridad nuclear y consecuencias radiológicas.

La escala, que consta de 7 niveles de gravedad creciente, y se extiende desde las simples anomalías, que se incluyen en el nivel 1, hasta los accidentes de máxima gravedad (Chernobyl, URSS 1986) que corresponden al nivel 7, será publicada próximamente por el CSN para difusión pública.

El nivel 3 corresponde a incidentes en los cuales un fallo adicional de sistemas de seguridad podrían llevar a condiciones de accidente o a una situación en la cual los sistemas de seguridad hubieran sido incapaces de prevenir un accidente si ciertos sucesos iniciadores hubiesen ocurrido.

2.2. CRONOLOGIA

TIEMPO

ACONTECIMIENTOS RELEVANTES

Día 19/10/1989

21:39 horas _____	Alarma de vibraciones anormales en la turbina del grupo turboalternador principal nº 2. Disparo del grupo 2.
	Falta de presión de engrase del grupo principal 2, entran en servicio todas las bombas de lubricación que no lo estaban.
21:40 horas _____	Incendio. Llamas y varias explosiones sucesivas. Llamadas a los bomberos de la Generalitat y C. N. Vandellós II. Llamada al C.A.P. para aviso a retenes y personal técnico.
21:40 horas _____	Parada manual del reactor.
21:40 horas _____	Alarma de primer umbral de presión baja de hidrógeno en el alternador del grupo 2. Alarma de nivel bajo en el tanque de aceite de lubricación de turbina del grupo 2. Comienzan las pérdidas de 48 V de control y mando.
21:40 horas _____	Paso a polaridad fija de las cuatro turbosoplantes (400 rpm).
21:41 horas _____	Parada del grupo turboalternador principal nº 1.
21:43 horas _____	Pérdida de 48 V de control y mando a EDOR.
21:46 horas _____	Falta de 48 V de control y mando a las bombas de achique de los sumideros.

21:47 horas _____	Turbosoplante 4 parada por falta de engrase.
21:49 horas _____	Pérdida de estanqueidad de la turbosoplante 4.
21:49 horas _____	Turbosoplante 3 parada por falta de estanqueidad.
21:49 horas _____	Basculamiento de la admisión principal a la admisión auxiliar en las turbosoplantes 1 y 2.
21:49 horas _____	Barra DS3A sin tensión.
21:49 horas _____	Disparo del grupo auxiliar nº 3, caldera auxiliar nº 3 y compresor nº 3.
21:50 horas _____	Pérdida de alimentación al cuarto 3 del cambiador de calor principal.
21:53 horas _____	Sobrepasamiento del primer umbral de temperatura del motor de los supresores de la DRG y DRGG.
21:55 horas _____	Primer disparo de los supresores de la DRG y DRGG.
21:55 horas _____	Presión de CO ₂ RFOE muy baja.
21:55 horas _____	Barra DS4A sin tensión.
21:55 horas _____	Disparo del grupo auxiliar nº 4, caldera auxiliar nº 4 y compresor nº 4.
21:55 horas _____	Pérdida de alimentación al cuarto nº 4 del cambiador de calor principal.
21:55 horas _____	Problemas en la regulación automática de la alimentación al cambiador de calor principal.

21:56 horas _____	Cambio de las turbosoplantes 1 y 2 a 700 rpm.
22:00 horas _____	Indicios de que hay nivel de agua en la cava.
22:00 horas _____	Se constata que los tanques de almacenamiento de agua EDOK y de transferencia TFOR pierden nivel por consumos incontrolados.
	Inicio de una operación de localización de fugas y de reducción de consumos.
22:00 horas _____	Llegada de los primeros bomberos C.N. Vandellós II y Hospitalet.
22:00 horas _____	A partir de este momento tienen problemas de alimentación de agua al cambiador por indisponibilidad de agua desmineralizada, pérdida de regulación automática y de aire comprimido. La regulación se hace en manual y localmente.
	Comienza a subir la temperatura del CO ₂ (entrada y salida del núcleo) y la presión de CO ₂ que llegó a alcanzar valores próximos a 29.7 bar. La temperatura del CO ₂ en el cielo de pila llegó a ser 310°C.
22:10 horas _____	Cadena 1 CROT en defecto por temperatura CO ₂ salida soplante superior 250°C.
22:10 horas _____	Cadena 2 CROT, en defecto por temperatura CO ₂ salida soplantes superior a 250°C
22:11 horas _____	Se comunica el incidente al centro de Emergencias (SALEM) del CSN.
22:13 horas _____	Cadena 4 CROT en defecto por temperatura CO ₂ salida soplantes superior 250°C.
22:14 horas _____	Cadena 3CROT en defecto por temperatura CO ₂ salida soplante superior 250°C.

22:15 horas _____

Quedan fuera de servicio la DRG y la DRGG al disparar el último supresor que quedaba en funcionamiento.

22:28 horas _____

Defecto de nivel de agua de piscinas. Se supone corresponde a nivel alto en la poceta de recogida de efluentes del edificio de combustible irradiado.

22:32 horas _____

Alarma estadio 1 presión elevada CO₂ (cadena 2 de RFOS).

22:33 horas _____

Alarma estadio 1 presión elevada CO₂ (cadena 3 de RFOS).

22:45 horas _____

Alarma estadio 1 presión elevada CO₂ (cadena 1 de RFOS).

23:30 horas _____

Constatación de que el nivel de agua en la cava afectaba a los equipos.

23:42 horas _____

Falta de tensión en la barra que alimenta la bomba de agua de circulación del condensador del grupo turboalternador principal nº 2.

23:51 horas _____

Temperatura del CO₂ a la salida de las soplantes 310°C.

Día 20/10/1989

00:20 horas _____

Comienzan a alimentarse el cuarto 1 del cambiador de calor principal con 70 T/h y el cuarto 2 con 60 T/h

00:22 horas _____

Barra DX3A con tensión.

00:28 horas _____

Barra DX4A con tensión.

00:30 horas _____

Presión CO₂ baja (cadena 1 de RFOS).

00:31 horas _____

Presión CO₂ baja (cadena 3 de RFOS).

00:32 horas _____	Presión CO_2 baja (cadena 2 de RFOS).
00:40 horas _____	Se recuperan las cadenas de producción de agua desmineralizada.
00:40 horas _____	La alimentación al cuarto 2 del cambiador de calor principal desciende a 10 T/h.
00:47 horas _____	Alarma de motor de la válvula de aporte de CO_2 del sistema de regulación de masa indisponible. Válvula en posición intermedia.
01:20 horas _____	La alimentación al cuarto 1 del cambiador principal desciende a 20 T/h.
01:30 horas _____	Se declara incendio controlado.
01:30 horas _____	Comienza el achique de la inundación.
01:47 horas _____	Se intenta el bloqueo de la turbosoplante 4 desde la sala de mandos sin éxito.
01:48 horas _____	Se intenta el bloqueo de la turbosoplante 3 desde sala de mando sin éxito.
02:20 horas _____	La alimentación al cuarto 1 del cambiador de calor principal comienza a ser de 70 T/h y al cuarto 2 de 30 T/h.
02:24 horas _____	Fin de defecto en cadena 2 CROT.
02:25 horas _____	Fin de defecto en cadena 1 CROT.
02:26 horas _____	Fin de defecto en cadena 4 CROT.
02:26 horas _____	Fin de defecto en cadena 3 CROT.
03:34 horas _____	Bloqueo mecánico de la turbosoplante nº 3.

04:00 horas _____

Se declara incendio extinguido.

05:23 horas _____

Bloqueo mecánico de la turbosoplante nº 4.

06:00 horas _____

El nivel de agua ya no afectaba a los equipos.

08:00 horas _____

La alimentación a los cuartos 1 y 2 del cambiador de calor principal era de 30 T/h y 25 T/h respectivamente.

10:00 horas _____

Se dan por terminadas las labores de achique de la inundación.

17:00 horas _____

*Comienzan a alimentarse los cuartos 1 y 2 con 70 T/h cada uno.**Día 21/10/89*

10:00 horas _____

*Reactor refrigerado por dos turbosoplantes (1 y 2) y dos cuartos del cambiador principal de calor garantizados (1 y 2).**RAiE en recirculación (con dos bombas alimentadas desde barras seguras y una más alimentada desde un grupo electrógeno).**Circuito de refrigeración de las piscinas de elementos combustibles irradiados disponible.*

18:00 horas _____

Ventilación en parada disponible.

* Los tiempos tienen carácter aproximado, ya que, por una parte, como se ha indicado anteriormente, a los pocos minutos del inicio del incidente los dos calculadores entraron en defecto por saturación de información con lo que el análisis de las salidas de las impresoras solo permite una estimación aproximada y por otra, algunos datos fueron comunicados oralmente al CSN durante su inspección por el personal de operación de C.N. Vandellós I.

2.3. DETERMINACION DE LAS CAUSAS RAICES

2.3.1. ANTECEDENTES

El día 19 de Octubre de 1989, encontrándose la C.N. Vandellós I en estado operativo, a las 21,39 horas, se declaró un incendio en el grupo turboalternador principal nº 2 a consecuencia de un fallo en la turbina correspondiente, que ocasionó la rotura de las tuberías de aceite de lubricación de la turbina y, al parecer, una fuga del hidrógeno de refrigeración del alternador.

2.3.2. OBJETO

El presente apartado tiene por objeto el dictamen preliminar de la causa raíz del incidente ocurrido en el grupo Principal nº 2 de la C.N. Vandellós I, basándose en la información obtenida de las inspecciones visuales realizadas en campo, antes y durante el desmontaje de los elementos más representativos del turboalternador, la recopilación y análisis de la documentación técnica relativa al mantenimiento y operación de los Grupos 1 y 2, así como el dictamen técnico emitido al respecto por TSI-"Técnicas y Servicios de Ingeniería, S.A." en su calidad de asesor del CSN contratado al efecto.

Como se podrá comprobar, este apartado solo contempla una parte de la evaluación total del incidente acaecido en el turbogruppo nº2, como es la inspección visual de daños, la auditoría de la documentación disponible relacionada con el tema y el análisis de vibraciones.

Quedan por evaluar aspectos tan importantes como:

- Diseño
- Materiales
- Fabricación
- Montaje
- Análisis macroscópicos y microscópicos de partes fracturadas
- Análisis de tensiones y fatiga

que deberán ser los que acoten la causa raíz, de un modo definitivo, y para los que, en el apartado 2.3.6. de Recomendaciones, se solicitan una serie de acciones por parte de HIFRENSA, en relación con el diseño, los análisis y los ensayos de los materiales que componen la turbina dañada.

2.3.3. ANALISIS DE LA SITUACION ACTUAL CONTEMPLANDO EL INCIDENTE

2.3.3.1. CARACTERISTICAS GENERALES DE LA UNIDAD

2.3.3.1.1. TURBINAS

Generalidades

Las turbinas de los dos grupos productores de energía eléctrica de la C.N. Vandellós I son de acción, y constan cada una de un cuerpo de alta presión y dos cuerpos de baja presión, y arrastran cada una un alternador de 256 MW de potencia máxima, con estátor y rotor refrigerados por hidrógeno,

habiendo sido construidos por ALSTHOM DEM (Usine Belfort), en 1.968. (Fig. 1) (*).

El vapor producido en el cambiador de calor llega a las cuatro válvulas de regulación, independientes, que cubren directamente dos sectores principales así como dos sectores suplementarios, mediante válvulas adicionales. (Fig. 2)

Una vez el vapor se ha expandido en el cuerpo de alta presión es canalizado a los dos cuerpos de baja presión donde se divide en flujos opuestos y termina de expandirse hasta llegar al condensador.

Cada rotor descansa en dos cojinetes de rótula. Todos los cojinetes soportes llevan en su generatriz inferior una llegada de aceite a alta presión, distinta de la de engrase, que permite levantar el eje durante el virado. (Fig. 3).

Las características nominales de las turbinas son las siguientes:

- Velocidad de rotación	3000 rpm
- Presión del vapor en la admisión:	33,5:35 bar
- Temperatura del vapor en la admisión:	387°C
- Caudal de vapor en el escape:	876,5 T/h
- Presión de vapor en el escape:	0,056 bar
- Temperatura del agua en tanque agua alimentación	88,1°C

La turbina está sometida a dos tipos de esfuerzos, los mecánicos y los térmicos. Los primeros son debidos a la presión interna del vapor, los segundos pueden ser de régimen permanente y los transitorios que aparecen en los cambios de régimen.

Otro aspecto a tener en cuenta es el de las dilataciones. Esfuerzos y dilataciones han sido estudiados con el fin de dar la máxima rigidez al conjunto a la vez que se conservan los huelgos precisos cuando en el funcionamiento se siguen las consignas establecidas.

En una turbina de acción la expansión se efectúa en su mayor parte en los álabes fijos donde el vapor convierte su energía (presión y temperatura) en velocidad. Los álabes móviles transforman a continuación esta energía cinética del vapor en energía mecánica de rotación del rotor.

Cojinetes de Soportes y de Empuje

Los soportes están constituidos por bastidores de plancha soldada que reposan en placas de fundición. Existen 5 soportes de los cuales 3 son fijos y 2 móviles (AP, ABP, BP, Intermedio y Alternador) (Fig. 4)

(*) El conjunto de figuras y fotografías citadas a continuación se encuentra en el Anexo 2.3

Los cojinetes que soportan el rotor de la turbina están formados por semiconchas de acero forjado que se unen con una junta horizontal antifricción. El engrase es de tipo hidrodinámico y la entrada de aceite se regula con un diafragma. Se han adoptado dos tipos de cojinetes para soportar el eje: los de dos ranuras (para soportar cargas importantes) y los de cuatro (soportan menos carga pero son más estables).

El cojinete de empuje está situado en uno de los soportes fijos (soporte ABP) y es el que fija la posición del rotor en relación con la parte fija de la turbina. Esta se realiza mediante patines ampliamente dimensionados recubiertos de metal antifricción. Su cara de apoyo presenta un ligero ángulo de tal manera que el empuje se transmite mediante una cuña de aceite. (Fig. 5)

2.3.3.1.2. ALTERNADORES

Generalidades

Los dos alternadores, que son arrastrados por las turbinas, han sido contruidos por JEUMONT SCHNEIDER Y WESTINGHOUSE ESPAÑA.

Sus características más importantes son las siguientes:

- Número de fases	3
- Velocidad	3000 rpm
- Frecuencia	50 Hz
- Sobrevelocidad	3800 rpm
- Factor de potencia	0,85
- Tensión	1900 V
- Intensidad	8700 A
- Potencia en MVA	301
- Potencia económica en bornes:	246 MW
- Potencia máxima en bornes:	256 MW
- Refrigeración: por H_2 (refrigerado a su vez por agua de mar)	
- Caudal H_2	1319 m ³ /hora
- Caudal H_2O	455 m ³ /hora
- Temperatura del gas caliente	670C
- Temperatura del gas refrigerado	390C
- Temperatura del agua de extracción:	
. Entrada:	290C
. Salida:	340C

2.3.3.2. INSPECCION REALIZADA

La inspección realizada en planta en el Grupo principal 2 averiado ha cubierto, entre otros, los siguientes aspectos:

2.3.3.2.1. INSPECCION GENERAL DE DAÑOS

En esta fase se procedió a un examen general de los diferentes componentes del Turbogruppo: Turbina de Alta Presión (AP), Turbinas de Baja Presión (BP1) y (BP2) y Alternador, y para cada componente se inspeccionaron los elementos más dañados, entre los que se puede citar: tuberías de vapor

principal, crossover, tuberías de aceite de engrase, estado de cojinetes, carcasas exteriores de cojinetes, bancada del conjunto, estructuras inferiores del alternador, daños en captadores de vibración, daños en la excitatriz y reductor averiado, elementos de fijación y muelles de válvulas y tuberías situadas debajo de la turbina AP.

2.3.3.2.2. INSPECCION DETALLADA DE COMPONENTES

En este apartado se han analizado los siguientes componentes:

- Tuberías de vapor principal
- Tuberías de aceite de engrase
- Cojinetes
- Acoplamiento entre eje turbina AP y alternador
- Pernos extremos de la turbina AP
- Pernos de estructuras de cojinetes

2.3.3.2.3. INSPECCION DE LA TURBINA DE ALTA PRESION (AP)

En este apartado se examinaron los siguientes componentes:

- Mitad superior del cuerpo de la turbina
- Mitad inferior del cuerpo de la turbina
- Otros elementos

2.3.3.2.4. INSPECCION DE LAS TURBINAS DE BAJA PRESION (BPI. BP2)

Análogamente, en este apartado se revisaron los siguientes componentes:

- Mitades superior e inferior de las dos turbinas de baja presión.
- Rotores de las dos turbinas de baja presión.

2.3.3.2.5. INSPECCION DEL DESACOPLAMIENTO DE ROTORES

En esta inspección se supervisaron las tareas de desacoplo de los diferentes tramos de ejes, así como el estado general de los pernos de los acoplamientos.

2.3.3.2.6. INSPECCION DEL ROTOR DE LA TURBINA DE ALTA PRESION AP

Este componente se ha analizado visualmente de forma exhaustiva, generando un croquis de los daños aparecidos en las diferentes ruedas y tramos de ejes del mismo. (Fig. 6)

Este análisis se hizo con el rotor montado en la posición de parada del turbogruppo después de la avería y fuera de la carcasa. (Foto 1)

Asimismo, y ante la ausencia de planos específicos, se construyó un croquis de la rueda más dañada (Rueda 8). (Fig. 7)

2.3.3.2.7. INSPECCION DE LOS ALABES DEL ROTOR DE LA TURBINA DE ALTA PRESION AP

Con todos los álabes encontrados se reconstruyó la parte de rueda correspondiente y se hizo una inspección visual detallada de cada uno de ellos. (Foto 2 y 3)

2.3.3.3. RESULTADOS DE LA INSPECCION

El presente apartado no pretende una descripción exhaustiva y pormenorizada de todos los daños que se han producido en el Turbogruppo de la C..N. Vandellós I, sino cubrir o detallar aquellos aspectos que van a permitir establecer y/o centrar las posibles causas del incidente.

2.3.3.3.1. DAÑOS GENERALES

De una forma general, y como primera aproximación, se detectaron los siguientes daños:

- Las carcassas exteriores de las turbinas de baja presión BP1 y BP2, y más acusadamente en la de alta presión (A.P.) aparecieron muy afectadas por el incendio que se produjo durante el incidente. (Foto 4)

La estructura del alternador, sin embargo, no parece haber sido afectada por el fuego directamente.

- Análogamente, la otra carcassa envolvente de la excitatriz y el reductor, situada en el extremo opuesto a la Turbina de A.P. tampoco parece muy dañada por el fuego, salvo en la puerta de acceso a ese compartimento donde se aprecia que la ventana de dicha puerta, de material plástico, se ha incendiado. (Foto 5)

Si bien durante la inspección llevada a cabo aún no se había desmontado el reductor existente en este compartimento, que permite el accionamiento de la excitatriz, no se descarta, como lo revela el estado de la carcassa así como el que su interior aparezca negro, que el origen del fuego en este espacio hubiera sido generado por la inflamación del aceite del reductor.

- Finalmente, y desde el punto de vista de los elementos afectados por el fuego, se aprecia que en las zonas del edificio IPE (Instalación de Producción Eléctrica) las partes más dañadas por el fuego eran las situadas debajo de las turbinas, fundamentalmente la de Alta Presión (A.P.). A partir de la turbina BP2, todas las tuberías y la parte inferior se ve que han sido afectadas únicamente por el humo y no por el fuego, como lo revelan aspectos tales como que en estas tuberías permanece intacta la pintura, así como que debajo de la estructura del alternador pueden apreciarse, sin daños, etiquetas de plástico y precintos de plomo, lo que indica que en esta zona no ha existido fuego. (Foto 6).

2.3.3.3.2. DAÑOS MECANICOS

- Se apreciaron grietas longitudinales en la estructura del hormigón de la bancada de todo el Turbogruppo.

Se detectaron, asimismo, desconchones en los pilares de hormigón de la estructura base, fundamentalmente en los correspondientes a la turbina de alta presión. (Foto 7, 8)

- Todas las estructuras soporte de los cojinetes de los diferentes tramos de la línea de ejes aparecen fuertemente dañadas. En muchos casos, la mitad superior e inferior están separadas como consecuencia de la rotura de los pernos de unión entre las dos partes. (Foto 9)

- Los captadores de vibraciones y las estructuras donde van montados, aparecieron fuertemente dañados. En algún caso, cojinete BP2, lado BP1, el captador salió despedido. (Foto 10)

En el extremo del alternador, lado excitatriz, el vástago del captador había sido desplazado 20 cm en dirección vertical.

El captador de vibraciones del extremo de la turbina BP2, lado alternador presentaba daños visibles.

- Las tuberías de engrase de los cojinetes de la turbina de alta presión (A.P.) y de las turbinas de baja presión (BP1 y BP2) aparecen cizalladas. (Foto 11)
- Las tuberías de entrada de vapor principal de la turbina de alta presión aparecen fracturadas en toda su sección. (Foto 12)
- La Tubería de conducción de vapor de la turbina de alta presión a las de baja presión, presentan grietas importantes en los ángulos de las mismas, fundamentalmente, en la zona de conexión con el cuerpo de alta presión.
- En la zona inferior del alternador se apreciaron daños por explosión en una rejilla de protección de barras, situada debajo del cojinete extremo del alternador (Cojinete 1).

Análogamente, y debajo del otro cojinete del alternador (cojinete 2) se encontró una estructura metálica afectada por la explosión.

- En las tuberías situadas debajo de la turbina de alta presión se apreció que uno de los vástagos de fijación de uno de los muelles de una de estas tuberías estaba roto. Este muelle estaba situado a la derecha, mirando en dirección turbina-alternador.

La válvula situada a la izquierda, en esta dirección, estaba comprimiendo a la tubería.

Todo parece indicar, y así se aprecia, que la estructura de la turbina de alta presión, ha girado de derecha a izquierda (coincidente con el sentido de giro de la unidad).

- En los cojinetes del alternador, por estar embutidos en su carcasa, así como en el reductor de la excitatriz, no se han podido apreciar daños. Ahora bien, este último elemento, debido a que por la mirilla del registro se apreciaba que su aceite parece quemado, no se descarta que esté muy dañado.

2.3.3.4. HIPOTESIS DE FALLOS

En base a los resultados de la inspección de daños así como de las diferentes salidas de ordenador correspondientes al desarrollo del incidente, se establecieron las siguientes hipótesis principales de partida para el estudio de las causas de la avería:

- Degradación del estado vibratorio general del turboalternador.
- Fallo en el sistema de engrase de los cojinetes
- Fallo en el cojinete de empuje,
- Explosión por pérdida de hidrógeno, y
- Fallo mecánico en el rotor de la turbina de alta presión

De acuerdo con estos puntos, se procedió a la recogida de datos en planta, así como a evaluar la siguiente documentación:

- Control del Estado Vibratorio del Turboalternador
- Sistema de Monitorización de Vibraciones
- Registros históricos de Niveles de Vibración relativa Eje-Cojinete en los diferentes captadores desde Junio a la fecha del incidente
- Medidas periódicas en Cojinetes
- Control de Excentricidad
- Registros históricos de los valores de Excentricidad desde Junio a la fecha del incidente
- Control de Dilataciones
- Registros históricos de las Medidas de Dilatación desde Junio a la fecha del incidente.
- Controles de Desgaste y de Empuje del Cojinete de Empuje
- Registros históricos de los Valores de Empuje (Desgaste del Cojinete de Empuje) desde Junio a la fecha del incidente
- Sistema de Engrase: Control de Parámetros Específicos
- Análisis del aceite de Engrase
- Registros históricos de las Magnitudes Básicas de Control del circuito de Engrase: Temperaturas y Presiones desde Junio a la fecha del incidente
- Control del Circuito de Hidrógeno de Refrigeración
- Registros históricos de la Presión de Hidrogeno desde Junio a la fecha del incidente
- Historial de Mantenimiento de las Turbinas de los Grupos Principales

2.3.4. CRITERIOS APLICABLES

En la evaluación de los daños generados en la turbina del grupo 2 como consecuencia del incidente del día 19.10.89, así como en el establecimiento de las hipótesis de fallos se ha tomado como referencia la siguiente normativa:

- Código ASME. Sección II (Material Specifications)
- Código ASME. Sección III (Component)
- Código ASME. Sección V (Nondestructive Examination)
- Código ASME. Sección IX. (Welding and Brazing Qualifications)
- Normas ANSI/ASME OM-5-1981
- Norma ISO 2372
- Norma VDI 2056
- Normas API 611 y 612
- Capítulo 10.2.3, Standard Review Plan, Nureg-0800 Rev. 1

2.3.5. CONCLUSIONES

De acuerdo con todo lo anterior, se establecen las siguientes conclusiones:

2.3.5.1. El incremento de los niveles de vibración en los cojinetes del Turboalternador se produce desde valores **ACEPTABLES** a **INADMISIBLES**, de forma súbita sin degradación previa. (Foto 13)

No se deduce que haya existido, por tanto, ausencia de control, vigilancia o mantenimiento del Estado Vibratorio General de la unidad.

2.3.5.2. Las indicaciones de desviación de los valores de las funciones o parámetros característicos del Sistema de Engrase por encima de niveles de alarma y disparo establecidos, se producen todos ellos con posterioridad al primer indicador de la avería: **ALTOS NIVELES DE VIBRACION**.

Puede afirmarse, por tanto, que estas desviaciones de los parámetros de engrase con respecto de sus niveles normales son una "consecuencia" o "efecto" de la causa original del incidente.

2.3.5.3. A pesar del correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad redundantes del circuito de engrase mediante la entrada automática en servicio de más bombas de engrase, esto fué insuficiente para compensar las fuertes pérdidas de aceite originadas por el cizallamiento de las tuberías de engrase, inmediatamente después de iniciarse el suceso.

2.3.5.4. La ausencia de signos típicos de agarrotamiento eje-cojinete confirman que la unidad ha parado rápidamente.

2.3.5.5. Las indicaciones de **ALARMA** en el cojinete de empuje de la unidad, aparecidas instantes después del origen del incidente, son el "efecto" o "consecuencia" de los movimientos bruscos de flexión y axiales que han experimentado los diferentes tramos de ejes por efecto de la causa original de la avería.

La destrucción de los cojinetes de empuje y contraempuje confirma la severidad de estos movimientos de flexión y axiales de la línea de ejes.

2.3.5.6. La pérdida de estanqueidad en el circuito de hidrógeno y la subsiguiente explosión se producen, al parecer, con posterioridad al inicio del incidente y como consecuencia de los bruscos movimientos axiales y transversales experimentados por toda la línea de ejes durante el desarrollo del suceso.

Estos movimientos transversales y axiales se han detectado mediante los captadores de vibraciones y de dilatación diferencial, y su severidad a través de los indicadores de alarma correspondientes.

2.3.5.7. Como resumen de todas las conclusiones precedentes y como resultado del Análisis de Fallos desarrollado, puede establecerse que las siguientes hipótesis:

- Degradación del estado vibratorio general del turboalternador,
- Fallo en el sistema de engrase de los cojinetes,
- Fallo del cojinete de empuje, y
- Explosión por pérdida de hidrógeno

parecen quedar descartadas como causas originales del incidente.

2.3.5.8. En consecuencia, y como conclusión preliminar se considera que la causa más probable del origen del incidente acaecido el día 19 de Octubre de 1989 en el Grupo Principal 2 de la Central Nuclear Vandellós I, es un FALLO MECANICO EN EL ROTOR DE LA TURBINA DE ALTA PRESION

2.3.5.9. En efecto, el Análisis de Fallos desarrollado basándose en los siguientes puntos:

- Resultado de inspecciones visuales de la avería,
- Análisis y Procesamiento de datos y parámetros de control,
- Historial de Mantenimiento

ha permitido establecer las siguientes conclusiones adicionales

2.3.5.9.1. La causa del disparo por vibraciones y, en definitiva, del inicio del incidente del 19 de Octubre de 1989 en el Grupo Principal 2 de la Central Nuclear Vandellós I parece ser LA DEFORMACION O FLEXION EXCESIVA DEL ROTOR DE LA TURBINA DE ALTA PRESION COMO CONSECUENCIA DEL DESEQUILIBRIO DINAMICO GENERADO POR EL DESPRENDIMIENTO SUBITO DE UNA MASA IMPORTANTE DE LA RUEDA 8 DEL MISMO.

2.3.5.9.2. El desprendimiento de esa masa importante de la rueda 8 del rotor de la turbina de alta presión puede ser consecuencia de una de las siguientes causas:

- Fallo o rotura de un álabe con desprendimiento por impacto de los adyacentes, o
- Fallo del encastre de los álabes con la rueda por rotura de los pies de álabes o por apertura de los labios de la rueda.

2.3.5.9.3. Como causas finales de estos fallos, se apuntan las siguientes:

- Fallo de diseño del árbol de la turbina de alta presión

- Tensiones en discos y álabes superiores a las admisibles.
- Agotamiento del material por fatiga inducida por las tensiones debidas a vibraciones.
- Defectos inducidos en el material durante la fabricación, montaje y/o la vida en servicio.

2.3.5.9.4. HIFRENSA, como norma general, ha desconocido históricamente las causas de los diversos fallos acaecidos en sus turbogrupos, no existiendo en los archivos de la central la información suficiente para documentar los mismos.

2.3.6. RECOMENDACIONES

A la fecha de la realización de este informe, HIFRENSA aún no ha manifestado al CSN cuál ha sido la causa raíz del suceso del 19 de octubre de 1.989, mediante un estudio de detalle, si bien ha informado que se lo había encargado al fabricante, ALSTHOM.

Dado que la causa raíz debe ser conocida con todo detalle para que permita, de una parte, reproducir el incidente, y de otra sacar las lecciones necesarias para impedir su repetición en esta central o en otras, y puesto que esta evaluación preliminar se ha basado en inspecciones visuales y valoraciones documentales, las cuales si bien resultan necesarias, son insuficientes, ya que se ha procedido a identificar la causa raíz por eliminación, claramente, un dictamen fiable de la causa raíz deberá demostrar en detalle que lo que se estima actualmente en un proceso deductivo se corrobora por medio de análisis tensionales y ensayos.

Además, la relación de causas que se consideran y se valoran descartando algunas de ellas, no es exhaustiva, pues también podrían considerarse entre otras la explosión de una bolsa de hidrógeno procedente de la fuga existente en el alternador hasta el día 8 de Octubre, hecho que puede ser comprobado en el libro de operación y el fallo mecánico en los álabes fijos de la turbina de alta presión.

Las características del incidente producido el 19 de Octubre de 1989, el historial de averías que ha venido presentando esta unidad y la existencia de otro turbogrupo de idénticas características, hacen aconsejable establecer una línea de trabajo que permita determinar con precisión la causa final de la avería y adoptar las medidas correctoras oportunas, al efecto de garantizar un funcionamiento seguro de la Central Nuclear de Vandellós I.

Dentro de esta línea, los datos o ensayos que deberá aportar HIFRENSA son los siguientes:

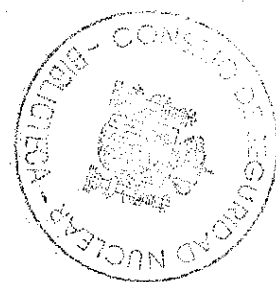
- Determinación de las características mecánicas, químicas y metalográficas de los materiales de las ruedas y álabes de los rotores de las turbinas AP, BP1 y BP2.
- Obtención de las características mecánicas química y metalográficas del nuevo material de los álabes que se pretendían instalar en los rotores de alta presión. Justificación técnica del cambio.

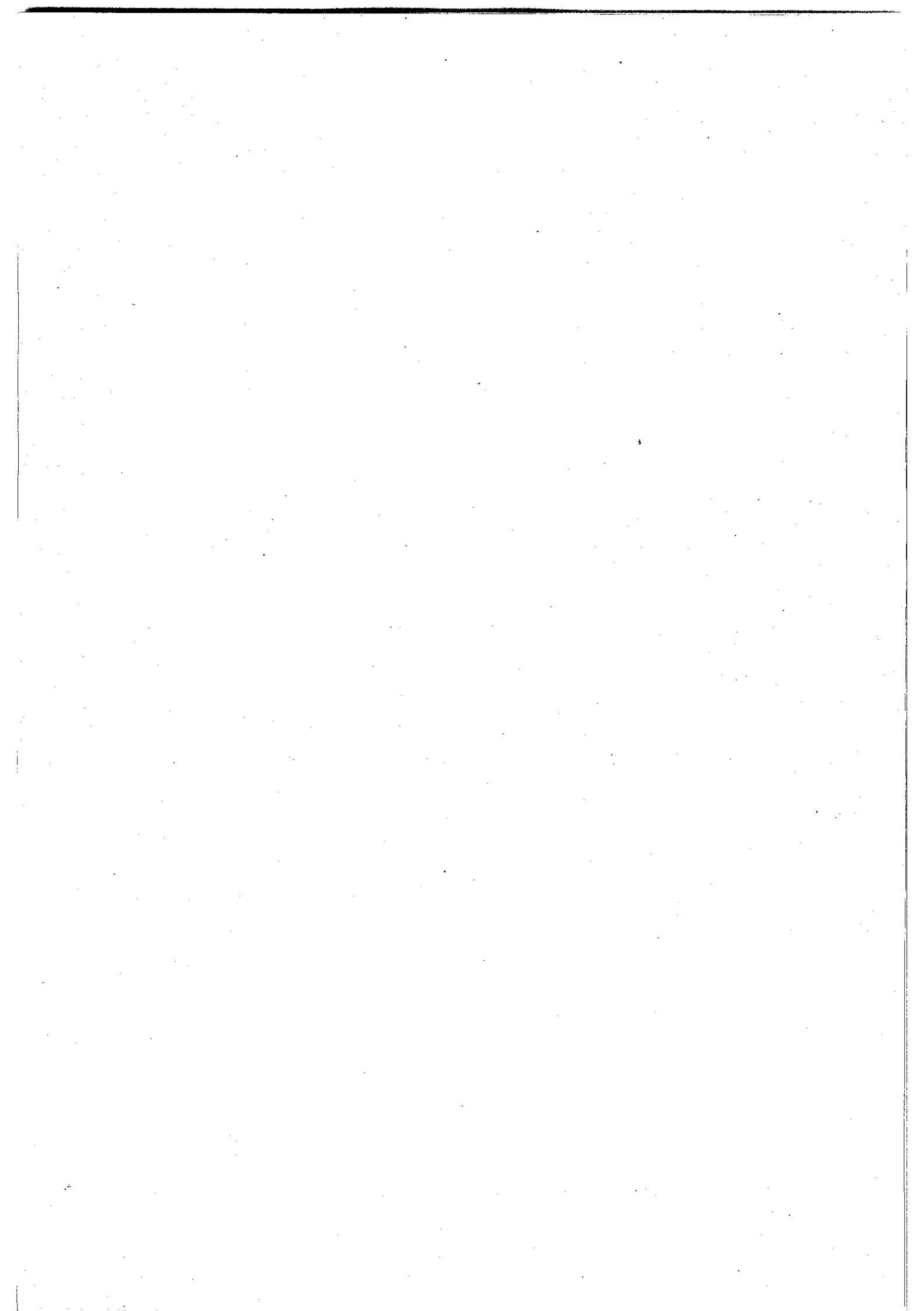
- Planos con pesos y dimensiones de:
- Ruedas 8 y 16 del rotor AP
- Ejes de rotores: AP, BP1 y BP2
- Número de álabes de cada rueda y pesos unitarios
- Huelgos radiales y axiales teóricos entre rotor y estator del cuerpo de alta presión
- Plano detallado del perfil de los álabes de la ruedas, así como del encastre de estos álabes a las ruedas.
- Análisis fractográfico de los álabes dañados, de la rueda 8 (AP)
- Resultados de los análisis fractográficos de otros álabes dañados, ya realizados por ALSTHOM en revisiones anteriores.
- Informe de ALSTHOM sobre las causas de estas fracturas.
- Análisis de Frecuencias Propias de los paquetes de álabes correspondientes a aquellas ruedas de AP y BP, que hayan presentado fracturas de álabes, bandajes y anillos rigidizadores.
- Estudio del Desequilibrio Residual de cada rueda del rotor AP, así como Protocolo y Resultados del ensayo de equilibrado dinámico de este rotor en bancada.
- Análisis tensional, por elementos finitos, de la zona del encastre (rueda-álabes) de las ruedas del rotor AP teniendo en cuenta las fuerzas centrífugas y los esfuerzos provenientes de los distintos modos de vibración de los álabes.
- Análisis tensional, por elementos finitos, en las diferentes partes de los álabes.
- Programa de E.N.D. establecido durante la fabricación y montaje de ruedas, álabes y rotores de las turbinas AP, BP1 y BP2.
- Tratamientos térmicos dados a los diferentes materiales que componen las turbinas AP, BP1 y BP2.
- Programa y resultados de E.N.D. (US y PM) aplicados a los rotores de AP, BP1 y BP2, posterior al incidente.
- Cálculos de fatiga para cada tipo de álabes.
- Resultado de los estudios realizados para determinar el acortamiento del periodo de vida, de la unión álabes-rueda, como consecuencia de las tensiones debidas a vibraciones.
- Criterios estructurales para el diseño de álabes fijos.

- **Criterios de aceptación de defectos en servicio.**

Dado que ALSTHOM es el fabricante de la turbina y participó en la programación de las inspecciones periódicas, los trabajos de análisis que realice de las piezas dañadas como consecuencia del incidente, deberían ser supervisadas por una Agencia de Inspección Independiente. Asimismo, los análisis realizados por ALSTHOM deberían ser contrastados por laboratorios españoles de solvencia e independencia, es decir las probetas de los álabes deberían ser analizadas en España, así como los cálculos que procedan para determinar las causas del fallo.

ANEXO 2.3.





INDICE DEL ANEXO I

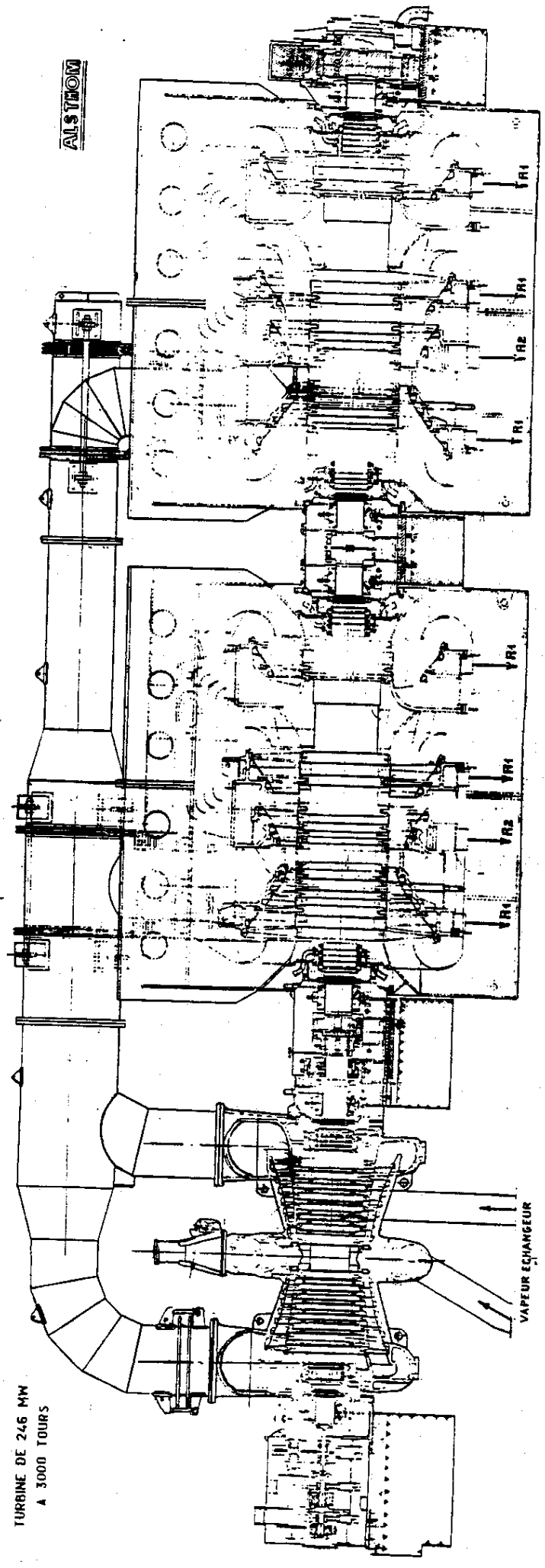
FIGURAS

1. *Plano general del grupo turboalternador ALSTHOM*
2. *Esquema de admisión del vapor principal*
3. *Plano de soportado y engrase de los ejes*
4. *Planos de situación de los cojinetes*
5. *Plano del cojinete de empuje*
6. *Croquis de daños en ruedas y tramos de eje y en cojinetes*
7. *Croquis de la rueda 8 de la turbina AP.*

FOTOS

1. *Rotor de la turbina AP*
2. *Reconstrucción de álabes de la turbina AP*
3. *Álabes dañados y álabe nuevo de la turbina AP*
4. *Carcasas exteriores de las turbinas del grupo 2*
5. *Carcasas exteriores del alternador del grupo 2*
6. *Edificio IPE. Zona bajo turbinas*
7. *Edificio IPE. Grietas en borde de bancada de turbinas*
8. *Edificio IPE. Daños en pilares de hormigón*
9. *Cojinete de turbina AP*
10. *Captador de vibraciones de turbina*
11. *Tuberías de aceite de engrase para cojinetes de turbina*
12. *Tuberías de entrada del vapor principal*
13. *Registro continuo de vibraciones en Sala de Control*

FIGURA Nº 1



ALSTHOM

70-601900

Esquema de admisión de vapor de la turbina

FIGURA Nº 2

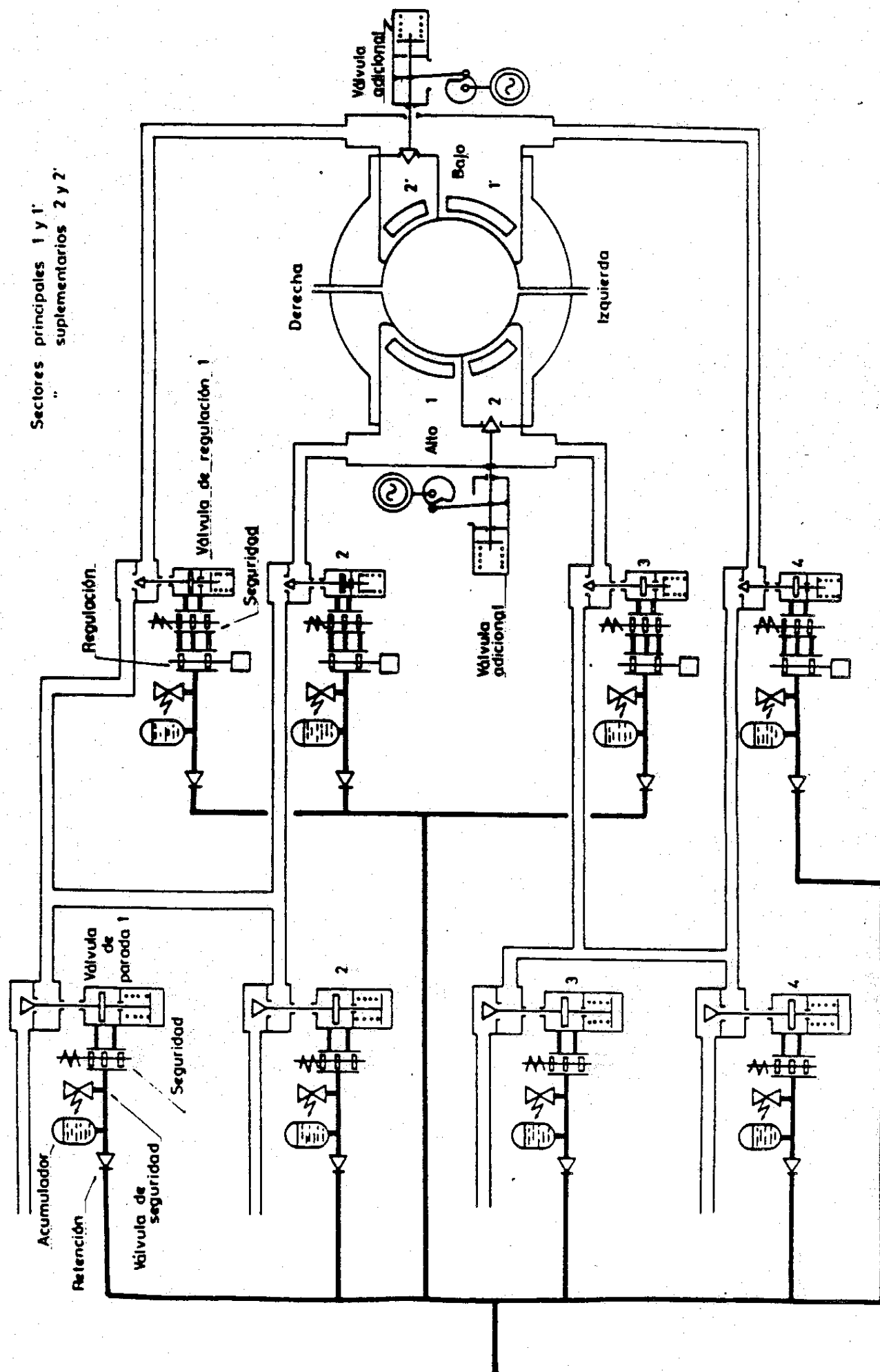
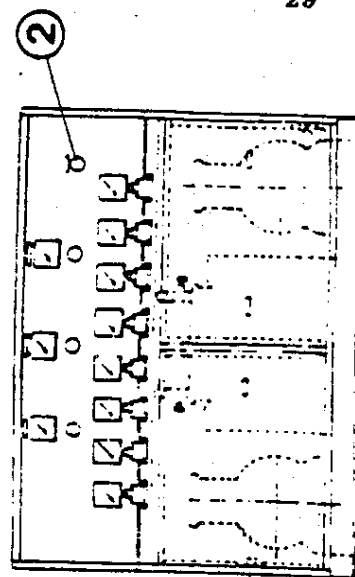
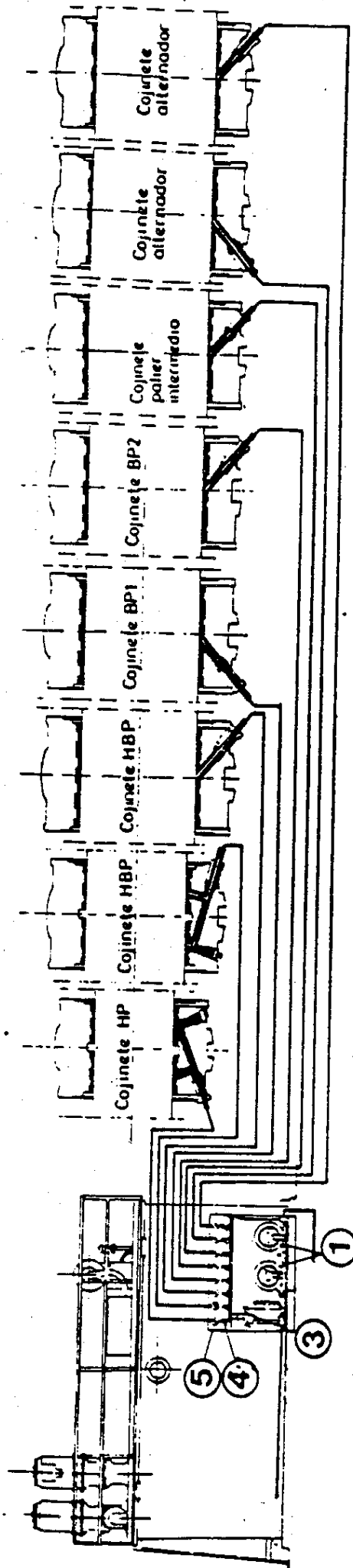
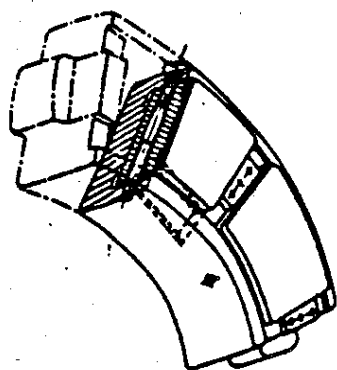


FIGURA Nº 3

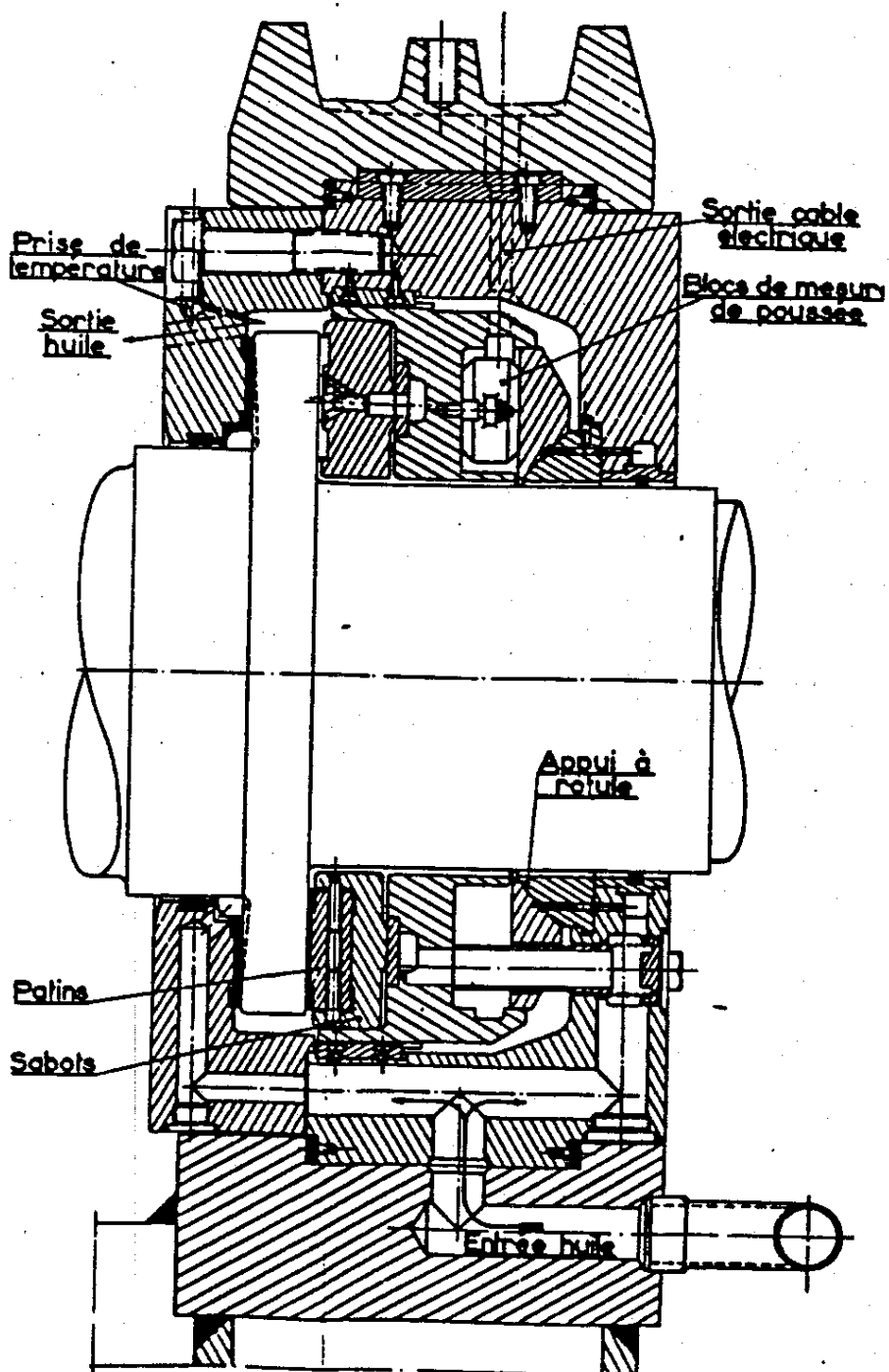
IMPULSION DE ACEITE PARA LEVANTAMIENTO DE MOTORES



- ① BOMBAS
- ② VALVULA DE SEGURIDAD DE TARADO
- ③ FILTROS
- ④ LIMITADORES DE CAUDAL
- ⑤ MANOMETROS

BUTÉE

Montage des patins dans
les sabots de butée



ALSTHOM - N° 70.601722 -

FIGURA Nº 5

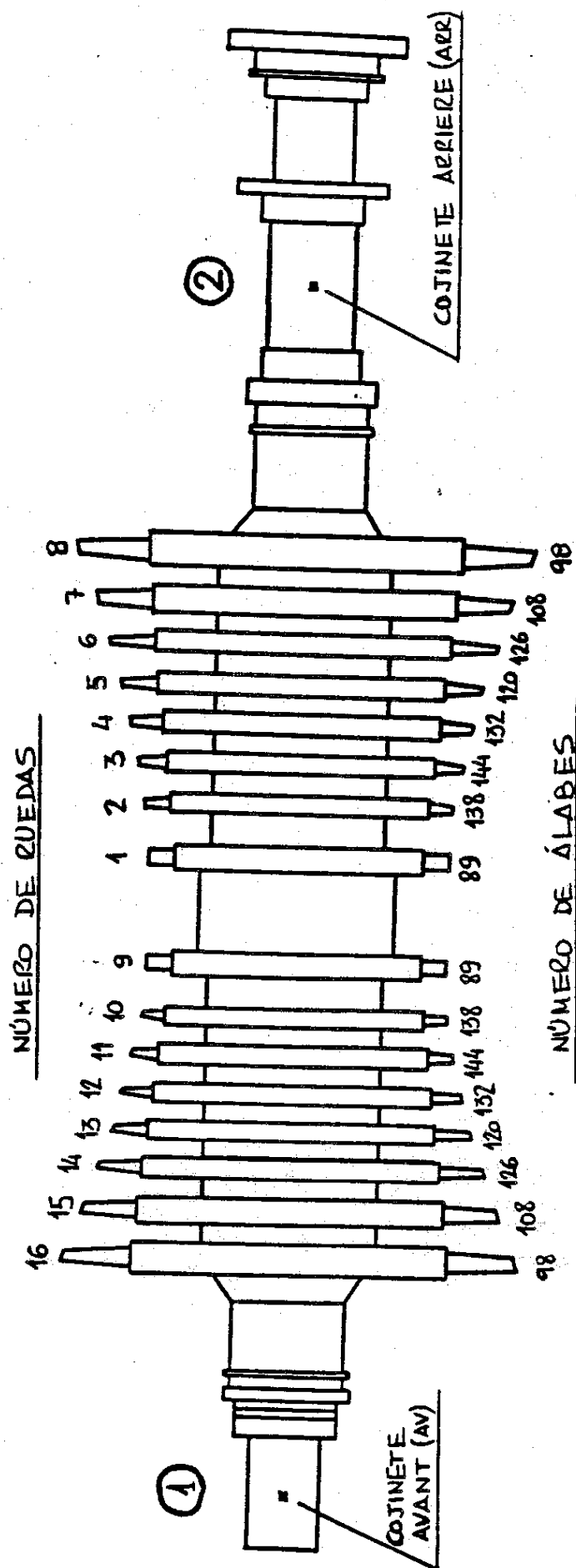


FIGURA Nº 6

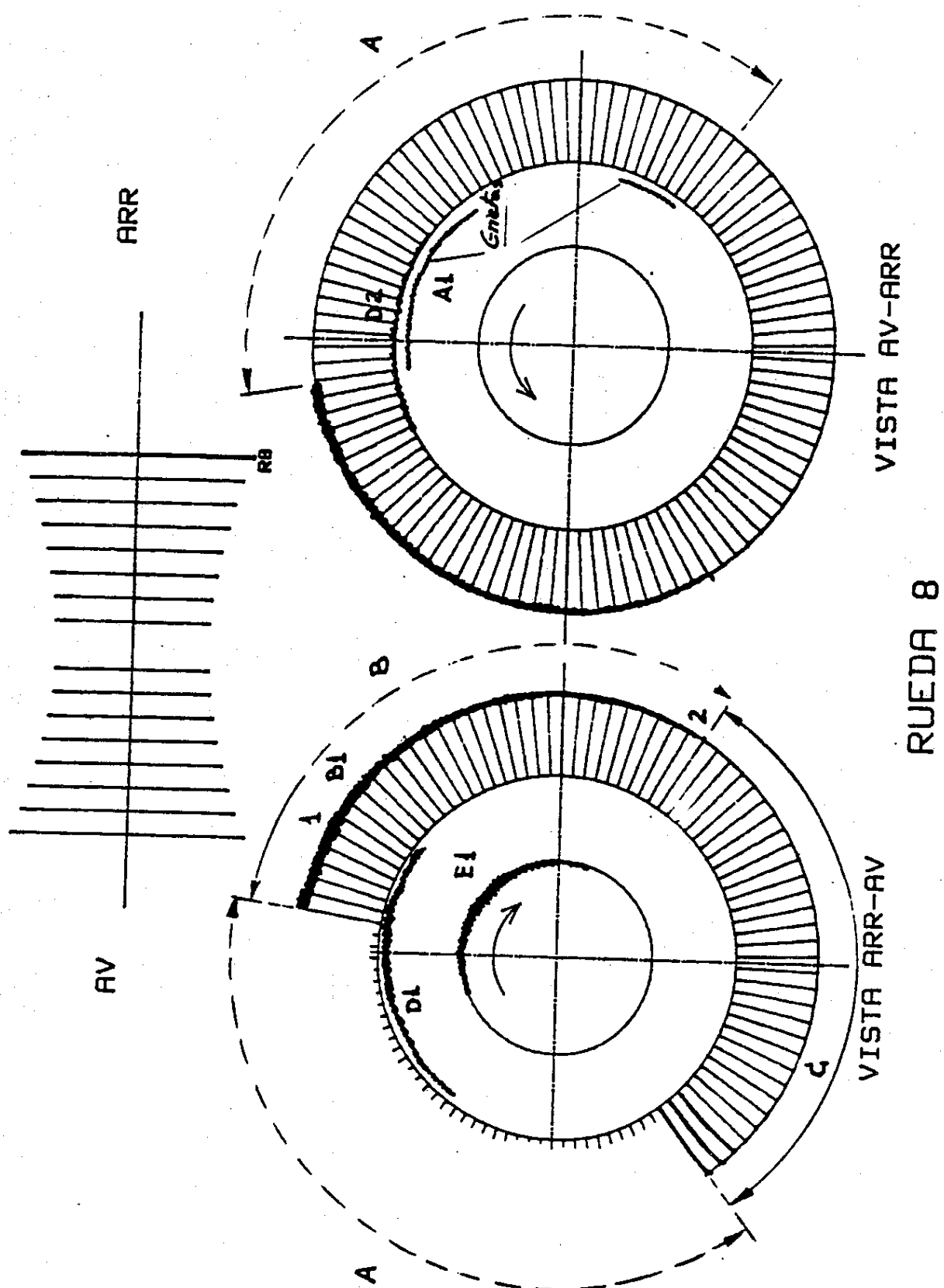


FIGURA Nº 7



Consejo de Seguridad Nuclear

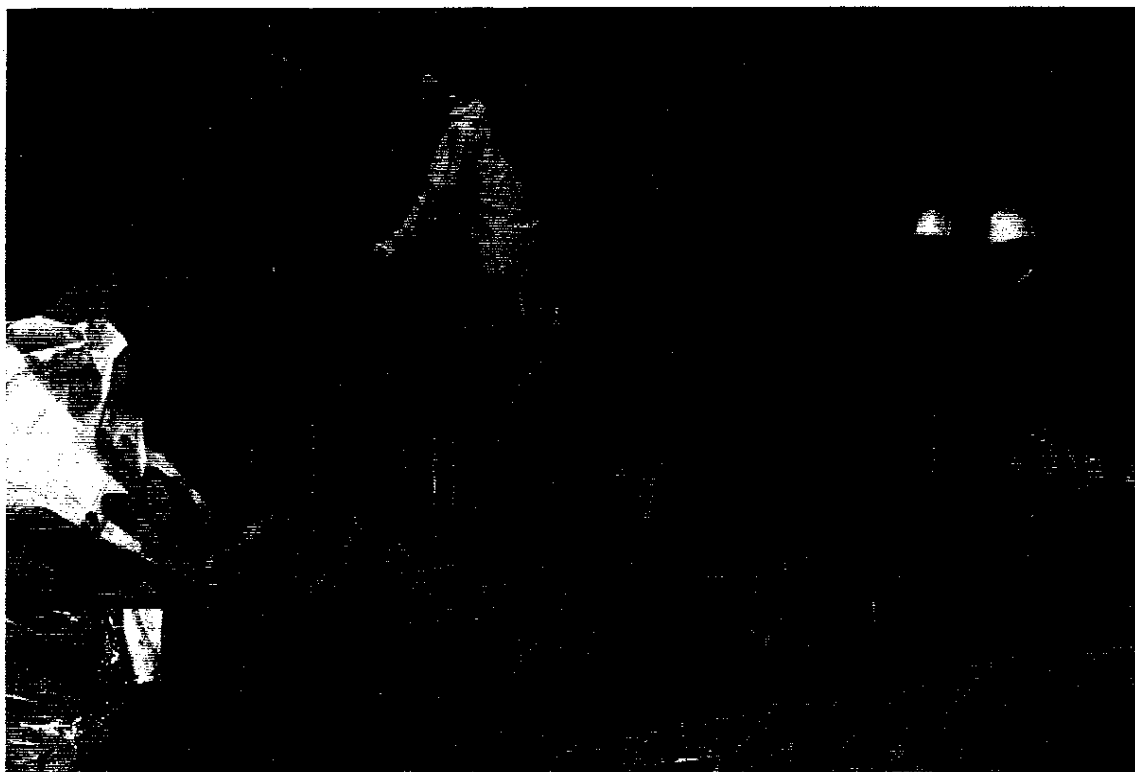


FOTO 1

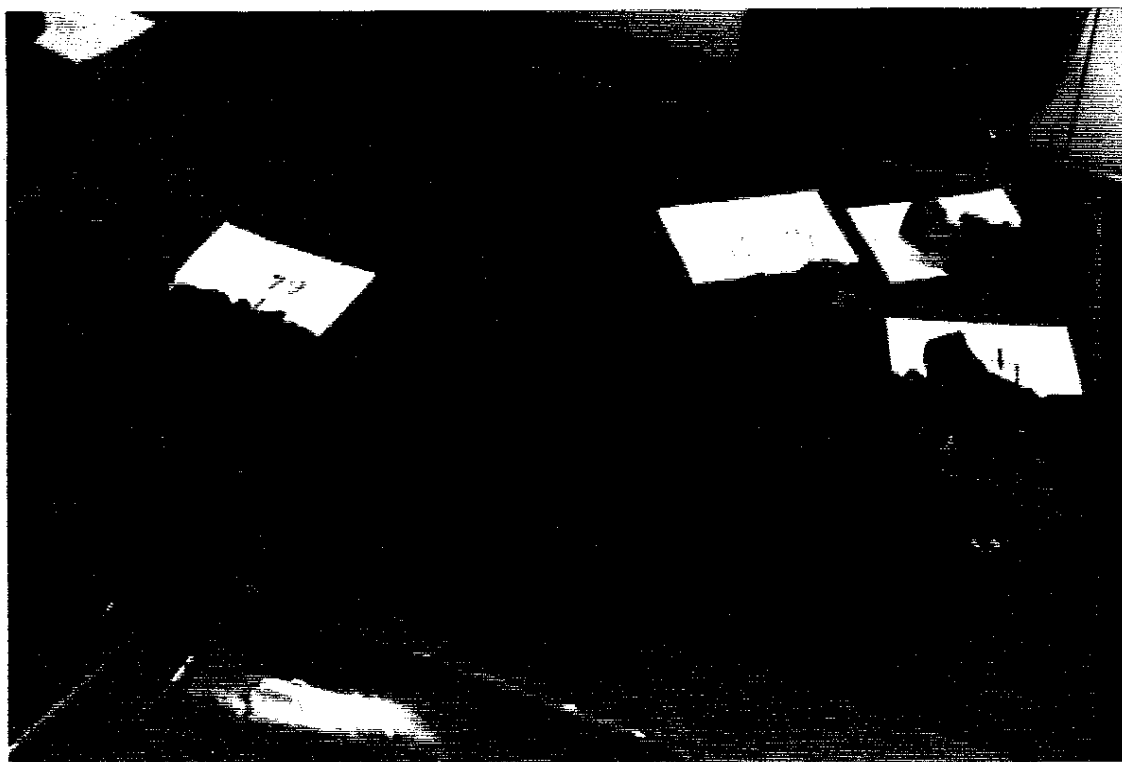


FOTO 2

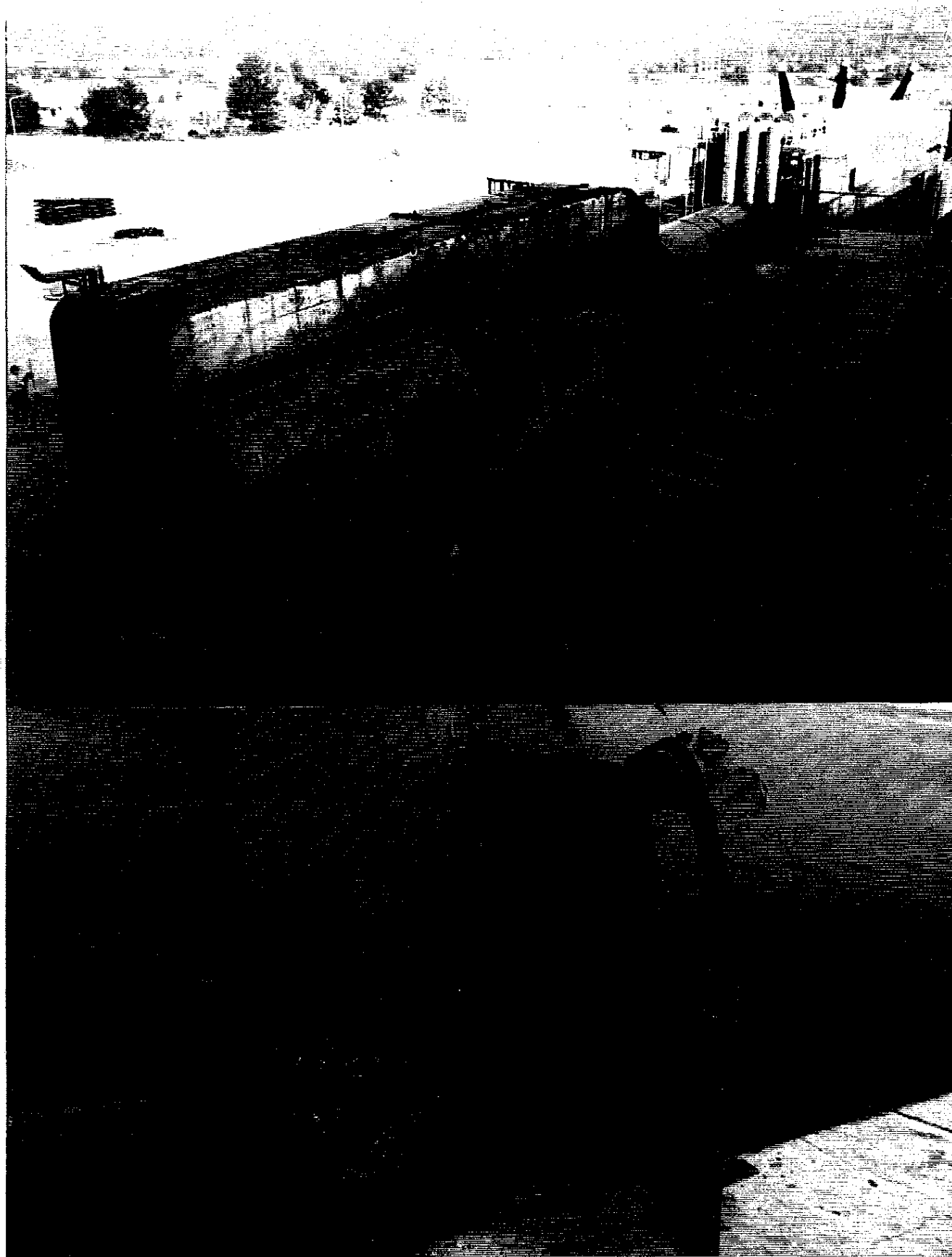


Consejo de Seguridad Nuclear





Consejo de Seguridad Nuclear





Consejo de Seguridad Nuclear

FOTO 7

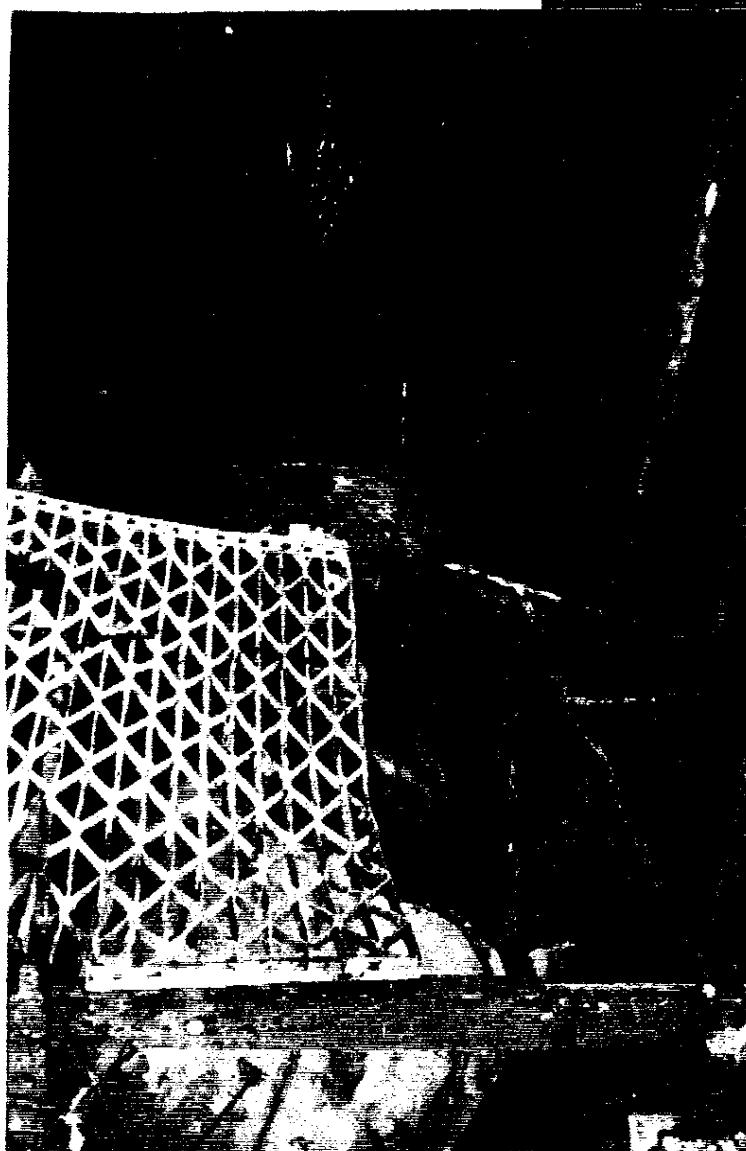


FOTO 6



Consejo de Seguridad Nuclear

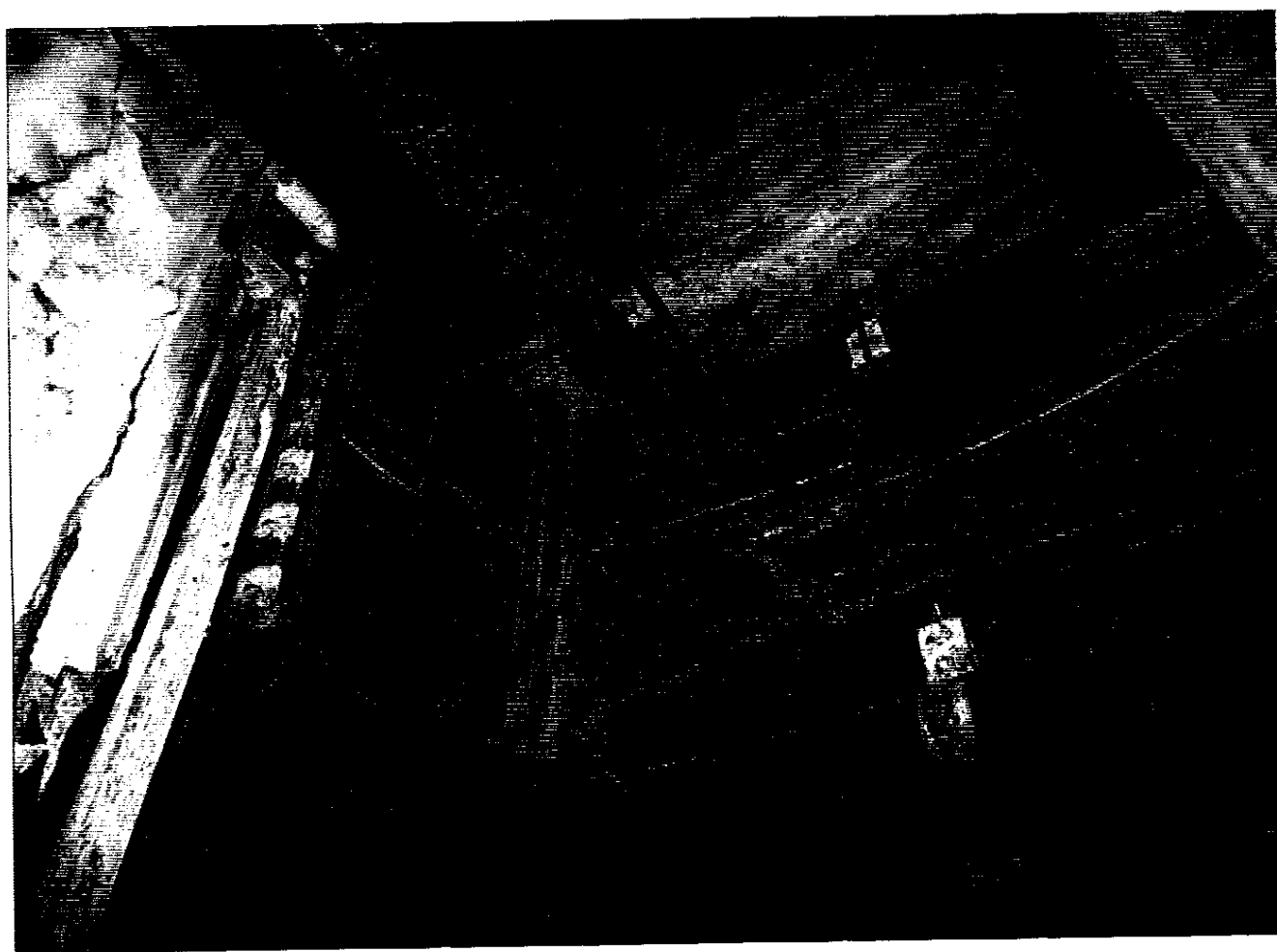


FOTO 8



Consejo de Seguridad Nuclear



FOTO 9



FOTO 10



Consejo de Seguridad Nuclear



FOTO 11



FOTO 12



Consejo de Seguridad Nuclear

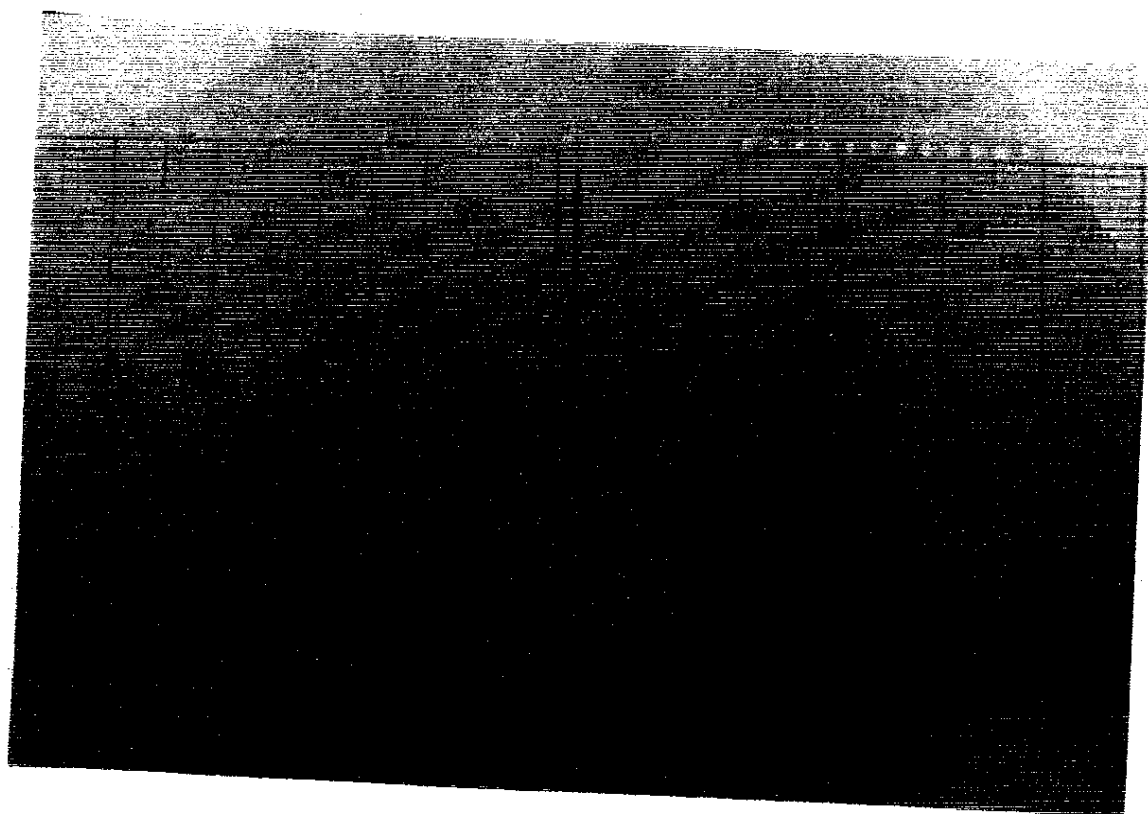


FOTO 13

2.4. COMPORTAMIENTO DE LOS DIVERSOS SISTEMAS DURANTE EL ACCIDENTE

2.4.1. INTRODUCCION

En este apartado se analizan los sistemas de la planta necesarios para mantener adecuadamente las condiciones de seguridad y la refrigeración del núcleo, así como otros sistemas soporte.

La evolución de los principales parámetros de seguridad durante el incidente está reflejada en la figura 8.

La presión de CO_2 en el cajón alcanzó un valor máximo de 29,7 bars a las 22h. 37', debido a la elevación de la temperatura del CO_2 a la salida del cambiador principal. A 30.1 bars de presión está prevista la percusión de las membranas de las válvulas de seguridad del cajón, para evitar que se supere la presión de diseño. Esto hubiera sido problemático en las condiciones del incidente, ya que las válvulas que producen el cierre tras la percusión de las membranas, son accionadas por aire y no hubieran podido cerrar por falta de presión en el sistema de aire comprimido (ver apartado 2.4.6.). Para evitar estos problemas, la central había previsto hacer un alivio manual de CO_2 por la línea de vaciado del cajón si la presión seguía subiendo, antes de que se alcanzara el tarado de percusión de las membranas de las válvulas de seguridad.

La temperatura del CO_2 a la salida del cambiador principal alcanzó un valor máximo de 310°C , a las 23h 51', debido a la falta de alimentación adecuada al cambiador. Esta temperatura que es también aproximadamente la temperatura del CO_2 en la salida de las turbosoplantes, superó ampliamente los valores de operación normal que están en torno a 230°C . A 250°C existe un disparo del reactor y a partir de 310°C no puede garantizarse la hermeticidad en la zona de turbosoplantes.

La temperatura del CO_2 a la salida del núcleo se mantuvo por debajo de los valores de operación a potencia que están en torno a 400°C . El máximo valor alcanzado tras el disparo fue 328°C .

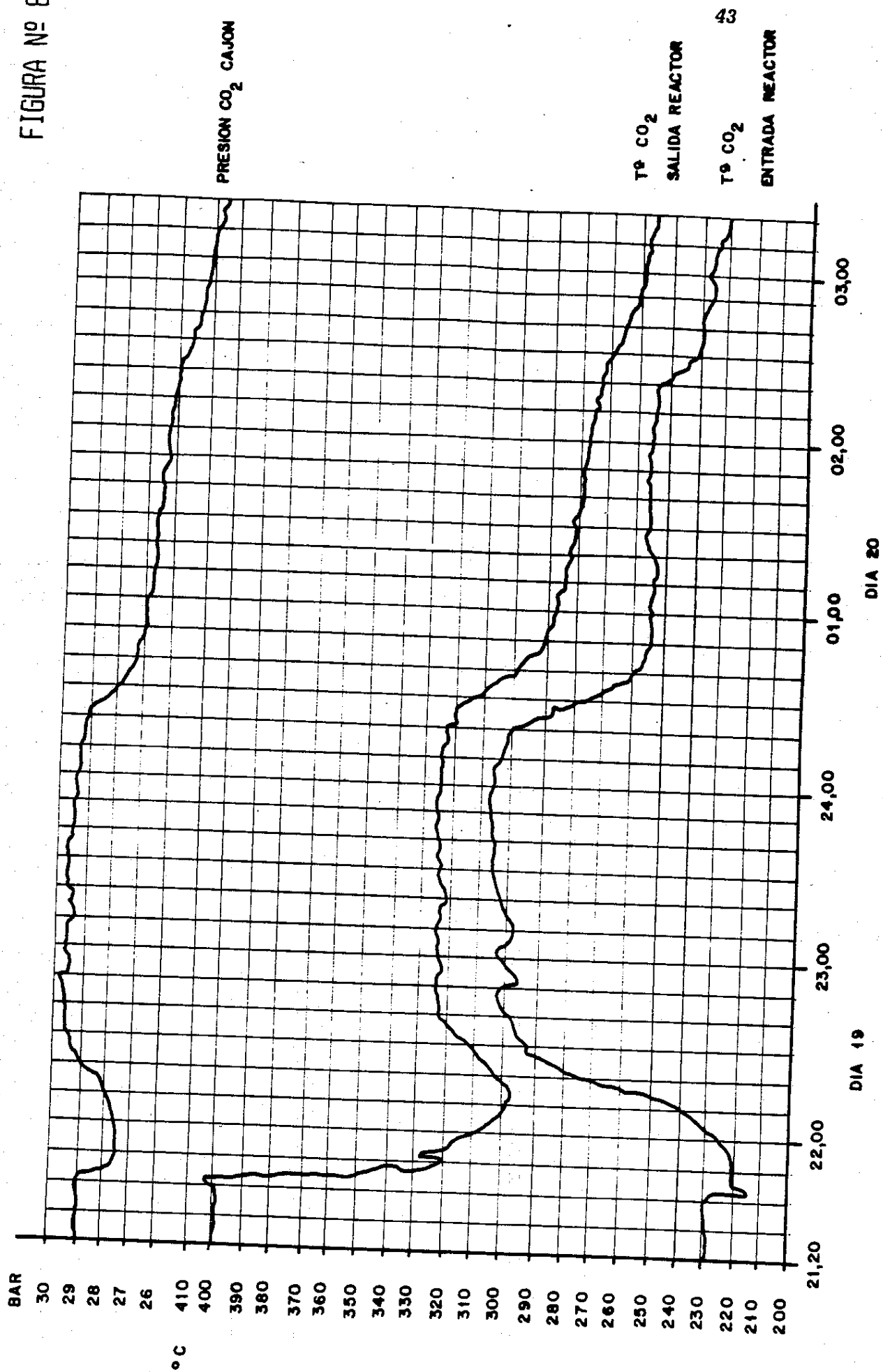
2.4.2. SISTEMAS DE PROTECCION CONTRA INCENDIOS

2.4.2.1. Actuación de los sistemas de protección contraincendios del edificio IPE

El edificio IPE es una construcción de hormigón armado de tres plantas (+ 3.30 m + 9m y + 16m) situado al norte del edificio del reactor y adosado a él. Al este limita con el edificio eléctrico. El techo del nivel + 9m. es de hormigón armado salvo unas zonas que llevan unas persianas metálicas deslizantes. Interiormente las diferentes cotas no están tabicadas y además existen dos puertas de comunicación con la cava del reactor en la cota + 3.30m. La cota + 9m también está comunicada por puertas con el edificio del reactor.

Los principales materiales combustibles existentes en el edificio son las bandejas de cables trazados por el mismo, dos tanques (uno por cada turboalternador principal) de aceite de regulación de turbina situados en la cota + 3.30m, y dos tanques de aceite de lubricación de turbina (así

EVOLUCION DE LAS TEMPERATURAS Y PRESIONES DEL CO₂ EN EL REACTOR DURANTE EL INCIDENTE



mismo uno por cada turboalternador principal), ubicados en la cota + 9m. Por otra parte, el hidrógeno de refrigeración de los alternadores supone un riesgo de explosión e incendio.

Los tanques de aceite de regulación y lubricación disponen de detección doble ionica de humos-óptica de llama y termovelocimétrica y de extinción por rociadores de agua, que actúan por señal de detección cruzada siempre que en sala de control se haya accionado el mando que permite el arranque de los compresores que impulsan por la tubería agua a presión. Distribuidos por el edificio existen diferentes extintores portátiles. Las cotas + 3.30m y + 9m disponen de drenajes dotados de bombas de achique.

El día 19/Octubre/89 los sistemas de extinción no actuaron al estar bloqueado su funcionamiento desde la sala de control. El sistema de aportación de agua para rociado de tanques es común con los transformadores y las turbosoplantes, y el explotador mantuvo bloqueado su funcionamiento por temor a que actuase la extinción sobre estos otros equipos.

Las bombas de achique de los drenajes del edificio IPE y de la cava no funcionaron, por pérdida de la tensión de 48 V de control y mando.

El hecho de tener fuera de servicio la extinción de los tanques, pudo contribuir a la evolución libre del incendio en los primeros momentos. La compartición del suministro de agua de rociado entre diferentes equipos, no habría llevado probablemente a la activación de la extinción no requerida ya que, a pesar de la presencia de humo, los otros tipos de detectores (ópticos de llama y termovelocimétricos) posiblemente no se habrían activado.

Por otra parte, la no actuación de las bombas de achique de los drenajes tuvo importancia en la generación de la inundación, si bien es cierto, que el aporte de agua debido a distintas contribuciones, fue muy superior al debido exclusivamente a la extinción del incendio.

2.4.2.2. Organización de los medios humanos de lucha contra el fuego

En la C. N. Vandellós I no existe una brigada de protección contra incendios compuesta por personal con misión exclusiva de P.C.I. Tampoco existe ningún vehículo de bomberos, ni trajes de amianto para las intervenciones de lucha contra el fuego. Si existen equipos autónomos de respiración, que fueron utilizados la noche del 19/Octubre/89, por el personal de lucha contra el fuego y estuvieron disponibles para el personal de sala de control. La organización y medios de la central para la protección contra incendios figura descrita en tres procedimientos que desarrollan el Plan de Emergencia y tres notas técnicas sobre la ubicación de las botellas de aire comprimido, equipamiento de los postes de incendios y ubicación de los extintores portátiles respectivamente.

La organización de lucha contra el fuego es asumida por el supervisor jefe de turno quien designa un coordinador del puesto avanzado que permanece en el lugar de incendio manteniéndose en contacto con el supervisor jefe de turno. Está previsto, según procedimiento, que el coordinador del puesto avanzado establezca al menos dos líneas de lucha contra el fuego, una de extinción y otra de protección y que cada una de ellas esté dotada por

dos personas. El personal se recluta en los diferentes servicios, preferentemente operación (equipo de turno) y protección radiológica.

La noche del 19/Octubre/89, al producirse el incendio y tener los diferentes auxiliares de turno noticia de él, se dirigieron al punto de concentración, para coger los equipos autónomos de respiración, y después al grupo turboalternador principal nº 2 procediendo a desenrollar mangueras y a acoplar racores mientras llegaban los parques de bomberos vecinos. La primera actuación contra el fuego la efectuaron los bomberos de C.N. Vandellós II y los de Hospitalet, que fueron los primeros en llegar, habiendo sido alertados por sendas llamadas de la central a C.N. Vandellós II y a los bomberos de la Generalitat al minuto de iniciarse el incendio.

En las proximidades del edificio IPE existen dos postes de incendios equipados, cada uno de ellos, con varios tramos de manguera un bifurcador y dos lanzas.

Como se dijo al hablar de que los sistemas de extinción sobre tanques no habían actuado, también en este caso el retraso de la intervención sobre el fuego contribuyó a la evolución libre del mismo en los primeros momentos.

Después de los bomberos de C.N. Vandellós II y de Hospitalet, fueron llegando progresivamente los diferentes bomberos de los municipios vecinos, realizando la planificación de la intervención el Coordinador del Servicio Contra Incendios y Salvamento de la Generalitat en Tarragona, asistido por un técnico de mantenimiento y un técnico de parque. El Jefe del Servicio de Protección Radiológica de C.N. Vandellós I permaneció en sala de control manteniéndose en contacto con el coordinador de la Generalitat, para lo cual, después de los fallos ocurridos en las comunicaciones, hubo de desplazarse en varias ocasiones personalmente.

En cuanto a la estrategia desarrollada, inicialmente comenzaron empleando agua sobre el grupo turboalternador principal nº 2, para más tarde cortar el paso al fuego también empleando agua sobre el cuerpo de alta del grupo turboalternador principal nº 1 (que asimismo se había visto afectado). Una vez hecho esto, se abrió una de las persianas que forman parte del techo de la cota + 9m. del IPE y se empezó a verter agua y espuma sobre las cotas inferiores del edificio.

Se emplearon cuatro horas en controlar el incendio y cinco horas y media (o seis horas) en extinguirlo totalmente.

2.4.2.3. Causas del incendio

El incendio se declaró en el grupo turboalternador nº 2, describiéndose con detalle en el análisis de causas raíces. Se detectaron vibraciones importantes del grupo, produciéndose la parada rápida del grupo GP2, la rotura del sello del alternador (refrigerado por H_2) con la consiguiente fuga de H_2 que se inflamó y posteriormente explotó, y la rotura de las tuberías del circuito de engrase del cojinete exterior del cuerpo de alta de la turbina.

Debido a la rotura de las tuberías de aceite de lubricación de la turbina se derramó una cantidad apreciable de aceite al arrancar automáticamente todas las bombas auxiliares de lubricación, vaciando el depósito de lubricación situado en la cota +9.00 del edificio de turbina IPE, lo que contribuyó junto con el depósito de aceite de regulación situado en la 3,30 del IPE al mantenimiento del incendio. El volumen de aceite vertido se puede estimar de forma mayorada en 23 m³ del tanque de lubricación más 1 m³ de aceite de regulación.

El aceite derramado, en contacto con el hidrógeno inflamado o con equipos calientes, comenzó a arder en la parte superior e inferior del Grupo GP2, no pudiendo ser confinado al no existir un sistema de detección y extinción específico, en el turboalternador. El aceite fue derramándose incendiando los materiales existentes en la sala inferior del edificio de turbinas (IPE) cotas +9 y +3,30, como son las numerosas bandejas de cables que discurren por las salas sin ningún tipo de detección, extinción y protección pasiva, así como los diferentes equipos que encontró a su paso, dado que estas salas son diáfanas, sin compartimentaciones entre equipos y cables de distintas redundancias, ni separaciones físicas entre los auxiliares de los dos grupos. Los depósitos de aceite no disponen de cubetos para poder recoger los posibles vertidos, lo que favoreció que el aceite derramado se extendiera por todas las salas.

Por otro lado, tal como ya se ha mencionado, los sistemas de detección y extinción no funcionaron durante el incidente y además eran ineficaces.

Todo ello da una idea del porqué de la extensión y duración del incendio, combinado con la no existencia de una brigada específica de bomberos en la central, y el consiguiente retardo en la actuación de los bomberos de la Generalitat y C.N. Vandellós II.

Hay que significar que en la cota +9, una de las bandejas que recorre en horizontal la placa metálica de separación entre la sala del edificio de turbinas y la sala de cables, estaba quemada parcialmente, llegando incluso al sellado de penetración a la sala de cables.

Similares consideraciones (falta de salas compartimentadas, falta de puertas de resistencia al fuego y estancas, cortafuegos, sistemas de ventilación adecuados, etc.) se pueden hacer para la inundación y el humo, lo que permitió que el agua llegara a la cava del reactor y al edificio de piscinas y el humo a todas las dependencias de la central, incluida la sala de control.

2.4.2.4. Áreas y equipos afectados por el incendio e inundación

Las áreas afectadas por el incendio fueron las cotas +9.00 y +3.30 del IPE (figuras 9 y 10) justo debajo del turbogruppo 2.

Entre los equipos importantes para la seguridad de la central fuera de servicio afectados por el fuego, podemos citar:

- a) Dos de los cuatro motores de las bombas de los circuitos de agua desmineralizada EDOR que sirven para refrigerar diferentes auxiliares importantes para la seguridad.

- b) Circuitos del sistema de aire comprimido de regulación que, entre otras funciones, es necesario para la regulación de niveles de agua en los condensadores y tanques de alimentación de turbosoplantes y cuartos de cambiador.
- c) Cables eléctricos de potencia de los auxiliares principales necesarios para el funcionamiento de las turbosoplantes (TS) nº 3 y 4.
- d) Cables eléctricos de alimentación de los motores de las bombas de los circuitos de agua del intercambiador de parada (RAiE).

Hay que indicar que las bandejas de estos cables junto a los cables de potencia de los auxiliares de las TS 3 y 4 pasan por la cota 3'30 del IPE (ver figura 11).

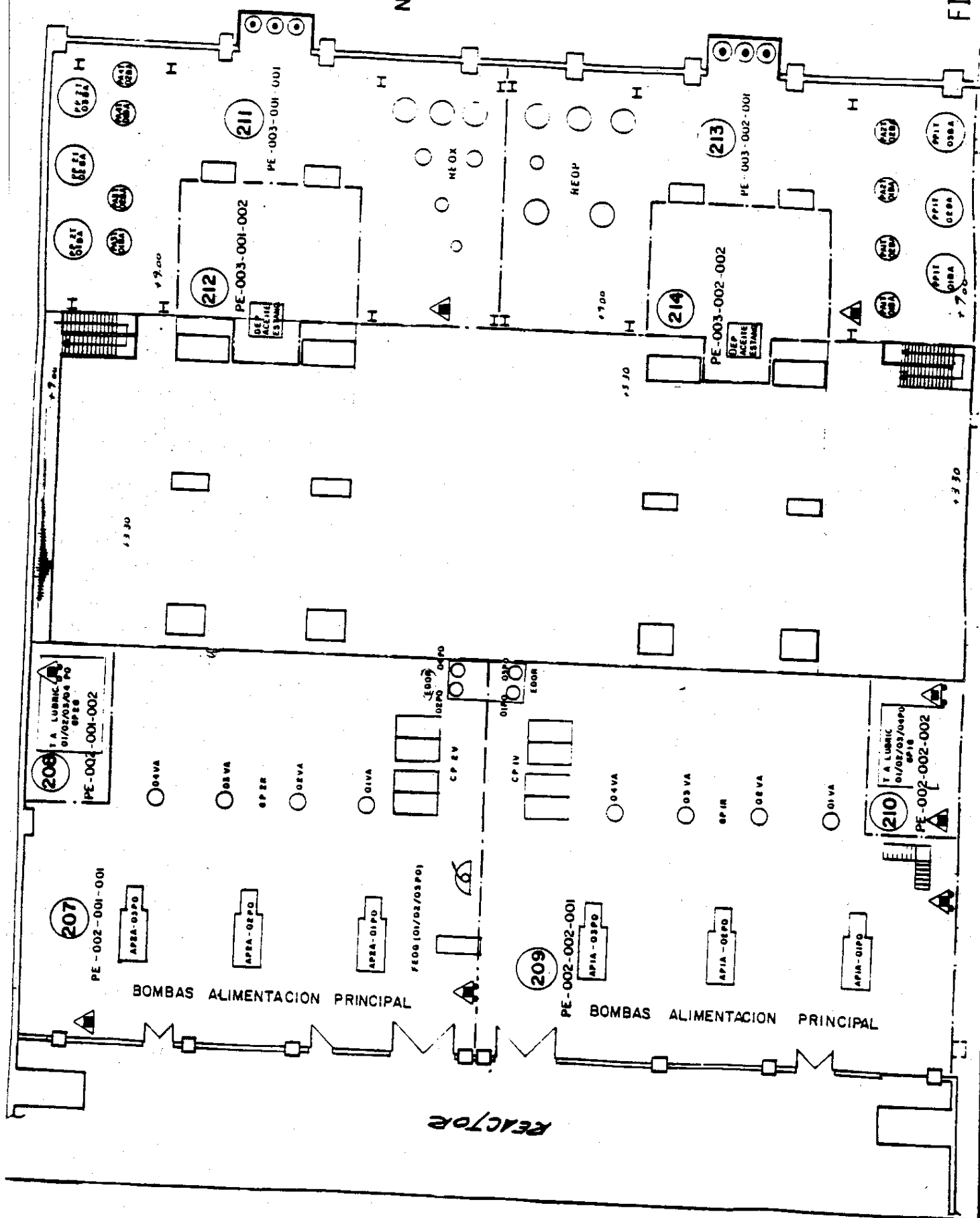
- e) Armarios eléctricos de mando y control (48 Voltios) que entre otros muchos efectos produjo la pérdida de actuación de las bombas de achique del IPE y de la cava del reactor.
- f) Dos juntas flexibles en el circuito de agua de circulación del condensador del grupo GP2 situadas entre las cotas +9,00 y +3,50 del IPE, derramándose agua de mar hasta que las bombas dispararon por pérdida de las barras de alimentación general.

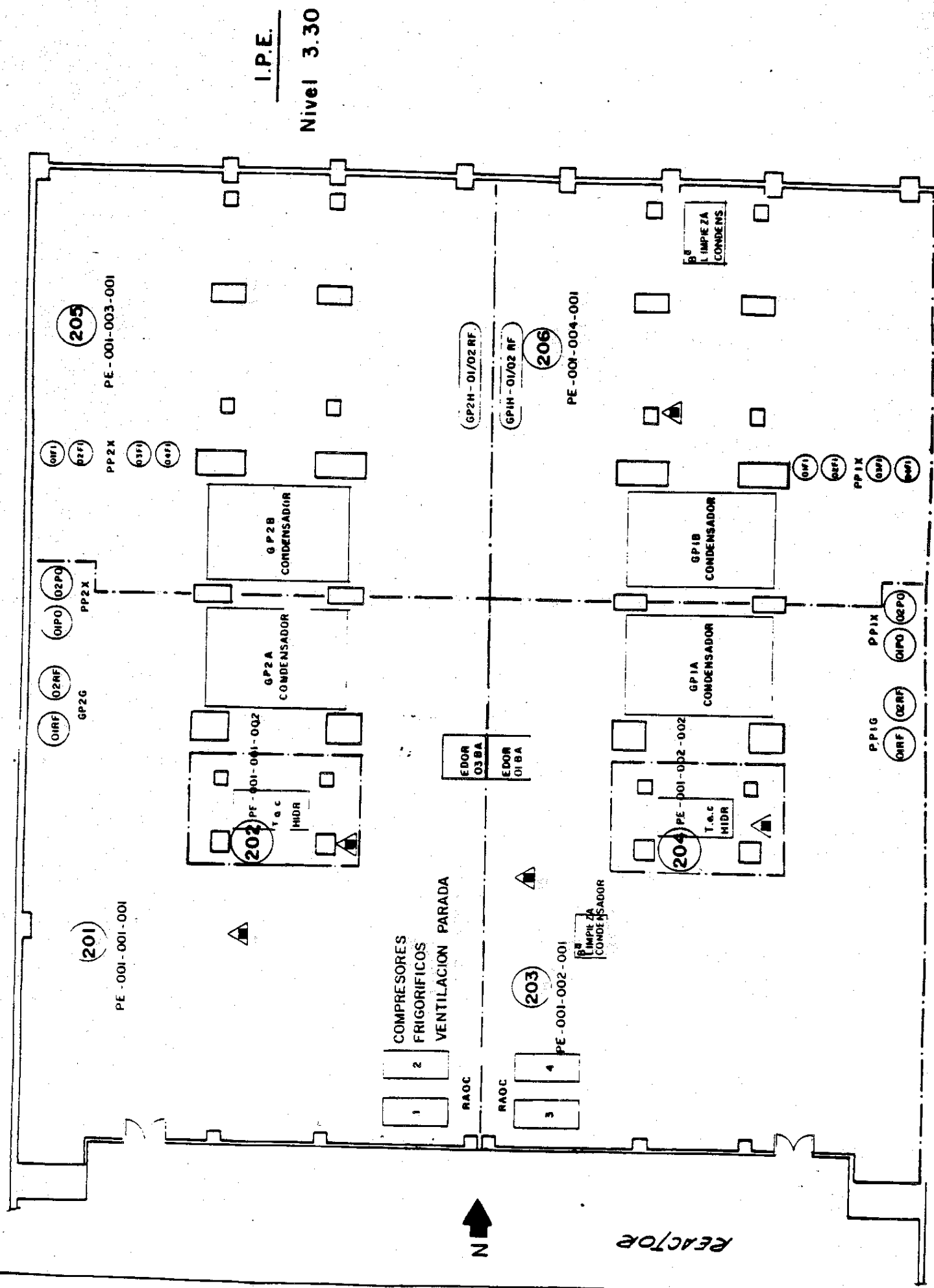
Debido a la rotura de estas juntas flexibles en el circuito del condensador GP2, se derramó agua de mar, que unido a la pérdida de regulación del nivel de agua en circuitos EDOR y al agua utilizada por los bomberos provocó la inundación de la cava del reactor a través de una de las puertas que ponen en comunicación la cava con el IPE, alcanzando en la cava un nivel aproximado de 0'80 a 1 m. y, en conjunto, ocupando un volumen de 4.000 m³ (Ver figura 12).

Entre los equipos importantes para la seguridad de la central afectados por la inundación se pueden citar:

- a) Las bombas de extracción de los condensadores de las TS (verticales) que estuvieron inundadas hasta el acoplamiento entre motor y bomba, pero aún así siguieron funcionando.
- b) Las bombas de alimentación complementarias (horizontales) estaban inundadas hasta el nivel del eje. Los motores de 5,5 Kw siguieron funcionando al no llegar el agua a las bornas (situadas por encima del nivel de agua). Hay que indicar que estas bombas debido a los problemas habidos en la regulación de los condensadores y tanques de alimentación de las TS1 y TS2 sufrieron paradas y arranques alternativos.
- c) Los compresores de refrigeración de la ventilación de parada.
- d) Los motores del circuito de refrigeración del agua de piscinas.
- e) Las bombas del RAiE y las bombas de llenado del sistema de refrigeración de parada.

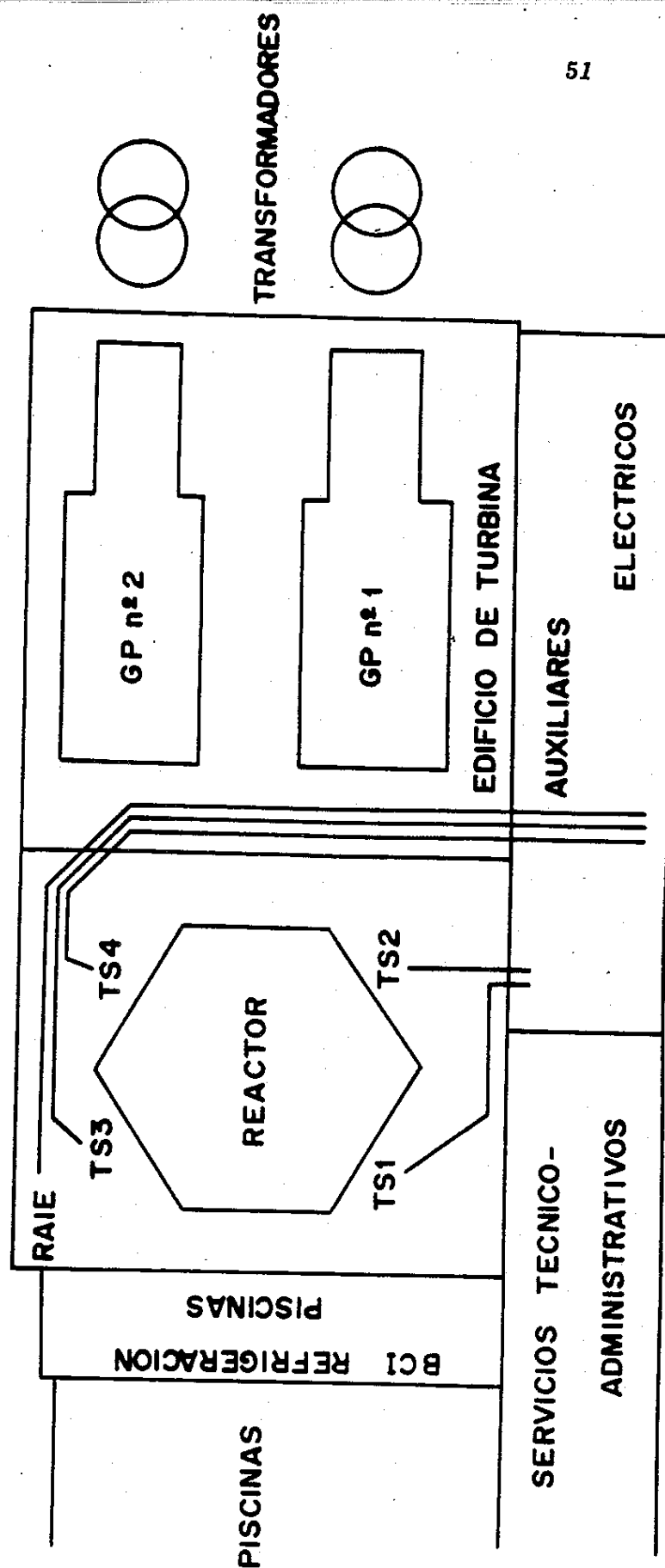
El agua de la cava fue evacuada, una vez el fuego fue controlado, mediante equipos de achique que existían en la central y otros conseguidos en el exterior.

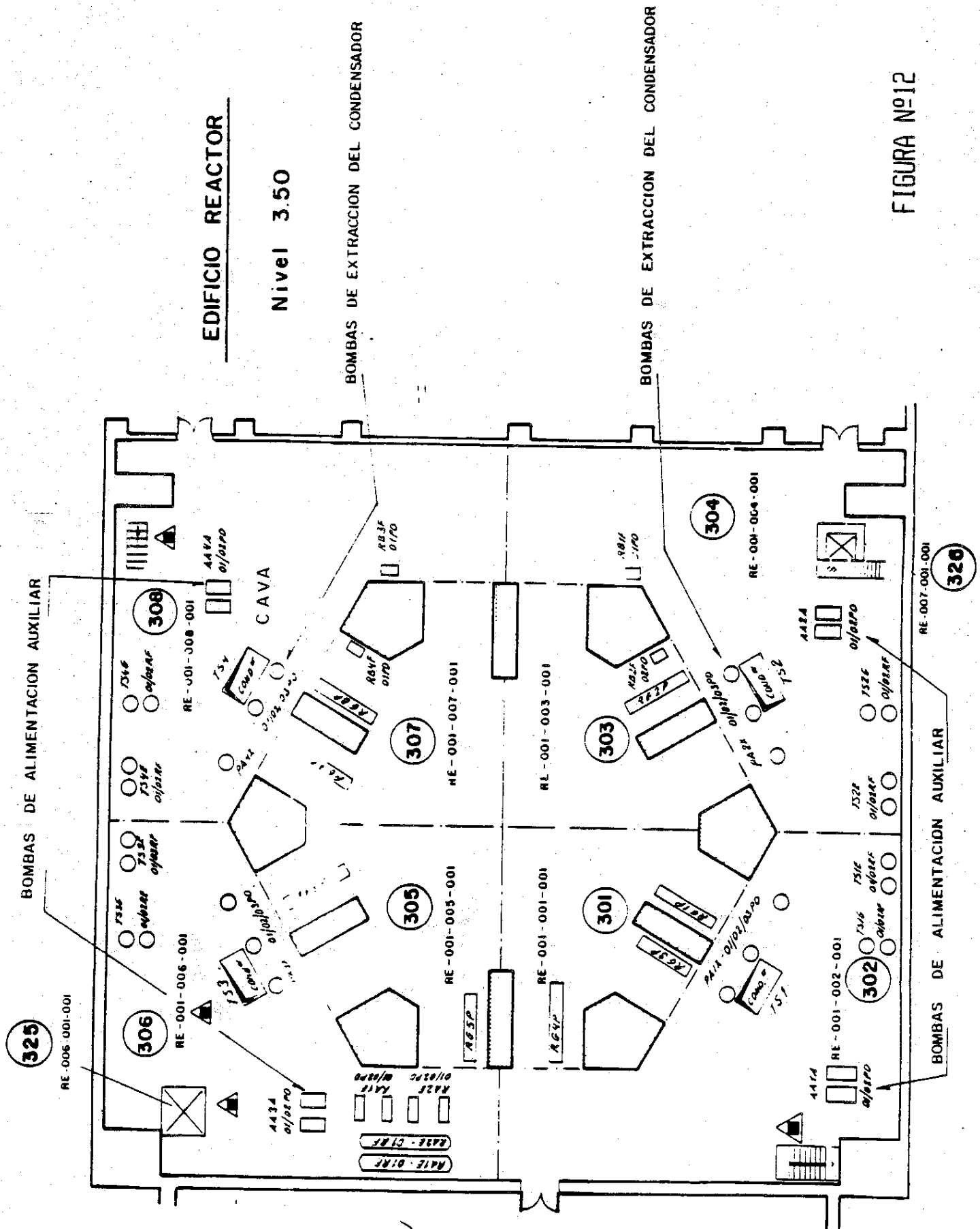




VANDELLOS I

RUTADO DE LOS CABLES ELECTRICOS DE ALIMENTACION A LAS TURBOSOPPLANTES
Y LAS BOMBAS DEL RAIE





2.4.3. SISTEMAS DE REFRIGERACION DEL REACTOR:

Existen varios sistemas para refrigerar el reactor, que en general, no pueden considerarse redundantes unos de otros, porque las condiciones de la planta en que pueden operar son distintas para cada uno de ellos. A continuación se describen dichos sistemas y la forma en que fueron afectados durante el incidente. (Ver fig. 13).

2.4.3.1. SISTEMA DE REFRIGERACION NORMAL

2.4.3.1.1. Descripción General

El sistema de refrigeración en operación normal está constituido por cuatro turbosoplantes que impulsan el CO_2 a través del núcleo y un cambiador de calor principal en la parte baja del cajón, que actúa como foco frío. El CO_2 atraviesa el núcleo en sentido descendente, extrayendo el calor producido en el mismo, y pasa a continuación por el cambiador principal donde es refrigerado. En operación a potencia el CO_2 se mantiene a una presión de unos 29 bars.

Las turbosoplantes son accionadas por vapor producido en el cambiador principal cuando la central opera a potencia y por vapor producido en la central auxiliar durante los arranques y las paradas. Una sola de las turbosoplantes es suficiente para extraer el calor residual tras un disparo del reactor.

Para su correcto funcionamiento, las turbosoplantes necesitan una serie de circuitos auxiliares de aceite y de agua-vapor. El aceite de estanqueidad tiene como misión evitar fugas de CO_2 al exterior del cajón a través de los mecanismos de la turbosoplante. Dicha estanqueidad se consigue mediante la inyección a presión de una mezcla de aceite y CO_2 nuevo. El aceite de engrase tiene como misión la lubricación y refrigeración de los empujes y cojinetes de las turbosoplantes. El aceite de regulación actúa los servomotores de accionamiento de las válvulas de admisión y regulación de vapor de las turbinas de arrastre de las soplantes.

En operación a potencia, el cambiador principal se alimenta con dos bombas de alimentación principal de cada grupo (existen tres por grupo) y con cuatro bombas de alimentación complementarias, quedando otras cuatro de reserva.

El vapor producido a una temperatura aproximada de 390°C y a una presión de unos 34 bars en turbina, acciona las turbinas de los grupos principales, las turbinas de las soplantes y las de los grupos auxiliares de la central auxiliar. Los caudales de vapor en condiciones nominales son de 900 T/h por cada grupo principal.

Tras un disparo del reactor, se produce el basculamiento de las turbosoplantes a la admisión auxiliar, pasando a alimentarse tanto las turbosoplantes como los grupos auxiliares con vapor producido por la central auxiliar. La alimentación al cambiador principal se realiza a cada cuarto del cambiador con las bombas de alimentación complementarias. Existen dos por cada cuarto, estando una en funcionamiento y otra

en reserva. Las bombas de alimentación complementaria aspiran el agua de los depósitos de alimentación complementaria, donde el agua es desgasificada y precalentada.

El vapor producido en cada cuarto de cambiador es condensado en las expansiones sobrecalentadoras, de donde pasa al condensador de la turbosoplante correspondiente, que es el foco frío del circuito. Desde el pozo del condensador el agua es aspirada por las bombas de extracción. Existen tres por cada turbosoplante, siendo necesarias dos durante los arranques y paradas y una en operación normal. El agua procedente del condensador es enviada a través del condensador de vahos y del sistema de tratamiento continuo de agua, al depósito de alimentación complementaria, o bien al depósito de transferencia TFOR, en función de los niveles del propio condensador y de los depósitos de alimentación complementaria. Las válvulas neumáticas PAiX 01VA, PAiD 01 y 02 VA son las encargadas de hacer esta regulación. Asimismo, con un alineamiento adecuado de dichas válvulas, se puede aportar agua de TFOR a los condensadores de las turbosoplantes por bajo nivel en los mismos. En caso de pérdida de TFOR, puede aportarse directamente agua desmineralizada a los condensadores de las turbosoplantes a partir del circuito EDOD de distribución de agua desmineralizada.

2.4.3.1.2. Comportamiento durante el incidente

Durante el incidente se quemaron los cables de alimentación eléctrica a las bombas de aceite de engrase y de estanqueidad de las turbosoplantes TS3 y TS4, quedando dichas turbosoplantes y los cuartos correspondientes del cambiador principal indisponibles, ya que también se quemaron los cables de alimentación eléctrica a las bombas de alimentación complementarias.

Las bombas de agua de alimentación complementaria de las otras dos turbosoplantes, que son bombas horizontales, única forma de refrigeración prevista del cambiador en ese momento, funcionaron cubiertas de agua hasta algo más de la altura del eje. Asimismo las bombas de extracción, que son de eje vertical, estuvieron funcionando inundadas hasta el cojinete de unión entre el motor y la bomba.

La alimentación a los cuartos 1 y 2 tuvo serias dificultades, ya que la pérdida de aire comprimido (ver apartado 2.4.6) hizo que fallaran las válvulas PAiD (i=1,2) 01VA PAiD (i=1,2) 02VA y PAiX (i=1,2) 01VA de regulación de nivel de los condensadores y tanques de alimentación complementaria, disparando sucesivas veces las bombas de alimentación por falta de nivel.

Las válvulas PAiD (i=1,2) 01VA y 02VA permiten la conexión de los condensadores de las turbosoplantes con el tanque de transferencia TFOR, aportando o enviando agua a dicho tanque en función del nivel en los condensadores. Para ello las válvulas PAiD (i=1,2) 01VA debe estar abiertas y las PAiD (i=1,2) 02VA cerradas. Durante el incidente quedaron en posiciones contrarias a las descritas y debieron ser actuadas manualmente, entrando con equipos autónomos en el Edificio del Reactor (están situadas en la Cota 9 de dicho Edificio).

Las válvulas PAiX ($i=1,2$) 01VA regulan el caudal de agua que envían las bombas de extracción de los condensadores a los tanques de alimentación complementaria. Estas válvulas quedaron cerradas, produciéndose a pesar de ello un pequeño aporte de agua al tanque por fugas de dichas válvulas, aunque totalmente insuficiente, ya que en cuanto se arrancaban las bombas de alimentación volvía a bajar el nivel y volvían a disparar. Debieron ser abiertas manualmente.

Esta situación se mantuvo, arrancando y parando sucesivamente las bombas, hasta aproximadamente las 12 de la noche en que se realizaron las intervenciones manuales sobre las válvulas, logrando mantenerse un caudal de alimentación estable al cuarto 1, hasta las 01h 16', en que se produce un nuevo desajuste en la regulación manual. La regulación manual de la alimentación al cambiador se mantuvo hasta la tarde del día 20. Ver figura 14 con los registros de los caudales de agua de alimentación proporcionados por C.N. Vandellós 1.

Las maniobras sobre el cuarto 2 fueron similares a las del cuarto 1 aunque un poco retrasadas en el tiempo, porque el personal de operación se dedicó en primer lugar a controlar el cuarto 1 y cuando se lograba estabilizar, se iniciaban las maniobras en el cuarto 2.

A partir de las 17h del día 20 se logró mantener una alimentación estable a ambos cuartos de 70T/h.

ESQUEMA SIMPLIFICADO DEL SISTEMA DE REFRIGERACION NORMAL

FIGURA Nº13

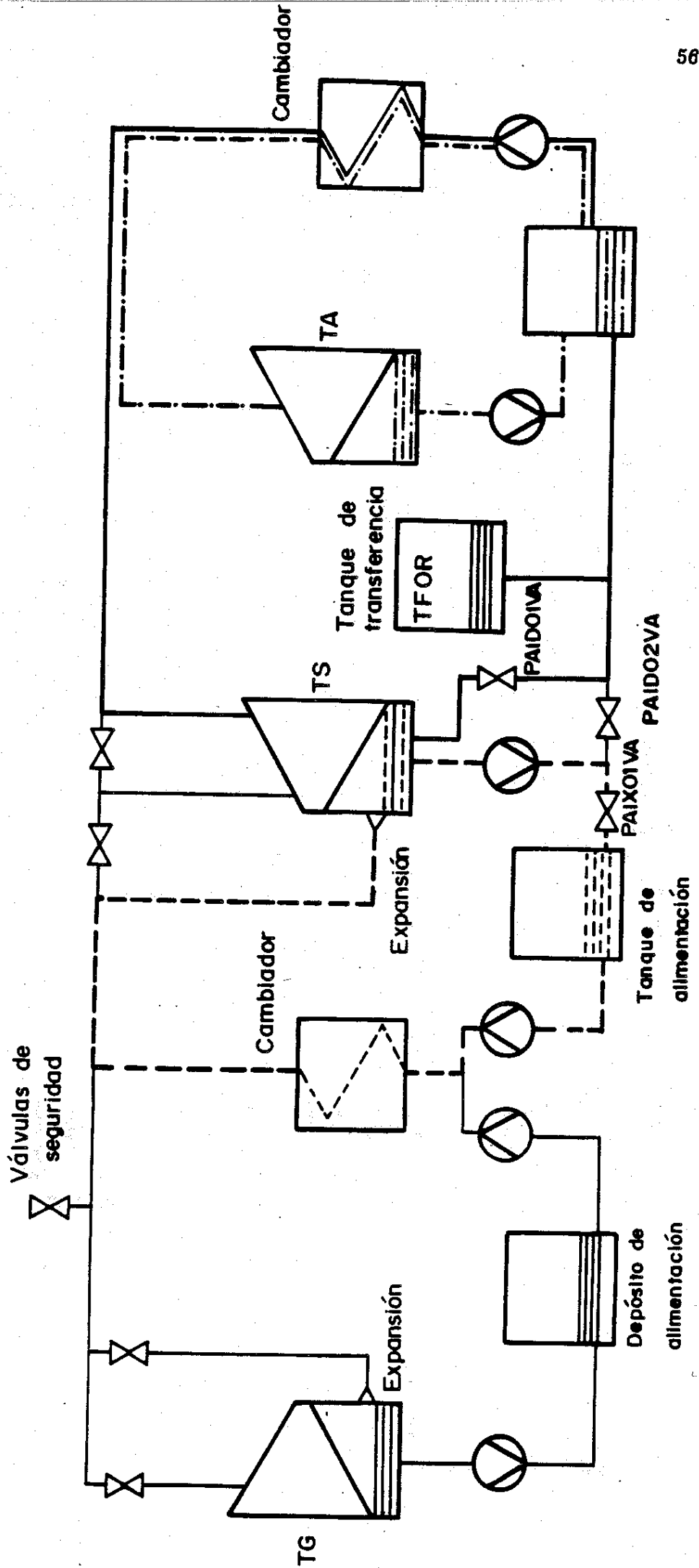
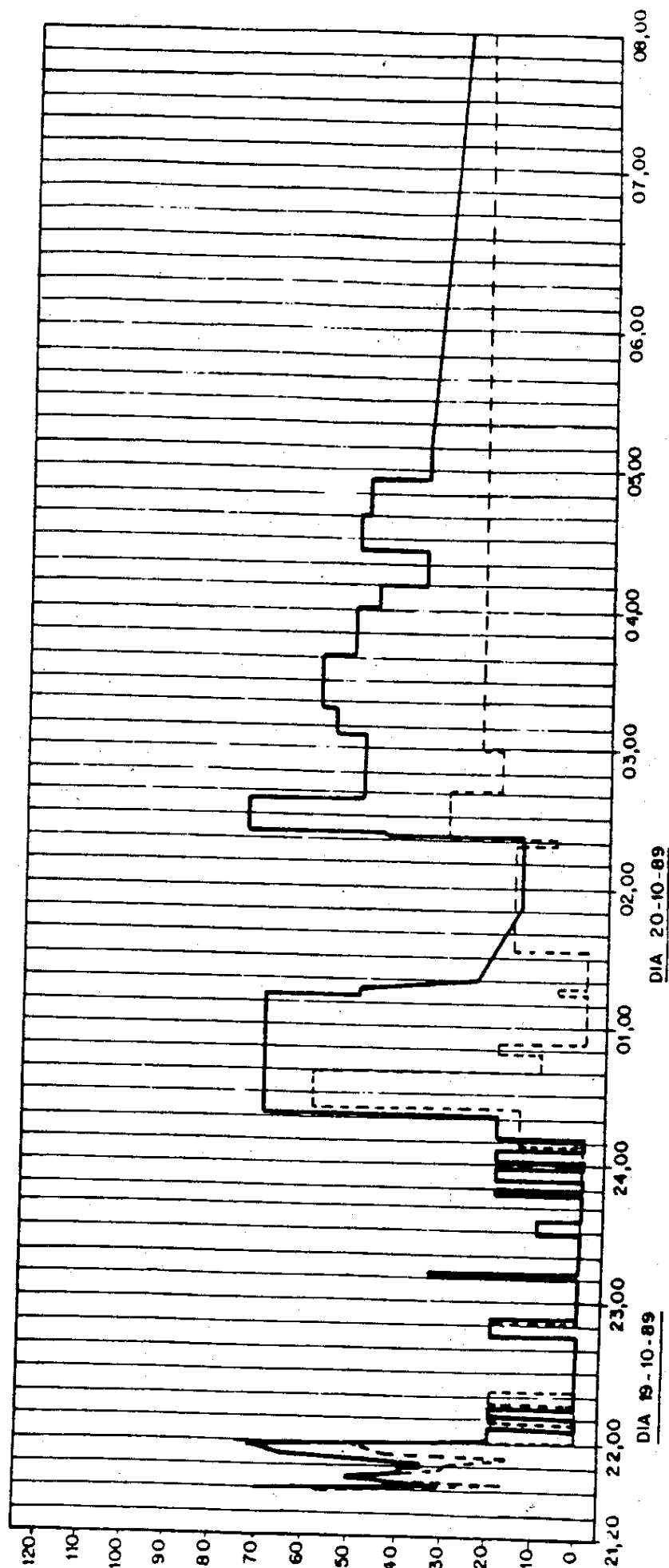


FIGURA Nº14

CAUDALES DE ALIMENTACION A LOS CUARTOS DE CAMBIADOR Nº1 Y Nº2



— AA1A caudal de agua al cuarto de cambiador nº 1 (t/h)
 - - - AA2A caudal de agua al cuarto de cambiador nº 2 (t/h)

NOTA: A partir de las 22 h los medidos de caudales se han de entender como valores medios

2.4.3.2. SISTEMAS DE REFRIGERACION EN PARADA

1. Descripción general

El sistema de refrigeración en parada tiene capacidad para extraer una potencia de 16Mwt, es decir, una potencia que corresponde al calor residual del núcleo unas 6 horas después de la parada. Está constituido por dos subsistemas de cambiadores de calor situados en la parte alta del cajón y está concebido para funcionar con el reactor a presión y con las turbosoplantes paradas, estableciendo una circulación ascendente de CO_2 en termosifón entre el núcleo y los tubos del cambiador.

Cada subsistema del cambiador de parada dispone de seis semimódulos en la parte alta del interior del cajón, imbricados entre sí, formando tres módulos, distribuidos lateralmente a 120° cada uno. Funcionalmente ambos subsistemas son totalmente independientes.

El CO_2 sale caliente de la cara superior del núcleo y es aspirado por las columnas frías de los módulos del cambiador, descendiendo por el espacio anular entre el núcleo y el cajón, para ser aspirado de nuevo por los canales calientes del núcleo.

En operación normal el cambiador se mantiene en nitrógeno para evitar la activación del agua y la corrosión de los materiales, siendo necesario vaciar el nitrógeno y llenar de agua el circuito antes de su puesta en funcionamiento. Para ello se dispone de dos bombas de llenado (RAOR) que toman el agua del sistema de distribución de agua desmineralizada EDOD y la envían a los tanques del circuito.

El agua se hace recircular por los módulos del interior del cajón mediante las bombas de circulación. Existen dos por cada subsistema, estando una en operación y otra en reserva. A la salida del cajón el agua pasa por los tanques y por unos cambiadores de calor, refrigerados por agua de mar, que constituyen el foco frío del circuito, volviendo a ser impulsados por las bombas hacia el interior del cajón.

2. Comportamiento durante el incidente

Durante el incidente el sistema RAiE quedó indisponible, ya que tanto las bombas de llenado, como las bombas del circuito, están situadas en la cava del Edificio del Reactor y quedaron cubiertas por el agua que inundó la cava. Además, los cables de alimentación eléctrica a estas bombas fueron afectados por el incendio.

Tras la eliminación del agua de la cava, se trató de recuperar lo antes posible la operabilidad del sistema. Para ello fue necesario efectuar un nuevo tendido de cables eléctricos por las zonas afectadas, sustituir los motores de las bombas por otros de potencia equivalente y alimentar eléctricamente uno de ellos mediante un grupo electrógeno. La potencia nominal de los motores de las bombas es de 100 CV. y fueron sustituidos uno de ellos por un motor de la misma potencia y otros dos por motores de 75 CV. El sistema quedó disponible con tres bombas operables en la mañana del día 21.

2.4.4. SISTEMAS ELECTRICOS

1. Descripción General

Siguiendo el esquema de distribución eléctrica, la Central consta de dos grupos turbo-alternadores GP1 y GP2, con una potencia unitaria de 250 MVA. Para evacuar la energía producida cada alternador está conectado a un transformador principal de 298 MVA (GP1LO1TP y GP2LO1TP) cuyas bornas de alta tensión están enlazadas con el parque de 380 KV próximo a la central mediante una línea de 380 KV de aluminio/acero. Esta línea constituye además la alimentación eléctrica exterior necesaria cuando los grupos turbo-alternadores están parados o en curso de arranque (interruptor de salida de cada alternador abierto). El suministro de energía eléctrica a los servicios auxiliares de la central se realiza mediante los transformadores auxiliares de 12 MVA (GP1LO1TT y GP2LO1TT) cada uno asociado a un grupo turbo-alternador con posibilidad de alimentación a través de dicho grupo o de la red exterior.

A partir de los transformadores auxiliares de relación de transformación 20/5.5 KV se alimentan los auxiliares de media tensión de la central a 5.5 KV y los auxiliares de baja tensión a 380 V. Ambos se clasifican en auxiliares vitales y no vitales.

Dentro de los auxiliares no vitales de 5.5 KV existen dos juegos de barras (DG1A y DG2A) que alimentan los auxiliares de grupo de cada uno de los turbo alternadores principales y un juego de barras (DG0A) que alimenta los auxiliares comunes a ambos grupos y al reactor, esta barra puede alimentarse desde uno u otro transformador auxiliar. Desde estas barras, mediante transformadores de 630 KVA se alimentan los equipos no vitales a 380 V.

Los auxiliares vitales se alimentan a través de las barras de 5.5 KV DS1A, DS2A, DS3A, y DS4A cada una de ellas está unida a su correspondiente barra DX1A, DX2A, DX3A y DX4A de la central auxiliar y éstas a su vez están alimentadas independientemente por los turboalternadores de la central auxiliar (GX1, GX2, GX3 y GX4).

Los grupos funcionan permanentemente, de forma que la alimentación normal de las barras DSiA es la procedente de estos turbo-grupos. En el caso de pérdida de uno de ellos, el conjunto DSiA/DXiA de la división afectada se transfiere automáticamente a la alimentación eléctrica exterior a través del transformador auxiliar. De las barras DSiA y sus correspondientes a nivel de 380 V (DSiB y DSiC) se alimentan los equipos más importantes desde el punto de vista de la seguridad de la central, tales como bombas de agua de alimentación auxiliar, bombas del RAiE, refrigeración del RAiE, refrigeración del cajón, bombas de estanqueidad, engrase y bloqueo de las turbo-soplantes y ventilación en parada. De las barras DXiA y sus correspondientes a nivel de 380V (DXiB) cuelgan los equipos de la central auxiliar (auxiliares de turboalternadores y calderas, compresores de aire, etc).

Los sistemas de distribución de corriente continua de la central, tienen como misión la alimentación de los circuitos de control y mando, el accionamiento de aparatos de apertura y cierre, y la alimentación de

equipos varios. La distribución de C.C. está dividida en dos áreas independientes, una es la correspondiente a la central principal y la otra a la de central auxiliar. En cuanto a los niveles de tensión hay dos tipos 48 V y 115 V. En la central principal el sistema de 48 V tiene la función de transmisión de ordenes (alimentación de relés) y alimentación de electroválvulas de potencia reducida (inferior a 25 W). Existen dos circuitos diferentes, uno denominado 48 V normal (DSOQ) y otro de seguridad (DSOR), cuyas barras se alimentan a través de tres conjuntos batería-cargador dependientes de las barras vitales DSiB. Dentro del sistema de 48 V se dispone además de 48 V de regulación para la alimentación a la regulación de las turbosoplantes (RBit, $i = 1$ a 4) con 4 conjuntos batería-cargador independientes ligados también a las barras DSiB. Para la regulación general se dispone de un conjunto batería-cargador (RDOT) ligado a la barra no vital DGOA.

El sistema de 115 V de la central está dividido en dos subsistemas.

- 115 voltios equipos (DSOM) (alimenta a disyuntores, contactores, etc).
- 115 voltios distribución (DSOP) (alimenta equipos diversos de potencia superior a 25 W, tales como electroválvulas, acopladores excitación de grupos, etc).

Ambos sistemas se alimentan mediante 4 conjuntos batería-cargador de las barras vitales DSiB.

En la central auxiliar el sistema de 48 V está dividido en dos subsistemas, 48 V normal (DXiQ) y 48 V de seguridad (DXOR). DXiQ alimenta los automatismos y cadenas de regulación de cada conjunto turbo-grupo-caldera auxiliar de forma independiente a través de 4 conjuntos batería-cargador que cuelgan de las barras vitales DXiB. DXOR constituye la segunda alimentación para los automatismos, es única y común a los cuatro grupos, y esta formada por un conjunto batería-cargador que puede ser alimentado a través de cualquiera de las barras vitales DXiB.

El sistema de 115 voltios de la central auxiliar (DXOM) alimenta las bobinas de mando de los disyuntores situados en la Central Auxiliar y las bombas de C.C. de engrase a los turboalternadores.

El juego de barras DXOM está subdividido en dos, cada uno alimenta la mitad de los equipos y se alimenta por un conjunto batería cargador que pueden ser conectado a cualquiera de las barras vitales DXiB.

2. Comportamiento de los Sistemas Eléctricos durante el incidente

Con anterioridad al incidente los sistemas de distribución eléctricos estaban normalmente conectados, es decir, las barras vitales alimentadas desde sus respectivos grupos turbo-alternadores auxiliares y las barras no vitales alimentadas por los grupos principales a través de los transformadores auxiliares. El disparo del grupo principal 2 (apertura del interruptor de salida del alternador) es prácticamente simultáneo al inicio del suceso. Un minuto después, provocado por el disparo del reactor, dispara el grupo principal 1, esto origina el que las barras no

vitales pasen a alimentarse de la red exterior. Las barras vitales no se ven afectadas al estar alimentadas desde la central auxiliar.

El incendio originado en el grupo principal 2 afecta fundamentalmente a bandejas de cables y equipos dependientes de barras no vitales y barras vitales (DS3A y DS4A) así como a la distribución de corriente continua de la central principal. Estos defectos son despejados por los disyuntores correspondientes, en los primeros minutos del incidente, perdiéndose alimentación eléctrica a equipos auxiliares de las turbosoplantes 3 y 4 que provocan el disparo de las mismas así como pérdida de tensión de 48 V a diversas funciones.

Alrededor de los 10 minutos de iniciado el suceso se produce la pérdida de tensión en las barras DS3A de 5,5 KV al disparar el disyuntor de acoplamiento del turboalternador correspondiente en central auxiliar y no actuar la transferencia automática de alimentación a la red exterior. Lo mismo ocurre pocos minutos después con la barra DS4A. (según los registros obtenidos en las impresoras). Los operadores intentaron reponer tensión en estas barras actuando los controles desde Sala de Control sin éxito. Los controles locales (barras de 5.5 KV) tampoco respondieron, siendo necesaria la actuación de la palanca de cierre manual en los interruptores DS3A01DJ y DS4A01DJ para alimentar estas barras desde la red exterior.

En la central auxiliar, el operador, pocos minutos después del inicio del suceso, observa alarma de defecto a tierra barra DX4A y 1 minuto después disparo del grupo y caldera GX4. Algunos minutos después disparan el grupo y caldera GX3. (Estos sucesos deben de ser simultáneos con la pérdida de tensión en las barras DS3A y DS4A aunque el orden de disparos observado por el operador de la central auxiliar no coincide con los datos obtenidos a través de la impresora del ordenador).

De los registros obtenidos en la central auxiliar, se observó que el grupo GX3 se mantuvo parado durante 1 h 15 minutos, hubo un arranque con disparo casi inmediato y 15 minutos después se pudo arrancar definitivamente. Con respecto al grupo GX4, se mantuvo parado durante 1 hora, se arranca y permanece en funcionamiento durante 45 minutos, disparando nuevamente, y por último se arranca definitivamente 30 minutos después del disparo. Los grupos auxiliares GX1 y GX2 así como las barras vitales que alimentan, no se vieron afectados, manteniéndose con tensión en todo momento según se pudo comprobar en los registros de la central auxiliar.

En relación con el sistema de corriente continua de 48 V, un gran número de funciones quedaron sin tensión a causa de faltas originadas por el incendio. Quedan, no obstante, algunos fallos que deben investigarse más a fondo, como es el caso del fallo de la tensión de 48 V. C.C. de control en cabinas de 5,5 KV (DGOA, DS3A y DS4A). Los circuitos de 48 V. C.C. llevan todos en cabecera un disyuntor de protección; a veces esta protección está instalada en cascada con otra aguas arriba, de mayor calibre, como es el caso, por ejemplo, de un interruptor de 15 A. en una salida general del que dependen varias salidas particulares protegidas con interruptores de 5 A. La selectividad entre interruptores de este calibre no es fácil de conseguir y habrá que investigar, por

tanto, si en algún caso una falta originada en el incendio de un cable de un subcircuito final, ha podido producir disparo de la protección de cabecera, dejando sin tensión funciones no afectadas por el incendio.

Independientemente de la zona afectada por el incendio e inundación, se realizó una inspección visual a los distintos centros de distribución eléctrica de la central el día 21-10-89 con objeto de verificar la disponibilidad de dichos centros.

Como resultado de esta inspección se observó:

- Edificio auxiliar: Los cuatro grupos auxiliares en funcionamiento alimentando independientemente sus barras vitales. El sistema de corriente continua se encontraba disponible.
- Plataforma exterior: Disyuntores de salida de GP1 y GP2 abiertos. Transformadores principales y auxiliares disponibles y energizados alimentando desde la red exterior a las barras DGOA (Grupo 1) y DG2A (Grupo 2).
- Edificio eléctrico: No fue afectado por el fuego pero si por el humo que penetró a las distintas plantas del edificio, desde la sala de cables de media tensión (planta baja, cota 18) hasta la planta más alta donde se encuentra la Sala de Control.

En la inspección realizada se observó que todos los centros de distribución estaban energizados excepto:

- . Barra de 5.5 KV DGOA, donde se había producido un cortocircuito en el transformador de tensión.
- . Diversos centros de control de motores (380 V) extraídos (pertene- cientes a equipos afectados por el incendio o inundación)

2.4.5. SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL

1. Descripción General

Los sistemas de I & C relacionados con la seguridad de la central se pueden clasificar en los siguientes grupos:

- a) Sistemas de protección del reactor
- b) Sistemas de I & C necesarios para llevar y mantener la parada segura del reactor
- c) Sistemas de instrumentación post-accidente

El sistema de protección del reactor en la C.N. de Vandellos I tiene como función el proteger el reactor en condiciones operacionales que supongan riesgo para la integridad del combustible o de las estructuras que lo contienen. La acción fundamental del sistema de protección del reactor es la parada automática del reactor mediante la caída libre de las barras de control, además puede activar automáticamente el sistema de seguridad por sobrepresión en el cajón para evitar que éste pueda alcanzar en ningún caso presiones por encima de las de su diseño estructural.

Existen una serie de funciones que provocan la llamada caída de barras 1 y de estas, la función CROM (disparos de potencia neutrónica y periodo) y la CROS (petición de parada desde Sala de Control) provocan también la caída de barras 2.

Las bases de diseño de este sistema se basan en : redundancia en la medida, lógica de detección duplicada (a través del ordenador, lógica 2/3 programada y de los cuadros de relés, lógica 2/3 cableada), redundancia en la lógica de actuación, principio de actuación por falta de tensión y validación de las señales procedentes de los sensores a través del ordenador.

Dentro de los sistemas de I & C necesarios para llevar y mantener la parada segura del reactor podemos distinguir entre aquellos propiamente de regulación de equipos y sistemas necesarios para la refrigeración del reactor, tales como: la regulación de velocidad de las turbosoplantes, la regulación de nivel del condensador y tanque de agua de alimentación de agua asociados a las turbosoplantes, el control de los grupos y calderas auxiliares, etc., y los sistemas de instrumentación y control situadas en la Sala de Control cuya función es la indicación del estado de funcionamiento y control de los sistemas necesarios para la refrigeración del reactor.

Cabe señalar que el tablero de mando de la Sala de Control es muy limitado comparado con centrales nucleares de otra tecnología debido al papel que en C.N. Vandellos I juega el ordenador, el cual permite el control de equipos a través de la platina diálogo, supervisando los enclavamientos y condicionantes que estas operaciones suponen. El tablero de mando está dividido en nueve secciones: reactor, servicios generales, (4) turbosoplantes, (2) grupos principales y unifilar eléctrico.

La instrumentación post-accidente es aquella requerida en Sala de Control para permitir al personal de operación durante condiciones de accidente, la adquisición de información sobre distintas variables de la planta para tomar acciones con objeto de mantener el reactor en condiciones de parada segura; determinar si los sistemas de seguridad han realizado sus funciones específicas (control de reactividad, refrigeración del núcleo, etc); proporcionar información al operador para ser capaz de determinar causas potenciales de rotura de la distintas barreras (combustible, cajón) que permiten el escape de productos de fisión y determinar si estas roturas se han producido. Adicionalmente es necesaria información sobre el estado operativo de ciertos sistemas y componentes con objeto de determinar su disponibilidad y posible uso, e información relativa al escape de material radiactivo y variables meteorológicas para determinar la magnitud y las acciones necesarias para la protección de la población.

En la C.N. de Vandellos I la instrumentación a este respecto en paneles de Sala de Control es muy reducida, realizándose fundamentalmente la adquisición de información a través del ordenador de proceso (TICA), el cual se compone de dos ordenadores de características idénticas, cargados cada uno de ellos con los mismos programas y procesando en paralelo y al mismo tiempo las señales procedentes de la planta. En funcionamiento normal, uno de los ordenadores realiza todas las funciones permaneciendo el otro en reserva, funcionando en paralelo pero bloqueadas sus salidas. En caso de avería se realiza una conmutación automática.

El sistema está formado por dos unidades de adquisición de datos que en total procesan 2054 señales conectadas a los dos ordenadores.

Independientemente existe otro ordenador (TIOB) que procesa un conjunto de 100 medidas de temperatura con escrutación periódica de 20 segundos y 1 minuto, cuya función principal es conocer directamente en Sala de Control los parámetros fundamentales del reactor.

Los elementos de interfase entre el operador y los ordenadores, están constituidos por:

- . Platina Diálogo, que es el elemento a través del cual el operador da al ordenador las instrucciones que desea sean ejecutadas.
- . Teleinscriptoras: son un conjunto de impresoras lentas en Sala de Control que constituye el elemento base de comunicación del ordenador con el operador. Sus funciones son las siguientes: (1) proporcionar respuesta a las peticiones realizadas por el ordenador; (2) transcribir las alarmas concernientes a los automatismos; (3) registrar cada minuto los valores numéricos de aquellas variables analógicas que han rebasado su umbral de vigilancia o que han sido puestas en evolución.
- . Impresora rápida que registra todos los cambios de estado de variables digitales.

Dos registradores analógicos situados en paneles de Sala de Control permiten el registro de dos cualesquiera de las medidas del ordenador en cada uno de ellos.

Platina de pilotos de estado con 192 pilotos que indican cada uno el estado operativo de una función.

2. Comportamiento durante el incidente

Siguiendo la clasificación establecida en el punto anterior analizaremos de forma general el comportamiento de los sistemas de I & C durante el incidente.

- Sistemas de protección del reactor.

El sistema de protección de reactor actuó en los momentos iniciales del incidente (antes del primer minuto), parando el reactor mediante la caída libre de las barras de control. La señal que originó el disparo no ha quedado totalmente definida ya que, por una parte, en los listados de impresora del ordenador queda registrada la orden manual del operador desde Sala de Control (21-40-01) y sin embargo el operador del reactor manifestó a los inspectores del CSN que aunque pulsó los controles manuales de disparo del reactor existiendo, previamente indicaciones de disparo o automático por CROV y CROG (alta temperatura CO₂ salida del reactor), dichas señales no aparecen en el listado de impresora del ordenador. En cualquier caso el sistema funcionó, pudiéndose comprobar en las teleinscripciones del ordenador la caída súbita de potencia del reactor y temperaturas de CO₂ a la salida del reactor.

- Sistemas de I & C necesarios para llevar y mantener la parada segura del reactor.

A este respecto durante el incidente se originaron tres tipos de fallos:

- Fallos en la regulación por pérdida de aire de instrumentos. Tal es el caso de la pérdida de control automático, que hizo disparar las bombas de agua de alimentación auxiliar por bajo nivel en dichos tanques.

• Pérdida de alimentación de corriente continua.

Esto originó la pérdida de control de diversas funciones desde Sala de Control, tales como el control de los interruptores de alimentación de las barras DS3A y DS4A a la red exterior y el basculamiento de las turbosoplantes a vapor auxiliar. Por otro lado la pérdida de corriente continua en diversas válvulas originó el cambio de posición de estas.

• Saturación del ordenador de proceso (TICA).

Dada la limitada capacidad del ordenador (24 k) y la avalancha de información a procesar durante el suceso, supuso un bloqueo de la

platina de diálogo (pérdida de control de las distintas funciones a través del ordenador) y la pérdida de información de salida a las impresoras de Sala de Control.

Como consecuencia de estos fallos, los operadores tuvieron que actuar manualmente y en los propios equipos para mantener la refrigeración del reactor.

- Instrumentación post-accidente

Respecto a la información suministrada por el ordenador durante el incidente, se dispuso a través de las teleinscriptoras de indicación sobre 109 variables que quedan registradas minuto a minuto. Un análisis detallado de la disponibilidad de cada una de estas variables durante todo el transcurso del incidente no se ha realizado. No obstante las variables claves tales como: temperatura de CO_2 de entrada y salida del reactor, presión del cajón, temperaturas vapor en los cuartos del cambiador de calor, caudales de agua de alimentación auxiliar y velocidad de turbosoplantes, quedan registradas en los listados de impresoras de ordenador, con la que los operadores pudieron seguir la evolución de los parámetros fundamentales del reactor.

Referente a los paneles de Sala de Control, durante el día 21-10-89 se realizó una inspección con objeto de determinar la disponibilidad de instrumentación en Sala de Control. En dicha inspección se observó:

- . Panel del reactor: todas la indicaciones estaban funcionando excepto la indicación de presión del cajón rango ancho (0-30 Kg/cm²) y rango estrecho (24-30 Kg/cm²) así como la presión de vapor de los cuartos 1 y 2.
- . Panel de servicios generales: no se observó ninguna indisponibilidad en cuanto a indicaciones y registros en este panel.
- . Paneles turbosoplantes 1 y 2 : energizados con todos sus indicadores funcionando.
- . Paneles turbosoplantes 3 y 4: Desenergizados, dada la indisponibilidad de estas turbosoplantes.
- . Paneles grupos principales 1 y 2 : Desenergizados.
- . Panel unifilar eléctrico: Desenergizado.

Con objeto de comprobar la disponibilidad de termopares del reactor se pidió a través del ordenador un mapa de temperaturas de entrada, salida del reactor y temperaturas del cambiador de calor, observandose la total disponibilidad de dichos termopares

2.4.6. SISTEMA DE AIRE COMPRIMIDO

1. Descripción General

La misión del sistema de aire comprimido es la alimentación a todos los órganos de regulación de la Central que utilizan aire comprimido, a las válvulas y retenciones neumáticas y a las instalaciones de tratamiento de condensados. Este aire de regulación no se utiliza como aire de servicios generales. La alimentación en aire comprimido de la regulación es necesaria durante el funcionamiento normal de la central, pero también en las paradas (si las soplantes están en servicio) y en los arranques.

El sistema de aire comprimido consta de:

Un conjunto de PRODUCCION, secado y almacenado de aire (funciones AC1C y AC2C), situado en la central auxiliar.

Una red de DISTRIBUCION con estaciones de expansión para las diferentes presiones de utilización (7 bar, 2'8 bar y 1'4 bar) (función ACOD).

PRODUCCION (Funciones AC1C y AC2C) comprende 4 compresores de 450 m³/h TPN cada uno, situados en central auxiliar, siendo AC1C y AC2C son idénticas y están compuestas cada una por:

- . 2 compresores
- . 2 secadores
- . 2 filtros
- . 1 depósito almacenamiento de 10 m³ a 7 bar.

DISTRIBUCION (Función ACOD) comprende 2 redes de distribución:

- Red de distribución de Central Auxiliar compuesta por:

- . Una estación doble de expansión a las presiones 2'8 bar y 1'4 bar.
- . 3 colectores de distribución dobles (7 bar, 2'8 bar y 1'4 bar).
- . 12 estaciones de distribución repartidos geográficamente al objeto de tener los enlaces entre colectores y consumidores lo más corto posibles.
- . 2 puntos de distribución a 7 bar.

- Red de distribución de central principal compuesta por:

- . 2 estaciones dobles de expansión.
- . 3 colectores de distribución en anillo cerrado.
- . 13 estaciones de distribución que incluyen además sendos depósitos, tampón, acumuladores de 0'07 m³ para los colectores de 7 bar (excepto la de piscinas que es de 4 m³ de capacidad).
- . 2 puntos de distribución a 7 bar.

En caso de emergencia se puede alimentar el circuito de aire (ACOD) por medio de una interconexión del Sistema ACO/(aire de Servicios) con el sistema ACiC aguas abajo de los compresores de éste último, a

través de unas válvulas manuales de aislamiento, cerradas en operación normal.

Los consumidores están divididos en seguridad y disponibilidad, pudiendo aislarse los ramales que alimentan estos últimos (estaciones de distribución a turbogrupos principales y estación de expansión de la planta de tratamiento de agua) por medio de válvulas solenoides en las líneas de 7 bar. Este aislamiento es automático cuando la presión cae por debajo de 5'5 bar. Las líneas de 2'8 bar y 1'4 bar no disponen de este tipo de aislamiento.

Los compresores de aire de regulación disponen de 3 presostatos (01SP, 02SP y 03SP) que ejecutan las siguientes acciones:

- 01SP abre la admisión de aire del primer compresor cuando la presión baja por debajo de 6'8 bar y la cierra cuando alcanza 7 bar.
- 02SP arranca el segundo compresor por presión inferior a 6'3 bar.
- 03SP da orden de arranque a los dos compresores por presión inferior a 6 bar.

Cada uno de los compresores están alimentados de 380 V. seguros.

Los dos circuitos alimentan cada uno los mismos consumidores gracias a un juego de retenciones instaladas antes de las estaciones de distribución.

Generalmente están abiertas la totalidad de las válvulas de los dos circuitos salvo aquellas de interconexión. Con esta disposición cada consumidor puede ser alimentado por las dos vías (si las dos están a igual presión, y si no por la vía de presión más alta).

2. Comportamiento durante el incidente

El sistema de distribución de aire comprimido se vió afectado por el incendio en las dos estaciones de distribución a turbogrupos principales. Como se ha mencionado anteriormente, estas estaciones disponen de aislamiento automático en los colectores de entrada de aire a 7 bar, mediante las válvulas de aislamiento automático 01VA y 02VA cuando la presión cae por debajo de 5,5 bar. Esta situación se produjo como consecuencia del incendio que fundió varias tuberías de distribución, sin embargo el aislamiento indicado no se produjo ya que las válvulas de aislamiento fueron afectadas por el fuego y por lo tanto quedaron fuera de servicio.

El efecto que esto produjo, fue la pérdida total de presión en las líneas de 1,4 bar y 2,8 bar que no disponen de aislamiento automático y una bajada de presión (< 6 bar) en las líneas de 7 bar en la central principal. La pérdida de aire de instrumentos en la central principal afectó fundamentalmente a la regulación de nivel de los condensadores y tanque de agua de alimentación auxiliar de los turbosoplantes 1 y 2 (únicas en funcionamiento) por lo que dicha regulación tuvo que realizarse manualmente por el personal de la central mediante actuación local, durante las 15 horas posteriores al incidente.

En la central auxiliar, el sistema de aire comprimido es vital para el funcionamiento de los turbogrupos y calderas. Al tener la central auxiliar su propia estación de expansión a las presiones de 2'8 y 1'4 bar, las roturas en el edificio de turbina no afectaron a la central auxiliar, únicamente la bajada de presión en las líneas de 7 bar puso en marcha los 4 compresores.

El disparo de los grupos y calderas auxiliares 3 y 4 produjo la pérdida de alimentación de 2 de los 4 compresores en funcionamiento, lo podría haber afectado el funcionamiento de los grupos y calderas 1 y 2.

2.4.7. SISTEMA DE AGUA DESMINERALIZADA

1. Descripción general

El sistema de agua desmineralizada está formada por una estación de producción de agua desmineralizada y los sistemas de almacenamiento y distribución de la misma a los distintos consumidores de la Central.

1. Producción de Agua Desmineralizada.

La estación desmineralizadora está situada en la cota +9,00 del Edificio de Producción de Energía (IPE) y está compuesta por:

- dos cadenas desmineralizadoras en paralelo, iguales, con un caudal de producción de 60 m³/h.
- una estación de regeneración común a las dos cadenas desmineralizadoras.
- un almacenamiento de reactivos.

El funcionamiento de la instalación es manual en producción y automática o semiautomática en regeneración. Normalmente el arranque de una cadena debe estar desfasado unas 8 horas respecto al arranque de la otra.

2. Almacenamiento y distribución de agua desmineralizada.

Este sistema tiene como misión asegurar el aporte de agua desmineralizada entre otros a los siguientes circuitos:

EDOR	Refrigeración de componentes.
RCOC	Refrigeración del cajón
RAiE-RAOR	Cambiador de parada
STOD	Piscinas de almacenamiento de combustible
TFOR	Circuitos agua-vapor del Cambiador Principal y de Central Auxiliar
EAOF	Acondicionamiento de agua de calderas
FEOQ-FEiP	Circuitos contraincendios de Central Principal y transformadores principales.

La instalación comprende:

- dos tanques de almacenamiento de agua desmineralizada con un volumen útil de 540 m³ cada uno (EDOK).
- un circuito doble de distribución desde los tanques a los diferentes consumidores (EDOD).
- dos circuitos de suministro desde la estación de producción de agua desmineralizada, uno a los tanques de almacenamiento y otro a las piscinas de almacenamiento de combustible.

Dada la importancia de este sistema como aporte a los circuitos vitales y de seguridad, deben estar siempre los tanques disponibles con una capacidad de almacenamiento comprendida entre 750 y 1050 m³ y los dos circuitos de distribución en servicio.

2. Comportamiento durante el incidente

En los primeros minutos del incidente se detecta pérdida de nivel en el tanque TFOR de transferencia de agua a los circuitos agua-vapor del Cambiador Principal y de la Central Auxiliar y en los tanques EDOK de almacenamiento de agua desmineralizada, por consumos incontrolados. Las cadenas de producción de agua desmineralizada quedaron fuera de servicio durante la primera fase del incidente.

Hubo pérdidas incontroladas de agua de estos circuitos a través de los tanques bajos del sistema EDOR y pérdidas a través de las líneas de vacío de los condensadores de los turbosoplantes TS3 y TS4, por subida incontrolada de nivel en dichos condensadores.

Para minimizar consumos se cerraron manualmente las válvulas TFOR 07, 08, 11 y 12 VA correspondientes a los aportes de TFOR a los condensadores de los Grupos Principales y de las turbosoplantes TS3 y TS4 y las válvulas manuales de aporte de agua EDOD a los condensadores de las turbosoplantes TS3 y TS4.

Las cadenas de producción de agua desmineralizada fueron afectadas por el suceso en algunos de sus componentes (está situada en el IPE) y no pudieron ser puestas en servicio hasta las 00 h. 40'. En caso de que hubiera sido necesario, la Central había previsto una conexión para aporte directo de agua bruta al circuito.

2.4.8. SISTEMA DE REFRIGERACION DE COMPONENTES EDOR

Este sistema tiene como misión refrigerar una serie de componentes para asegurar su correcto funcionamiento. Los componentes que refrigera están divididos en prioritarios, que son los que tienen funciones de seguridad, y no prioritarios.

Los componentes prioritarios son:

AAiA	Bombas de alimentación auxiliares.
ACiC	Aire comprimido de regulación.
CAiV	Condensadores de las turbosoplantes. Vacío.
TSiE	Estanqueidad aceite CO ₂ de las turbosoplantes.
RAOV	Ventilación en parada.

El sistema está compuesto por dos tanques altos y dos tanques bajos. La circulación del agua para los componentes prioritarios se efectúa por gravedad desde los tanques altos y para los no prioritarios por medio de dos bombas, una de cada circuito (existen dos por circuito) desde los tanques bajos, o bien por gravedad, desde los tanques altos, en caso de fallo de las bombas. En este caso, la reserva de agua de los tanques altos permite la refrigeración de los componentes prioritarios durante media hora. Tras

su paso por los refrigerantes, el agua es recuperada en los depósitos bajos y vuelve a ser impulsada por las bombas a los depósitos altos.

Durante el incidente, el circuito nº 2 asociado al tanque 03BA, quedó fuera de servicio. Este circuito alimentaba a los siguientes auxiliares de las soplantes TS2 y TS4, necesarios para llevar la instalación a parada segura: TSiE, AAiA y CAiV, además de los compresores de aire de regulación AC1C 02CO y AC2C 02CO. Los circuitos TSiE, AAiA y ACiC, disponen de sorpresores (bombas de refuerzo) que aseguran la refrigeración mediante un aporte de agua desmineralizada procedente directamente del almacenamiento.

Respecto a CA2V, la falta de agua EDOR, produce una elevación de la temperatura del agua en el tanque tampón, estimándose que como mínimo al cabo de 3 horas se alcanzaría una presión en el condensador de la soplante de 400 mbar. Es de destacar que durante el incidente no hubo ninguna limitación por el vacío de esta soplante.

Asimismo, durante el incidente se produjeron pérdidas incontroladas de agua desmineralizada por los rebosaderos de los tanques bajos al Edificio IPE, al haber quedado abiertas por falta de aire comprimido las válvulas de aporte de agua desmineralizada a dichos tanques (107 y 110 VA EDOR). Estas válvulas se cerraron manualmente hacia las 2 h del día 20, cuando pudo accederse sin dificultades a la zona.

2.4.9. SISTEMA DE ESTANQUEIDAD DE LAS TURBOSOPLANTES

2.4.9.1. Descripción general

Este sistema tiene como misión garantizar que no hay escapes del CO_2 del cajón a través del eje de las soplantes. Existen dos mecanismos de estanqueidad distintos, según esté la turbosoplante en marcha o en parada de larga duración.

En funcionamiento normal, el espacio libre entre el rotor y el estator de las soplantes está sellado mediante una inyección de aceite y gas nuevo, a una presión ligeramente superior a la del cajón (3 ó 4 bar). El CO_2 procedente del almacenamiento general es inyectado en la soplante para evitar la salida de CO_2 activo. Una parte del gas va hacia la zona por la que se produce la inyección de aceite, oponiéndose a todo arrastre de aceite hacia el interior del cajón. El aceite de estanqueidad, además de asegurar el sellado con el CO_2 nuevo, alimenta el engrase del cojinete radial interno de la soplante.

La mezcla de CO_2 nuevo y aceite de estanqueidad se recoge en unos depósitos desgaseificadores, donde se vuelve a recuperar el aceite y el CO_2 es enviado a la atmósfera a través de una chimenea.

En las paradas de larga duración, la estanqueidad se consigue por el bloqueo mecánico del rotor contra el estator por medio de un circuito de aceite de alta presión. Para ello, se desplaza longitudinalmente el eje de la soplante y se provoca un asiento mecánico de la rueda de soplado contra el canal interno del difusor, apoyando el disco portaalabes contra

los labios concéntricos fijados sobre el cuerpo de la soplante. Entre los dos labios se inyecta CO_2 nuevo, como se indica en la figura.

2.4.9.2. Comportamiento durante el incidente

Durante el incidente se quemaron los cables de alimentación eléctrica a las bombas de aceite de estanqueidad de las turbosoplantes 3 y 4, aunque se mantuvo el aporte de CO_2 nuevo. La falta de presión en el aceite de estanqueidad de la TS4 está registrada a las 21h 49' 13" y el de la TS3 a las 21h 49' 39".

El bloqueo mecánico de las mismas no se realizó hasta las 3h 34' del día 20 aproximadamente en la TS3 y las 5h 23' en la TS4. En las intervenciones locales que se hicieron en los túneles de las soplantes para la realización del bloqueo, se observó salida de CO_2 no contaminado, de tal forma que la intervención debió realizarse con botellas de aire comprimido.

En las inspecciones de niveles de concentración de CO_2 realizadas entre las 2 y las 8 horas del día 20 en el Edificio del Reactor, se detectó una concentración de CO_2 en la zona de turbosoplantes comprendida entre 0,3% y el 1% hasta las 4h. A partir de esa hora pasa a medirse Fondo. Las medidas fueron tomadas en el captador MROA 02MG, situado en la zona noreste del Edificio del Reactor a nivel de TS.

El día 22 se realizó un nuevo bloqueo de las TS3 y TS4, midiéndose en los túneles una concentración de CO_2 entre 0,1% y 0,3% en la TS3 y entre 1% y 3% en la TS4. En la cota⁹ del Edificio del Reactor debajo de la TS4, se detectó una concentración entre el 0,6% y el 1%. La intervención sobre la TS4 se hizo con máscaras conectadas a la red general de aire y se balizó la zona afectada por el CO_2 .

2.4.10. SISTEMA DE DEPURACION DE CO_2

2.4.10.1. Descripción general

La misión de este sistema es mantener los niveles de pureza del CO_2 dentro de los límites requeridos por las especificaciones de los materiales que forman el reactor y para el correcto funcionamiento de los equipos. Además, realiza otras funciones de seguridad como es la refrigeración de la máquina integrada de carga de combustible (DPM) o la refrigeración de las cabezas de los pozos donde se alojan los mecanismos de accionamiento de las barras de control.

Está formada por un filtro multiciclón que elimina los polvos de granulometría superior a 3μ y tres cadenas compuestas por un filtro fino, un refrigerante que baja la temperatura del CO_2 hasta 40°C , un grupo de desecación y filtrado, y un compresor que vuelve a elevar la presión del CO_2 hasta 1.11 veces la presión del CO_2 del cajón. A la salida de los compresores, el CO_2 vuelve al cajón a través del armario de fluidos de la DPM, desde donde va al brazo de la DPM y a las cabezas de los pozos de carga, o bien directamente a la aspiración de las soplantes.

2.4.10.2. Comportamiento durante el incidente

Al comienzo del incidente estaba fuera de servicio uno de los compresores por trabajos de mantenimiento. La pérdida de tensión de las barras DS3A y DS4A dejó fuera de servicio a los otros dos por falta de alimentación eléctrica. Además, el fallo del aire comprimido dejó cerradas las válvulas 01 y 02VA de retorno del CO_2 al cajón, lo que impidió la puesta en marcha de los compresores una vez que la alimentación eléctrica estaba disponible. La actuación manual de dichas válvulas hizo posible la recuperación del sistema a las 1h 47'02"

Durante este tiempo se perdió la refrigeración de las cabezas de los pozos y de los tornos de las barras de control con CO_2 depurado. La falta de refrigeración ha podido causar daños en los mecanismos de accionamiento de las barras de control, que están siendo investigados.

Además, cuando se volvieron a poner en servicio los compresores la temperatura del CO_2 del cajón era del orden 280°C. Los filtros finos del sistema tienen una temperatura máxima de operación de 240°C, y, por tanto, también debieron sufrir daños.

2.4.11. SISTEMA DE REGULACION DE MASA DE CO_2

2.4.11.1. Descripción general

El sistema de aporte de CO_2 al cajón consta de una cadena de llenado, capaz de suministrar un caudal de llenado de 4.5 Kg/s y dos cadenas de aporte, cuyo caudal es de 174 g/s cada una. Estas dos cadenas de aporte están normalmente en servicio y son las que suministran el CO_2 nuevo para la estanqueidad de las turbosoplantes y para la regulación de masa del cajón.

El aporte de masa de CO_2 al cajón lo hace manualmente el operador mediante el accionamiento de la válvula motorizada 06VA, a partir de la información suministrada por el TICA. El cálculo de la masa total de CO_2 en el cajón lo hace el ordenador en base a medidas de presión y temperatura en diferentes puntos del cajón.

En condiciones normales de operación y sin estar acoplada la máquina de carga, el consumo habitual de CO_2 nuevo es del orden de 1.2 T/día.

2.4.11.2. Comportamiento durante el incidente

Durante el incidente apareció la alarma de válvula de aporte de CO_2 RFOM 06VA motor indisponible a las 00h 47'17", posiblemente afectado por la inundación registrada en la cava. Esta indisponibilidad, que en principio no tenía por qué afectar a la posición de la válvula, en realidad la situó en una posición intermedia, dejando pasar una cierta cantidad de gas hacia el cajón.

A las 3h 31' del día 21, al efectuar una ronda, se observó el posicionamiento incorrecto de dicha válvula, cerrándola en consecuencia.

La masa total de CO_2 contabilizada por los contadores durante ese periodo ha sido de 12.845 T

Este aporte considerable de CO_2 se dirigió en parte al cajón, y en parte a la atmósfera a través de las fugas del circuito de estanqueidad de las turbosoplantes (ver apartado correspondiente).

2.4.12. PISCINA DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

Debido a que la inundación afectó también al Edificio de Combustible, las bombas de refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado quedaron sumergidas bajo el agua. Una vez eliminada el agua, se desmontaron los motores de las bombas y fueron sustituidos por otros, quedando las bombas nuevamente en operación en la mañana del día 21.

El valor máximo de temperatura alcanzado en la piscina fue de 27°C , siendo la temperatura normal antes del incidente de $24,5^\circ\text{C}$. El límite máximo de temperatura admisible en la piscina es de 30°C . Por encima de 32°C empiezan a ser importantes los fenómenos de corrosión en la vaina de los elementos combustibles.

2.5. ANALISIS DE SEGURIDAD DE LOS DIVERSOS SISTEMAS EN RELACION CON EL ACCIDENTE

El diseño de la C.N. Vandellós I, se llevó a cabo de un modo análogo al resto de las instalaciones nucleares de la época, siguiendo las buenas prácticas de ingeniería, pero en un momento en que la experiencia acumulada de explotación de centrales nucleares, y el desarrollo, investigación y metodología en materia de seguridad nuclear estaban en sus inicios.

La normativa actualmente aplicable, contempla un espectro más amplio de fenómenos para los que la central nuclear tiene que estar protegida, y no fueron considerados en el diseño original. En este apartado se destacan, aquellos aspectos de los diferentes sistemas, que a la luz de la normativa actual significan una deficiencia de diseño.

2.5.1. SISTEMAS CONTRA INCENDIOS

El Organismo regulador español, dentro de la política de adecuar la normativa de licenciamiento española a las normas internacionalmente aceptadas, ha venido exigiendo para el licenciamiento de las distintas centrales la normativa vigente más avanzada en materia de Protección Contra Incendios en Centrales Nucleares.

Tanto para las Centrales de diseño básico americano como para las de origen alemán se han unificado los requisitos en torno a los establecidos en la BTP-9.5.1, "Guidelines for fire protection in Nuclear Power Plants".

Apoyándose en lo anterior y teniendo en cuenta que la BTP-CMEB-9.5.1 contiene unos requisitos más elaborados (incluye los requisitos del Apéndice "A" y "R" del CFR50) se realiza un análisis de seguridad del sistema de PCI del incidente ocurrido en la Central de Vandellós I, y sus desviaciones/discrepancias con los criterios incluidos en la Guía BTP-CMEB-9.5.1 y apéndice "A" del 10CFR50, destacando a lo largo del dicho análisis, los fallos de diseño, el malfuncionamiento de los equipos de PCI y las desviaciones encontradas en el programa de protección contraincendios (organización y procedimientos) de la PCI de la planta.

ANALISIS DE LA PCI

1. General

El inicio y desarrollo del incendio tal como se indica en el capítulo 2 se originó en el edificio de Turbinas (IPE) iniciándose en un componente no relacionado con la seguridad, como es la turbina principal nº 2, ocasionando la pérdida de componentes de seguridad (turbosoplantes), al perderse la alimentación eléctrica a sus auxiliares, la degradación del sistema de aire comprimido de regulación (que entre otras funciones, es necesario para la regulación de los niveles de agua en los condensadores y tanques de alimentación de turbosoplantes y cuartos del cambiador), la pérdida de alimentación eléctrica de los motores de las bombas de los circuitos de agua del intercambiador de parada (RAiE), armarios eléctricos de mando y control (48 voltios), causante a su vez de múltiples fallos en el control y la regulación de la instalación. El incendio asimismo originó una inunda-

ción que ocasionó la pérdida de todas las bombas del sistema RAiE, del sistema de refrigeración de piscinas y de los compresores de la ventilación en parada.

2. Deficiencias de diseño

2.1. Desviación con el criterio general de diseño 3 del Apéndice A del 10CFR50.

El Edificio de Turbina como ha puesto de manifiesto el incendio, es un edificio de no seguridad, donde hay sistemas y componentes de seguridad y no seguridad, sin las separaciones y confinamientos adecuados y donde tanto los sistemas de detección como los de extinción de incendios no tienen la capacidad adecuada ni están diseñados para minimizar los efectos adversos de incendios en estructuras, sistemas y componentes de seguridad.

2.2. Desviación de los criterios de la BTP-CMEB-9.5.1.

En general no hay en todo el Edificio, la detección y extinción generalizada y específica ni los medios de protección adecuados para el cumplimiento de los requisitos de la BTP.

Los cables de seguridad van por las mismas bandejas, sin ningún tipo de detección y extinción y sin segregar.

Los locales del edificio no tienen barreras de confinamiento que separen estructuras, sistemas y equipos de seguridad de no seguridad, no existen barreras, ni puertas con rango de fuego.

No hay sistemas de drenajes adecuados, los sellados de cables, tuberías y otros, no existen o son inadecuados.

La ventilación no cubre los requisitos de confinamiento exigidos en caso de fuego (cortafuegos, aislamiento, etc).

No hay señalización adecuada de los sistemas de PCI (alarmas, sistema de extinción automáticos, etc).

No existen medios de control y regulación del hidrógeno (ni en suministro ni en los equipos).

3. Malfuncionamiento de equipos

El incendio puso de manifiesto que los sistemas de detección que existen en los distintos depósitos de aceite son proclives a dar señales espúreas, de ahí que tal como confirmó la Propiedad, todos los sistemas de extinción que en principio son automáticos, estuvieran en manual.

4. Desviaciones en cuanto a la organización y gestión de protección contra incendios

4.1. En la C.N. Vandellós I no existe una brigada de protección contra incendios compuesta por personal con misión exclusiva de PCI. Tam-

poco existe un vehículo de bomberos, ni trajes de amianto para las intervenciones de lucha contra el fuego.

4.2. No existe un Manual de PCI que recoja toda la información necesaria al Personal de Intervención de PCI, en aspectos tales como operación y mantenimiento de los sistemas de PCI, pruebas de dichos sistemas, actuaciones en intervención, extracción de humos, rutas de acceso y escape, simulacros, formación y entrenamiento del personal, etc.

2.5.2. SISTEMA DE REFRIGERACION NORMAL DEL REACTOR

Las turbosoplantes, junto con los cuartos de cambiador principal, las bombas de alimentación complementaria, las bombas de extracción, tanques desgasificadores, etc..., eran los únicos sistemas previstos para mantener la parada segura de la central, durante las primeras horas después de la parada del reactor.

Estos sistemas deben disponer de suficientes redundancias en sus componentes y separación física en su alimentación eléctrica, que garanticen el cumplimiento de su función de seguridad, aún suponiendo el fallo único más limitante del mismo.

Durante el accidente, el incendio hizo perder la alimentación eléctrica a dos turbosoplantes y dos cuartos de cambiador, manteniéndose la de los otros dos, lo que pone de manifiesto una separación física adecuada de dichas alimentaciones eléctricas en la zona del incendio, ya que con una turbosoplante y un cuarto de cambiador suficientemente alimentado, se puede extraer el calor residual el núcleo. Sin embargo, esta separación física no se mantiene en todas las zonas de la central.

Otro problema importante para estos sistemas fué la falta de medidas adecuadas de protección contra inundaciones, especialmente en lo que se refiere a las bombas de alimentación complementarias y a las bombas de extracción de los condensadores.

Sin embargo, el principal problema de estos sistemas durante el accidente fué el fallo en modo común de toda la alimentación al cambiador principal, debido a la pérdida del aire comprimido, que afectó a las válvulas PAiD 01VA, 01VA y PAiX 01VA. Esta es una característica de diseño inaceptable para unos sistemas de seguridad.

2.5.3. SISTEMAS DE REFRIGERACION EN PARADA

Los sistemas RAiE y RAOV no estaban considerados hasta la fecha del accidente como sistemas de seguridad, aunque en el caso del RAiE había sido requerida por el CSN su modificación para transformarlo en un sistema de emergencia.

Durante el accidente se puso de manifiesto la ausencia total de características de diseño correspondientes a un sistema de seguridad en el sistema RAiE. El incendio hizo perder toda la alimentación eléctrica al sistema, evidenciando la falta de separación física entre las alimentaciones eléctricas de las cuatro bombas del mismo y entre las dos de llenado. Además, la inundación de la cava dejó inutilizadas todas las bombas, por

falta de medidas adecuadas de protección contra inundaciones. Asimismo, la localización de las bombas, sin ningún tipo de protección o separación entre ellas, hubiera hecho posible que un incendio o cualquier otro accidente en la zona de la cava, hubiera hecho perder simultáneamente todo el sistema.

2.5.4. SISTEMAS ELECTRICOS

A) ANALISIS DEL COMPORTAMIENTO DEL SISTEMA ELECTRICO DE C.N. VANDELLOS I DURANTE EL INCIDENTE DEL 19 DE OCTUBRE DE 1989

Cuatro hechos resaltan en la descripción del incidente en relación con el sistema eléctrico:

- a) La rápida transmisión del fuego a través de las bandejas eléctricas cuyo trazado coincide con el lugar en que el fuego comienza a desarrollarse.
- b) Fallo de los dispositivos de protección en cabinas de 5,5 KV en las cuales (cabinas DS3A y DS4A), de tal forma que defectos producidos en circuitos de equipos alimentados por las mismas, son despejados por el disyuntor de acoplamiento del turboalternador en las cabinas correspondientes de central auxiliar DX3A y DX4A.
- c) Fallo de la actuación de la transferencia automática desde la alimentación proveniente de la central auxiliar, a la que procede de la red exterior a través de los transformadores auxiliares generales en cabinas DS3A y DS4A.
- d) Fallos en las alimentaciones de 48 V C.C. a distintas funciones, la mayor parte de los cuales tienen una explicación rápida en defectos producidos en cables afectados por el incendio, pero que convendrá investigar en su totalidad.

A continuación se analiza cada uno de los cuatro aspectos resaltados:

- En relación con el primero, la idea de que las bandejas de cables, han podido en algunos casos actuar como vehículos de transmisión del incendio, puede perfectamente sustentarse en los siguientes hechos. Los cables eléctricos instalados en C.N. Vandellós I no tienen, en general, cubierta retardadora de la llama; sobre las bandejas cuyo trazado se desarrolla por la zona en que comienza el incendio se está derramando el aceite ardiendo, procedente del tanque de aceite de lubricación del turbo-grupo núm. 2 dañado.
- En relación con el fallo de los dispositivos de protección en cabinas de 5,5 KV cabe realizar las siguientes reflexiones: En un funcionamiento correcto, el dispositivo que debía haber despejado la falta es el disyuntor de alimentación del equipo en cuyo circuito se ha producido aquella. Aún de no ser así, como en realidad sucedió, antes del despeje del defecto por el disyuntor del turboalternador, existe un escalón de protección intermedio que también debió actuar en el caso que nos ocupa y que tampoco lo hizo; este escalón es el constituido por los disyuntores de interconexión de ambos cuadros cuyas protecciones tienen el mismo nivel de tarado. Por otra parte, en las cabinas de 5,5

KV intervienen dos tensiones de C.C.; 48 V. para control y 115 V. para alimentación de bobinas de cierre y disparo. C.N. Vandellós I debe revisar a fondo la coordinación de las protecciones en cabinas de 5,5 KV. Asimismo, deberá estudiar también a fondo la interrelación entre los dos niveles de tensión mencionados. No sería admisible que el fallo de la tensión de 48 V. dejara inoperantes dispositivos de protección que al final han de actuar en un nivel de tensión distinto: 115 V.

- Respecto del fallo de la transferencia automática se puede realizar una reflexión similar a la última de las hechas en el punto anterior. No se debe supeditar la actuación de una transferencia al fallo de dos niveles de tensión distintos y si como en el caso anterior, las bobinas se alimentan en 115 V. C.C. el fallo de esta tensión es el único que debe afectar al funcionamiento automático de dicha transferencia. C.N. Vandellós I, debe investigar este tema y realizar las modificaciones necesarias si fuese preciso.
- Por último en relación con los fallos en la alimentación de 48 V. C.C. a algunas funciones, C.N. Vandellós I, debe comprobar que todos los fallos registrados tienen su explicación en faltas de cables ocasionadas por el incendio. Igualmente, debe chequear a fondo la selectividad de los interruptores de protección, sobre todo si de la comprobación anterior se dedujera que existe algún fallo sin explicación.

Como resumen puede indicarse que prácticamente todos los fallos habidos pueden clasificarse como fallos de diseño, el primero y más importante de los cuales es la falta total de separación física entre funciones y sistemas redundantes.

Más difícil sería, clasificar alguno de dichos fallos como derivados de un mantenimiento deficiente. Así, por ejemplo en relación con la transferencia, se nos indicó que la última prueba periódica de la misma se realizó con resultado satisfactorio. No se considera que los fallos anteriores pueda imputarse a errores humanos.

B) ANALISIS DEL COMPORTAMIENTO DEL SISTEMA ELECTRICO DE C.N. VANDELLOS I DURANTE EL INCIDENTE DEL 26 DE OCTUBRE DE 1.989

El día 26 de octubre de 1.989, se realiza una maniobra de conexión del interruptor de las barras DS3A a la red exterior a través del transformador de auxiliares generales, sin tener en cuenta que dichas barras estaban conectadas a tierra. La consecuencia de la maniobra es la producción del cortocircuito correspondiente que ocasiona la pérdida de dichas barras y del transformador GP2LO1TT que en el caso de éste último se considera irrecuperable.

A continuación se analiza el anterior incidente. En cabinas de media tensión es obligatorio establecer medidas preventivas de la consecución de una maniobra como la descrita; por ejemplo enclavamientos de tipo bidireccional que impidan el cierre de los disyuntores de energización de barras estando conectadas estas a tierra, o a la inversa, que impidan la conexión de algún seccionador de puesta a tierra, estando las barras energizadas. Un dispositivo como el anterior se menciona en todas las descripciones de

las cabinas de 5,5 KV y en la central existe un panel conteniendo un juego de cerraduras con llaves de enclavamiento.

C.N. Vandellós I debe revisar a fondo o sustituirlo si fuera preciso, el anterior dispositivo, de manera que se impidan en lo sucesivo maniobras como la descrita.

El fallo anterior es achacable en primera instancia a un fallo de mantenimiento que ha ocasionado la inoperabilidad de un dispositivo mecánico de protección y, en segundo lugar, ha existido un error humano, al realizar una maniobra que debió ser precedida de las comprobaciones previas que no se llevaron a cabo

2.5.5. SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL

Los sistemas de instrumentación y control, en general, funcionaron adecuadamente. Cabe señalar, no obstante, el siguiente aspecto:

- Bloqueo de la platina diálogo, que impidió temporalmente que el ordenador ejecutase las órdenes pedidas manualmente.

Problema de diseño: No se dimensionó el ordenador con capacidad suficiente para hacer frente a incidentes como el ocurrido.

La incidencia de ello en la seguridad se contrarrestó con la ejecución de actuaciones manuales localmente.

2.5.6. SISTEMA DE AIRE COMPRIMIDO

La configuración del sistema de aire comprimido existente en Vandellós I en el momento del accidente, provocó la concatenación de diversos sucesos. La proximidad en el trazado de las dos líneas de 7 bar y sus válvulas de aislamiento automático 01VA y 02VA hizo que el incendio ocurrido afectara a las dos válvulas a la vez impidiendo el aislamiento automático por el cual están diseñadas. Asimismo la no existencia de válvulas de aislamiento automático para las líneas de 2,8 y 1,4 bar imposibilitó el aislamiento de las fugas producidas aguas abajo como consecuencia de haberse fundido gran parte de las líneas de cobre de distribución a consumidores.

De lo anteriormente expuesto se deduce que:

- 1) Una adecuada separación física de las dos líneas de 7 bar y por consiguiente de las dos válvulas de aislamiento automático, hubiera evitado la fuga no aislada ocurrida, ya que el incendio no hubiera afectado a ambas válvulas a la vez, y en el peor de los casos se hubiera perdido un tren de aire comprimido a 7 bar.

CONCLUSION: Hubo fallos de diseño debidos a falta de separación física y protección contra incendios.

- 2) Una adecuada separación física de las dos líneas de los trenes redundantes de 2,8 y 1,4 bar, así como la existencia de válvulas de aislamiento automático (4 válvulas) por baja presión hubiera evitado la pérdida de ambos trenes como consecuencia de un único suceso: el incendio.

CONCLUSION: Hubo fallos de diseño debidos a falta de:

- Separación física de las dos líneas de 2'8 bar.
- Separación física de las dos líneas de 1'4 bar.
- Instalación de 4 válvulas de aislamiento automático por baja presión.

2.5.7. SISTEMA DE AGUA DESMINERALIZADA

El sistema de agua desmineralizada no es un sistema relacionado con la seguridad, por lo tanto la Central en teoría puede ser llevada a parada segura con este sistema fuera de servicio. Para ello, se dimensionan adecuadamente los tanques de almacenamiento de los diferentes sistemas y su capacidad se controla mediante las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la Planta.

Sin embargo, en el accidente ocurrieron una serie de sucesos tales que hizo necesario el aporte de agua desmineralizada a los tanques de almacenamiento (tanques bajos sistema EDOR y tanques EDOK). Estos sucesos provocaron pérdidas incontroladas de agua desmineralizada y por lo tanto la cantidad de agua almacenada en el momento del accidente no fue suficiente por cubrir todas las necesidades.

Por lo tanto, el sistema de agua desmineralizada fue necesario durante el accidente como consecuencia del malfuncionamiento de otros sistemas que no deberían haber fallado como por ejemplo la regulación y control de niveles en los condensadores de las turbosoplantes.

CONCLUSION Los sistemas de seguridad de la planta deberán diseñarse de tal forma que no sea necesario un sistema de no seguridad, en este caso el sistema de agua desmineralizada, para llevar la planta a parada segura.

Si por las características particulares de C.N. Vandellós I alguno de los sistemas relacionados con la seguridad existentes, no pudiera llegar a cumplir el requisito anterior, la aportación de agua desmineralizada al sistema en cuestión deberá ser de clase de seguridad.

Por otra parte, y con independencia de todo lo anteriormente indicado, la normativa exige que el sistema de aporte de agua desmineralizada a la piscina de combustible irradiado deberá ser de clase de seguridad.

2.5.8. SISTEMA DE REFRIGERACION DE COMPONENTES

El circuito nº 2 asociado al tanque 03BA (Oeste) quedó fuera de servicio como consecuencia del incendio que afectó a las alimentaciones eléctricas de las bombas 02PO y 04PO.

Las bombas 01PO y 03PO permanecieron operables pero alineadas al mismo circuito nº 1 asociado al tanque 01BA (Este).

Por consiguiente el alineamiento de la bomba 03PO al circuito nº 2 hubiera supuesto el suministro de refrigeración perdido en este circuito.

Por otra parte, la interconexión mediante las válvulas 101VA y 102VA de las descargas a los dos tanques bajos 01BA (Este) y 03BA (Oeste) hizo que el agua impulsada desde 01BA fuera descargada en 03BA además de 01BA con lo cual se produjo una disminución de nivel en 01BA y un aumento de nivel en 03BA, es decir, se trasvasó parte del agua de refrigeración desde 01BA a 03BA, llegando a rebosar este último tanque.

Asimismo, la disminución de nivel en 01BA, dió señal de bajo nivel y por consiguiente orden de aporte a este tanque desde EDOD que a su vez está conectado a TFOR.

De la secuencia de sucesos anteriores se desprende lo siguiente:

- 1) La existencia de un procedimiento de emergencia del sistema EDOR que recogiera adecuadamente la situación de pérdida de ambas bombas del mismo circuito hubiera evitado el transvase de agua de 01BA a 03BA ya que hubiera indicado al operador, la necesidad de alinear las dos bombas existentes una a cada circuito, así como garantizar la independencia de ambas descargas a los citados tanques.
- 2) Se demostró la no independencia de los dos circuitos 1 y 2 debiéndose tomar las medidas adecuadas para garantizarla.
- 3) La evolución del nivel en los tanques bajos de este sistema es un parámetro indicativo muy valioso a la hora de identificar un malfuncionamiento en el sistema EDOR.

CONCLUSIONES

- 1) Un suceso externo el incendio dió lugar a la pérdida del circuito nº 2.
- 2) Si se hubieran tomado las medidas oportunas se hubieran podido recuperar el circuito nº 2 alineando 1 bomba a cada circuito.
- 3) La interconexión de las descargas de ambos circuitos en operación normal no es aconsejable por problemas de transvase de agua de un tanque a otro.
- 4) La existencia de un procedimiento de emergencia completo y su aplicación podría haber evitado las anomalías ocurridas en este sistema.

2.5.9. SISTEMA DE ESTANQUEIDAD DE LAS TURBOSOPLANTES

Se trata de un sistema de seguridad, ya que garantiza la hermeticidad del CO_2 del cajón a través del eje de las soplantes, y como tal estaba considerado en el diseño de la central.

El circuito de aceite de estanqueidad de cada turbosoplante dispone de tres bombas, siendo suficiente una de ellas para dar la presión de aceite necesaria para mantener la estanqueidad y existe además un depósito de 1 m³ de capacidad, instalado 20 m por encima de las soplantes, para garantizar la presión de aceite durante el tiempo necesario para realizar el bloqueo mecánico, en caso de fallo de las tres bombas,

Sin embargo, esta triple redundancia de los componentes quedó anulada funcionalmente por falta de separación física entre las alimentaciones eléctricas de las bombas, ya que el incendio afectó a los cables de las tres bombas de las turbosoplantes 3 y 4, lo que no es aceptable para un sistema de seguridad.

2.5.10. SISTEMA DE DEPURACION DE CO₂

Este sistema es de seguridad, ya que por él circula el CO₂ del cajón y una pérdida de integridad en el mismo produciría escape de este CO₂. Además, realiza la refrigeración de las cabezas de los pozos de carga y la refrigeración del canal en curso de carga cuando la máquina de carga (DPM) está acoplada.

Si el accidente se hubiera producido con la máquina acoplada, el canal sobre el que se hubiera estado actuando, hubiera quedado sin refrigeración. El aporte de CO₂ nuevo del armario de fluidos de la DPM, es insuficiente para la refrigeración del canal ya que para esta refrigeración se requiere un caudal de 1 Kg/s y las cadenas de aporte solo son capaces de proporcionar 174 g/s cada una. Esta falta de refrigeración habría producido inversión de caudal en ese canal y salida de CO₂ del cajón hacia la DPM.

La causa de esta situación es, por un lado el fallo de las barras DS3A y DS4A, que se analiza dentro de los sistemas eléctricos y, por otro, el fallo en modo común de las válvulas RFoE 01 y 02VA, que impidió la puesta en marcha de los compresores cuando se dispuso de alimentación eléctrica. El fallo en modo común de dos válvulas, que dejan inoperable a todo el sistema es una característica de diseño inaceptable para un sistema de seguridad.

Además, el sistema de aporte de CO₂ nuevo al armario de fluidos del DPM, de que se dispone actualmente, es insuficiente para hacer frente a una pérdida total de CO₂ depurado.

2.5.11. SISTEMA DE REGULACION DE MASA DE CO₂

Este sistema es de seguridad, tanto porque forma parte de la barrera de presión, como porque cumple funciones de mitigación en un accidente de despresurización del cajón, aportando inventario de CO₂ nuevo para mantener la refrigeración.

El fallo de la válvula RFOM 06VA parece que se originó en el motor al ser afectado por la inundación, lo que pone de manifiesto la falta de medidas adecuadas para la protección contra inundaciones de un sistema de seguridad.

Además, aunque no ha tenido repercusiones en el accidente, merece la pena señalar que actualmente solo se dispone en la central de una línea de aporte de CO₂ nuevo al cajón a través de la válvula motorizada RFOM 06VA, tras haberse suprimido la correspondiente a la válvula RFOM 05VA.

2.5.12. PISCINA DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE

La pérdida del sistema de refrigeración de la Piscina de Combustible Irrradiado se produjo como consecuencia de la inundación del Edificio de Combustible, por lo tanto, la pérdida de este sistema fue debida a un suceso externo: inundación.

Ante este hecho lo único que cabe destacar es que las bombas de este sistema no estaban suficientemente protegidas frente a fenómenos de inundación. Del mismo modo, se puede afirmar que un único suceso afectó a los dos trenes del sistema, por lo que se desprende la no existencia de una separación física adecuada frente a un único suceso externo.

CONCLUSIONES

- 1) Se deberá proteger el sistema, y en particular las bombas de impulsión, frente a inundaciones externas.*
- 2) Se deberán separar físicamente ambos trenes del sistema de tal forma que un único suceso no afecte a ambos trenes redundantes a la vez.*

2.6. ORGANIZACION DEL PERSONAL DE LA C.N. VANDELLOS I DURANTE EL INCIDENTE

El día 29 de octubre de 1.989, hasta las 21:39 horas, había sido un día operativamente normal, durante el que no se registró ningún suceso que pudiera ser considerado como precursor del accidente. A partir de ese momento, la evolución de los acontecimientos obligó a que el personal de explotación de la C.N. Vandellós I, tuviera que tomar sucesivamente, en diferentes ocasiones, decisiones rápidas de una transcendencia considerable sobre la mitigación de las condiciones del accidente.

En el momento de ocurrencia del accidente se encontraba al frente de la operación de la central el turno de tarde, consistiendo las primeras actuaciones de Supervisor Jefe de turno en avisar directamente a los Bomberos de la Generalitat y de C.N. Vandellós II y al personal de retén y a todo el personal técnico de la instalación a través del control principal de accesos y en efectuar la parada manual del reactor. Con esto se comenzaba a gestionar la presencia de medios apropiados de lucha contra el fuego, se convocaba al mayor número posible de técnicos capaces de ayudar a atender la operación de la central en una situación comprometida y se aseguraba la reducción de la potencia del reactor, mediante la caída de barras, al valor de la potencia residual decreciente en el tiempo.

A los pocos minutos llegó a la central, no solo el personal que había sido llamado, sino también un número elevado de miembros de la plantilla de C.N. Vandellós I, que sin haber sido llamados, habían tenido noticia del incendio por habitar en las proximidades de la instalación. Haciendo frente a la situación estuvieron el Director de la C.N. Vandellós I, los diferentes Jefes de Servicio, todos los Supervisores, un 60% de los Operadores y elevado número de auxiliares.

Uno de los primeros problemas que encontró el personal de Sala de Control, fue la imposibilidad de realizar el basculamiento de la admisión principal a la admisión auxiliar en las turbosoplantes 1 y 2 desde la misma, debiendo desplazarse a efectuarlo a los armarios locales. Dicho basculamiento era necesario para la continuidad del funcionamiento de las turbosoplantes después de la parada del reactor.

Se produjo posteriormente la pérdida de tensión en las barras DS3A y DS4A, así como el disparo de los grupos y calderas asociados, poniendo el personal de Sala de Control y de la Central Auxiliar especial empeño en recuperarlos, para lo cual, en el caso de las barras, tuvo que cerrar localmente y de forma manual los disyuntores correspondientes. Era preciso conservar tensión en las referidas barras, para que no se perdieran los equipos alimentados desde ellas, tales como diferentes bombas del circuito de refrigeración del cajón, los compresores del sistema de depuración de CO₂ que refrigera las cabezas de los pozos, las bombas de extracción de los condensadores y las bombas de alimentación complementarias correspondientes a los cuartos 3 y 4 del cambiador de calor principal (aunque al quemarse los cables la alimentación se perdió de todos modos) y los compresores del sistema de aire comprimido cuyo funcionamiento es necesario, como veremos, para la actuación de diversos componentes de seguridad de la instalación.

Para mantener la presión de aire comprimido necesaria para el funcionamiento de las calderas auxiliares y con éstas de las turbosoplantes 1 y 2, el funcionamiento de la regulación automática de la alimentación al cambiador principal de calor, el cierre de las válvulas de membrana del sistema de protección frente a sobrepresiones del cajón (en caso de producirse su apertura), el funcionamiento de la regulación automática de EDOR y del sistema de depuración de CO_2 , el personal de operación realizó localmente y de forma manual el aislamiento de los consumos de aire no prioritarios y del aporte de aire a los grupos turboalternadores principales y la conexión de los compresores del circuito de servicios auxiliares ACO/.

No obstante, no fue posible mantener la presión de aire requerida en algunos casos ya que las fugas eran muy elevadas al haberse quemado las tuberías de parte del sistema, por lo que hubo de realizarse manualmente la alimentación al cambiador principal de calor y el cierre de las válvulas neumáticas de EDOR (y de otras manuales de EDOR y TFOR que estaban ocasionado un consumo incontrolado de agua desmineralizada y contribuyendo a la inundación) y la apertura de las válvulas de retorno de CO_2 al cajón pertenecientes al sistema de depuración de CO_2 .

El bloqueo mecánico de las turbosoplantes 3 y 4 hubo de hacerse asimismo mediante intervención manual local, al no ser posible efectuarlo desde Sala de Control.

Algunas de las operaciones anteriormente descritas, como las referentes al aislamiento de ciertas tuberías del sistema de aire comprimido, se realizaron a corta distancia del lugar del incendio y otras, como la lubricación en marcha de los cojinetes de las bombas de agua de alimentación complementarias de las turbosoplantes 1 y 2, a medida que progresaba el achique de la inundación, que tuvo una contribución decisiva para asegurar su funcionamiento evitando que griparan, se realizaron en condiciones de penosidad y peligrosidad provocadas por la presencia de humos densos, fuego e inundación.

Es preciso mencionar, asimismo, que en los primeros minutos del accidente, los dos calculadores entraron en defecto por saturación de información, se perdieron la red de megafonía y la red telefónica interior y comenzó a penetrar en la Sala de Control un humo denso y negro que dificultaba la visibilidad. En estas condiciones, estuvieron en Sala de Control el Jefe del Servicio de Control Técnico, el Jefe del Servicio de Ingeniería de Apoyo y el Subjefe del Servicio de Operación dirigiendo al personal del turno de tarde, que estaba de servicio en el momento de producirse el incendio, y permaneció en su puesto a pesar de la incorporación de los miembros del turno de noche, con objeto de dar continuidad a la operación de la planta y asegurar un solape entre turnos de varias horas.

La actuación del personal de operación de la C.N. Vandellós I, durante el accidente del 19 de octubre de 1.989, estuvo orientada a asegurar la extracción del calor residual del reactor, al mantenimiento de la integridad del recinto de presión y a la no superación de los límites de seguridad de las estructuras, sistemas y componentes de la instalación mediante la realización de actuaciones manuales, para suplir las carencias de diseño de la planta que habían provocado que asociada a un incen-

dio se desencadenase una inundación y que ambos actuaran, a consecuencia de la falta de redundancia y de separación física, como fallos en modo común que dejaron fuera de servicio la mayor parte de sistemas de la central. Estas acertadas intervenciones manuales locales fueron posibles debido al elevado conocimiento que posee el personal de operación de la C.N. Vandellós I de la instalación a consecuencia de su dedicación a la misma, de la escasa movilidad y prolongada permanencia de los diferentes profesionales en sus puestos respectivos y de haber vivido el personal actualmente en explotación otras etapas de la central como fueron su diseño, construcción y puesta en marcha.

Las operaciones llevadas a cabo en los días siguientes a la ocurrencia del accidente, encaminadas a la recuperación inmediata de los equipos que garantizan la parada segura de la instalación, fueron asimismo acertadas, como también lo eran otras acciones que estaban previstas, tales como el alivio manual de presión del cajón para evitar la apertura del sistema de protección frente a sobrepresiones en condiciones de baja presión de aire comprimido, si bien estas últimas no llegaron a ponerse en práctica.

2.7. ANALISIS RADIOLOGICO DEL INCIDENTE

El presente apartado se desglosa en los siguientes aspectos:

- Estado radiológico de la planta
- Impacto radiológico sobre el personal y equipos que participaron en la recuperación de la planta
- Control de vertidos de efluentes líquidos y gaseosos
- Impacto radiológico en el medio ambiente

2.7.1. Estado radiológico de la planta

El riesgo radiológico derivado del incidente quedó condicionado por los siguientes factores:

- El reactor fue parado a los pocos segundos de iniciarse el incendio.
- La refrigeración del núcleo se mantuvo a un nivel tal que en ningún momento quedó comprometida la integridad del combustible.
- La actividad del refrigerante fue decreciendo a partir de la parada del reactor.

Estas condiciones fueron confirmadas por el inspector residente a lo largo del incidente y fueron confirmadas posteriormente por la inspección del CSN a partir de los registros de los monitores de área y de las medidas de radiación ambiental y de contaminación superficial, efectuadas "in situ" cada hora desde las 2:00 horas aproximadamente hasta las 14:00 horas del día 20. La existencia de humo imposibilitó realizar estas medidas hasta ese momento.

Asimismo se comprobaron los niveles de concentración de actividad del refrigerante primario y de la piscina de combustible irradiado.

En todos los casos las medidas registradas son similares a los valores medios habituales durante la operación normal de la planta, con las siguientes particularidades:

En los monitores de tasa de radiación ambiental situados en cota 16 (MROA 04 MA) y en losa superior de la nave del reactor (MROA 01 MA), se registraron durante el incidente, de modo esporádico, medidas que superaron el punto de tarado del primer nivel de alarma de dichos monitores, fijado en ambos casos en 1,0 mR/h.

En el monitor MROA 04 MA, se registró durante 5 segundos un valor de 1,3 mR/h, que superaba dicho punto de tarado, a las 22:12 del día 19/10.

A las 00:11 del día 20/10 volvió a registrarse un valor similar durante 38 seg.

En el monitor MROA 01 MA se registró durante 7 seg un valor de 1,3 mR/h, que superaba el punto de tarado del primer nivel de alarma, a las 22:12 del día 19/10.

A las 00:11 del día 20/10 volvió a registrarse un valor de 2 mR/h durante 64 seg.

No obstante, estos valores no estuvieron corroborados por las lecturas del monitor de concentración ambiental de gases (MROA 01 MS) y del monitor de concentración ambiental de partículas (MROA 01 MX), ubicados físicamente muy próximos a los primeros, que tienen fijado su punto de tarado del primer nivel de alarma en 2,0 microCi/m³ y en 2,5.E-02 microCi/m³ respectivamente, ya que en el monitor MROA 01 MX no se superó en ningún momento el punto de tarado del primer nivel de alarma y en el monitor MROA 01 MS se registraron intermitentemente valores que oscilaban entre 2,0 y 2,5 microCi/m³, que superaron el punto de tarado del nivel de alarma entre los 00:33 y las 5:31 del día 20/10.

Estas medidas se concluye que fueron ocasionadas por los fallos eléctricos y transitorios ocurridos en la alimentación eléctrica.

Tras la inundación producida en la cota 3,5, únicamente se detectó ligera presencia de material radiactivo en los frotis realizados en las inmediaciones de la poceta de purgas de la nave de piscinas. Esta zona, según se pudo comprobar durante la inspección, estaba siendo descontaminada.

A la vista de los resultados de los análisis efectuados y de las medidas de los monitores reflejadas en los registros, se puede afirmar que el estado radiológico de la planta, no se vio alterado como consecuencia del incidente.

Las anomalías ya mencionadas reflejadas en los diversos monitores están justificadas por la incidencia de gases de combustión o por las perturbaciones ocurridas en la alimentación eléctrica.

2.7.2. Impacto radiológico sobre el personal y equipos que participan en el incidente

C.N. Vandellós I, según su Manual de Protección Radiológica, considera como zona controlada aquella en la que la tasa de radiación excede 0,75 mrem/h y como zona vigilada aquella en la que dicha tasa oscila entre 0,25-0,75 mrem/h.

Una práctica habitual establecida en dicha central es proceder a la reclasificación de las zonas radiológicas tras la parada del reactor.

En el accidente y tras la consiguiente parada del reactor se mantuvo como zona controlada únicamente la nave de piscinas, donde se registraron valores que oscilaban entre 6 y 8 mrem/h, mientras que la cava del reactor, salas de la DRG y la zona de compresores donde se registraron valores inferiores a 0,75 mrem/h, se clasificaron como zonas vigiladas.

Durante el accidente, ninguno de los participantes tuvo necesidad de acceder a zona controlada y no fue necesario el uso de dosimetría individual, ni de equipos especiales de Protección Radiológica.

Las dosis imputables al accidente se han estimado mediante:

- a) la dosimetría de área
- b) la dosimetría individual del personal profesionalmente expuesto (PPE) de lectura mensual
- c) la dosimetría individual del PPE de lectura directa.
- d) los resultados de las medidas de contaminación interna efectuadas a la práctica totalidad del colectivo de bomberos que participó en las labores de extinción del incendio.

Estos aspectos se desarrollan a continuación:

- a) Se recopilaron los valores de las tasas de dosis deducidas de los dosímetros de área de los puntos considerados como más representativos en cuanto a permanencia de personal durante el accidente, procesados seis días después del mismo, con una panorámica retrospectiva de seis meses para su comparación (ANEXO 2.7.1).
- b) Debido a que no se suministró al personal de HIFRENSA dosímetros TL individuales carentes de registro de dosis, y fueron utilizados los dosímetros de lectura mensual correspondientes al mes de octubre, no se dispone de información de detalle, dado que dichos dosímetros pueden venir afectados de dosis recibidas con anterioridad al accidente, debidas a la operación normal de la instalación. No obstante el resumen de dichos resultados muestra unos valores absolutamente normales, correspondientes además a un mes de escasa actividad de exposición radiológica, siendo la dosis colectiva mensual estimada de 4,58 mSv.p.

Esto se deduce al comparar la dosis colectiva mensual extrapolada a seis meses con las dosis colectivas semestrales correspondientes a los dos semestres de 1988 y al primer semestre de 1989, cuyos valores son:

	<u>1er sem 1988</u>	<u>2º sem 1988</u>	<u>1er sem 1989</u>
Dosis colectiva semestral (mSv.p)	297,81	78,68	76,78

- c) La lectura de los estilodosímetros del personal de HIFRENSA que efectuó las rondas de vigilancia de los niveles de radiación y contaminación ambientales y de contaminación superficial durante el accidente y días inmediatamente posteriores dio valores de fondo radiológico (< 10 mrad).
- d) El Servicio de Protección Radiológica de la Central de Vandellós II realizó, a petición del representante provincial de la Generalidad un control de la contaminación interna de 55 bomberos, que habían participado en la emergencia, mediante el "Contador de Radiactividad Corporal Quicky". Según su procedimiento PR-F-24, este conteo se efectuó debido a la intranquilidad de algunos de dichos bomberos, no porque existieran indicios de que fuera necesario efectuar este control.

En los casos más desfavorables los resultados de la medida de la contaminación interna fueron de $8,0 \pm 3,0$ nCi de Co-60 y $6,0 \pm 5,0$ nCi de Cs-137, valores muy próximos al Límite Inferior de Detección del equipo, que según los procedimientos de C.N. Vandellós II supone una dosis efectiva por exposición interna de 58 microSv, valor sin significación radiológica.

2.7.3. Control de vertidos de efluentes líquidos y gaseosos

- 1) A fin de evaluar el posible vertido de efluentes radiactivos líquidos al medio ambiente, se revisaron los registros de los niveles de los depósitos de almacenamiento del Sistema de Tratamiento de residuos líquidos (SROA 01 RV) y 02 RV), permaneciendo el nivel de líquido durante los días 19 y 20 de octubre en idéntico valor al registrado el día 18/10:

Nivel depósito SROA 01 RV: 265 cm

Nivel depósito SROA 02 RV: 145 cm

- 2) El agua de inundación de la cava del reactor hubo de ser evacuada al mar por la red de pluviales tras someterse a un control radioquímico, mediante la toma de dos muestras en puntos diametralmente opuestos de la zona inundada. Se realizaron dos medidas de actividad Beta durante 10 minutos, para descartar presencia de material radiactivo, siendo ambos valores del orden del LID ($< 2,92 \text{ E-06 Ci/m}^3$).

Un conteo más preciso de actividad Beta durante 30 minutos y de actividad alfa durante 100 minutos dio valores inferiores al LID para ambas determinaciones, que respectivamente fueron $3,98 \text{ E-07 Ci/m}^3$ y $1,70 \text{ E-07 Ci/m}^3$.

En el análisis químico del agua de inundación resulta significativa la elevada concentración de Cloruros ($13,2 \text{ gr/l}$ en el lado Norte de la cava del reactor y $13,8 \text{ gr/l}$ en el lado Sur), próxima a la existente en el agua del mar ($19,0 \text{ gr/l}$).

- 3) Durante el accidente, el agua de inundación se mezcló con el agua contenida en la poceta de purgas de la nave piscinas. Teniendo en cuenta que en dicha poceta durante la operación normal de la planta puede haber un volumen máximo de 175 l y, suponiendo conservadoramente que en el momento previo al accidente la concentración de actividad del agua de la poceta era igual a la del agua de piscinas ($4,7 \text{ E-03 Ci/m}^3$ de actividad Beta-gamma global), para los 300 l de capacidad máxima de dicha poceta se deduce que se produjo un vertido de $1,63 \text{ E-04 Ci}$ de actividad Beta-gamma en el volumen total de agua de evacuación (de 4000 a 5000 m^3), valor que al ser inferior a 1 mCi , no se considera como contabilizable en la descarga de efluentes líquidos según el procedimiento vigente durante la operación normal de la planta.
- 4) La ausencia de vertidos de efluentes radiactivos y gaseosos se comprobó a partir de los registros de los monitores de gases y de partículas situadas en las chimeneas de alta y baja presión, así como de los análisis de los filtros de toma de muestras de halógenos situados en ambas chimeneas.

En los registros de la teleinscriptora correspondientes a las medidas realizadas en la chimenea de alta presión, sólo aparece un valor puntual, durante 1 minuto a las 21h53'50", de 4,33 microCi/m³ en el monitor MROR 02 MX que mide la concentración de actividad en partículas, cuando el valor medio que se venía registrando en dicho monitor era aproximadamente 80 E-05 microCi/m³.

Este hecho fue justificado por C.N. Vandellós I como un transitorio anómalo debido a que las dos cadenas del TICA entraron en defecto en el mismo minuto en que aparece el valor anómalo en el registro del monitor MROR 02 MX, no correspondiendo este valor a una medida de actividad, puesto que un valor real, se hubiese imprimido en notación exponencial, cosa que no sucede en este caso.

En cuanto a las medidas realizadas en los monitores de gases de la chimenea de baja presión MROR 01 MS y MROR 01 MX, se observa un ligero incremento en el MROR 01 MS desde un valor medio de 30 E-01 microCi/m³ hasta un valor de 77 E-01 micro Ci/m³ a las 00h13'59" del día 20/10, lo que se justificó por la presencia de humos que afectaron a la cámara de ionización diferencial.

En el monitor MROR 01 MX se pasó de un valor medio de 15 E-05 microCi/m³ a un valor de 10 E-04 microCi/m³, no superándose las tasas de emisión horaria para partículas establecidas en ETF en un valor de 3,6 E-05 Ci/h.

A la vista de los resultados de los análisis radioquímicos efectuados, de las medidas de los monitores, según se refleja en los registros correspondientes, y de la revisión de algunas medidas aisladas anómalas, se puede garantizar que no se produjo ninguna emisión de material radiactivo vía efluentes líquidos y gaseosos superior a los valores medios habituales durante la operación de la planta, que a su vez son muy inferiores respecto a los límites que C.N. Vandellós I tiene autorizados para operación normal.

2.7.4. Impacto radiológico en el medio ambiente

Se verificaron los registros de los monitores de radiación ambiental de medida en continuo que tanto C.N. Vandellós I, como C.N. Vandellós II, tienen instalados en sus respectivos emplazamientos, que realizan medidas con una frecuencia horaria.

- 1) Los valores registrados en el equipo de tasa de radiación ambiental de C.N. Vandellós I ubicado en el Pabellón de PR durante los días del mes de octubre previos al accidente, oscilan entre 0,128 y 0,085 microSv/h con un valor medio de 0,104 microSv/h, registrando durante el día del accidente un valor máximo de 0,115 microSv/h.

Los valores registrados en el equipo de tasa de exposición ambiental de C.N. Vandellós I ubicado en el pabellón de vigilantes de acceso durante todos los días del mes de octubre incluidos los del accidente, se mantienen entre 0,018-0,010 mR/h.

- 2) Se verificaron los registros en las horas previas y posteriores al accidente de los monitores de tasa de radiación ambiental que C.N. Vandellós II tiene instalados en las localizaciones denominadas "Control de acceso", "Depósitos C.N. Vandellós II", "Emplazamiento" y "La Almadrava".

Observando que estos valores oscilan entre:

Control de Accesos:	0,099-0,124	microSv/h
Depósitos:	0,100-0,121	"
Emplazamiento:	0,08 -0,12	"
La Almadrava:	0,11 -0,13	"

Estas lecturas corresponden a valores de fondo ambiental y no presentan variaciones frente a los valores medios históricos.

- 3) La Generalidad de Cataluña dispone de una red de vigilancia radiológica ambiental con transmisión de datos a distancia mediante línea telefónica. Esta red está constituida por monitores que miden tasa de dosis ambiental situados en las localizaciones denominadas: "La Almadrava", "Depósitos de ANV", "Hospitalet" y "C.N. Vandellós I". Estos equipos realizan una medida con una frecuencia de 6 minutos. La Generalidad envió al CSN un extracto de las lecturas efectuadas durante los días 19 al 22 de octubre de 1989, así como los valores medios que varían registrándose desde el día 16 al 23 de octubre dedicho año.

Estos valores medios son:

La Almadrava:	0,112±0,005	microSv/h
Depósitos de ANV:	0,123±0,004	"
Hospitalet:	0,112±0,003	"
C.N. Vandellós I:	0,106±0,004	"

En el monitor de La Almadrava (figuras nº 16 y 17) a las 00h07' del día 20/10, se registró un valor de 0,304 microSv/h, siendo éste un valor único. En este equipo los valores registrados desde las 10:55 del día 19 hasta las 04:01 del día 22 de octubre tienen un valor máximo de 0,132 microSv/h, exceptuando el anterior.

El hecho de que no se haya registrado ningún otro valor, con un incremento de esta magnitud, tanto en el resto de los equipos de la Generalidad, como en los equipos de ambas centrales induce a pensar que este valor de 0,304 microSv/h puede ser considerado como un espúreo de la electrónica asociada al equipo.

- 4) Los resultados de los análisis de las muestras de partículas de polvo (beta total), radioyodos y TLD de los PVRA de ambas instalaciones, presentan unos valores similares a los que vienen siendo habituales para este tipo de muestras y que se incluyen en el ANEXO 2.7.II.

En relación con la dosimetría ambiental, se incluye la figura nº 15 con la evolución anual de los valores medios de los TLD en cuatro localizaciones (Falset, Salou, L'Almadrava y una boya anclada frente a la costa) y del valor medio del emplazamiento, en donde, en relación a 1989, se han

añadido los valores medios obtenidos en el período septiembre-octubre, extrapolados a un año, sin que se observe variación significativa alguna.

ANEXO 2.7.I.

**RESULTADOS DE DOSIMETRIA DE AREA (TL) EN LAS ZONAS
Y PERIODOS INDICADOS**

TABLA I
DOSIS INTEGRADA MENSUAL (mSv)

<u>ZONA</u>	<u>Abril</u>	<u>Mayo*</u>	<u>Junio</u>	<u>Julio</u>	<u>Agosto</u>	<u>Sep.</u>	<u>Oct.</u>
Acceso zona controlada	0,21	0,15	0,27	0,36	0,32	0,32	0,20
Nave reactor cota 16	0,36	0,18	0,50	0,82	0,56	0,56	0,52
Sala de Control	0,04	0,08	0,09	0,09	0,09	0,08	0,05

* Parada Programada

TABLA II
TASA DE DOSIS (uSv/h)

<u>ZONA</u>	<u>Abril</u>	<u>Mayo</u>	<u>Junio</u>	<u>Julio</u>	<u>Agosto</u>	<u>Sep.</u>	<u>Oct**</u>
Acceso zona controlada	0,28	0,21	0,36	0,49	0,42	0,43	0,27
Nave reactor cota 16	0,65	0,24	0,67	1,10	0,75	0,76	0,79
Sala de Control	0,05	0,11	0,12	0,12	0,12	0,11	0,07

** Valores extrapolados al mes correspondientes a 25 días con reactor en operación y 6 días con reactor en parada.

ANEXO 2.7.II

**RESULTADOS DE LOS ANALISIS DE MUESTRAS PVRA DEL 17 AL 4/10/89
C.N. VANDELLOS I**

TIPO DE MUESTRA	PUNTO MUESTREO	CONCENTRACION DE ACTIVIDAD(mBq/m ³)	
		VALOR MUESTRA	VALOR HISTORICO
Partículas de polvo (Beta total)	Estación Meteorológica	0,83±0,06	(*) 0,61±0,35
	La Aladrava	1,01±0,06	(*) 0,75±0,49
	L'Hospitalet	0,81±0,06	(*) 0,86±0,52
	Salou	1,33±0,07	(*) 0,74±0,42
Iodo	Estación Meteorológica	LID = 0,032	
	La Aladrava	LID = 0,034	
	L'Hospitalet	LID = 0,033	
	Salou	LID = 0,033	

**RESULTADOS DE LOS ANALISIS MUESTRAS DEL PVRA DEL 23/10/89
C.N. VANDELLOS II**

Partículas de Polvo (Beta total)	01	0,493±0,06	(**) 0,634±0,058
	02	0,523±0,06	(**) 0,637±0,084
	03	0,729±0,06	(**) 0,677±0,124
	11	0,606±0,06	(**) 0,683±0,082
	12	0,535±0,06	(**) 0,726±0,096
	13	0,77±0,07	(**) 0,764±0,085
	14	0,461±0,06	(**) 0,731±0,134
Iodo	01	LID = 0,18	
	02	LID = 0,09	
	03	LID = 0,09	
	11	LID = 0,08	
	12	LID = 0,09	
	13	LID = 0,11	
	14	LID = 0,09	

(*) Los valores históricos, media de las campañas del PVRA desde 1983 a 1988, exceptuando 1986 por el accidente de Chernobyl.

(**) Valores históricos, media de las campañas del PVRA preoperacional, 1987 y 1988.

VANDELLOS I

Dosis integrada (mSv/a)

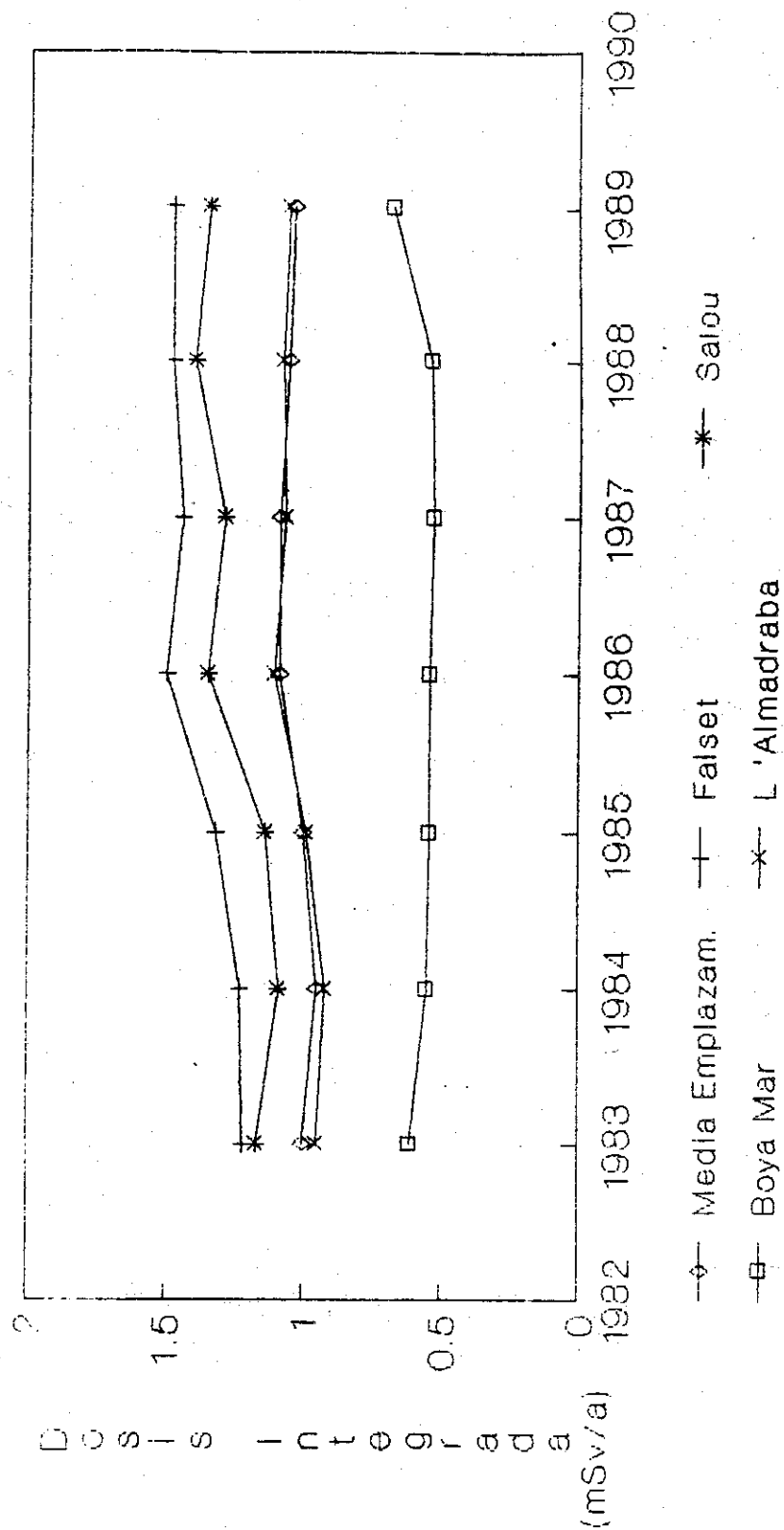


FIGURA Nº15

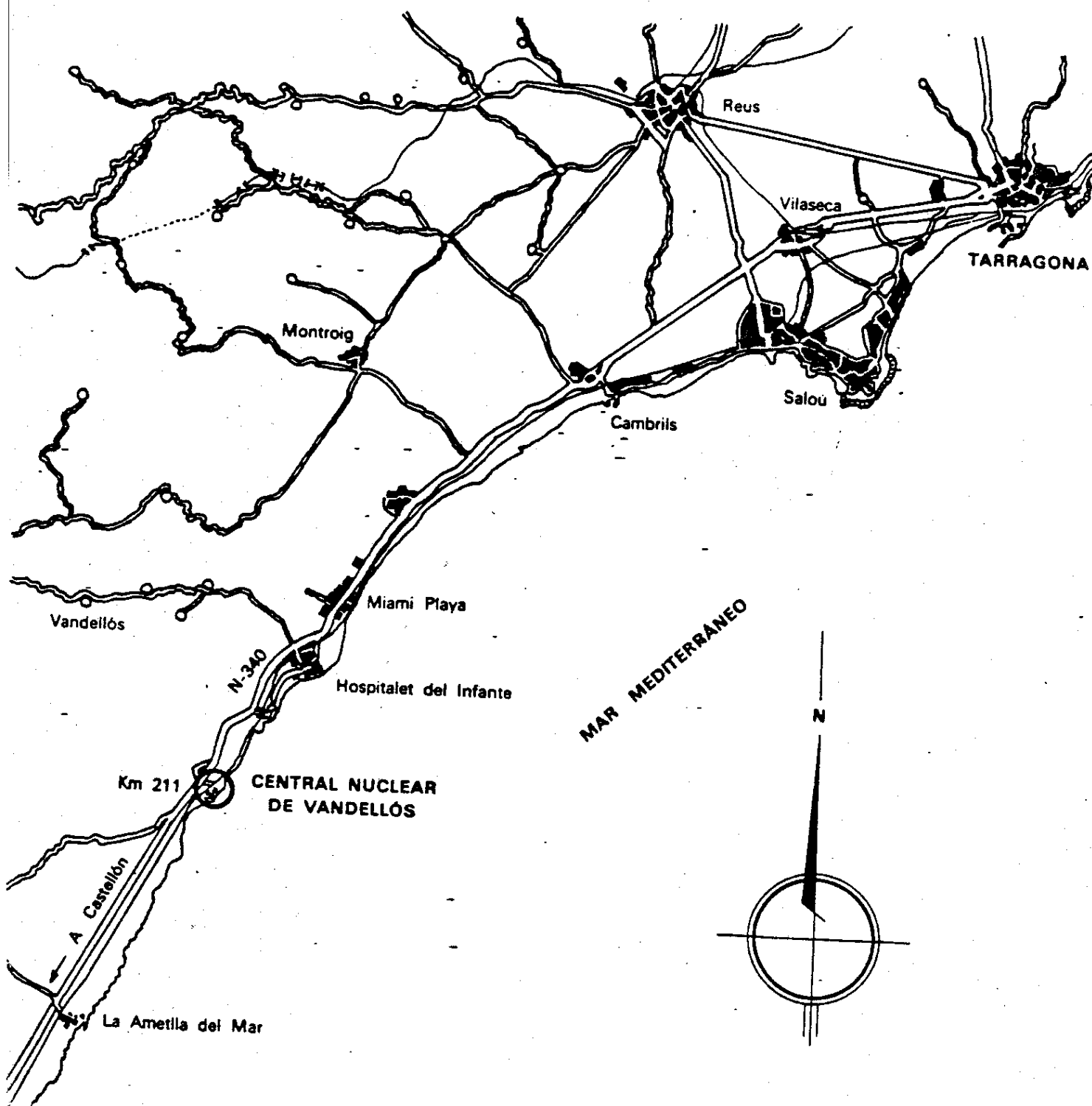


FIGURA Nº16

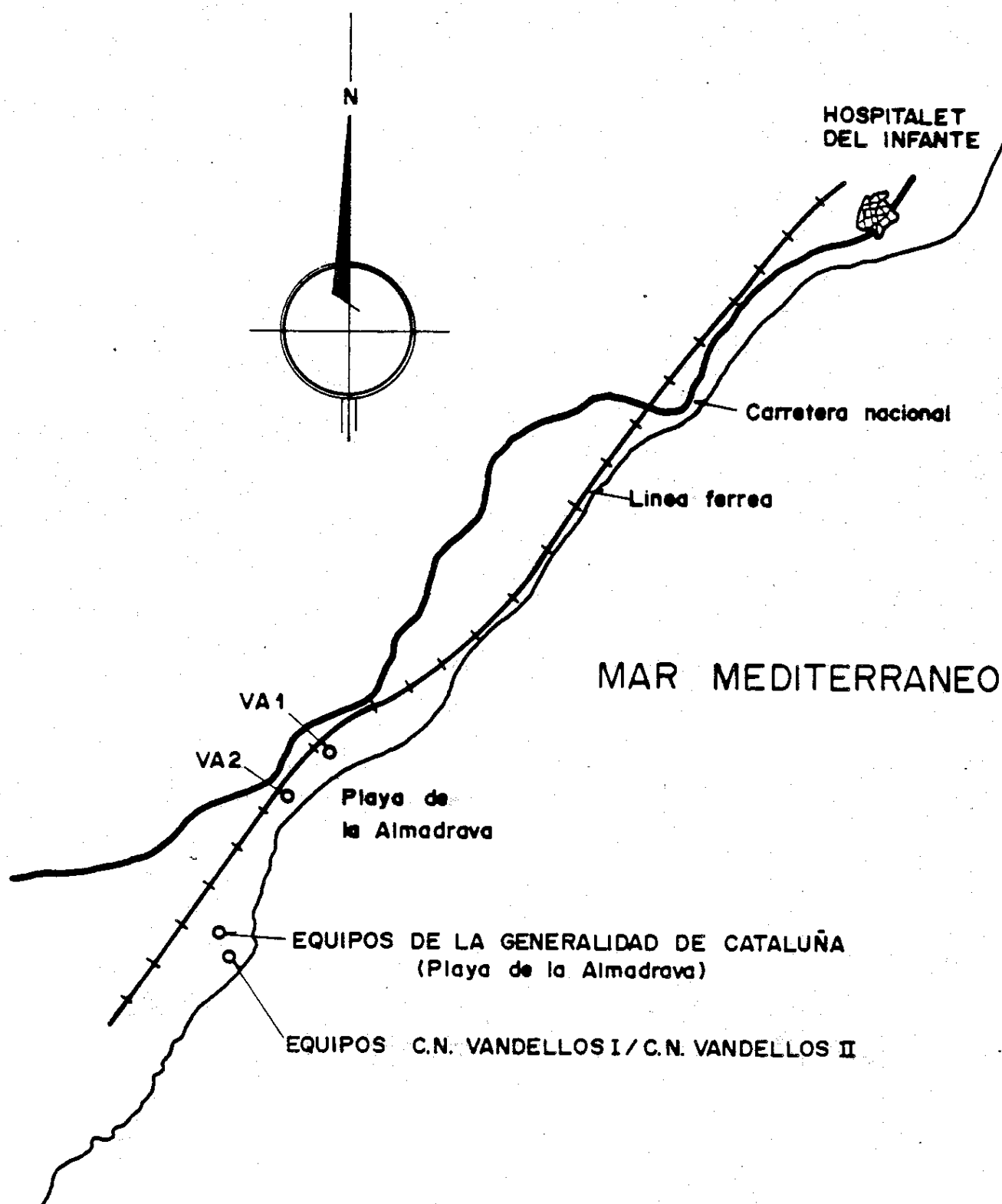


FIGURA Nº17

CROQUIS DE SITUACION DE LOS EQUIPOS DE MEDIDA
UBICADOS EN LA PLAYA DE LA ALMADRAVA

2.8. ACTUACIONES DE LAS ORGANIZACIONES INVOLUCRADAS EN LOS PLANES DE EMERGENCIA

En este apartado se describen las actuaciones de las diferentes organizaciones implicadas en el PENTA y en el Plan de Emergencia Interior de C.N. Vandellós I durante la fase más crítica del incidente. No se trata de detallar la cronología del mismo ni del estado de los sistemas y evolución de los parámetros mas significativos del reactor, que ya se detallan en otro apartado de este informe.

Aunque desde el punto de vista del CSN, se mantuvo la situación de emergencia hasta las 18.00 horas del día 21-10-89, en que estuvo disponible el sistema de ventilación en parada, este apartado se centrará en las primeras 8 horas desde el inicio del incidente, ya que a partir de ese momento la situación se mantuvo relativamente estacionaria, dentro de la precariedad de los sistemas disponibles para efectuar la refrigeración del reactor. Durante el resto del día 20 y 21 el SALEM continuó activado manteniéndose el contacto con la inspección del CSN desplazada a la central y con la propia central.

Es de destacar, que el sistema de grabación automática disponible en el Centro de Emergencias del CSN está conectado a todas las líneas punto a punto de que dispone el CSN para conexión directa con todas las centrales españolas, Gobiernos Civiles, Dirección General de Protección Civil y CIEMAT (16 líneas), pero no a las líneas normales de la CTNE, por lo que la mayor parte de las conversaciones con la central no han quedado registradas, ya que por la mala calidad de la audición por la línea punto a punto con Vandellós I durante esa noche, muchas conversaciones se llevaron a cabo a través de teléfonos normales. Con el Gobierno Civil todas las conversaciones tuvieron lugar sin dificultades a través del teléfono punto a punto; así como con C.N. Vandellós II. Debemos señalar que la línea punto a punto con Vandellós I no estuvo inoperable durante el incidente, pero el nivel de audición no era el mas adecuado fundamentalmente por el fuerte ruido que había en la sala de control como consecuencia de los extractores de humos que se instalaron de forma provisional en la misma. Este extremo ha sido confirmado por el propio inspector del CSN, presente en la sala de control durante el suceso y que ha manifestado que el timbre de llamada era apenas audible por el ruido ambiental.

2.8.1. Actuación de la organización de C.N. Vandellós I

La primera notificación recibida en el Salem tuvo lugar a las 22.11 horas del 1-10-89, realizada por el Director de C.N. Vandellós I a través del teléfono punto a punto, con el siguiente mensaje "Estamos en situación de incendio del Grupo Principal 1, (Sic) la central está parada en reactor seguro, con 2 turbosoplantes en servicio".

Un minuto después se recibió en el Salem una llamada del CECOP del Gobierno Civil de Tarragona, confirmando el incendio en Vandellós y solicitando información del incidente , en particular en los aspectos radiológicos.

A partir de ese momento el personal de turno en el Salem entró en contacto con el Director Técnico (22'14), con el Subdirector de Centrales Nucleares (22'19), con el Jefe del Area de Licenciamiento (22'21) y con la Jefe de Area de reactores BWR y grafito-gas (22'25).

En la notificación de la central no se señalaba ni la hora de comienzo del incendio, ni del disparo del reactor, tampoco se declaraba como una emergencia, ni se establecía la categoría de la misma, tal y como se establece en el Plan de Emergencia Interior de la central ni se manifestó en ningún momento problema alguno con la refrigeración del reactor.

La ausencia de esta información inicial motivó un retraso en la activación de toda la organización de emergencia del CSN, como se describe en el punto 3 de este apartado.

Desde el instante de la primera notificación hasta que el Jefe del Area de Licenciamiento y el Director Técnico establecieron contacto con la central desde el Salem, unos minutos después de las 23 horas, no se recibió ninguna información adicional ni verbal ni escrita por parte de la central en la sede del CSN.

En ese momento se supo que el incendio no estaba todavía controlado y se mencionaba por primera vez problemas en la refrigeración del reactor si bien se indicaba que la situación estaba bajo control. No se hacía ninguna indicación sobre los parámetros mas significativos, ni se mencionaba la existencia de agua en la cava del edificio del reactor, que la central conocía desde las 22 horas y que tuvo una gran trascendencia en la evolución posterior del incidente.

A la vista de la situación los técnicos presentes en el Salem decidieron activar toda la organización de emergencia del CSN, como se detalla en el punto 2.8.2.

Como se puede apreciar en la cronología del suceso, hasta las 22,40 horas la refrigeración del reactor era precaria (temperatura del CO_2 creciente), aspecto que no se mencionó en la notificación inicial (22,11 horas).

A partir de esa hora la temperatura del CO_2 se mantuvo estacionaria o aumentando ligeramente, hasta pasadas las 0 horas del día 20-10-89 en que se inició un descenso de la misma, lo que indica que existió una refrigeración deficiente del reactor durante los primeros 150 minutos de iniciado el suceso.

Esta información en ningún momento fue transmitida por la central al Salem, lo que impidió que los técnicos del CSN pudieran tener un conocimiento preciso de la situación.

A partir de las 0 horas la comunicación entre el CSN y Vandelós se hizo más fluida, si bien se puede destacar como un aspecto general que se informaba de los diferentes problemas cuando ya se habían resuelto o estaban en curso de solución, lo que por una parte motivó no conocer la situación real en cada momento y por otra parte impidió al personal técnico la evaluación precisa que pudiera prevenir las situaciones antes de que se produjeran.

Un aspecto que se puede destacar y que se debe valorar también negativamente es que la central en ningún momento designó a una persona que se hiciera responsable de las comunicaciones con el Salem y el CECOP y que fuera diferente del Director de Emergencia (Director de la central), pese a que se solicitó por el CSN en repetidas ocasiones.

La labor del Director de Central, que también ostentaba la Dirección de la Emergencia estaba fundamentalmente dirigida al conocimiento de la situación, a la evaluación de la misma y a la toma de decisiones, dejando la función de comunicaciones en un segundo término, sin delegar la misma en ningún momento .

Esta situación dificultó enormemente las funciones del CSN y del Gobierno Civil.

Sin entrar en la cronología del incidente ni en los aspectos técnicos del mismo, de la actuación de la organización de Vandellós I desde el punto de vista de los planes de emergencia se puede destacar lo siguiente:

- En ningún momento se utilizó el Plan de Emergencia interior y así fue manifestado por el Director de la Central en la reunión mantenida con el grupo de inspectores del CSN, el día 20-10-89 en la propia central. No se remitió al CSN ni al CECOP ningún comunicado por escrito, siguiendo los formatos establecidos para situaciones de emergencia en el plan interior y en el PENTA. Tampoco se definió por parte de la central la categoría del suceso, de acuerdo a lo establecido en el Plan interior.
- De acuerdo con la información suministrada por la central en las primeras dos horas se consideró un suceso de categoría I (apartado 6.1 g. del Plan de emergencia interior) y procedía haber declarado fase de preemergencia, situación 0, según el PENTA.
- De la información obtenida posteriormente y en particular del estado operativo de determinados sistemas de seguridad, especialmente durante las primeras fases del incidente, el suceso debería haberse considerado como categoría II, (apartado 6.2.e del Plan de Emergencia Interior). Sin embargo, de la información proporcionada por la central en esas primeras fases, el CSN no pudo concluir que el suceso fuese de dicha categoría . Es de destacar que desde el punto de vista del PENTA las categorías I y II en los primeros momentos de la emergencia corresponden a una situación 0 y por tanto no procede ninguna medida de protección a la población. De forma preventiva hubiera podido recomendarse un control de accesos, que si bien no se declaró oficialmente con el PENTA, el Gobierno Civil lo realizó de forma parcial.
- La función de comunicaciones por parte de la central quedó muy relegada a un segundo término frente a las actividades de evaluación y actuaciones para hacer frente al incendio y llevar la central a parada segura. Esta situación pudo evitarse fácilmente, sin merma del objetivo fundamental de llevar la central a parada segura y evitar daños a los trabajadores y a la población en general, si el Director de la central hubiera delegado la función de comunicaciones en otra persona de la organización de Vandellós I.

2.8.2. Actuación de la organización de emergencia del CSN

A partir de la activación de cuatro personas responsables del CSN, desde las 22,11 horas tal y como se ha descrito anteriormente, se inicia la actuación de la organización de emergencia del CSN.

En particular el Jefe de Area de Licenciamiento, desde su domicilio, entró en comunicación telefónica con el CECOP de Tarragona donde confirmaron la noticia y manifestaron que habían declarado situación 0 del PENTA, intentó la comunicación con Vandellós I sin conseguirlo y entró en contacto con la sala de control de Vandellós II de donde se recibió un primer estado de la situación y se indicó que como en principio no se esperaban consecuencias radiológicas se localizara al Inspector Residente de Vandellós II para que se dirigiera inmediatamente a Vandellós I, y se pusiera en contacto con el Gobierno Civil por si requerían su presencia. Asimismo el Director Técnico y el Subdirector de centrales nucleares consiguieron contactar con Vandellós I y obtener una primera información de la situación en lo referente al incendio.

El inspector del CSN en Vandellós II fue localizado inmediatamente (22,25 horas) y a las 22.45 horas estaba presente en Vandellós I, ocupándose fundamentalmente de los aspectos radiológicos de la situación, siguiendo las actividades de Protección Radiológica de la central para el control de las diversas zonas a las que se accedió por personal de la central y personal de apoyo exterior.

Inmediatamente y en conversación telefónica con el Director Técnico, a la vista de que se desconocía la hora de inicio del incendio y su impacto sobre la central se decidió convocar a una parte de la organización de emergencia del CSN en el SALEM para seguir desde allí la evolución del incidente.

En este punto es necesario destacar que si la primera información de la central hubiera reflejado el estado de la misma, se hubiera convocado de inmediato a toda la organización de emergencia del CSN, cosa que no se hizo hasta minutos después de las 23 horas, una vez que estas 4 personas desde el Salem tuvieron información de que había "algunos problemas con la refrigeración del reactor".

Hacia las 23,10 horas se convocó en el Salem a los Jefes de los grupos operativo y radiológico, y posteriormente a diferentes componentes de los mismos, hasta quedar compuesta por las siguientes personas de la Dirección Técnica:

- Director de Emergencia (Director Técnico)
- Jefe del Area de Licenciamiento (responsable del SALEM)
- Grupo Radiológico
 - * Jefe del Grupo: Subdirector de Prot. Radiológica
 - * 2º Jefe del Grupo: Jefe de área de Prot. Radiológica
- Grupo de Análisis Operativo
 - * Jefe del Grupo: Subdirector de Análisis y Evaluaciones
 - * Experto en sistemas nucleares
 - * Experto en sistemas contraincendios

- Grupo de Apoyo
 - * Jefe del Grupo: Subdirector de Centrales Nucleares
 - * Jefe del Area de reactores BWR y Grafito-gas
 - * Jefe de Proyecto de Vandellós I

Desde los primeros momentos del incidente se mantuvo un contacto permanente con el Presidente y Consejeros del CSN a los que se tuvo puntualmente informados del transcurso del mismo presentándose el Presidente, el Vicepresidente y un Consejero en el Salem alrededor de la media noche.

Estas actuaciones, en su totalidad están de acuerdo con lo previsto en el "Plan de actuación del CSN para situaciones de emergencia en instalaciones nucleares, radiactivas y transportes", documento de organización de emergencia del CSN en vigor desde Julio de 1988.

En particular sobre la actuación de los diferentes grupos operativos del CSN, se puede destacar lo siguiente, sin insistir en aspectos ya descritos.

2.8.2.1. Grupo Radiológico

A instancias del Director de Emergencia en el SALEM, (Director Técnico del CSN), se activaron los medios técnicos para la evaluación rápida de una situación de emergencia (códigos de cálculo, mapas de la zona, etc) y se procedió a confirmar la ausencia de vertidos radiactivos al exterior, tanto mediante la información existente en el SALEM en ese momento como a través de los contactos telefónicos mantenidos con el Inspector Residente del CSN en Vandellós II destacado en la central.

Asimismo, se solicitó a la C.N. Vandellós II los datos meteorológicos existentes en ese momento, dada la pérdida de la capacidad de medida de estos datos en Vandellós I al quedar inoperantes los sistemas de transmisión de datos de la torre.

La evaluación de la situación y la evolución de la misma no aconsejaron la necesidad de incrementar los componentes de este Grupo, que quedó en situación de espera, confirmando a lo largo de la noche los datos meteorológicos y la normalidad de los datos de tipo radiológico recibidos tanto de Vandellós I como de Vandellós II.

2.8.2.2. Grupo Análisis Operativo (GAO)

Cuando el GAO se constituyó no se había recibido ninguna comunicación escrita de la central. Por tanto se estableció una comunicación telefónica. El interlocutor del GAO fue, salvo contadas excepciones, el Director de la Central. En base a la información recibida se llevaron a cabo las siguientes actividades:

- a) En relación con el suceso iniciador, se obtuvo información de la planta sobre el incendio y su localización aproximada. Con esos datos y una copia del informe de riesgos de fuego se identificó la zona y las cargas térmicas existentes. Dada la duración del incendio se consideró que se

había producido la combustión del aceite del tanque situado bajo el turbogruppo accidentado.

- b) En relación con el estado general de la planta se obtuvo información sobre los sistemas que estaban operando en la refrigeración del núcleo: dos turbosoplantes, dos cuartos de cambiador con sus bombas de agua de alimentación complementaria. A lo largo de la noche se tuvo noticia del problema de la inundación del edificio IPE - al fallar varias bombas de achique - y posteriormente de la Cava del reactor, relacionándolo en todo momento con el aporte de agua para la extinción del fuego lo que llevó a pensar que al finalizar el aporte de agua para extinción se detendría el aumento de nivel. Después pudo comprobarse la existencia de otras fuentes de aporte de agua que no fueron claramente comunicadas al GAO durante los contactos telefónicos con la central.
- c) En relación con las posibles degradaciones de la situación, y dado que ésta se hubiese degradado si se perdiesen las turbosoplantes, o aún sin perderlas, si se perdiesen las bombas de agua de alimentación complementaria, se preguntó por el estado en que se encontraban las dos soplantes funcionando, así como por el nivel de inundación en la cava y la altura de las bombas de agua de alimentación obteniéndose por respuesta a esta segunda cuestión que era un "nivel no deseado". No fue pues posible hacer una valoración precisa del riesgo de degradación de las condiciones de refrigeración.
- d) En relación con la disponibilidad de medios alternativos de refrigeración en caso de degradación o pérdida de los existentes y teniendo en cuenta que en, aproximadamente 8 horas el RAiE (cambiador de calor de parada) hubiera sido capaz de mantener la refrigeración del núcleo, se preguntó en repetidas ocasiones sobre el estado del mismo obteniendo primero la respuesta de que estaba preparado para funcionar, después que podía estar inundado al encontrarse en la cava pero podría ponerse en funcionamiento, para finalmente reconocer que estaba inundado y que las bombas no podían funcionar sumergidas. Esta información era necesaria en su momento para una correcta definición de la categoría de la emergencia.

Por otra parte, dada la precaria situación al disponer en la práctica de un único sistema para refrigerar el núcleo del reactor y conscientes de que su pérdida llevaría a una degradación más extensa se pidió a la central que explorase rápidamente las distintas posibilidades para disponer de otros medios alternativos de refrigeración en caso de fallo de las bombas de agua de alimentación complementaria. En concreto se pidió a la central que, a parte de la recuperación del RAiE, explorara el uso del sistema de agua de alimentación principal u otros que estimara oportunos. La central centró su actividad en el RAiE diciendo que creían tener repuestos, luego que no había repuestos pero que secarían los motores existentes, luego que, al comprobar que no funcionaban bien, que pondrían motores nuevos. No existió en la práctica una alternativa clara de refrigeración hasta la mañana del día 21, unas 36 horas después del inicio del suceso. Finalmente a partir de la tarde del propio día 21 estuvo disponible el sistema de ventilación en parada.

2.8.2.3. Grupo de Apoyo

Se aportó la documentación descriptiva de la central, análisis de riesgos de incendio y las consignas de explotación relativas a pérdidas de cuartos de cambiador. Manteniéndose diversas conversaciones telefónicas con el Director de la Emergencia.

Se redactó una nota informativa para su difusión a diversos Organismos españoles y extranjeros.

La información recibida fue siempre de forma verbal (telefónica, bien por teléfono punto a punto o bien por el teléfono normal). En ningún momento se recibió comunicación escrita

En resumen, una vez constituido el SALEM, las primeras informaciones recibidas presentaban la siguiente situación:

- Las turbosoplantes 3 y 4 están paradas y existen dudas sobre si están o no disponibles.
- El control de agua de alimentación al cambiador principal se efectúa en manual.
- Existe en la cava un nivel alto de agua (sin especificar).
- El cambiador de parada (RAiE) está preparado.

A partir de la 1:00 hora del día 20-10-89 el Inspector Residente confirmó la situación ya conocida e informó que no se había identificado ningún indicio de niveles de radiación fuera de lo normal en ningún monitor de área y que había pedido que se analizaran muestras del agua de la cava, confirmando que esta no presentaban indicios de radiactividad anormal.

Hasta las 2,20 min. no se tuvo conocimiento de que las bombas del RAiE estaban inundadas. En ese momento el incendio se consideraba sofocado y se informaba de que 2 turbosoplantes y 2 bombas de agua de alimentación complementaria estaban en servicio.

Hasta las 2,40 min. no se tuvo conocimiento de que las turbosoplantes 3 y 4 no eran recuperables.

2.8.3. Actuación de la organización del PENTA

En este apartado se refieren las actuaciones del Grupo Radiológico del PENTA, en que está incluido el CSN.

La primera notificación por parte del CECOP al CSN tuvo lugar un minuto después del aviso de la central.

Durante las dos primeras horas desde la constitución del Salem, la comunicación entre este y el CECOP fue fluida. Hay que destacar que la función soporte que el CSN realiza al Gobierno Civil está centrada en los aspectos radiológicos de la emergencia, por lo que el CSN mantuvo en todo momento informado al CECOP de que no había previsión de escapes de material radiac-

tivo y de que así se iba comprobando en la práctica por las lecturas de los monitores y la información recibida a través del Inspector Residente.

Entre el CSN y el Gobierno Civil todas las llamadas se realizaron por el teléfono punto a punto, sin ningún problema a lo largo del incidente.

De acuerdo con el PENTA el Gobierno Civil asumió la función de información local, tanto a los medios de comunicación como a la población a través de los canales establecidos (ayuntamientos, etc.). Via telefax, en el CSN se recibieron las diferentes notas de prensa que se emitieron por el Gobierno Civil.

Por último, cabe destacar que, desde el punto de vista operativo del PENTA, la consideración de un accidente como categoría I o II es indiferente puesto que es correcta la declaración de situación 0 en ambos casos. No obstante, si en las primeras horas del incidente se hubiera tenido un conocimiento preciso de la situación el CSN hubiese pedido al Gobierno Civil declarar preventivamente "situación 1" y realizar un control de accesos. La evolución posterior del incidente no hizo aconsejable tomar esta medida., para no alarmar innecesariamente a la población.

Es evidente que desde el punto de vista de valorar de forma adecuada la gravedad del incidente y de ir preparando el posible operativo de actuación por el Gobierno Civil la diferencia entre categoría I y el resto es fundamental ya que en categoría I no se prevén vertidos de material radiactivo en ningún caso y para el resto de categorías ni se contempla esa posibilidad.

A pesar de que el objetivo de este informe no consiste en realizar una valoración global de las actuaciones del PENTA, por no ser competencia del CSN, con vistas a proporcionar un conocimiento integral de la situación y las actuaciones de las organizaciones implicadas en el suceso a continuación se transcribe el apartado 3 del informe que el Excmo. Sr. Gobernador Civil de Tarragona envió al Gobierno y una copia del cual tuvo entrada en el CSN el 17 de enero de 1990.

En general el citado informe coincide en su designación y monograma con las ya expuestas por el CSN y en particular a continuación se describe el contenido del mismo en su apartado 3 "Activación del PENTA", en los puntos mas significativos del mismo.

En ningún caso se pretende aquí valorar las conclusiones que se desprenden del mismo.

ACTIVACION DEL PENTA

A las 21h. 44 min. seg. se recibe en el teléfono 008, tal como se refleja en Cronograma, una llamada anónima del núcleo urbano de L'Hospitalet del l, Infant próximo a la C.N. Vandellós I, comunicando que de ésta sale mucho humo. Inmediatamente, el Operador del 008, a través del teléfono "punto a punto se pone en contacto con la Central, que confirma la existencia de un inc, y solicita el aviso urgente a los bomberos, sin precisar mas información. A minutos se recibe una segunda llamada anónima que alerta sobre gran de humo en la Central. Inmediatamente después de comunicar con el Control de la Central de Bomberos, que manifiesta tener conocimiento del

incendio, el da cuenta del incidente al Jefe de los Servicios Provinciales de Protección Civil, que se desplaza inmediatamente a las instalaciones de Protección Civil. Desde aquí contacta a través del "punto a punto" con la C.N Vandellós, tras varios intentos sin respuesta, y con SALEM, confirmando el incendio. Seguidamente informó al Gobernador Civil, quien ante la inexistencia de información suficiente decreta la activación del PENTA, en Situación O. Se procede a la localización de los Jefes de Grupo y el Asesor del Director del Plan.

Activación Grupos de Acción

La constitución del CECOP se realiza de forma rápida, personándose en la Sala de Coordinación Operativa el Jefe del Grupo Sanitario, el Jefe del Grupo Logístico y el Segundo Jefe del Grupo Radiológico, dado que el Jefe de este Grupo el Inspector Residente del CSN en la C.N. Vandellós II, se dirige a la Central incidentada, por indicación del propio CSN.

Con la presencia, además, del Jefe de los Servicios Provinciales de Protección Civil y personal auxiliar, el CECOP queda constituido alrededor de las 22 h. 42 min.

Actuación CECOP

Una vez constituido, el CECOP trata de hacerse una idea de lo que ocurre, solicitando información al Director de la Emergencia en la Central y al SALEM, a través del teléfono "punto a punto".

La primera impresión que se recibe de la Central es de que se trata de un incendio, localizado en el turbogrupa nº 2, circunstancia que ya era conocida, y que existen dificultades para su extinción. Se confirma, asimismo, el disparo del reactor.

El SALEM, por su parte, da una información coincidente con la de la Central, y manifiesta que se irán manteniendo contactos continuos. En ese momento, el PENTA está activado en Situación O, como medida preventiva.

Desde este instante, se inicia un turno continuo de consultas a la Central, efectuándose el seguimiento del incidente. A las 23:00 horas se contacta con el Inspector Residente del CSN, en Vandellós II, que se encuentra ya en la Central quien informa que el incendio aún no se halla sofocado. A las 23 : 33h. el responsable del Plan de Emergencia Interior de la Central Nuclear, informó a requerimiento del CECOP del Gobierno Civil, que la refrigeración del núcleo es discontinua. Inmediatamente se decide preparar un control de accesos a la zona, conocida desde el SALEM la dirección de vientos, estableciéndose la presencia de efectivos de la Guardia Civil en la autopista A-7 y en la carretera N-340. No se activa totalmente el control, a la espera de más información, y ante la no provisión de emisión radiactiva al exterior.

El SALEM confirma la situación anterior al poco tiempo y alrededor de las 24 h. comunica que la situación es estacionaria, manteniéndose la refrigeración del núcleo. Indica que existe una pequeña inundación en la zona del incendio, y que éste se mantiene controlado, aunque no extinguido.

A las 24:00 horas se recibe la llamada del Director de la Emergencia de la C.N., solicitando bombas de achique autónomas. El CECOP, a través del Jefe del Grupo Logístico localiza a distintas empresas suministradoras, y remite lo solicitado. Después de distintas comunicaciones que aportan datos tranquilizadores a la 1:00 h. el SALEM indica que el incendio se encuentra totalmente controlado, con previsión de que se consiga su total extinción hacia las 4:00 h de la madrugada. Con la llamada, a las 2:00 h., del Director de la Emergencia de la Central Nuclear, destacando la normalidad de la refrigeración del reactor, el Director del Plan y el CECOP se plantean la posibilidad de desplazarse a la Central. Se decide, finalmente, mantener al Jefe de los Servicios Provinciales de Protección Civil en el SACOP y el resto se desplaza al lugar del incidente.

Al llegar a la Central Nuclear se encontraban en ella el Honorable Consejero de Gobernación de la Generalidad de Cataluña y el Delegado del Gobierno de la Generalidad de Cataluña en Tarragona con los que se mantuvo un intercambio de impresiones.

La primera impresión recibida al llegar al emplazamiento es que el suceso ha revestido mayor gravedad que la supuesta. Se gira una visita muy breve a la Sala de Control, y se acuerda, con el Director de HIFRENSA, Director de la Central y Alcalde de Vandellós, comenzar la redacción de un primer informe, en la propia Central, al día siguiente.

Por último, a las 4:12 h., y ya en la sede del Gobierno Civil, el Director de emergencia de la Central Nuclear informa al CECOP que la situación está normalizada y que el reactor "se encuentra en parada segura", si bien el CSN exige disponer una tercera vía para refrigerar el reactor. Se estima, continúa, que para garantizar esta tercera alternativa pueden precisarse unas diez horas. En consecuencia, y de acuerdo con el SALEM, el CECOP se mantiene activado en situación O.

La finalización de la fase de preemergencia se produce la tarde del día 21, a indicación del SALEM.

Comunicación Central Nuclear-CECOP

La primera llamada que recibe el CECOP de la Central se produce, tal como se indica en el Cronograma, a las 00:01 h., solicitando bombas de achique autónomas. Recibe un total de cuatro llamadas desde la Central durante toda la noche; en ocasiones, y a llamada del CECOP, no se recibe respuesta, en concreto a las 23:48 h. y a las 00:41 h. El SALEM comentó también, en el transcurso de la emergencia, las dificultades para contactar a través del teléfono "punto a punto" con la Central.

Actuación del Gabinete de Información

Se emitieron un total de cinco Notas de Información en la noche del día 19. A las 22 h. 45 m., dando cuenta del incidente; a las 23:20 h., indicando que se aseguraba la refrigeración del núcleo; a las 00:50 h., con mención al control del incendio y a la inexistencia de vertidos radiactivos; a la 1:50 h. una narración algo mas extensa de los hechos conocidos hasta ese momento; y a las 4:20 h., que refleja la situación de la Central, en parada y con el núcleo en refrigeración.

Por último, el día 20 se convocó una segunda rueda de prensa, a las 18:00 h., con presencia de representantes del CSN, Ministerio de Industria y Energía y de la Empresa HIFRENSA, en la cual se facilitó a los Medios de Comunicación el informe elaborado en reunión conjunta a las 14 horas.

A las 18:30 h. del día 21, una postrera Nota Informativa comunica que, de acuerdo con el SALEM, se desactiva el CECOP, que permanecía aún en Situación 0.

3. EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LA C.N.VANDELLOS I

3.1. ANTECEDENTES

Las autorizaciones previa y de construcción de la C.N. Vandellós I datan de los años 1967 y 1968, respectivamente. El Permiso de Explotación Provisional (PEP) le fue concedido en 1972, habiéndole sido otorgadas, con posterioridad, diferentes prórrogas al mismo, así como distintas autorizaciones relativas a la gestión de sus residuos radiactivos, a determinadas modificaciones de diseño y a la tenencia y utilización de materiales radiactivos.

El 29 de Abril de 1982 se concedió a la central nuclear Vandellós I el Permiso de Explotación Definitivo (PED), especificándose en el mismo que tiene validez hasta el año 2003.

Las condiciones establecidas en el Permiso de Explotación Definitivo requieren del titular la implantación de un Programa de Garantía de Calidad, la implantación de un Sistema de Protección Física, la continua actualización de la documentación oficial de explotación y de los criterios de Seguridad Nuclear y de Protección Radiológica y el establecimiento de programas de reentrenamiento y actualización de conocimientos del personal de explotación.

El seguimiento del cumplimiento del condicionado del Permiso de Explotación Definitivo se intensificó a partir de 1986, habiendo sido el desarrollo en cada uno de los temas el siguiente:

a) Implantación del Programa de Garantía de Calidad

En Febrero de 1986, el CSN envió una carta a Hifrensa requiriendo la implantación del Programa de Garantía de Calidad. Después de diferentes cartas y reuniones CSN-HIFRENSA recordatorias, y de la Inspección del CSN efectuada los días 16 y 17 de Octubre de 1986 a la C.N. Vandellós I sobre el particular, el CSN remitió al M.I.E., con fecha 4/Febrero/87, una Propuesta de Sanción a la C.N. Vandellós I por incumplimiento de la Condición 7ª del P.E.D. Posteriormente a esto, Hifrensa envió al CSN una propuesta de Manual de Garantía de Calidad, siendo finalmente considerada aceptable por el Director Técnico del CSN la revisión 2 de Junio de 1987 del mismo, y a continuación, el CSN ha realizado diferentes inspecciones a C.N. Vandellós I durante los años 1987, 1988 y 1989 para supervisar la correcta implantación del programa.

b) Implantación de un Programa de Protección Física

Como consecuencia de la constatación por el CSN, durante la visita efectuada a C.N. Vandellós I el 29/Octubre/86, de que Hifrensa no había llevado a cabo la implantación de un Sistema de Protección Física, el CSN remitió al M.I.E., con fecha 4/Febrero/87, una Propuesta de Sanción a la C.N. Vandellós I por incumplimiento de la Condición 4ª del P.E.D. Seguidamente Hifrensa remitió al CSN una carta comunicando la incorporación del Jefe de Protección Física y más tarde, en 1988, el Proyecto del Sistema de Protección Física y el Estudio de Definición de Areas Vitales. Durante los años 1988 y 1989 el CSN ha realizado diferentes visitas a C.N. Vandellós I sobre el particular. En la actualidad el Sistema de Protección Física está completamente instalado y operativo.

c) Revisión de la documentación oficial de explotación

La C.N. Vandellós I presentó al CSN en 1983 la revisión de la documentación oficial de explotación requerida por el P.E.D. Con posterioridad la C.N. Vandellós I realizó diferentes revisiones de la misma. En la actualidad se cuenta con la revisión 1, de Febrero de 1989, del Manual de Protección Radiológica y la revisión 2, de Marzo de 1988, de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento evaluadas y en trámite de aprobación oficial. La revisión 1, de Octubre de 1988, del Plan de Emergencia Interior se encuentra en fase de evaluación por el CSN.

El Reglamento de Funcionamiento ha sido revisado y enviado recientemente por Hifrensa al CSN.

d) Establecimiento de Programas de reentrenamiento y actualización de conocimientos del personal de explotación

Se han realizado diversas auditorías sobre dichos programas. En concreto en mayo del 84 se supervisaron los programas de formación de nuevos operadores y del personal con licencia y la organización del departamento de formación de la central, en abril del 88 se auditó el simulador en el que los miembros con licencia de la central efectuaban ejercicios de reentrenamiento desde Marzo del 86 y finalmente en diciembre del 88 se analizó el programa de formación del personal de explotación y más en concreto el del personal candidato a la obtención de licencia de supervisor.

Como se ha mencionado, a requerimiento del CSN, el personal con licencia se reentrenaba anualmente en un simulador de la sala de control en Grenoble (Francia). Desde julio de 1989 un simulador similar opera en la central, con lo que el reentrenamiento puede hacerse de forma más intensa.

Es preciso mencionar que en lo que respecta a la Seguridad Nuclear, el diseño de la C.N. Vandellós I se llevó a cabo de un modo análogo al resto de las instalaciones nucleares de la época, siguiendo las buenas prácticas de ingeniería, pero en un momento en que la experiencia acumulada de explotación de Centrales Nucleares y el desarrollo, investigación y metodología en materia de Seguridad Nuclear estaban en sus inicios. Por otra parte, las propias sociedades de la época no eran tan sensibles y exigentes ante los problemas de seguridad de la población y de conservación del medio ambiente como lo son en la actualidad. Con todo, aquellas instalaciones se diseñaron con niveles de seguridad suficientes, como lo demuestra la práctica inexistencia de accidentes con repercusiones significativas para la población en el mundo occidental, aunque debe reconocerse, no obstante, que los niveles de seguridad de aquellas centrales no eran tan elevados como los que se obtienen aplicando los criterios actuales.

Es por esto, que el 3 de marzo de 1986 la Dirección Técnica del CSN requirió a Hifrensa, como asimismo lo había requerido a otras centrales españolas de su generación, que revisase en profundidad la seguridad de la Central Nuclear Vandellós I, presentando esta en el plazo de tres meses un anteproyecto de programa de reevaluación de la seguridad (PRS). El explotador reevaluación de la seguridad y el anteproyecto de dicho programa el 6 de agosto de 1986. El 12 de junio de 1986 el Pleno del CSN acordó requerir a

Hifrensa que continuase el proceso de reevaluación de la seguridad y que implantase, con carácter de urgencia, las cinco modificaciones ya realizadas o en fase avanzada de realización en la central de referencia Saint Laurent des Eaux. El Presidente del CSN comunicó, con fecha 16 de Julio de 1986, al Director General de la Energía, la imposición a la C.N. Vandellós I de un programa de reevaluación de la seguridad y el requerimiento, con carácter de urgencia, de la realización de las cinco grandes modificaciones acometidas por la central de referencia.

En junio de 1986, tuvo lugar una reunión entre la Dirección Técnica del CSN e Hifrensa sobre el programa de reevaluación de seguridad de la C.N. Vandellós I y las cinco grandes modificaciones de la central de referencia, indicando la Dirección Técnica del CSN que consideraba necesario que Hifrensa aumentase sus recursos materiales y humanos y asimismo, que el anteproyecto de las cinco modificaciones debería ajustarse lo más fielmente posible a lo realizado en la central de referencia para evitar retrasos en su implantación.

El 31 de octubre de 1986, tuvo lugar una reunión entre Hifrensa y la Dirección Técnica del CSN para tratar el alcance del anteproyecto del PRS y los anteproyectos de las cinco grandes modificaciones que habían sido presentados recientemente al CSN.

El 25 de noviembre de 1986 se mantuvo una reunión entre representantes del CSN y del SCSIN y del IPSN de Francia, así como se habían mantenido en 1985 y posteriormente en 1987 y 1989 reuniones relativas al programa de reevaluación de la seguridad de la central de Vandellós I y de su central de referencia.

En diciembre de 1986, el Presidente del CSN dirigió una carta a Hifrensa manifestando la preocupación existente en el Pleno del Consejo por la forma en que la C.N. Vandellós I estaba abordando la revisión de su seguridad, e imponiendo una serie de plazos referentes al programa de reevaluación de la misma y a las cinco grandes modificaciones, y requiriendo la mejora de los medios técnicos de Hifrensa. Dichos plazos fueron matizados, asimismo, por el presidente del CSN mediante una carta enviada al explotador el 5 de Marzo de 1987, en respuesta a una carta de Hifrensa fechada el 16 de enero de 1987, y posteriormente por la Dirección Técnica del CSN el 23 de Junio de 1987.

Hifrensa remitió al CSN el 7 de Abril de 1987 el documento "Criterios, Alcance y Normativa Contemplada en el PRS", y el 21 de Agosto de 1987 los "Informes Preliminares de Evaluación".

Las mencionadas cinco modificaciones son las siguientes:

- a) Instalación de las fuentes neutrónicas para comprobación de las cadenas de arranque. Dicha modificación consiste en la incorporación de un sistema en el núcleo del reactor, capaz de presentar a cada detector de las tres vías de arranque, una fuente de neutrones para comprobación, previa a la divergencia, de la disponibilidad de dichas vías de medida de la potencia neutrónica ante flujos muy débiles de neutrones. Fue realizada por C.N. Vandellós I en Febrero de 1987.

- b) *Instalación de falsas tulipas para impedir la posible obstrucción de canales de refrigeración.*

Consiste en disponer, sobre cada una de las tulipas verdaderas de los canales de refrigeración, una falsa tulipa cuyo borde almenado asegura, que aún en el caso de que se depositase sobre ella una chapa, existiría en el canal un flujo de CO_2 mínimo necesario para garantizar la refrigeración de los elementos combustibles. Llevada a cabo por C.N. Vandellós I en Mayo de 1988.

- c) *Protección contraincendios del edificio eléctrico.* Dicha modificación consiste en la mejora de la protección contraincendios del edificio eléctrico, con objeto de lograr, mediante la adopción de medidas complementarias de detección, extinción y confinamiento, la máxima independencia de las vías de soplado. El CSN ha englobado esta modificación dentro del área del Programa de Reevaluación relativa a los sistemas de protección contraincendios de toda la central, habiendo sido evaluadas las propuestas correspondientes por el CSN durante 1988 y transmitidos al explotador los requisitos derivados de dicha evaluación a comienzos de 1989.
- d) *Instalación de una cadena para la protección frente a inserciones de reactividad.* Esta modificación se refiere a la creación de seis zonas de temperatura de CO_2 a la salida del reactor, y al establecimiento, con una lógica 2 de 6, de un umbral de alarma para un determinado gradiente de temperatura y de un umbral de caída de barras para un gradiente mayor. Esta modificación no ha sido llevada a cabo por el explotador, que proponía una modificación de diseño alternativa, habiendo efectuado el CSN a Hifrensa durante 1988 diferentes recordatorios sobre el particular.
- e) *Adaptación del cambiador de parada como sistema de refrigeración de emergencia.* Dicha modificación tiene por objeto dotar a la central de un sistema alternativo de refrigeración, para el caso de pérdida total del soplado, debiendo este estar convenientemente dimensionado y ser totalmente independiente del sistema de refrigeración mediante soplantes, con objeto de que no pueda existir ningún fallo común que deje ambos sistemas fuera de servicio simultáneamente. El CSN ha aceptado durante 1989 el proyecto básico propuesto por el explotador y ha impuesto una serie de requisitos concernientes al proyecto de detalle. C.N. Vandellós I aún no ha remitido al CSN dicho proyecto de detalle.

El Programa de Reevaluación de la Seguridad requerido por el CSN a la C.N. Vandellós I, se concibe, de un modo análogo a los llevados a cabo por otras CCNN españolas de la misma generación, como una actividad minuciosa a desarrollar a medio plazo y tiene como objetivo una revisión en profundidad de la seguridad nuclear de la instalación, tomando en consideración, la experiencia acumulada durante la explotación, las modificaciones y acciones correctoras ya introducidas durante la vida de la central, los resultados de los Programas de Reevaluación de las centrales Uranio Natural-Grafito-Gas en el país de origen del proyecto, el grado de cumplimiento de C.N. Vandellós I con los criterios y normativa sobre seguridad nuclear desarrollados con posterioridad a la fecha de construcción de la planta y aplicables a la misma, y la posibilidad de utilización de los Análisis Probabilísticos de Seguridad para la identificación y valoración de modificaciones.

El CSN había requerido ya, con anterioridad, a las demás centrales nucleares españolas de la misma generación, la realización de un programa de reevaluación de la seguridad, cuyo desarrollo hasta su implantación total ha supuesto varios años.

Siguiendo las directrices establecidas por el CSN, HIFRENSA elaboró y remitió a éste, en Agosto de 1986, una propuesta de Programa de Reevaluación de la Seguridad de C.N. Vandellós I, que recogía una selección entre los temas tratados generalmente en los programas de evaluación sistemática de la seguridad de las centrales nucleares de la NRC, efectuada teniendo en cuenta las peculiaridades del diseño de las centrales grafito-gas y los Programas de Reevaluación llevados a cabo en las centrales análogas en el país de origen de la tecnología.

El alcance de la reevaluación, que tiene una extensión mayor de la llevada a cabo en el país de origen del proyecto, fue analizado por el CSN, comunicándole seguidamente a HIFRENSA sus conclusiones sobre las áreas relativas a la seguridad de la central que deberían ser reevaluadas y requiriendo la presentación, para cada una de dichas áreas, de una definición de alcance, criterios y normativa a aplicar, en primer lugar, y posteriormente, de una propuesta concreta de desarrollo, en cada caso, de la reevaluación, teniendo en cuenta los criterios y normas aplicables.

A comienzos de 1988, el CSN analizó la conveniencia de contar con el asesoramiento del Organismo técnico del país de origen del proyecto encargado de la realización de las evaluaciones de seguridad de las centrales UNGG (entre otras), para el desarrollo del Programa de Reevaluación de la Seguridad de la C.N. Vandellós I. La negociación del CSN con el Institut de Protection et de Sûreté Nucleaire (IPSN) de un Acuerdo Particular de Colaboración comenzó seguidamente, siendo éste firmado el 1 de Julio de 1988. Las primeras peticiones de trabajo (que se refirieron al proyecto básico de la modificación del cambiador de parada y a los "Informes Preliminares de Evaluación") fueron cursados el 17 de Octubre de 1988. En los primeros meses de 1989, se recibieron del IPSN el Rapport DAS nº 549, referente a la modificación del cambiador de parada, y el Rapport DAS nº 579, referente a los "Informes Preliminares de Evaluación", manteniendo el CSN seguidamente con Hifrensa reuniones para transmitirle las conclusiones de las evaluaciones correspondientes. Durante 1988, a la espera de recibir los informes de evaluación encargados al IPSN, el CSN resolvió internamente algunas de las evaluaciones, transmitiendo al explotador las conclusiones del análisis de las propuestas presentadas por el mismo en las áreas relativas a Consignas de Operación de Emergencia, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Protección contra Incendios y Cualificación Ambiental de Equipos.

Por otra parte, la Dirección Técnica del CSN requirió a la C.N. Vandellós I, en 1986, en el marco del Plan de Revisión de los Sistemas de Tratamiento y Almacenamiento de Residuos Radiactivos de las Centrales Nucleares Españolas, que presentase un plan de acción para sus residuos radiactivos sólidos que mejorase la calidad de los productos del acondicionamiento de los mismos. Durante los años 1986, 1987, 1988 y 1989 el CSN ha mantenido diferentes reuniones con Hifrensa y ha efectuado diversas inspecciones a la C.N. Vandellós I con objeto de agilizar el desarrollo por parte del explotador del mencionado plan.

Asimismo, el CSN remitió a Hifrensa en Julio de 1986 el "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España", aprobado por el Pleno del CSN en Junio de ese mismo año, y posteriormente, en Febrero de 1989, requirió al explotador que le comunicase la situación en que se encontraban las diferentes actividades preparatorias de la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad.

Durante el período comprendido entre 1986 y 1989, el CSN ha comunicado a Hifrensa, al tiempo que efectuaba el seguimiento operacional de la C.N. Vandellós I, su preocupación por la forma en que ésta estaba abordando las mejoras de la seguridad requeridas, mencionadas anteriormente, así como la necesidad de que el explotador dispusiese de los medios técnicos requeridos al efecto, imprescindibles para que Hifrensa pudiese garantizar la seguridad operacional de la C.N. Vandellós I independientemente del Programa de Parada de las centrales grafito-gas establecido en el país de origen de la tecnología.

3.2. RECONSIDERACION DEL PROGRAMA DE REEVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LA C.N. VANDELLOS TENIENDO EN CUENTA LA EXPERIENCIA DERIVADA DE INCIDENTE OCURRIDO EL 19 DE OCTUBRE DE 1.989

En las conclusiones del Informe Preliminar del CSN sobre el Incidente del 19 de Octubre de 1989 en la C.N. Vandellós I se exponía, entre otras consideraciones de importancia, que dos de las cinco grandes modificaciones requeridas por el CSN a la C.N. Vandellós I (mejora de la protección contraincendios para garantizar la máxima independencia de las vías de soplado y utilización del circuito RAiE como sistema de refrigeración de último socorro), guardan una relación directa con las consecuencias del incidente ocurrido, pudiendo decirse lo mismo de diversos aspectos del Programa de Reevaluación de la Seguridad, y que por esto, puede afirmarse que la evolución del incidente habría sido diferente en caso de haber estado implantados ambos programas.

Coherenemente con el razonamiento anterior, el mencionado informe establecía también el requisito consistente en que para garantizar la seguridad operacional de la C.N. Vandellós I, si es que procediera que ésta volviese a entrar en funcionamiento, sería preciso que el explotador hubiese llevado a cabo, previamente, las grandes modificaciones que aún le quedan por realizar, así como las que se deriven del Programa de Reevaluación de la Seguridad.

El incidente del 19 de Octubre de 1989 ha ofrecido, por otra parte, una experiencia de considerable valor acerca del comportamiento de los diferentes sistemas de la central ante situaciones postuladas tradicionalmente a nivel teórico, tales como incendio e inundación y sus consecuencias asociadas: pérdida del sistema de aire comprimido, pérdida de tensión de mando, inhabilitabilidad de la sala de control...

Los Programas de Reevaluación de la Seguridad de las Centrales Nucleares Españolas se han realizado sin que signifiquen un cese en la explotación de las mismas, no obstante se ha detenido su funcionamiento, el tiempo imprescindible para la realización de las modificaciones estimadas necesarias como consecuencia de estos programas, aprovechando para ello, las paradas de recarga que se han prolongado durante el tiempo requerido para acometerlas. Dichos programas han consistido en una mejora de sus garantías de seguridad mediante la aplicación de la metodología de los Programas de Evaluación Sistemática de la Seguridad de las centrales nucleares desarrollados por la NRC, lo que en ciertos casos conduce a realizar modificaciones sobre las estructuras, sistemas y componentes de la instalación. En el caso de la C.N. Vandellós I, el Programa de Reevaluación fue concebido según la metodología anteriormente descrita, adaptada teniendo en cuenta las peculiaridades del diseño de las centrales grafito-gas y los programas de reevaluación de la seguridad llevados a cabo con las centrales análogas en el país de origen de la tecnología y posteriormente ha sido reconsiderado, como consecuencia del incidente y de la parada cautelar impuesta a la central (suspensión Condición 3ª. del PEP).

Este programa de reevaluación se ha visto alterado, presentándose la posibilidad de acometer la incorporación de nuevos sistemas y las modificaciones que implica de una forma global, antes de una posible vuelta a operación de la Central, permitiéndolo integrar en un único proceso planificado el diseño,

la instalación y las pruebas funcionales, y facilitándose de este modo el control que ejercería el CSN sobre las fases citadas.

En el análisis global de la seguridad de C.N. Vandellós 1 que se realiza en este informe se contemplan, junto con las áreas incluidas originariamente en el Programa de Reevaluación, la incorporación de las grandes modificaciones pendientes y otras actividades dirigidas a mejorar las condiciones de seguridad y protección radiológica.

Dado que C.N. Vandellós 1 tiene suspendida la operación a potencia en base a la Resolución del Ministerio de Industria y Energía, se considera que una hipotética vuelta a operación está condicionada al cumplimiento de los criterios y requisitos que se contienen en los diferentes apartados del punto 3º. de este informe.

El titular debería, por tanto, presentar un informe final de evaluación que recogiera en detalle las modificaciones y estudios necesarios para la actualización de la seguridad cumpliendo todos los criterios y requisitos incluidos en el citado punto 3º.

Las modificaciones antes aludidas entrarían por su gran magnitud en el supuesto del artículo 35 del RINR que impone para las mismas un trámite similar al de las autorizaciones de puesta en marcha (Capítulo V).

La aplicación del Capítulo V del RINR supondría la siguiente tramitación:

Se debería presentar una solicitud de Permiso de Explotación Provisional. Esta solicitud debería sustentarse en la identificación y descripción de las modificaciones que se proponen para cumplir las exigencias de seguridad que se requieren en el momento actual.

- El artículo 26 establece además que la obtención del Permiso de Explotación Provisional precisa la presentación de un programa de pruebas nucleares y de revisiones actualizadas de los siguientes documentos: Estudio de Seguridad, Reglamento de Funcionamiento, Especificaciones de Funcionamiento, Plan de Emergencia Interior y Estudio de Participación Nacional en la Construcción.
- La concesión del PEP estaría condicionada a la culminación de un proceso de evaluación y seguimiento de la ejecución de las modificaciones, conforme a lo establecido en el artículo 29 y al ejercicio de las facultades del CSN y del Ministerio de Industria y Energía, en cuanto a inspecciones, apreciación favorable de diseños, homologación de fabricantes y montadores, etc.
- El PEP facultaría para la realización del programa de pruebas nucleares aprobado y para la explotación experimental de la planta en el plazo que estipulase, según el artículo 30. Además incluiría los límites y condiciones de seguridad aplicables a la nueva fase.

El Programa de pruebas nucleares citado constaría de dos fases, una primera precritica que incluiría la comprobación funcional de todos los sistemas modificados o que se pudieran ver afectados por las modificaciones; su apreciación favorable permitiría alcanzar la criticidad del reactor y continuar con la segunda fase de pruebas con el reactor a potencia.

3.3. CRITERIOS GENERALES APLICABLES A LA EVALUACION DE SEGURIDAD DE LA INSTALACION

Una reevaluación en profundidad de la seguridad de la instalación debe ser precedida del establecimiento de los criterios de aceptación aplicables a la misma.

En agosto de 1986 HIFRENSA presentó una propuesta de Programa de Reevaluación de la Seguridad de la central, en la que se establecen los criterios de seguridad aplicables a dicha reevaluación.

Los criterios presentados se basaban fundamentalmente en la regulación y normativa nuclear de los EE.UU, incluyendo partes del Apéndice A del 10CFR50, Guías Reguladoras de la NRC, Standard Review Plan, Código ASME, normas IEEE, etc., así como algunas referencias a la normativa del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

En su conjunto suponía una colección de regulaciones y normas suficientemente completo como para concretar los criterios aplicables a la reevaluación propuesta.

Estos criterios y el capitulado presentado se aceptaron en principio como punto de partida para la reevaluación, a expensas de una redefinición posterior, que como resultado de las propias evaluaciones pudiera producirse.

La reevaluación se presentaba parcelada en 54 temas, que cubrían con alguna excepción, los sistemas y aspectos de la seguridad de la planta. El alcance de la evaluación ahora planteada, se ha incrementado según se expone en el punto 3.2.

Los criterios de seguridad que se van a exponer, son aplicables a estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, entendiendo como tales los que realizan las siguientes funciones:

- 1) Mantener la integridad de la primera y segunda barrera (límites de confinamiento) en condiciones normales y en caso de accidentes postulados.
- 2) Llevar el reactor a parada segura y mantenerlo en este estado en condiciones normales y en caso de accidentes postulados.
- 3) Reducir el riesgo de accidentes que pueden dar como resultado dosis al exterior o al personal de la planta, superiores a las admisibles, o efectos sobre equipos de seguridad superiores a las consideradas en su diseño.

Los criterios de seguridad que se presentan a continuación, se basan principalmente en los criterios generales de diseño de centrales nucleares, incluidos en el "Código sobre seguridad de las centrales nucleares: Diseño" de la OIEA, en su revisión de 1989.

Se ha tenido asimismo en cuenta los criterios del Apéndice A del 10CFR50 de los EE.UU. La normativa y regulación que se recoge y que desarrolla dichos criterios es la publicada en dicho país, puesta al día en sus revisiones más actualizadas.

Los criterios del Apéndice A del 10CFR50 son aplicables de forma específica a las centrales nucleares de agua ligera, si bien en el preámbulo de dicho apéndice se indica que pueden servir de guía en la aplicación a otro tipo de centrales.

Así, en relación con la tecnología de reactores grafito-gas son de aplicación prácticamente directa los relativos a fenómenos naturales, protección contra incendios, cualificación ambiental y proyectiles, diseño del reactor, sistemas eléctricos, sistemas de protección y control, sistemas de refrigeración de componentes y control del combustible y de la radiactividad. Otros criterios, por el contrario no son directamente aplicables como son los relativos a la barrera de presión, y al sistema de contención. Para estos temas se han empleado los criterios del OIEA mencionados, y el documento nº. 75 de la Serie de Seguridad del OIEA, INSAG-3 "Principios básicos de seguridad para centrales nucleares" para introducir el empleo de análisis probabilísticos de seguridad como metodología para demostrar el cumplimiento de los objetivos de seguridad.

Para las soluciones alternativas que se presenten a la normativa que se cita para el cumplimiento de estos criterios, deberá justificarse la obtención de un nivel de seguridad equivalente.

1) Diseño para lograr la fiabilidad de sistemas y componentes

Deben existir diversas medidas de diseño, que pueden adoptarse si es necesario en combinación, para conseguir y mantener la fiabilidad requerida en armonía con la importancia de las funciones de seguridad que se han de realizar en tres escalones de defensa: impedir la desviación respecto al funcionamiento normal; detectar e interrumpir las desviaciones respecto al funcionamiento normal para evitar que los transitorios operacionales previstos se agraven para convertirse en condiciones de accidente; prever equipo y procedimientos adicionales para controlar las condiciones de accidentes resultantes.

Aunque no es posible expresar objetivos cuantitativos universales en lo que respecta a los requisitos particulares de fiabilidad en cada escalón de defensa, es evidente que conviene hacer el máximo hincapié en el primer escalón.

Como orientación, o para aplicar como criterios de aceptación convenidos con el órgano reglamentador, pueden establecerse límites máximos de indisponibilidad para ciertos sistemas de seguridad a efectos de garantizar la fiabilidad requerida para la realización de las funciones de seguridad.

Redundancia

La redundancia, esto es el uso de conjuntos de equipos en número mayor que el mínimo necesario para realizar una función determinada de seguridad, es un valioso principio de diseño a fin de mejorar la fiabilidad de los sistemas de importancia para la seguridad. La redundancia permite soportar el fallo o la no disponibilidad de un conjunto de equipo sin pérdida de la función.

Por ejemplo, se pueden prever tres o cuatro bombas para una función determinada, aunque dos de ellas basten para realizar esa función. Para los fines de la redundancia, se pueden emplear componentes idénticos o diversos.

Criterio del fallo único

Se dice que un conjunto de componentes satisface el criterio del fallo único cuando puede seguir cumpliendo su función aún en el caso de que se produzca un fallo único aleatorio que se supone que ocurre en cualquier parte de ese conjunto. Los fallos que resulten como consecuencia del fallo único supuesto se consideran parte integral del fallo único.

El criterio del fallo único se aplicará a cada grupo de seguridad incorporado en el diseño de la central, entendiéndose por grupo de seguridad el conjunto de componentes que realiza todas las funciones necesarias para que en el caso de que se produzca un suceso iniciador postulado (SIP) no se rebasen los límites especificados para tal suceso en la base de diseño.

Para comprobar que una central nuclear se ajusta al criterio del fallo único se analizarán los pertinentes conjuntos de componentes de la manera descrita a continuación. Se supondrá que se produce un fallo único (y los consiguientes efectos de tal fallo) sucesivamente en cada uno de los elementos de un conjunto hasta que se hayan estudiado todos los fallos en ese conjunto. Los análisis de cada conjunto pertinente se realizarán en secuencia hasta que se hayan estudiado todos los conjuntos y todos los fallos. Durante el análisis de un fallo único no se supondrá en ningún momento que se produce más de un fallo aleatorio.

La central nuclear se ajustará al criterio del fallo único si cada grupo de seguridad cumple sus respectivas funciones cuando se le aplican los análisis arriba indicados, teniéndose en cuenta los efectos del SIP sobre el grupo de seguridad analizado.

Al llevar a cabo el análisis de un fallo único puede resultar innecesario suponer el fallo de un componente pasivo diseñado, fabricado, inspeccionado y mantenido en servicio con un muy elevado nivel de calidad. Sin embargo, cuando se supone que un componente pasivo no falla, tal supuesto analítico deberá justificarse teniendo en cuenta el periodo total de tiempo a partir del suceso iniciador que dicho componente se mantendrá en servicio.

El funcionamiento indebido deberá considerarse como un modo de fallo.

En los casos siguientes se justifica la inaplicabilidad del criterio del fallo único:

- i) SIP muy raros,
- ii) consecuencias muy improbables de los SIP,
- iii) retirada del servicio durante breves periodos de ciertos componentes para su mantenimiento, reparación o pruebas periódicas.

Pueden exigirse requisitos adicionales respecto a la redundancia o diversidad de ciertos sistemas de seguridad. Esos requisitos adicionales pue-



den basarse en consideraciones tales como el uso de componentes con diversas funciones de seguridad o que combinen tales funciones con otras no relacionadas con la seguridad, la posibilidad de fallos debidos a causa común y la limitación de la efectividad de los ensayos periódicos.

Diversidad

La fiabilidad de algunos sistemas puede acrecentarse aplicando el principio de la diversidad para reducir la eventualidad de ciertos fallos debidos a causa común. Se recomienda examinar las causas de esos eventuales fallos para determinar dónde se puede aplicar de manera efectiva el principio de diversidad.

La diversidad se aplica a los sistemas o componentes redundantes que realizan la misma función de seguridad introduciendo en ellos características diferentes. Estas características pueden ser principios diferentes de funcionamiento, variables físicas diferentes, condiciones diferentes de funcionamiento, la producción por fabricantes diferentes, etc.

Si se recurre a la diversidad, deberá tenerse cuidado de garantizar que toda medida de diversidad adoptada logra realmente el aumento deseado de la fiabilidad en el diseño una vez ejecutado. Por ejemplo, para reducir la posibilidad de fallos debidos a causa común, el autor del diseño deberá examinar las medidas aplicadas de diversidad para detectar rasgos comunes en los materiales, componentes y procesos de fabricación, o sutiles analogías en los principios de funcionamiento o en los dispositivos auxiliares comunes. Si se utilizan componentes o sistemas diversos, debería existir una garantía razonable de que dichas adiciones suponen un beneficio general, teniendo en cuenta las desventajas, tales como la complicación adicional en los procedimientos de funcionamiento, mantenimiento y ensayo o el consiguiente uso de equipo de fiabilidad inferior.

Independencia

La fiabilidad de los sistemas puede mejorarse aplicando los siguientes principios de independencia en el diseño:

- Mantener la independencia entre los componentes de sistemas redundantes;
- Mantener la independencia de los componentes de los sistemas y los efectos de los SIP; por ejemplo, un SIP no deberá causar el fallo o la pérdida de efectividad de un sistema de seguridad o una función de seguridad que se requiera para mitigar ese suceso;
- Mantener la independencia apropiada entre los sistemas o componentes de diferentes clases de seguridad,
- Mantener la independencia entre los elementos de importancia para la seguridad y los que no sean importantes para la misma.

La independencia en el diseño de los sistemas se consigue recurriendo al aislamiento y a la separación física.

i) Aislamiento funcional

El aislamiento funcional se utilizará para reducir la probabilidad de una interacción perjudicial entre el equipo y los componentes de sistemas redundantes o conexos, que resulta el funcionamiento normal o anormal o del fallo de cualquier componente de los sistemas.

ii) Separación física y disposición de los componentes de la central

Deberá recurrirse, en la medida de lo posible, a la disposición de los sistemas y a un diseño que adopte los principios de separación física para lograr una mayor certeza de que se conseguirá la independencia, particularmente en relación con ciertos fallos debidos a causa común. Estos principios son en particular:

- separación por geometría (distancia, orientación, etc)
- separación mediante barreras
- separación mediante una combinación de ambos tipos de medidas.

La elección de los medios de separación dependerá de los SIP considerados en la base de diseño, por ejemplo, efectos de incendios, explosiones de naturaleza química, impactos de aeronaves, proyectiles, inundaciones, temperatura, humedad, etc., según corresponda.

En una central hay ciertas zonas que tienden a ser centros naturales de convergencia de equipo o cableado de distintos grados de importancia para la seguridad. Ejemplos de tales centros pueden ser las zonas de penetraciones, centros de control de motores, cámaras de tendido de cables, salas de equipo, salas de control y las computadoras empleadas para los procesos de la central. En la medida de lo posible, deberán adoptarse disposiciones apropiadas para evitar en dichas zonas fallos debidos a causa común.

Diseño según el principio del "fallo sin riesgo"

Cuando sea factible, se recomienda introducir el principio del "fallo sin riesgo" en el diseño de los sistemas y componentes de importancia para la seguridad de la central nuclear, es decir, en caso de fallar un sistema o componente la central debería pasar a un estado seguro sin que sea necesario iniciar ninguna acción.

Servicios auxiliares

Los servicios auxiliares necesarios para mantener un estado seguro de la central pueden incluir la electricidad, agua de refrigeración, aire u otros gases comprimidos, medios de lubricación, etc. Los servicios auxiliares que trabajen para el equipo que forma parte de un sistema de importancia para la seguridad se debería considerar como parte de dicho sistema. Su fiabilidad, redundancia, diversidad, independencia y dotación de dispositivos de aislamiento y ensayo de su capacidad funcional deberán estar en armonía con la fiabilidad del sistema al que prestan servicio.

Fallos debidos a causa común

El fallo de ciertos dispositivos o componentes en la ejecución de sus funciones puede ocurrir como resultado de un suceso o causa únicos de carácter específico. El suceso o causa puede ser una deficiencia en el diseño, un defecto de fabricación, un error de funcionamiento o de mantenimiento, un fenómeno natural, un suceso imputable al hombre, una saturación de señales, alteración de las condiciones ambientales, o un efecto fortuito de repercusiones múltiples resultante de cualquier otra operación o fallo en la central. En la medida de lo posible, deberán adoptarse en el diseño disposiciones apropiadas para minimizar dichos efectos.

Averías del equipo

Al diseñar una central nuclear y sus sistemas de seguridad con vistas a un funcionamiento fiable, deberán tenerse en cuenta las averías del equipo. También deberá tomarse en consideración la repercusión de las labores previstas de mantenimiento, ensayos y reparación sobre la fiabilidad de cada sistema individual de seguridad. Si el grado de fiabilidad resultante es tal que el sistema no cumple ya los criterios de su diseño y funcionamiento, la central nuclear deberá pararse o ponerse en situación de seguridad si el componente temporalmente fuera de servicio de que se trata no puede sustituirse o repararse dentro de un período determinado. Este plazo y las medidas a tomar se definirán previamente en cada caso antes de poner en funcionamiento la central nuclear, mediante el establecimiento de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

2) Diseño para optimizar la actuación de los operadores

Por razones de seguridad, las zonas y los ambientes de trabajo del personal del emplazamiento deberán diseñarse de acuerdo con los principios ergonómicos.

Se deberá incluir en el proceso de diseño la consideración sistemática de los factores humanos y la interfase hombre-máquina.

En la sala de control el operador deberá disponer de presentaciones visuales claras de los parámetros que indiquen la situación presente de todos los equipos y sistemas necesarios para lograr en forma coordinada las funciones de seguridad. Se deberán adoptar medidas análogas en puestos complementarios de control.

El establecimiento de principios de diseño para la presentación visual de información y para los controles se facilita si se considera que el operador tiene una función doble: la de un gerente de sistemas, incluyendo la gestión de accidentes, y la de un operador de equipo.

En su función de gerente de sistemas el operador necesita información que le permita:

1) Evaluar fácilmente el estado general de la central sea cual fuere la situación en que se encuentre, a saber, funcionamiento normal, un incidente operacional previsto o una condición de accidente, y confirmar que se

están realizando las acciones automáticas de seguridad previstas en el diseño.

2) Determinar las acciones apropiadas, iniciadas por el operador, que convenga adoptar.

En su función de operador de equipo, el operador necesita información sobre los parámetros correspondientes a los distintos sistemas y equipos de la central.

El diseño deberá encaminarse a promover el éxito de las acciones del operador teniendo en cuenta el tiempo disponible, el medio físico previsto y la presión psicológica. Conviene reducir al mínimo la necesidad de que el operador intervenga en breves plazos de tiempo. Se recomienda tener en cuenta en el diseño el hecho de que tal intervención solo es aceptable cuando el autor del diseño pueda demostrar que el operador tiene tiempo suficiente para decidir y actuar, que la información que necesita forzosamente el operador para basar su decisión de actuar se presenta de manera simple e inequívoca, y que es aceptable el ambiente físico existente a continuación del suceso en la sala de control o en el puesto complementario de control y en el acceso a dicho puesto de control.

NORMATIVA APLICABLE

- STANDARD REVIEW PLAN

7.5 "Safety Related Display Instrumentation"

- REGULATORY GUIDES

1.97 Rev. 3 "Instrumentation for Light-Water-Cooled NPP to Assess Plant Condition During and Following an Accident".

IEEE 497-181 "Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Station".

3) Normas y registros de calidad

Las estructuras, sistemas y componentes que sean importantes para la seguridad estarán diseñadas, fabricadas, montadas y probadas de acuerdo con las normas de calidad que estén en consonancia con la importancia de las funciones de seguridad que deben realizar.

Los códigos y normas utilizados reconocidos universalmente, estarán identificados y evaluados a fin de determinar su aplicabilidad, idoneidad y suficiencia y se suplementarán y modificarán cuando sea necesario a fin de asegurar una calidad en consonancia con la función de seguridad requerida.

Estará establecido un programa de garantía de calidad a fin de suministrar la garantía adecuada de que dichas estructuras, sistemas y componentes realizarán satisfactoriamente sus funciones de seguridad.

Los Registros apropiados del diseño, la fabricación, el montaje y las pruebas de las estructuras, sistema y componentes importantes para la seguridad se mantendrán controlados.

NORMATIVA APLICABLE

- Guías de Seguridad del CSN, sobre garantía de calidad
- Guías O.I.E.A. sobre garantía de calidad
- Código ASME secciones II, III, V, IX y XI; Code Cases.
- Normas IEEE nucleares
- Normas ACI nucleares
- Guías reguladoras de la NRC relacionadas con el diseño, fabricación, montaje e inspección de componentes, sistemas y estructuras nucleares.

4) Bases de diseño para la protección contra los fenómenos naturales

Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad estarán diseñados para resistir los efectos de los fenómenos naturales tales como terremotos, tornados, huracanes, inundaciones, tsunami y seiches, sin perder su capacidad para realizar sus misiones de seguridad.

Las bases de diseño para estas estructuras, sistemas y componentes deben reflejar:

- 1) Consideraciones apropiadas del más severo de los fenómenos naturales que han sido históricamente registrados, con suficiente margen que tenga en cuenta la precisión limitada, cantidad y periodo de tiempo con los que fueron acumulados los datos históricos.
- 2) Combinaciones apropiadas de los efectos de las condiciones normales y de accidentes con los efectos de los fenómenos naturales .
- 3) La importancia de las funciones de seguridad que deben cumplir.

NORMATIVA APLICABLE:

Código 50-C-S y guías de la serie 50-SG-S del OIEA

Diseño sísmico:

10 CFR 100, Appendix A. "Seismic and Geologic Siting Criteria for Nuclear Power Plants".

STANDARD REVIEW PLAN

- 2.5.1. "Basic Geologic and Seismic Information"
- 2.5.2. "Vibratory Ground Motion"
- 3.7.1. "Seismic Design Parameters"
- 3.7.2. "Seismic System Analysis"
- 3.8.1. "Concrete Containment"
- 3.8.4. "Other Seismic Category I Structures"
- 3.8.5. "Foundations"

US NRC REGULATORY GUIDES

- R.G.-1.29 "Seismic Design Classification"
 R.G.-1.60 "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants".
 R.G.-1.61 "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants".
 R.G.-1.92 "Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis".

5) Protección contra incendios

Los sistemas, componentes y estructuras importantes para la seguridad estarán diseñados y localizados para minimizar de forma consistente con otros requisitos de seguridad, la probabilidad y los efectos de los incendios y las explosiones. Se utilizarán materiales incombustibles y resistentes al fuego siempre que sea posible, en toda la central, y particularmente en lugares tales como los límites de confinamientos, y la sala de control. Se diseñarán y suministrarán sistemas de detección y lucha contra incendios, que sean apropiados en capacidad y eficacia, a fin de minimizar los efectos adversos de los incendios en las estructuras, sistemas y componentes, importantes para la seguridad.

NORMATIVA APLICABLE:

10 CFR 50, Appendix R, "Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979".

STANDARD REVIEW PLAN

SRP 9.5-1 & APENDICE A BTP CMEB 9.5-1 (julio 81) "Fire Protection for Nuclear Power Plants".

US NRC REGULATORY GUIDES

R.G.-1.120 "Fire Protection Guidelines for Nuclear Power Plants".

GUIAS DE LA OIEA

50-SG-D2 "Protección Contra Incendios en Centrales Nucleares"

ANSI/ANS 51.1 - 1983 "Nuclear Safety Criteria for Design"

6) Bases de diseño ambientales y contra proyectiles

Los sistemas, estructuras y componentes, importantes para la seguridad estarán diseñados para acomodarse a los efectos de, y para ser compatibles con las condiciones ambientales, asociados con la operación normal, el mantenimiento, las pruebas y los accidentes postulados. Estas estructuras, sistemas y componentes estarán protegidas de forma adecuada contra los efectos dinámicos, incluyendo los efectos de proyectiles, latigazos de tuberías, y descargas de fluidos que pueden resultar de fallos de los equipos y de acontecimientos exteriores a la central nuclear.

NORMATIVA APLICABLE**Diseño contra proyectiles****Guía del OIEA**

50 SG D4 "Protección contra proyectiles internos y sus efectos secundarios en centrales nucleares" del OIEA.

50 SG S5 "Sucesos exteriores imputables al hombre en relación con el emplazamiento de centrales nucleares".

STANDARD REVIEW PLAN

- 3.5.1.1. "Internally Generated Missiles (Outside Containment)"
- 3.5.1.2. "Internally Generated Missiles (Inside Containment)"
- 3.5.1.3. "Turbine Missiles"
- 3.5.1.5. "Site proximity missiles"
- 3.5.1.6. "Aircraft Hazards"
- 10.2. "Turbine Generator"
- 3.5.3. "Barrier Design Procedures"
- 3.6.1. "Plant Design for Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment"
- 3.6.2. "Determination of Break Locations and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping".

US NRC REGULATORY GUIDES

R.G.-1.115 "Protection Against Low - Trajectory Turbine Missiles"

Cualificación ambiental

10CFR50.49 "Environmental qualification of electric equipment important to safety for nuclear power plants"

7) Inundaciones Internas

Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad estarán adecuadamente protegidos contra los efectos de inundaciones derivadas de posibles roturas, grietas en tuberías y fallos de recipientes o tanques que contengan agua.

NORMATIVA APLICABLE:**STANDARD REVIEW PLAN**

Branch Technical Position MEB 3-1, "Postulated Break and Leakage Locations in Fluid System Piping Outside Containment".

3.4.1. "Flood Protection".

Branch Technical Position ASB 3-1, "Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment".

US NRC REGULATORY GUIDES:

R.G.-1.102 "Flood Protection for Nuclear Power Plants".

ANSI/ANS - 58.2 "Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against Effects of Postulated Pipe Rupture".

8) Diseño del reactor

El núcleo del reactor y los sistemas asociados de refrigeración, control y protección deben ser diseñados con margen apropiado para asegurar que los límites de seguridad del combustible no se excedan durante ninguna condición de operación normal incluidos aquellos transitorios con una probabilidad de ocurrencia de una vez o más durante la vida de la central (transitorios operacionales previstos).

Los componentes que forman parte del núcleo del reactor y otras estructuras internas se diseñarán y montarán de tal modo que resistan las cargas estáticas y dinámicas previstas en las situaciones operacionales y en condiciones del accidente de manera que quede garantizada en todo caso la parada del reactor en condiciones de seguridad y la refrigeración del núcleo.

El núcleo del reactor y los sistemas asociados de refrigeración deben diseñarse de forma que en el rango de operación a potencia, el efecto neto de las características de realimentación inherente tienden a compensar cualquier incremento rápido de reactividad.

El núcleo del reactor y los sistemas asociados de refrigeración, control y protección deben diseñarse para asegurar que las oscilaciones de potencia que puedan dar lugar a condiciones en las que se excedan los límites de seguridad del combustible, son detectadas y suprimidas de forma rápida y fiable.

NORMATIVA APLICABLE

GUIAS DEL OIEA

50-SG-D14 "Diseño para la seguridad de los núcleos de reactores de centrales nucleares"

Código ASME II, III, V y IX; Code Case N47

9) Instrumentación y control

Debe dotarse a la central de instrumentación para vigilar variables y sistemas en un rango previsto de operación normal, de transitorios operacionales previstos y para condiciones de accidentes. Las variables y sistemas a vigilar son las que pueden afectar al proceso de fisión, a la integridad del núcleo del reactor y de la barrera de presión del reactor, y a los medios de confinamiento de los materiales radiactivos. Deben existir adecuados medios de control para mantener estas variables y sistemas dentro de sus rangos límites de operación.

NORMATIVA APLICABLE

GUIAS DEL OIEA

50-SG-D8 "Sistemas de instrumentación y control de centrales nucleares".

STANDARD REVIEW PLAN

7.1 "Instrumentation and Controls"

REGULATORY GUIDES

R.G. 1.153 "Criteria for Power, Instrumentation, and Control Portions of Safety Systems".

R.G. 1.152 "Criteria for Programmable Digital Computer Systems Software in Safety-Related Systems of Nuclear Power Plants".

10) Sistemas de protección y de control de la reactividad

El sistema de protección del reactor debe diseñarse para:

1) Iniciar automáticamente la operación de los sistemas apropiados, incluidos los sistemas de control de la reactividad, para asegurar que los límites de seguridad del combustible no se superen en los transitorios operacionales previstos, y.

2) Detectar condiciones de accidente e iniciar la operación de sistemas y componentes que mitiguen sus consecuencias.

El sistema de protección debe diseñarse con alta fiabilidad funcional y, a menos que la fiabilidad pueda comprobarse por otros medios, existirá posibilidad de prueba en servicio. La redundancia e independencia del sistema debe ser suficiente para asegurar que:

1) Ningún fallo único puede dar lugar a la pérdida de la función de protección.

2) La retirada de servicio de cualquier componente o canal no da lugar a la pérdida de la mínima redundancia requerida. Debe permitirse la prueba periódica o la comprobación de su funcionalidad cuando el reactor esté en operación.

Los efectos de fenómenos naturales y de condiciones de operación normal, mantenimiento, prueba y accidentes postulados sobre canales redundantes no darán lugar a la pérdida de la función de protección. Deben emplearse en lo posible técnicas de diseño como la diversidad funcional o la diversidad de componentes o de principios de operación para prevenir la pérdida de la función de protección.

El sistema de protección debe diseñarse para que falle en un estado seguro cuando se experimenten condiciones de pérdida de energía (alimentación eléctrica o de aire) o de condiciones ambientales adversas.

El sistema de protección debe estar separado de los sistemas de control de tal modo que un fallo único no dé lugar a la pérdida de los requisitos de fiabilidad, redundancia e independencia del sistema de protección. La interconexión entre los sistemas de protección y control debe limitarse.

Los límites de seguridad del combustible no se excederán por una malfunción única del sistema de control de la reactividad como puede ser una extracción incidental de las barras de control.

Los potenciales cantidades y tasa de inserción de reactividad de los sistemas de control de la reactividad deben limitarse para que los accidentes de reactividad postulados no den como resultado: 1) daño en la barrera de presión del reactor mayor que una deformación localizada ó 2) una deformación del núcleo, estructuras soporte u otras estructuras internas tal que pueda disminuirse significativamente la capacidad de refrigerar el núcleo.

Se dispondrán sistemas adecuados de control de la reactividad para asegurar la capacidad de parar el reactor en las situaciones y condiciones de accidente y para mantener parado el reactor aun en condiciones de máxima reactividad del núcleo. La efectividad, rapidez de acción y márgenes de parada de dichos sistemas serán tales que no se excedan nunca los límites especificados aún suponiendo un fallo único.

Al juzgar la idoneidad de los sistemas de parada del reactor, deberá prestarse especial atención a los fallos que se pudieran producir en cualquier parte de la central a consecuencia de los cuales pueda quedar inoperante un sector de los sistemas de parada.

Los sistemas de parada deberán ser adecuados para impedir que el reactor alcance criticidad de manera incontrolada. Para ello se deberán tomar en consideración las operaciones deliberadas que aumentan la reactividad durante la situación de parada, conjuntamente con un fallo único.

Mediante el uso de instrumentos y la realización de ensayos se comprobará que los sistemas de parada funcionan de la manera debida.

Durante el funcionamiento normal a potencia de la central se podrá utilizar una parte de los sistemas de parada para fines de control de la reactividad y de la forma de flujo, si se mantiene en todo momento la capacidad de parada.

Debe analizarse el suceso improbable de fallo del sistema de parada automática del reactor cuando es requerido. Las consecuencias de este suceso pueden ser: un aumento excesivo de la reactividad, una presión excesiva del circuito primario de refrigeración, una temperatura excesiva del combustible u otra causa potencial de daño de la central. La central tiene que estar diseñada para que estos transitorios operacionales previstos sin parada rápida del reactor (ATWS) no contribuyan significativamente al riesgo. Esto se consigue, bien haciendo los accidentes suficientemente improbables o asegurando que en caso de que se produzcan, no darán como consecuencia un daño severo del núcleo.

NORMATIVA APLICABLE

GUIAS DEL OIEA

50-SG-D3 "Sistema de protección y dispositivos conexos en centrales nucleares".

STANDARD REVIEW PLAN

7.2 "Reactor Trip System"

7.3 "Engineered Safety Features Systems"

7.4 "Systems Required for Safe Shutdown"

US NRC REGULATORY GUIDES

R.G. 1.118 "Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems"

R.G. 1.22 "Periodic Testing of Protection Systems Actuation Function".

R.G. 1.47 "Bypassed and inoperable status indication for Nuclear Power Plant Safety Systems".

R.G. 1.75 "Physical Independence of Electric Systems".

R.G. 1.105 "Instrument Spans and Setpoints".

IEEE.338 "Criteria for Periodic Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems".

IEEE.379 "Application of the Single-Failure Criterion to Nuclear Power Generating Station Class 1E. Systems".

IEEE.384 "Criteria for independence of class 1E Equipment and Circuits".

11) Sistemas de suministro eléctrico

Se proveerán un sistema propio y un sistema exterior de suministro eléctrico que permitan el funcionamiento de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad. La función de seguridad de cada sistema (suponiendo que el otro sistema no está funcionando) debe suministrar suficiente capacidad de forma que (1) se asegure que los límites especificados aceptables de diseño del combustible y las condiciones de diseño de la barrera de presión del sistema del refrigerante del reactor no se sobrepasan como consecuencia de sucesos operacionales anticipados y (2) que el núcleo es refrigerado y se mantienen la integridad y otras funciones vitales en caso de accidentes postulados.

El suministro propio de electricidad, incluyendo las baterías y el sistema propio de distribución eléctrica, tendrán la suficiente independencia, redundancia y comprobabilidad, para realizar las funciones de seguridad en caso de fallo único.

El suministro eléctrico (desde la red eléctrica al parque de intemperie) se suministrará, salvo que se demuestre una tasa de fallo suficientemente baja, por dos líneas de transmisión físicamente independientes, diseñadas y situadas de forma adecuada para minimizar la probabilidad de fallo simultáneo bajo condiciones ambientales de operación y de accidentes postulados. Se dispondrá de dos circuitos físicamente independientes

desde el parque hasta el sistema de distribución eléctrica interior. Cada uno de ellos se diseñará para que esté disponible con el suficiente tiempo para seguir la pérdida de todas las fuentes de suministro de corriente alterna, interna y de la otra fuente de suministro eléctrico exterior, a fin de asegurar que los límites de diseño aceptables especificados del combustible y las condiciones de diseño del sistema del refrigerante del reactor no se sobrepasen.

Se tomarán medidas para minimizar la probabilidad de pérdida de suministro eléctrico de cualquiera de las restantes fuentes como consecuencia de, o coincidente con, la pérdida de suministro generado por la central, la pérdida de suministro por la red exterior, o la pérdida de suministro eléctrico interior.

Los sistemas de suministro eléctrico, importantes para la seguridad, se diseñarán de forma que permitan inspecciones y pruebas periódicas de las zonas y características importantes, tales como cables, aislamientos, conexiones, e interruptores para evaluar la continuidad de los sistemas y la condición de sus componentes. Los sistemas se diseñarán con la facultad de que puedan ser probados periódicamente (1) la operabilidad y actuación funcional de los componentes de los sistemas tales como fuentes interiores de suministro, relés, interruptores y barras eléctricas y (2) la operabilidad de los sistemas en su conjunto y bajo condiciones tan próximas como sea posible a las de diseño, la secuencia de operación total que lleva al sistema a operación, incluyendo la operación de porciones aplicables del sistema de protección, y la transferencia de potencia entre la central nuclear, el sistema exterior y el sistema interior de potencia.

NORMATIVA APLICABLE

STANDARD REVIEW PLAN

- 8.1. "Electric Power - Introduction
- 8.2. "Offsite Power System"
- 8.3.1. "A-C Power Systems (Onsite)"
- 8.3.2. "D-C Power Systems (Onsite)"

US NRC REGULATORY GUIDES

R.G.-1.6 "Independence Between Redundant Standby (Onsite) Power Sources and Between their Distribution Systems".

R.G.-1.32 "Criteria for Safety-Related Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants".

R.G.-1.41 "Preoperational Testing of Redundant On-site Electric Power Systems to Verify Proper Load Group Assignments".

R.G.-1.74 "Physical independence of Electric Systems"

R.G.-1.75 "Physical Independence of Electric Systems".

R.G.-1.93 "Availability of Electric Power Sources".

R.G.-1.118 "Periodic Testing of Electric Power and Protections Systems".

R.G. 1.128 "Design and Installation of large lead storage batteries for NPP".

IEEE-279 "Criteria for Protection Systems for Nuclear Power Generating Stations".

IEEE-308 "Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations".

IEEE-384 "Criteria for Independence for Class 1E Equipment and Circuits".

IEEE-338 "Criteria for Periodic Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems".

IEEE-450 "Recommended Practice for Maintenance, Testing, and Replacement of Large Lead Storage Batteries for Generating Stations and Substations".

IEEE-484 "Recommended Practice for Installation Design and Installation of Large Storage Batteries for Generating Stations and Substations".

12) Sala de Control

Se proveerá de una sala de control desde la que se lleven a cabo las acciones para operar la central con seguridad en condiciones normales y se pueda mantener en condiciones de seguridad en caso de accidente. Se dispondrá de una adecuada protección (habitabilidad) que permita el acceso a la estancia de la sala de control en condiciones de accidente, sin que el personal reciba una radiación superior a 5 rems en todo el cuerpo o su equivalente en cualquier parte del cuerpo, durante la duración del accidente, ni se vean sometidos a concentraciones de gases tóxicos que pueden impedirles realizar las operaciones necesarias.

En lugares adecuados fuera de la sala de control preferiblemente en un punto único efectivamente aislado física y eléctricamente de la sala de control, se dispondrá de dispositivos que garanticen el cumplimiento de los criterios aplicables de seguridad de este apartado en relación con la operación de los sistemas y componentes imprescindibles para llevar a cabo las funciones importantes de seguridad.

NORMATIVA APLICABLE

- GUIAS DEL OIEA

- 50-SG-D5 "Sucesos exteriores imputables al hombre en relación con el diseño de centrales nucleares".

- STANDARD REVIEW PLAN

6.4. "Control Room Habitability".

- US NRC REGULATORY GUIDES:

R.G. 1.78 "Assumptions for Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room During a Postulated Hazardous Chemical Release".

R.G. 1.95. Rev.1 "Protection of Nuclear Power Plant Control Room Operators Against an Accidental Chlorine Release".

13) Sistema de refrigeración del reactor

El sistema de refrigeración del reactor, sus sistemas asociados auxiliares y los sistemas de control y de protección se deberán diseñar con un margen de seguridad suficiente para que las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante del reactor no se sobrepasen en ninguna situación operacional. Si existen dispositivos de alivio de presión, su entrada en funcionamiento, incluso en condiciones de accidente, no deberá ocasionar fugas excesivas de radiactividad desde la central.

La barrera de presión del reactor debe ser diseñada, fabricada, instalada y probada de forma que tenga una extremadamente baja probabilidad de fuga anormal y de fallo catastrófico.

Se realizarán análisis para demostrar que las estructuras y componentes que constituyen la barrera puedan resistir los esfuerzos a que pueda verse sometidos durante operación, mantenimiento, pruebas y accidentes postulados, teniendo en cuenta las incertidumbres posibles en parámetros tales como: las propiedades de los materiales, los efectos de la irradiación, erosión, fatiga, química y posibles defectos ocultos durante la fabricación o instalación.

Los componentes contenidos en el interior de la barrera a presión del refrigerante del reactor se deberán diseñar de modo que se reduzca al mínimo la probabilidad de fallo y de los desperfectos resultantes sobre otros componentes del núcleo y sistemas de refrigeración asociados.

Durante la vida de la central debe verificarse la continua aptitud para el servicio de la barrera; comprobando para el caso de vasijas de presión de hormigón pretensado: el estado y la carga de los cables de pretensado, el estado del aislamiento, del revestimiento, del sistema de refrigeración del revestimiento y de las penetraciones y dispositivos de aislamiento.

Si el análisis de seguridad de la central nuclear indica que determinados fallos en el sistema secundario de refrigeración pueden tener consecuencias graves, deberá resultar posible inspeccionar las piezas correspondientes de dicho sistema.

Se deberán tomar disposiciones para mantener la cantidad y presión del refrigerante de modo que no se excedan los límites especificados en el diseño para ninguna situación operacional, teniendo debidamente en cuenta

los cambios volumétricos y las fugas. Los sistemas destinados a desempeñar esta función deberán poseer suficiente capacidad para cumplir este requisito.

Se deberán tomar disposiciones para depurar el refrigerante del reactor de sustancias radiactivas. La capacidad de los correspondientes sistemas se basará en los límites admisibles de fugas especificados en el diseño de combustible con un margen prudencial para asegurarse que la central puede funcionar con un nivel bajo de radiactividad en el circuito y que no se exceden los límites de liberación previstos.

NORMATIVA APLICABLE

ASME II, III, V, IX y XI; Code Cases
Normas ACI nucleares

GUIAS DEL OIEA

50-SG-D13 "Sistemas de refrigeración de los reactores y sistemas asociados de las centrales nucleares"

STANDARD REVIEW PLAN

- 3.8.1. "Concrete Containment"
- 3.8.4. "Other Seismic Category I Structures"
- 3.8.5. "Foundations"

14) Eliminación de calor residual del núcleo

Se deberá disponer de medios para eliminar el calor residual. La función de seguridad de éstos consistirá en transmitir el calor de desintegración de los productos de fisión y otros calores residuales del núcleo del reactor a una tasa tal que no se excedan los límites especificados en el diseño del combustible ni las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

Para que, en caso de fallo único, el sistema pueda desempeñar sus funciones de seguridad, se emplearán en medida adecuada la redundancia, la diversidad y características de diseño tales como interconexiones, detección de fugas y capacidad de aislamiento.

Los componentes importantes de los sistemas de evacuación del calor, tales como cambiadores de calor bombas y tuberías, deben poder ser inspeccionados periódicamente a fin de asegurar la integridad y capacidad del sistema.

NORMATIVA APLICABLE

GUIAS DEL OIEA

50-SG-D13 "Sistemas de refrigeración de los reactores y sistemas asociados a las centrales nucleares."

50-SG-06 "Sumidero final de calor y sistemas directamente relacionados de transferencia de calor para centrales nucleares"

15) Refrigeración de emergencia del núcleo

En caso de accidente, aun cuando la eliminación normal de calor falle y se pierda la integridad de la barrera de presión del reactor, deberá poder refrigerarse el núcleo para limitar así la fuga de productos de fisión.

Para que, aún en caso de fallo único y con alimentación eléctrica tanto desde fuentes exteriores como interiores puedan desempeñarse las funciones de seguridad, se emplearán, en la medida adecuada, la redundancia, la diversidad y características de diseño tales como interconexiones adecuadas, detección de fugas y capacidad de aislamiento.

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se deberá diseñar de modo que sea posible realizar las oportunas inspecciones periódicas de los componentes importantes y los ensayos periódicos adecuados para comprobar:

- 1) La integridad estructural y la estanqueidad de sus componentes.
- 2) La seguridad de funcionamiento y comportamiento en servicio de los componentes activos del sistema en condiciones de funcionamiento normal.
- 3) La seguridad de funcionamiento del conjunto del sistema en condiciones tan próximas a la base de diseño como sea posible, por ejemplo, realizando todas las secuencias operacionales que ponen el sistema en acción, incluido el funcionamiento de los sectores correspondientes del sistema de protección, el paso de los suministros eléctricos normales a los de emergencia, y el funcionamiento de los correspondientes elementos auxiliares del sistema de seguridad.

16) Límites de confinamiento de materiales radiactivos

Los medios para el confinamiento de los materiales radiactivos generados en el reactor deben ser tales que se limite la emisión de dichos materiales durante y después de condiciones de accidente, de forma que la exposición de la población en general y del personal en el emplazamiento se mantenga dentro de los límites que aseguren el cumplimiento de los objetivos de seguridad establecidos. (*)

(*) El objetivo de seguridad, en aquellos países que lo han cuantificado, es el de que la probabilidad de una emisión grande de radiactividad al medio ambiente, no debe superar un valor que se fija en la banda de 10^{-5} a 10^{-6} años⁻¹.

17) Agua de refrigeración de componentes importantes para la seguridad

Se dispondrá de un sistema que transfiera el calor de las estructuras, componentes y sistemas importantes para la seguridad, a un último sumidero de calor. La función de seguridad de este sistema será la de transferir las cargas combinadas de calor de estas estructuras, sistemas y componentes bajo condiciones normales y de accidente.

El sistema debe disponer de la suficiente redundancia, y capacidad de detección de fugas, interconexiones y capacidad de aislamiento para asegurar que tanto con alimentación eléctrica desde fuentes interiores como exteriores, se pueden completar las funciones de seguridad del sistema suponiendo un fallo único.

El sistema de agua de refrigeración se diseñará de forma que permita la inspección periódica de los componentes importantes, tales como cambiadores de calor y tuberías, para asegurar la integridad y capacidad del sistema.

El sistema de agua de refrigeración se diseñará de forma que permita las pruebas periódicas adecuadas de presión y funcionamiento para asegurar, 1) la integridad estructural de los componentes, 2) la operabilidad y funcionamiento de los componentes activos del sistema y 3) la operabilidad del sistema en conjunto bajo condiciones tan próximas a las de diseño como sea posible y el funcionamiento de toda la secuencia operacional que hace actuar al sistema.

NORMATIVA APLICABLE

- STANDARD REVIEW PLAN

9.2.1. "Station Service Water System".

9.2.5. "Ultimate Heat Sink".

18) Control de la radiactividad y del combustible

La central nuclear tendrá un diseño que incluya medios para controlar de forma adecuada la emisión de materiales radiactivos en forma de efluentes líquidos y gaseosos y manejar los desechos sólidos radiactivos producidos durante la operación normal del reactor, incluyendo los sucesos operacionales previstos. Se dispondrá de suficiente capacidad de almacenamiento para retener los efluentes líquidos y gaseosos que contengan materiales radiactivos, particularmente donde las condiciones desfavorables del emplazamiento impongan limitaciones operacionales especiales en relación con la emisión de tales efluentes al medio ambiente.

El sistema de almacenamiento y manejo de combustible, el de desechos radiactivos y otros sistemas que puedan contener radiactividad se diseñarán de forma que se asegure una protección adecuada durante las condiciones normales y en condiciones de accidentes postulados. Estos sistemas se diseñarán (1) con capacidad para permitir las pruebas e inspecciones de aquellos componentes importantes para la seguridad. (2) con el adecuado blindaje de protección radiológica, (3) con los adecuados sistemas de contención, confinamiento y filtrado y (4) con una capacidad de extrac-

ción de calor residual, que tenga la fiabilidad y posibilidad de prueba que refleje la importancia para la seguridad de dicha extracción de calor y (5) que evite una reducción significativa en el inventario de refrigerante del almacenamiento del combustible bajo condiciones de accidente.

Se evitará la criticidad durante el almacenamiento y manipulación del combustible, mediante sistemas o procesos físicos, preferiblemente utilizando configuraciones geométricas seguras.

Se dispondrá de sistemas apropiados, en el almacenamiento del combustible y sistemas de residuos radiactivos y áreas asociadas de forma que (1) se detecten las condiciones de las que puede resultar una pérdida de la capacidad de extracción de calor residual y niveles excesivos de radiación y (2) iniciar las apropiadas acciones de seguridad.

Se dispondrá de medios y medidas para supervisar la atmosfera de la zona de confinamiento, los espacios que contengan componentes para recircular los efluentes durante accidentes de pérdida de refrigerante, los caminos de las descarga de efluentes, así como los alrededores de la central, con el fin de conocer la radiactividad que puede ser emitida durante las operaciones normales, incluyendo los sucesos operacionales previstos y durante los accidentes postulados.

NORMATIVA APLICABLE

Manipulación del combustible

- STANDARD REVIEW PLAN

9.1.4. "Light Load Handling System (Related to refueling)".

9.1.5. "Overhead Heave Load handling systems".

- GUIAS DE LA OIEA

50-SG-D10 "Fuel Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants".

Almacenamiento de combustible irradiado

- 10CFR520.1 (c) "Standards for Protection Against Radiation".

- STANDARD REVIEW PLAN

9.1.2 "Spent Fuel Storage".

9.1.3 "Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System".

- US NRC REGULATORY GUIDES

8.8 C.2 "Information relevant to ensuring that occupational radiation exposures at Nuclear Power Stations will be as low as is reasonably achievable".

- GUIAS DE LA OIEA

50-SG-D10 (1984) "Fuel Handling and Storages Systems in Nuclear Power Plants".

Sistemas de tratamientos de desechos

- 10CFR20, "Standards for Protection Against Radiation".

- 10CFR50:

50.34a "Design Objectives for Equipment to Control Releases of Radiactive Material in Effluents Nuclear Power Reactors".

50.36a "Technical Specifications on Effluents from Nuclear Power Reactors".

Appendix I, "Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion As Low As Is Reasonably Achievable".

- STANDARD REVIEW PLAN

11.2 "Liquid Waste Management Systems".

11.3 "Gaseous Waste Management Systems".

11.5 "Process and Effluent Radiological Monitoring, Instrumentation and Sampling Systems".

- GUIA DE LA OIEA

50-SG-05, "Radiation Protection during Operation of Nuclear Power Plants".

19) Medios de emergencia y protección física

Toda central nuclear deberá tener salidas de emergencia señaladas de un modo sencillo, claro y duradero, con iluminación de emergencia fiable y todas las demás características de construcción esenciales para emplear dichas salidas con seguridad. Las salidas de emergencia se ajustarán a los requisitos de seguridad industrial, delimitación de zonas de radiación, protección contra incendios y seguridad física de la central.

Se dispondrán adecuados sistemas de alarma y medios de comunicación, de modo que todas las personas que se encuentren en la central pueden recibir aviso e instrucciones aun en condiciones de accidente.

En todo momento deberán quedar garantizada las comunicaciones necesarias para la seguridad, tanto dentro de la central nuclear como con el exterior. Este requisito se tendrá en cuenta en el diseño y en la diversidad de los sistemas de comunicación seleccionados.

Toda central nuclear deberá estar aislada de la zona circundante mediante una adecuada disposición de los elementos estructurales de forma que pueda controlarse permanentemente el acceso a sus instalaciones. En parti-

cular, en el diseño de los edificios y en la distribución del emplazamiento deberá prestarse atención a las medidas para impedir la entrada no autorizada de personas y mercancías a la central, y deberán adoptarse disposiciones para contar con personal y equipo de supervisión con ese fin.

NORMATIVA APLICABLE

GUIA 1.3 del CSN

STANDARD REVIEW PLAN

9.5.2. "Communication System"

9.5.3. "Lighting System"

13.3. "Emergency Planning"

13.6. "Industrial Security"

20) Análisis de Seguridad

Deberá efectuarse un análisis de seguridad del diseño de la central a fin de establecer y confirmar, mediante un proceso iterativo, la base de diseño de los elementos de importancia para la seguridad, y de cerciorarse de que el diseño global de la central puede satisfacer los límites prescritos y aceptables de dosis y emisiones de radiación fijados para cada categoría de situación de la central.

El análisis de seguridad de una central nuclear incluye los siguientes puntos:

- a) Demostración de que se satisfacen los límites y condiciones operacionales en el caso de funcionamiento normal de la central.
- b) Caracterización de los SIP que sean apropiados teniendo en cuenta el diseño de la central y su ubicación.
- c) Análisis y evaluación de las secuencias de sucesos resultantes de los SIP.
- d) Comparación de los resultados del análisis con los criterios de aceptación radiológica y con los límites de diseño.
- e) Establecimiento y confirmación de la base de diseño.
- f) Demostración de que es posible afrontar los incidentes operacionales previstos y las condiciones de accidente gracias a la respuesta automática de los sistemas de seguridad en combinación con las acciones prescritas del operador.

Deberá verificarse la aplicabilidad de los métodos de análisis. Se actualizará el análisis de seguridad del diseño de la central teniendo en cuenta los cambios de importancia que ocurran en la configuración de la central y la experiencia adquirida en la explotación.

Además del establecimiento de la base de diseño mediante el proceso descrito anteriormente, conviene considerar la probabilidad y las consecuencias de accidentes graves para:

- cerciorarse de que ningún accidente tipo se encuentre en el umbral de una repentina agravación de las consecuencias de los SIP.
- determinar elementos que puedan reducir la probabilidad de que se produzcan accidentes graves o mitigar las consecuencias de los mismos, y
- cerciorarse de que se han establecido procedimientos de emergencia adecuados.
- cerciorarse de que se cumplen los objetivos de seguridad establecidos en cuanto a protección del público y del medio ambiente.

NORMATIVA APLICABLE

GUIAS DEL OIEA

- Apéndice al 50-C-D "Código sobre la seguridad de las centrales nucleares: Diseño".
- 50-SG-D11 "Principios generales de diseño para la seguridad de las centrales nucleares".

3.4. EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE LAS DISTINTAS AREAS. **REQUISITOS EXIGIBLES**

A partir de los criterios contenidos en la Propuesta de Reevaluación presentada en agosto de 1988, se inició el reanálisis detallado de los actuales sistemas de la planta, condición que se considera imprescindible para redefinir su configuración definitiva.

El avance de esta reevaluación ha sido diferente para los distintos sistemas, encontrándose algunos en fase de conclusiones detalladas con propuestas de modificaciones y otros en fases menos avanzadas.

Para este trabajo se ha contado con la colaboración del "Institute de Protection et de Surete Nucleaire" (IPSN) del Comisariado de Energía Atómica de Francia, con el que se han mantenido numerosos contactos y reuniones. El IPSN elaboró el informe "Rapport DAS nº 579, Centrale Vandellós 1 (Espagne). Examen du programme de reevaluation de la surete", que ha sido utilizado como contribución importante por los expertos del CSN.

Una vez examinadas por el CSN las diversas propuestas presentadas en el programa de Vandellós 1 (Alcance, Criterios y Normas aplicables e Informes preliminares), según se recoge en los apartados de este punto., el titular deberá presentar un informe final que exponga detalladamente el cumplimiento de los criterios y requisitos de cada uno de los apartados citados. Este informe final estaba previsto en la concepción original del programa de actualización de la seguridad de la Central.

A continuación figuran las evaluaciones particulares de las diversas áreas analizadas, habiéndose establecido los siguientes apartados:

- a) Una consideración sobre su estado actual.
- b) Un breve análisis de seguridad de dicho sistema.
- c) Criterios, estudios o modificaciones aplicables a cada uno de ellos.

3.4.1. CLASIFICACION DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES

1. SITUACION ACTUAL

En el proyecto de Vandellós I no se estableció una clasificación de seguridad de estructuras, sistemas y componentes, por lo tanto el I.F.S. no la contiene.

Sin embargo, con motivo de la implantación del programa de Garantía de Calidad en la explotación, Vandellós I estableció en el Manual de Garantía de Calidad una lista de funciones definidas de "calidad vigilada" idénticas a la implantada por Saint Lauren des Faux.

El objeto de clasificar las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, es conseguir mediante el diseño, fabricación, montaje, inspección y pruebas de los mismos, un nivel de calidad de acuerdo con la importancia de las funciones de seguridad que realizan.

La clasificación propuesta por el titular en el Informe Preliminar de Evaluación está referida a las diferentes funciones operacionales de la Central, a diferencia de la práctica habitual en los informes de seguridad de las restantes centrales españolas en que se listan y categorizan estructuras, sistemas y componentes; de hecho, el enfoque operacional excluye la consideración expresa de los edificios y estructuras de seguridad.

Los criterios de clasificación utilizados por Vandellós I para considerar como de seguridad una determinada función han sido:

- A. Funciones que tengan como misión la integridad de la primera y segunda barrera (límites de confinamiento).
- B. Funciones principales o auxiliares que tengan como misión llevar al reactor a parada segura y mantenerlo en este estado.
- C. Funciones que tengan como misión prevenir o mitigar consecuencias de accidentes potenciales o que puedan dar como resultado dosis al exterior superiores a las admisibles.

En el Informe Preliminar de Evaluación se incluyeron nuevas funciones con respecto a la lista del Manual de Garantía de Calidad por considerarse que podrían ser de seguridad al serles aplicables alguno de los anteriores criterios.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Los criterios de clasificación empleados son similares a los utilizados en el resto de las centrales y por tanto se consideran aceptables. Del estudio detallado de las funciones se ha concluido la necesidad de ampliar el listado de funciones de seguridad propuesto, con las funciones que a continuación se citan que ya están así consideradas en la central de referencia:

ALO Telecomunicación

DSOE Distribución eléctrica de socorro-iluminación

DSOM	Distribución eléctrica socorrida: 115 V a equipamientos
DSOP	Distribución eléctrica socorrida: 115 V - distribución
DSOQ	Distribución eléctrica socorrida: 48 V - normal
DXiQ	Central auxiliar - alimentación en 48 V
EHIE	Cambiador
EHIV	Cambiador. Válvulas de seguridad
PTOE	Manipulación: Piscina MEC
PXOP	Central auxiliar: Alimentación
RROA	Almacenamiento de CO ₂ y circuitos anexos
SPOF	Estación de bombeo - filtración
STO/	Almacenamiento de combustibles irradiados
STOA	Almacenamiento de combustibles irradiados, alimentación eléctrica normal
STOB	Almacenamiento de combustibles irradiados, alimentación eléctrica socorrida

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

1. Se debe extender la clasificación a los edificios y estructuras que tienen funciones de seguridad o albergan sistemas de seguridad, a los que le serán aplicables los requisitos establecidos en el apartado 3.4.2.1.
2. A los sistemas y componentes que realizan las funciones contenidas en la lista citada en el apartado anterior se les aplicarán los criterios generales establecidos en el apartado 3.3. y adicionalmente los requisitos que aparecen en las evaluaciones específicas de este apartado 3.4. La forma en que se cumplan los criterios y requisitos citados se establecerá detalladamente en el Informe Final de Evaluación.

3.4.2. DISEÑO CONTRA FENOMENOS INTERNOS Y EXTERNOS

3.4.2.1. DISEÑO SISMICO ESTRUCTURAL

1. SITUACION ACTUAL

La situación actual relativa a los edificios de la central y en especial al cajón, se expone considerando el contenido del Informe Final de Seguridad de C.N. Vandellós I (IFS) y el Informe Preliminar de Evaluación (IPE) presentado por HIFRENSA.

El cajón es una estructura de hormigón pretensado que aloja en su interior el reactor y el circuito primario con sus cambiadores de calor.

Los criterios para su diseño son los de resistir la presión del CO₂ como refrigerante primario, hacer de blindaje biológico a la radiación y proporcionar la hermeticidad necesaria para el funcionamiento seguro del reactor.

Exteriormente, tiene forma de prisma recto hexagonal de 48,15 m de altura y 28,50 de doble apotema. La cavidad interior es un cilindro de revolución de eje vertical de 38,29 m. de altura y 19,05 m. de diámetro. Los espesores de las paredes son de 8,00 m en la base inferior, 5,66 m en la base superior y de 4,75 m a 8,95 en el fuste.

La obra se compone básicamente de una estructura de hormigón pretensado que cumple las funciones de asegurar la resistencia estructural necesaria y proporcionar la pantalla biológica adecuada; un dispositivo de estanqueidad consistente en una chapa de acero que reviste las paredes interiores del recinto y proporciona la hermeticidad del mismo frente al CO₂ a presión y una protección térmica interna que limita las temperaturas alcanzables en el hormigón y las pérdidas caloríficas del cajón.

El sistema de pretensado está constituido por un total de 3.766 cables distribuidos en ambas losas, formando 3 familias colocadas a 60 grados y en el fuste del prisma con una familia de cables verticales y 3 horizontales con un recorrido de 2/3 del contorno total.

El cajón está atravesado por numerosos orificios para la carga continua del combustible, la inserción de barras de control, las tuberías de los cambiadores de calor, las turbosoplantes, etc.

La losa superior soporta la máquina integrada del Dispositivo Principal de Manutención del Combustible (DPM).

El cajón tiene en el lado sur de su losa superior un voladizo que permite el acceso de la DPM al edificio de combustible y en la parte baja del fuste cuatro ménsulas que soportan las turbosoplantes.

El cajón está soportado por doce pilares independientes situados en su contorno de manera angularmente equidistante. La cimentación

superficial está constituida por doce zapatas independientes. La unión cajón-pilares es a través de placas de neopreno zunchado.

La piel de hermeticidad está formado por una chapa de acero de espesor variable entre 25 y 35 mm anclada al hormigón mediante pernos.

Entre el hormigón estructural y la piel de hermeticidad se ha dispuesto un calorífugo formado por bloques de hormigón poroso cubiertos con una envoltura metálica de protección que tiene la función de proteger térmicamente al cajón.

En lo que se refiere a los criterios de diseño del cajón tanto el IFS como el IPE indican que se han considerado las cargas debidas a presión y temperatura en condiciones normales de servicio, en condiciones de servicio excepcional y en condiciones de rotura aplicando los correspondientes incrementos.

Como fuerzas aplicadas se han considerado las cargas permanentes debidas al peso propio, la carga del postensado, el peso de los elementos internos y las reacciones en los apoyos. Se ha considerado también el peso del D.P.M. actuando en cualquier punto de la base superior, así como un vacío interior de 0,1bares, pero no se han tomado en cuenta las cargas sísmicas.

Las combinaciones de cargas estudiadas tienen en cuenta las distintas posibilidades de actuación conjunta de las cargas permanentes, las debidas al vacío interior o a la presión interna, al gradiente térmico y a la máquina de carga, y en ningún caso consideran las sísmicas.

El hormigón utilizado en la construcción del cajón, según se indica en la información de HIFRENSA, reúne unas buenas características de resistencia y elasticidad. Las tensiones admisibles que se han establecido son de 140 Kg/cm² a compresión y 14 Kg/cm² a tracción para servicio normal y de 210 Kg/cm² a compresión y 35 Kg/cm² a tracción para servicio excepcional. Estos valores pueden superarse en zonas concretas en las que se han dispuesto armaduras adicionales.

Los cables del sistema de pretensado están protegidos contra la corrosión por el mortero inyectado.

La friabilidad del hormigón poroso del calorífugo y su erosión consiguiente quedan bastante controladas por el recubrimiento metálico que limita la velocidad del CO₂ y las juntas filtrantes que retienen el polvo producido.

El cajón está dotado de un sistema de vigilancia y auscultación que tiene como finalidad proporcionar los datos necesarios que permitan comparar su comportamiento con las previsiones de cálculo, vigilar sus posibles movimientos con respecto a otros edificios e instalaciones y seguir la evolución de las condiciones de sollicitación y resistencia de la obra de manera que sea posible adoptar en el momento oportuno las medidas adecuadas para su correcto mantenimiento.

Este sistema está constituido por 150 testigos sonoros que miden deformaciones en puntos concretos del hormigón que permiten calcular las tensiones que soportan. Existen también 328 termopares situados en el exterior y en distintas zonas del hormigón del cajón que permiten conocer la temperatura en distintos puntos y vigilar los posibles sobrecalentamientos así como la evolución del gradiente térmico que es el responsable de una parte importante de las tensiones.

En 10 cables del sistema de pretensado se han colocado 14 dinamómetros que proporcionan información sobre su estado tensional.

Existen también cuatro péndulos situados en 4 aristas del cajón que permiten medir su inclinación y sus deformaciones transversales. Estos datos se completan con las mediciones topográficas de varios hitos fijos colocados en el cajón y su entorno.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

No existe una clasificación por categorías de los edificios, en relación con las funciones de seguridad que albergan, de manera que puedan establecerse los requisitos de resistencia al seísmo u otros que les sean aplicables.

Respecto al cajón hay que hacer notar que en su diseño no se han considerado las cargas debidas al seísmo, por lo que no puede predecirse su comportamiento en estas condiciones.

El I.P.E. indica que el diseño del cajón, es adecuado para cumplir las funciones de seguridad que se le asignan, es adecuado, aunque no es factible establecer con precisión el grado de cumplimiento de la normativa ya que fue proyectado y construido de acuerdo con unos criterios previos a la aparición de la reglamentación directamente aplicable a este tipo de estructuras, en Francia.

Esta afirmación se basa en que las hipótesis de cálculo parecen responder a las normas y recomendaciones de buena práctica de la ingeniería y a técnicas experimentadas de puesta en obra y calidad de los materiales. Asimismo hay que considerar que esta estructura es prácticamente igual que la de la central de referencia, salvo ligeras modificaciones en el sistema de pretensado.

En el IPE se afirma que la pérdida de tensión o rotura de algún cable de pretensado no produciría daños, dado que el sistema está sobredimensionado, pero no se cuantifica el número de cables en exceso ni los márgenes de tensión existentes sobre la mínima de proyecto.

En el IPE no se analizan los elementos desfavorables ya identificados en el IFS como son la existencia de tracciones mayores de las previstas en el hormigón de la cara externa, el debilitamiento de las cualidades del hormigón poroso debido a los ciclos de temperatura, las vibraciones producidas por las turbosoplantes sobre sus ménsulas y que se transmiten al resto de la estructura, etc.

Según se indica en el IPE el sistema de vigilancia y auscultación del cajón ha funcionado de manera correcta. La vigilancia de las temperaturas mediante los termopares se realiza de manera continua mediante el ordenador. Es la única indicación sujeta actualmente a consignas de manera que si se sobrepasan los valores predeterminados se activan medidas para restablecer los valores aceptables.

Del análisis de los distintos informes de datos obtenidos por los termopares que ha sido realizado por la empresa E.d.F. se deduce que se han registrado elevadas temperaturas en la losa inferior, con gradiente térmico negativo, que en el fuste, el gradiente térmico se invierte de acuerdo a ciclos estacionales y que en la losa superior es positivo.

Dado que las cargas debidas a los gradientes térmicos son importantes en el diseño de la estructura, estos valores deberán tenerse en cuenta en el correspondiente informe de diseño.

Los valores recogidos por los testigos sonoros no están sujetos a consignas ni límites. A lo largo del tiempo de explotación de la central se han perdido el 25% de ellos debido probablemente a sobretensiones en la zona baja del fuste y losa inferior. Como consecuencia de ello se han colocado 8 bases extensométricas en algunas aristas del cajón con objeto de determinar la evolución de las deformaciones en esta zona. Estos datos también deberán considerarse en el informe correspondiente.

Los dinamómetros instalados en los cables del sistema de pretensado recogen los valores de las tensiones a que están sometidos. Estos valores no están sometidos actualmente a consignas. Aunque en el IPE se afirma que están calculados los valores de tensión final no se indica cuáles son, ni los márgenes actuales. Según la evaluación realizada por E.d.F. la pérdida de tensión ha sido normal y está estabilizada actualmente.

Los péndulos situados en aristas del cajón han registrado una inclinación actual de 0,08 mm/m todavía muy alejada del cinco por mil fijado como valor máximo para el correcto funcionamiento del D.P.M. y otros dispositivos, por lo que no ha sido necesario actuar sobre los gatos hidráulicos instalados al efecto.

La variación del diámetro del fuste en función de la presión interna y el comportamiento ligeramente disimétrico de la losa inferior que se han observado durante la explotación, deberán ser tenidos en cuenta en los informes de diseño.

En 1983 se levantó un plano de fisuras existentes en el paramento externo y apoyos del cajón, cuya evolución debe controlarse.

Debe aceptarse que el comportamiento del cajón es parecido al seguido por los de centrales nucleares francesas dotadas de reactores similares.

3. CRITERIOS APLICABLES Y MODIFICACIONES Y ESTUDIOS A REALIZAR

Para realizar la reevaluación del diseño de las estructuras de la central sería conveniente aplicar los criterios contenidos en el Standard Review Plan, de una manera general, ya que no puede hacerse de una forma detallada porque la central no se proyectó con esta metodología que sólo es aplicable directamente a reactores de agua ligera. Debido a que en el diseño original, no fueron consideradas, deberán introducirse las cargas sísmicas que correspondan al seísmo que se defina como base de diseño.

Se deberá efectuar una comprobación frente al seísmo definido en el apartado 3.4.10.7. de los componentes de la central que participan en las funciones de seguridad y proponer las modificaciones que se detectaran como necesarias. Las modificaciones deberán efectuarse comenzando por los edificios y el cajón; si el comportamiento de estas es aceptable, se comprobarán los circuitos y en último lugar los otros componentes (equipos, rotativos, armarios eléctricos...).

Dentro del criterio de la evaluación del diseño estructural definido en el S.R.P. Se deben elaborar Informes de Diseño, para cada uno de los edificios y estructuras relacionados con la seguridad, entre los que actualmente se encuentran los siguientes:

- Edificio del reactor
- Cajón, incluidos sus apoyos y los componentes internos al mismo (apilamiento, estructuras soporte, cambiadores, etc.)
- Edificio de combustible irradiado (BCI)
- Edificio de piscinas, incluidos los contenedores y mecanismos de manejo bajo agua del combustible irradiado.
- Edificio de la instalación de producción de energía (IPE)
- Edificio de auxiliares eléctricos
- Edificio de la central auxiliar
- Estación de bombeo

Los informes de diseño deberán incluir detalladamente y de forma cuantitativa, los siguientes aspectos, cuando procedan:

1. Descripción estructural y geométrica

- 1.1. Dimensiones y Geometría estructural
- 1.2. Descripción de los principales elementos estructurales
- 1.3. Disposiciones en planta y en alzado
- 1.4. Características estructurales especiales (p.ej. DPM)

2. Características de los materiales estructurales utilizados en el diseño

- 2.1. Hormigón
- 2.2. Armaduras
- 2.3. Cables de postensado y anclajes
- 2.4. Estructuras metálicas
- 2.5. Acero de revestimiento

2.6. Terreno de cimentación

2.7. Elementos especiales

3. Cargas y combinaciones de carga

3.1. Cargas utilizadas. Descripción

3.2. Determinación de cargas dinámicas y transitorias. Conversión de cargas dinámicas en estáticas

3.3. Forma de aplicación a introducción de cargas en el análisis.

4. Diseño y análisis estructural

4.1. Descripción general de los cálculos

4.2. Descripción de los modelos de análisis estructural utilizados. Simplificaciones de la estructura. Discrepancias con la geometría real.

4.3. Programas de ordenador utilizados. Homologación de los programas.

4.4. Cálculos de estabilidad.

4.5. Técnicas y/o cálculos manuales

4.6. Descripción de aspectos de interés en el análisis y resolución de características especiales.

5. Resumen de resultados

5.1. Elementos o zonas críticas en el diseño frente a los diversos tipos de esfuerzos

5.2. Secciones estructurales requeridas y adoptadas en los elementos o zonas críticas.

5.3. Estados tensionales de trabajo frente a tensiones admisibles para cada tipo de esfuerzo en los elementos o zonas críticas.

5.4. Márgenes de seguridad.

6. Conclusiones sobre la seguridad de la estructura

- En el caso concreto del Informe de Diseño del cajón deberá tenerse en cuenta la existencia del DPM a efectos de cargas dinámicas, los efectos dinámicos de las estructuras internas, los resultados de los análisis de los datos del sistema de seguimiento y vigilancia del cajón, etc.

- El explotador deberá actualizar el programa de seguimiento y vigilancia del cajón estableciendo límites para valores de los parámetros vigilados que requieran la notificación al Organismo Regulador. Estos límites deben establecerse al menos para la tensión de los cables del pretensado, pérdidas de tensión por la retracción y fluencia del hormigón, las deformaciones axiales y diametrales del cajón y los asentos totales y diferenciales. Asimismo se deberá analizar la evaluación de estas variaciones dimensionales. Se deberá vigilar periódicamente la fisuración de los paramentos y su evolución y se analizarán las diferencias existentes entre las tensiones medidas en los cables de pretensado y las previstas por cálculo.

- **El Explotador deberá realizar la calificación sísmica de equipos mecánicos eléctricos y de instrumentación siguiendo una metodología adecuada, tal como la aplicada para la resolución del USI-A.48, que viene realizando el Seismic Qualification Utilities Group, de USA.**

3.4.2.2. INUNDACIONES INTERNAS

1. SITUACION ACTUAL

Un criterio general es que todas aquellas estructuras, sistemas y componentes cuyo fallo, originado por inundaciones procedentes de fuentes internas de la Planta, pueda comprometer la parada segura del reactor deben ser protegidos de tales efectos.

Su evaluación implica:

- a) Identificación de estructuras, sistemas y componentes, que han de ser protegidos contra inundaciones. Esto debe realizarse de acuerdo con el Standard Review Plan 3.4.1. Estas estructuras, sistemas y componentes coinciden con las que son objeto de protección frente a efectos de proyectiles y frente a efectos dinámicos producidos por rotura de tuberías.
- b) Análisis de las posibles fuentes de inundaciones internas, tales como, recipientes o tanques y tuberías cuyo fallo produciría un vertido significativo de agua. Los efectos de inundación por rotura de tuberías se determina de acuerdo con la Sección 3.6.1 del Standard Review Plan, donde figuran las hipótesis de puntos de rotura y grietas, valores de descarga, etc. Todo el estudio de rotura de tubería está recogido en el apartado "Efecto de rotura de tuberías".

En el estudio de los efectos de inundación, que se realizará sobre aquellos compartimientos donde se encuentran equipos relacionados con la seguridad, se tendrán en cuenta: drenajes y áreas de evacuación disponibles, tiempos de detección y actuación, caudales de descarga y barreras y la determinación de los niveles de agua alcanzados con sus consecuencias sobre equipos relacionados con la seguridad.

En el informe preliminar de evaluación realizado por HIFRENSA "Inundaciones internas", ha considerado la Planta dividida en las siguientes áreas:

Area 1	Locales de Tratamiento de CO ₂ . Planta 7.00
Area 2A	Edificio de Auxiliares Eléctricos. Planta 7.00
Area 2B	Edificio de Auxiliares Eléctricos. Plantas 14.00 y superiores
Area 3A	Edificio BCI (Edificio de Combustible Irrradiado), Plantas 3.50 y 7.00
Area 3B	Edificio BCI. Plantas 14.00 y superiores hasta 26.00
Area 3C	Edificio BCI. Plantas 26.00 y superiores
Area 4	Edificio de Piscinas
Area 5	Edificio del Reactor
Area 6	Edificio IPE (Instalación de Producción Eléctrica)
Area 7	Estación de Bombeo
Area 8	Central Auxiliar

Efectivamente, estas áreas abarcan todas las localizaciones de equipos y sistemas relacionados con la seguridad.

En la evaluación han tenido en cuenta las intercomunicaciones existentes entre estas áreas, y por tanto el posible efecto de inundación tanto del área considerada como de las áreas adyacentes por posible comunicación.

Como fuentes potenciales de inundación han identificado las siguientes funciones:

1. Función APiA: Agua de Alimentación Principal al Cambiador
2. Función AAiA: Agua de Alimentación Auxiliar al Cambiador
3. Función CXiA: Agua de Alimentación a Calderas Auxiliares
4. Función PPiX: Extracción Condensadores Principales
5. Función PAiX: Extracción Condensadores Turbosoplantes
6. Función GXiE: Extracción Condensadores Grupos Auxiliares
7. Función CPiR: Agua de Refrigeración Condensadores Principales
8. Función CAiR: Agua de Refrigeración Condensadores Turbosoplantes
9. Función GXiP: Agua de Refrigeración Grupos Auxiliares
10. Función SPOR: Refrigeración General con Agua de Mar
11. Función EDOR y EDOD: Refrigeración General con Agua Desmineralizada
12. Función RCOC: Refrigeración del Cajón
13. Función RAiE: Refrigeración Cambiador de Parada
14. Función STOR: Refrigeración de Piscinas
15. Función EXOE: Circuitos de Agua Sobrecalentada
16. Función CEO/: Circuitos de Agua Bruta
17. Función FEO/ y CIO/: Circuitos Protección Contra Incendios

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

En el informe de HIFRENSA "Inundaciones Internas", se encuentra bastante detallado el estudio de los riesgos de inundación en las distintas áreas y de él se desprende el siguiente análisis:

- Area 1 (Locales Tratamiento de CO₂. Planta cota 9.00)

La superficie total considerada es de 540 m² aproximadamente. La inundación más desfavorable es la originada por rotura de tubería de la función EDOR de 200 mm de diámetro, con un volumen de evacuación de 194 m³ en 30 minutos.

Con estos datos y considerando que existe evacuación exterior, mediante una puerta de acceso de 1 m de ancho, la altura mínima que los equipos de seguridad deben estar del suelo es de 0.3 m.

Por tanto, debe hacerse una verificación de los equipos localizados en este área, así como de la capacidad de evacuación por la planta de acceso.

- Area 2A (Edificio Auxiliares Eléctricos. Planta cota 9.00)

Esta área se considera una zona abierta ya que se comunica con el edificio IPE y con el exterior. Por tanto, la inundación originada por la rotura de tuberías de las funciones RCOC con SPOR, EDOR o Circuitos de Agua Dulce se evacúa a través del IPE y al exterior.

No obstante, en esta área existen componentes eléctricos y debe verificarse que no hay posibilidad de embalsamiento que pueda afectar a estos componentes.

- Area 2B (Edificio Auxiliares Eléctricos. Plantas cota 16.00 y superiores)

Todas las plantas de esta área son diáfanas y tienen como vía de evacuación común la escalera de acceso al lado sur, que evacúa al vial de EL.9.00.

La superficie de cada planta es de 1.000 m^2 . En el supuesto de una rotura de tubería de Protección Contra incendios, que es la que se considera que aporta mayor volumen con 214 m^3 , origina una altura máxima sin evacuación de 0,2 m.

Dada la existencia de componentes eléctricos en las distintas elevaciones, debe hacerse una verificación de la situación de los mismos.

En la sala de ventilación, por ser un local pequeño de 70 m^2 , la rotura en la función EXOE (volumen de aporte de 18 m^3) puede originar una altura de agua de 0,25 m. Se verificará los equipos de seguridad de la función Ventilación Sala Mando.

- Area 3A (Edificio Combustible Irradiado. Cotas 3.50 y 9,00)

Esta área está dividida en dos partes: Tratamiento de CO_2 (comunicado con la Cava a la EL.9.00) y Tratamiento Agua Piscinas (comunicado con la Cava a la EL.3.50).

En la parte de Tratamiento de CO_2 no hay equipo eléctrico ni funciones importantes, por tanto no existe riesgo frente a posibles inundaciones.

En la parte de Tratamiento Agua Piscinas, la superficie del local es de 200 m^2 , la inundación más desfavorable es la que proviene de la función SPOR (volumen de aporte de 423 m^3) con lo que el agua alcanzaría una altura de 2 m. Esta inundación inutilizaría las motobombas de la función STOD (Almacenamiento de Combustible Irradiado-tratamiento agua piscina). En el caso de mantenerse abierta la comunicación con la cava, la altura de agua alcanzaría 0,25 m.

Se debe verificar que los equipos eléctricos de seguridad están por encima de 0,4 m sobre el nivel del suelo y que la comunicación existente con la cava está abierta y permanecería así en caso de inundación.

- Area 3B (Edificio Combustible Irradiado. Cotas entre 16.00 y 28.00)

Tiene diversos comportamientos comunicados entre sí y con la cava y el edificio de Piscinas.

Dado que no existen líneas de agua y su comunicación con la cava es a la EL.9.00, no hay riesgo frente a posibles inundaciones.

- Area 3C (Edificio Combustible Irradiado. Cota 28.00 y Superiores)

El área está abierta al Edificio del Reactor, por tanto, cualquier avenida que tenga lugar verterá al final en la Cava.

- Area 4 (Edificio de Piscinas)

En esta área están las bombas de Tratamiento Agua de Piscina con una línea de cebado de 50 mm de diámetro; dado el diámetro de esta línea y las dimensiones del edificio, no se consideran que puedan producirse inundaciones inadmisibles.

- Area 5 (Edificio Reactor)

En la parte de la Cava, de este edificio, es donde se recogen todos los aportes que puedan producirse de las elevaciones superiores y las procedentes de las áreas anexas: Edificio BCI y Edificio IPE.

Dentro del edificio, la rotura más desfavorable es la del Agua de Refrigeración de Turbosoplantes, con un volumen arrojado de 1.260 m³ sobre un área de 1.850 m², con lo que se produciría una altura de agua de 0,7 m. Esto significa la inutilización de diversos equipos eléctricos de seguridad, como las bombas de agua de alimentación auxiliares y extracción de condensado. También afectaría a componentes de la refrigeración en parada (RAiE).

En la cava se puede producir una inundación más severa que la indicada en el punto anterior, procedente del edificio IPE, en el caso de que la puerta que comunica ambos edificios, a la elevación 3.50, se encuentre abierta. La experiencia del accidente del 19 de Octubre de 1989 demostró este suceso, ya que la rotura de dos juntas flexibles, en el circuito de agua de circulación del condensador del grupo GP2, se produjo una inundación de agua de mar, que unida a la pérdida de regulación del nivel de agua en circuitos EDOR y el agua utilizada por los bomberos provocó la inundación de la cava del reactor, alcanzando una altura sobre el suelo de 0,8 m aproximadamente. Los equipos importantes para la seguridad de la central afectados por la inundación fueron:

- Las bombas de extracción de los condensadores de las TS,
- Las bombas de alimentación complementarias,
- Los compresores de refrigeración de la ventilación de parada,
- Los motores del circuito de refrigeración del agua de piscinas, y
- Las bombas del RAiE y las bombas de llenado del sistema de refrigeración de parada.

- Area 6 (Edificio IPE)

La inundación más desfavorable es la originada por rotura de la tubería de Refrigeración de los Condensadores Principales, lo que daría lugar a un volumen estimado de evacuación de 12.600 m³

Esta rotura provocaría la inundación tanto del edificio IPE como la cava del Edificio Reactor, lo cual ya ha sido analizado en el punto anterior.

Por tanto, se debe hacer un estudio detallado de las áreas 5 y 6, analizando sistemas de drenajes, barreras u otros medios de separación física, bombas de achique etc., con objeto de evitar la inutilización de los diversos equipos eléctricos relacionados con la seguridad de la Central.

- Area 7 (Estación de Bombeo)

En este área hay varios sistemas de agua de refrigeración y de protección contra incendios. Existe una zona por debajo de la elevación +4.00 donde hay posibilidad de inundación, aunque parece no existir equipos eléctricos. No obstante debe hacerse una revisión de esta área.

- Area 8 (Central Auxiliar)

Es una planta diáfana con una superficie de 1.600 m². La rotura más desfavorable es la del circuito de Agua de Refrigeración de Condensadores de Grupos Auxiliares, que daría un volumen de evacuación de 372 m³. Estos datos darán lugar a que los equipos de seguridad deben estar a una cota superior a 0,35 m.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Los criterios aplicables para la evaluación de inundaciones internas son los fijados por las normas:

- 10CFR50, Apéndice A, "General Design Criteria for Nuclear Power Plants".

- Standard Review Plan, Secciones:

3.4.1. "Flood Protection"

3.6.1. "Plant design for protection against postulated piping failures in fluid systems outside containment".

Branch technical position ABS 3-1.

3.6.2. Determination of rupture locations and dynamic effects associated with the postulated of piping.

Branch technical position MEB 3-1

- Regulatory Guide 1.102 "Flood Protection for Nuclear Power Plants".

- ANSI/ANS-58,2 "Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants against Effects of Postulated Pipe Rupture".

Del análisis del informe preliminar de evaluación del titular, se deduce:

1. Las áreas 5 (Edificio IPE) y 6 (Edificio Reactor, Zona de la Cava) son críticas, desde el punto de vista de inundaciones internas; ya que, según se apunta en el informe de evaluación y ha demostrado el accidente del 19 de Octubre de 1989, una condición severa de rotura puede significar la inutilización de diversos equipos eléctricos importantes para la seguridad de la Central, especialmente en la zona de la Cava que es donde se recogen todas las aguas procedentes de la propia área y de áreas anexas.

Por tanto, debe hacerse un estudio detallado de estas dos áreas, analizando sistemas de drenajes, barreras u otros medios de separación física, instrumentación adecuada para detectar niveles de agua, bombas de achique, etc., según los criterios fijados en el apartado 4.

2. En las áreas 1 (Locales Tratamiento CO₂), 2B (Edificio Auxiliares Eléctricos), 3A (Edificio BCI) y 7 (Estación de Bombeo) puede existir riesgo de inundación; por tanto, se realizara su estudio verificando la cota de situación de los componentes eléctricos de los sistemas de seguridad y la capacidad de evacuación de los distintos accesos y, en aquellos componentes que puedan presentar problemas, se realizarán las acciones necesarias, de acuerdo con la normativa citada, para evitar la inutilización de dichos componentes.
3. En el resto de las áreas para las que en principio parece que no hay posibilidad de que los componentes eléctricos de sistemas de seguridad puedan inutilizarse, bien porque en algunas áreas no existen estos componentes o bien porque no hay posibilidad de inundación; deben no obstante analizarse verificándose posteriormente in-situ.

3.4.2.3. EFFECTO DE LA ROTURA DE TUBERIAS

1) SITUACION ACTUAL

La mayor implicación de los efectos de la rotura de tuberías se concentra en la cava (inferior al cajón) por lo que la descripción se circunscribe a esta zona, dejando claro, que pueden existir también problemas de este tipo en otras zonas de la instalación, que deberán asimismo ser analizadas.

La zona más importante es la situada en la parte baja del cajón del Edificio del Reactor, denominada cava, donde se encuentran alojados principalmente los siguientes componentes de seguridad:

- Los condensadores de las turbosoplantes.
- Las bombas de Extracción y Filtros de condensado.
- Las bombas de Alimentación Auxiliar al Cambiador.
- Refrigerantes de estanqueidad y engrase de turbosoplantes.
- Expansión desobrecalentadora de turbosoplantes.
- Agrupamientos de colectores de salida del sistema de detección de rotura de vainas (DGR).
- Grupos motobombas de refrigeración del cambiador de parada.
- Tuberías que penetran por la losa inferior del Cajón.

El interior del cajón se comunica con la cava por medio de 168 manguitos empotrados en la losa inferior correspondientes al circuito agua-vapor, CO_2 y medidas internas, con la siguiente distribución:

30 penetraciones de agua de alimentación.

112 penetraciones de vapor principal.

16 penetraciones del sistema de detección de rotura de vainas.

1 penetración del sistema global de detección de rotura de vainas.

9 penetraciones de CO_2 .

Por tanto, las tuberías que existen en la cava son fundamentalmente:

- Cuatro colectores de distribución de agua de alimentación, en forma de U, donde conectan los 30 pasos de agua indicados. Estos colectores son de 320 y 220 milímetros de diámetros y se clasifican de alta energía (presión 81 bar y temperatura 90°C).
- Ocho colectores de vapor donde conectan los 112 pasos de vapor. Sus diámetros de tubería son 60, 120 y 420 milímetros y se clasifican de alta energía (presión 33,6 bar y temperatura 390°C).
- Nueve tuberías de CO_2 que corresponden a: cuatro tuberías de diámetro 220 de filtros ciclones de gran caudal, las cuales están fuera de servicio desde 1978 al realizar C.N. de Vandellós I una modificación consistente en suprimir todas las tuberías innecesarias de CO_2 (filtración gran caudal), instalar en una tubería de retorno de CO_2 un diafragma y disponer del sistema de aspersión de la cava como medio para disminuir la temperatura en la misma en caso de producirse en ella una rotura de tubería; una tubería de diámetro 220 de salida al tercer filtro ciclón; dos tuberías de

diámetro 250 de salida a los filtros finos que evacúan a las chimeneas de vaciado y de ventilación; y dos tuberías de diámetro 220 de unión con el barrilete de retorno. Estas líneas se clasifican de alta energía.

El barrilete se encuentra situado también en la cava, junto al muro de separación del edificio de Instalación de Producción de Energía. A él llegan: Una tubería de aporte grueso de CO_2 nuevo de 90 mm de diámetro, dos tuberías de aporte fino de CO_2 nuevo de 25 mm de diámetro, dos tuberías de los supresores DRG de 110 mm de diámetro, dos tuberías de retorno de filtros y desecadores de refrigeración del reactor (supresores de CO_2 depurado) (RFOE) de diámetro 180 mm, una de retorno del armario de fluidos del Dispositivo Principal de Manutención (DPM) de 20 mm de diámetro y una de 10 mm de diámetro de medidas de radio protección (MROC).

Todas las válvulas de aislamiento y de interconexión de las tuberías y ramales de CO_2 se encuentran localizadas junto al barrilete.

- Otras líneas presentes en la cava son: líneas de refrigeración del cajón, líneas de refrigeración del cambiador de parada, líneas de refrigeración de los condensadores de las turbosoplantes, líneas de refrigeración con agua de mar, líneas de refrigeración con agua desmineralizada, líneas de protección contra incendios y líneas de extracción de los condensadores de las turbosoplantes.

Todas estas líneas se clasifican de moderada energía (presión 10,8 bar y temperatura 70°C).

2) ANÁLISIS DE SEGURIDAD

ANÁLISIS EN EL EXTERIOR DEL CAJÓN (ZONA DE LA CAVA)

Debido a la acumulación de tuberías de alta energía en la zona de la cava y al no existir suficiente separación entre ellas, ni dispositivos de protección, los riesgos derivados de los postulados de rotura de tuberías son elevados.

En general, los daños que podrían originarse por roturas de tuberías en la cava pueden considerarse de dos clases:

19. Daños sobre la seguridad de soplado.
20. Daños sobre la integridad del confinamiento.

Daños sobre la seguridad de soplado

La rotura de tuberías, tanto de CO_2 como de agua-vapor, daría lugar a unas condiciones ambientales² (temperatura, humedad) que pueden afectar a componentes relacionados con la seguridad y fundamentalmente a los turbosoplantes.

El transitorio de temperatura que se originaría para las condiciones ambientales indicadas, está limitado al existir un circuito de asper-

sión EROS de la cava que se activa a partir de los detectores de temperatura. Sin embargo, la capacidad de este circuito para limitar la temperatura en la cava es insuficiente, además de que no responde al criterio de fallo único al no ser redundante.

El mayor daño previsible que puede originarse es la rotura de un colector de vapor de alimentación a turbosoplantes, lo que daría lugar, como efecto envolvente, a que dos turbosoplantes quedaran fuera de servicio.

Daños sobre la integridad del confinamiento

No se dispone de análisis de tensiones en tuberías, con lo cual el informe preliminar realizado por HIFRENSA le lleva a considerar roturas indiscriminadamente en todos los puntos de las líneas de alta energía.

Dada la configuración de las tuberías en la zona de la cava, la supuesta rotura de un colector de agua-vapor puede producir roturas en las tuberías de CO_2 e incluso en otras líneas de agua-vapor; y por el contrario, la rotura de las líneas de CO_2 pueden provocar roturas en las líneas de agua-vapor. A su vez, la rotura de estas tuberías pueden afectar a otros elementos tales como los bulbos de las tomas del sistema de detección de roturas de vainas (DRG), instrumentación, cableado, equipos, etc.

Todos los previsibles daños envolventes que se producirían por roturas de tuberías de agua de alimentación, de vapor y de CO_2 , se enumeran en el apartado 3.3 del informe de HIFRENSA, aunque en este informe no se indican los efectos de estas roturas sobre la instrumentación, cableado y equipos.

La situación más desfavorable podría ser la rotura de un colector de vapor que causara daños simultáneos sobre:

- Dos tuberías de CO_2 de 220 mm de diámetro, de unión al barrilete.
- Una tubería de CO_2 de 270 mm de diámetro, de vaciado.
- Dos bulbos de DRG y
- Cuatro distribuidores de agua de alimentación de 220 mm de diámetro.

Esta situación daría lugar a una despresurización del cajón, con pérdida total o parcial del cambiador principal pero con disponibilidad de soplado.

ANÁLISIS EN EL INTERIOR DEL CAJON

La rotura de tuberías de CO_2 en la zona de la cava, originaría un transitorio en el interior del cajón que podría dar lugar a temperaturas inaceptables para las estructuras internas y problemas de estanqueidad en las turbosoplantes, en función de si está o no disponible el cambiador principal.

Las roturas de tuberías de agua o vapor en el interior del cajón, pueden afectar al comportamiento estructural del cajón o a las propias tuberías hasta los órganos de aislamiento.

ANALISIS EN OTRAS ZONAS DE LA INSTALACION

Además de las zonas indicadas anteriormente, deben analizarse también los efectos de rotura de tuberías en aquellas otras zonas donde una rotura de las mismas pueda afectar a sistemas, estructuras y componentes que puedan comprometer la parada segura del reactor o mantenerlo en esas condiciones. Estas otras zonas no están contempladas en el informe de HIFRENSA, y se refieren a:

- . edificio del reactor (fuera del cajón y en zonas no incluidas en el alcance de la cava),
- . edificio IPE,
- . Central auxiliar y pasarela de unión al edificio de auxiliares eléctricos,
- . zona de almacenamiento de CO_2 ,

entre otras posibles

3) CRITERIOS A APLICAR Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

El criterio general "Bases de diseño ambientales y contra proyectiles" que contempla los efectos de roturas de tuberías, se aplicará a todos aquellos sistemas, que se consideren como importantes para la seguridad.

En cualquier caso, y adicionalmente a lo dicho en el párrafo anterior, y con el fin de minimizar la actuación de los sistemas imprescindibles para garantizar la parada segura debe proponerse el proyecto de instalación clapetas en las tuberías de retorno de CO_2 , pertenece a la función RFOE, situándolas en la zona de salida de tuberías de CO_2 hacia el vaciado; ya que en esta zona no existen tuberías de agua o vapor que por propia rotura pudieran inducir la rotura de una tubería de CO_2 .

Con objeto de evitar los riesgos que tendrían lugar por la rotura de tuberías, se consideran válidas las siguientes acciones, propuestas en el IPE:

- Disposición de una "Zona de No Rotura" en los tramos de tubería de Agua, Vapor y Tratamiento y llenado de CO_2 , incluyendo las válvulas de aislamiento en estas zonas.
- Traslado del barrilete de llenado de CO_2 y sus líneas correspondientes, minimizando la zona de cruce con las tuberías de Agua y Vapor.
- Estudio detallado de los efectos látigo y de chorro de las roturas postuladas sobre los componentes afectados. Este estudio incluiría

tanto los efectos de presión e impacto como los efectos térmicos en la zona.

- *Presentación de un programa de inspección en servicio de las tuberías de alta energía en la zona de la cava.*
- *Análisis del accidente de despresurización del cajón con pérdida del cambiador principal en función de la disponibilidad del soplado.*
- *Acercamiento de las válvulas de aislamiento de tuberías de CO₂ hacia el cajón para limitar el riesgo de despresurización y las consecuencias de las roturas.*
- *Modificación del sistema de refrigeración del cambiador de parada (RAiE) para su utilización como último sistema de evacuación del calor residual en caso de fallo total de soplado.*

Además de las acciones indicadas, se deben incluir:

- *Análisis de tensiones de tuberías.*
- *Estudio de posibilidad de rotura de tuberías en el interior del cajón y de las protecciones asociadas. A este respecto HIFRENSA deberá:*
 - *Identificar aquellas tuberías de agua o de vapor susceptibles de rotura tipo látigo y como consecuencia la rotura de otras tuberías.*
 - *Instalación de protección antilátigo.*
 - *Establecimiento de un programa de control del resto de tuberías.*
 - *Ajustar el umbral de caída automático de barras de control en caso de sobrepresión en el cajón, de tal manera que la rotura de una tubería de vapor en el interior del cajón no afecte a la integridad del mismo.*
 - *Verificación periódica del buen funcionamiento de las válvula de sobrepresión del cajón.*
- *En el estudio detallado de rotura de tuberías, anteriormente indicado, se tendrán en cuenta los efectos de estas roturas sobre instrumentación, cables eléctricos y cualquier otro equipo o componente relacionado con la seguridad.*
- *Criterios de aceptación de defectos en tuberías de agua y vapor en función de la longitud y profundidad del defecto.*
- *En el plan de inspección en servicio, anteriormente indicado, se recogerá además:*
 - *Metodología de definición del plan según Código ASME, Sección XI.*
 - *Inspección "preservicio" de líneas y componentes antiguos y nuevos.*

- *Estudio de la capacidad funcional del circuito de aspersión de la cava, para limitar la temperatura en la cava como protección de los componentes necesario para el funcionamiento de las turbosoplantes.*
- *Se realizará un estudio del riesgo derivado de rotura de tuberías en las restantes áreas de la central citadas en las que se encuentren equipos y componentes de seguridad.*

3.4.2.4. PROTECCION CONTRA PROYECTILES

1) SITUACION ACTUAL

La instalación, en su día no se proyectó de acuerdo con este criterio, tampoco se hacía ninguna mención, al respecto, en el estudio de seguridad presentado en su día como apoyo a la solicitud de construcción.

2) ANALISIS DE SEGURIDAD

Debe evitarse que el impacto de un proyectil, provoque la pérdida de una función de seguridad.

Los proyectiles más importantes a considerar son los procedentes:

- De los grupos turboalternadores principales.
- De las turbosoplantes y de los grupos auxiliares.
- De las máquinas rotativas de la planta.
- De elementos instalados en líneas de alta energía, y en componentes pasivos a alta presión

Especialmente sensible a los proyectiles procedentes de los turboalternadores principales, podrían ser los sistemas instalados en el edificio eléctrico, ya que se encuentra situado en el cono de 250 de los grupos de baja de ambas turbinas.

3) CRITERIOS APLICABLES, ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Para las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, aplicará la normativa de diseño contra proyectiles del criterio general "Bases de diseño ambientales y contra proyectiles".

Para los elementos no imprescindibles para la parada segura del reactor pero cuyo fallo requiera la actuación de los imprescindibles, se deberá hacer un estudio de protección contra proyectiles, con el fin de determinar las medidas a adoptar con el fin de minimizar la frecuencia de su fallo.

Los posibles blancos incluirán a los equipos mecánicos, eléctricos y muros de hormigón.

Los estudios requerirán un conocimiento de determinados aspectos de la fabricación de los equipos posibles generadores de proyectiles, así como de los posibles blancos.

Asimismo deberá de establecerse un plan de inspección de aquellos equipos rotativos, posibles generadores de proyectiles generadores de daños en elementos importantes para la seguridad.

3.4.2.5. CUALIFICACION AMBIENTAL

1) SITUACION ACTUAL

Los equipos y componentes de seguridad de la CNV1 no han sido cualificados ambientalmente, ya que los requisitos de cualificación actuales son muy posteriores a las fechas de diseño y construcción de esta Central.

Como consecuencia del requerimiento por parte de la Dirección Técnica del CSN de un Programa de Reevaluación de la Seguridad, HIFRENSA remitió a este organismo cierta documentación relativa a la cualificación ambiental del equipo.

Los documentos son muy genéricos y constituyen fundamentalmente una declaración de intenciones por parte del titular.

Básicamente se proponen los siguientes puntos:

- Selección de equipos y componentes vitales que debieran someterse a cualificación.
- Establecimiento de las condiciones ambientales de servicio y accidente, en las distintas áreas de la planta, durante los transitorios producidos por los eventos y accidentes postulables.
- Establecimiento de un plan de cualificación aceptable y documentación requerida.

Los dos primeros puntos se consideran aceptables por cuanto necesarios para proceder al desarrollo del tercero.

En relación con el plan de calificación, las líneas generales así como la Normativa propuesta fueron evaluados en su día haciéndose la siguientes observaciones:

La Normativa contemplada referencia prácticamente toda la existente general, y específica para tipos de equipo, si bien, existen ambigüedades (No indica categoría de NUREG-0588 que aplica, no indica rev. de la IEEE 323 aplicada, referencia la R.G. 1.89 y no el 10 CFR 50 49, apartado del CFR que la anterior guía reguladora desarrolla, etc.)

Las líneas generales del plan de cualificación preliminar propuesto por C.N. Vandellós I dan como secuencia típica de prueba la siguiente:

- a) Inspección visual del equipo
- b) Pruebas funcionales
- c) Análisis de envejecimiento

Basándose el plan de cualificación propuesto en el análisis de la experiencia de operación y en una cualificación continuada.

La prueba funcional en sí, tal y como está definida permite la calibración del equipo y la toma de datos relativos a los parámetros de

funcionamiento del mismo, que sirven de base de referencia a lo largo de la secuencia de ensayos a la que con posterioridad será sometido, pero en sí misma no constituye una prueba de la idónea calificación del citado equipo.

La experiencia de operación está basada en el comportamiento de equipo idéntico que ha operado adecuadamente para iguales o más severas condiciones de servicio que el que se quiere calificar. Proporciona información acerca de los modos y tasas de fallo del citado equipo.

Este método de calificación puede resultar aceptable para equipo no sujeto a accidentes base de diseño incluyendo en algunos casos condiciones anormales, aunque para estos casos es preferible la realización de prueba tipo, pero no es un método adecuado para equipo hars (soporta accidente base de diseño y tiene que actuar o no fallar).

La cualificación continua (on-going) del equipo se realiza cuando la vida califica da del mismo es inferior a su periodo de instalación en la central. Valida el equipo para su instalación durante periodos adicionales de tiempo (envejecimiento) pero el mismo no queda eximido de las pruebas DBA dentro de la secuencia de ensayos.

El método preferente requerido en la normativa actual de Calificación Ambiental para equipo situado en ambiente hars es el ensayo tipo, contemplándose para casos especiales otros métodos de calificación combinada.

Consecuentemente con lo anterior, el programa de Calificación Ambiental de CNV1 debe contemplar el ensayo como principal método de calificación para el equipo vital sometido a ambiente de accidente utilizando el resto de los métodos propuestos para las condiciones de servicio que les sean aplicables.

La información sobre Saint-Laurent expuesta en los informes de que se dispone es muy general y no se describe en suficiente grado de detalle el programa de calificación aplicado a su equipo.

Se indica que se ha aprovechado la experiencia propia, de reactores UNGG y parcialmente la de reactores de agua presurizada haciéndose referencia al envejecimiento de los equipos y el análisis de fallos en los mismos.

Se indica que se han estudiado un cierto número de accidentes a fin de evaluar las condiciones ambientales y de definir las modificaciones apropiadas.

Las modificaciones en que han desembocado estos análisis son las siguientes:

- Alimentación de los equipos de último socorro por dos vías independientes.
- Mejora de la seguridad de la refrigeración, ventilación en parada.
- Mejora de la fiabilidad del soplado.
- Mejora de la resistencia mecánica de las turbosoplantes

- Posibilidad de funcionamiento prolongado de las turbosoplantes en admisión principal con umbrales de presión y temperatura peligrosos.
- Instalación de un sistema de aspersión de agua en la cava (EROS).
- Posibilidad de marcha forzada de los grupos auxiliares.
- Formalización de programas de ensayos periódicos.
- Mejora de la compartimentación y medios de extinción de incendios.

En relación con Vandellós I se hace notar la diferencia entre esta y los reactores UNGG franceses que deben ser clausurados en periodos de tiempo relativamente cortos. La propuesta de CNVI hace consideraciones referentes al aprovechamiento de la propia experiencia y la de la central de referencia, en lo que concierne a programas de vigilancia en explotación y ensayos periódicos, y a la evaluación de las características propias de la central.

Sin embargo, se debe destacar la necesidad del mantenimiento de la función de soplado en caso de rotura de una tubería de CO_2 o de rotura de una tubería de agua o vapor en la cava del reactor.

Consecuentemente con lo anterior, debería evaluarse el funcionamiento de las turbosoplantes y equipo asociado en el primer caso y para el segundo caso, debería asimismo evaluarse el mantenimiento de la función de soplado teniendo en consideración la instalación del sistema de último socorro y en caso de que no haya despresurización simultánea del cajón.

En función de las medidas tomadas por el explotador con respecto a lo anterior, deberá realizarse una cualificación de los equipos asociados al funcionamiento de las turbosoplantes frente a un accidente de rotura de una tubería de agua o vapor que cause una rotura de una tubería de CO_2 .

Del análisis de la normativa actual, y en relación con el incidente sucedido el pasado octubre en la CNVI, se desprende la necesidad de introducir dentro de la secuencia de ensayos de calificación del equipo el ensayo de inmersión (punto (e) (6) del 10 CFR 50 49) si dicho equipo va a ser requerido para actuar en esta situación durante el accidente postulado.

En el incidente del 19 de octubre, observamos que por diversos motivos ya analizados se produjo una inundación en la cava del reactor, alcanzándose un nivel de agua en la misma de 0,80 a 1 m. Como consecuencia de lo anterior resultaron afectados los compresores de refrigeración de la ventilación de parada, los motores del circuito de refrigeración del agua de piscinas, las bombas del RAiE, las bombas de llenado del sistema de refrigeración en parada, las bombas de extracción de los condensadores de la TS y las bombas de alimentación complementarias aunque tanto estas como las de extracción de condensadores siguieron funcionando.

Dada la escasez de equipos en el mercado, calificados para inmersión así como la dudosa efectividad de esta calificación (además del equipo, tendrían que estar calificados para dicho evento, todos los componentes que dan continuidad eléctrica al mismo, cables, cajas de cone-

xión intermedias si existen, etc.), se recomienda proceder a una relocalización de los mismos una vez obtenidos los resultados del análisis de inundaciones internas y habiéndose realizado un análisis funcional de los mismos durante el accidente postulado.

Finalmente ha de hacerse notar que los cables instalados en CNV1 de la misma forma que el resto del equipo no han sido calificados ambientalmente.

La norma IEEE 383-1974 en su punto 2.5 establece la realización, como un paso más de la secuencia de calificación ambiental, de una prueba de propagación de llama del cable.

Esta prueba define en unas condiciones determinadas el carácter propagador o retardador de la llama, de los materiales orgánicos que forman parte de dicho cable, constituyendo un primer nivel de seguridad al que se añaden los criterios y requisitos de los sistemas de protección contra incendios.

A la vista de que existen indicios, derivados de las inspecciones realizadas con posterioridad al incendio en la central, de propagaciones locales del fuego a través de las bandejas de cables, deberá ser tenidas en cuenta la anteriormente citada situación cuando se realicen los sistemas de PCI de la Planta.

2) CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

La Normativa marco que debe guiar el proceso de evaluación de la seguridad en el área "Cualificación Ambiental de Componentes" es de 10 CFR 50 49.

A partir de este criterio de aceptación se aplicarán todas las normas y guías tanto generales de cualificación como específicas por tipos de equipo que servirán de Normativa de referencia para el desarrollo del programa de Calificación Ambiental de Componentes.

Dada la situación actual de la C.N. Vandellos I en el tema Cualificación Ambiental de equipos y habiéndose analizado el Informe preliminar de evaluación enviado por el explotador y la experiencia recogida del incidente sucedido el pasado 19 de octubre en la planta, el titular de la central deberá enviar una propuesta de programa de cualificación ambiental de equipo que como mínimo debe contemplar:

- Definición de las condiciones ambientales, de servicio y accidente en las distintas áreas de la planta en los transitorios producidos por los eventos y accidentes postulables.
- Selección de equipos y componentes vitales que debieran someterse a cualificación.
- Definición del plan de cualificación del equipo.

La propuesta de programa de calificación estará de acuerdo con la normativa de referencia indicada y tomará como método de calificación preferente para equipo vital en condiciones de accidente la prueba tipo.

3.4.2.6. ANALISIS DE RIESGOS

ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Realizar un análisis de riesgos consistente en una comprobación exhaustiva y sistemática del diseño, con objeto de garantizar la adecuada respuesta global de la Central y la capacidad para efectuar y mantener la parada segura frente a los siguientes riesgos:

- Interacciones sísmicas
- Fallos de tuberías de alta energía:
 - . Impacto por efecto látigo
 - . Impacto de chorro
 - . Presurización de compartimientos
- Impactos de proyectiles procedentes de componentes a presión o de elementos rotativos
- Inundaciones
- Caída de cargas pesadas

Este análisis será efectuado con una doble sistemática:

1. Riesgo a riesgo en la forma indicada en los apartados 3.4.2.1. a 3.4.2.4. y 3.4.8.7.
2. Compartimiento a compartimiento, comprobando la adecuada protección, frente a los riesgos existentes en cada compartimiento, de los componentes de seguridad en él contenidos. Esta comprobación sistemática del diseño será confirmada con una inspección de cada compartimiento, una vez terminados todos los trabajos de modificación que se realicen en su interior.

3.4.3. EL REACTOR, PRIMERA Y SEGUNDA BARRERAS

3.4.3.1. EL COMBUSTIBLE

DESCRIPCION DEL SISTEMA DE COMBUSTIBLE

El sistema de combustible de C.N. Vandellós I está constituido por 3.072 canales cilíndricos de 140 mm de diámetro, perforados en las respectivas columnas del apilamiento de grafito. En el interior de estos canales se sitúan verticalmente y apoyados unos sobre otros, hasta quince elementos combustibles.

Cada elemento combustible se encuentra constituido por el cartucho de combustible, la camisa y el estribo. El cartucho de combustible consiste en un alma cilíndrica de grafito nuclear de 23 mm de diámetro recubierta por un tubo hueco de 23 mm y 43 mm de diámetro interior y exterior, respectivamente, y 539,5 mm de longitud de uranio metálico débilmente aleado con aluminio, hierro, cromo y silicio (sicral).

El tubo de combustible lleva mecanizadas en su superficie exterior una serie de gargantas circunferenciales para facilitar el anclaje de la vaina.

La vaina consistente en una aleación de Magnesio-Zirconio presenta un hueco cilíndrico central de 43,5 mm de diámetro en el interior del cual se aloja el alma recubierta con el combustible. Este hueco se encuentra tapado en ambos extremos por un tapón cónico de una aleación de Magnesio Manganeso soldado a la vaina.

En su superficie exterior la vaina dispone de cuatro entallas en las que se alojan los centradores constituidos por cuatro palas planas cuya misión consiste en el centrado del cartucho dentro de la camisa.

La superficie exterior de la vaina se encuentra recubierta de aletas para la refrigeración que discurren según una trayectoria inclinada 20° con respecto al eje del cartucho.

La camisa es un cilindro hueco de grafito nuclear de 602,9 mm de longitud y 137 mm de diámetro exterior. El interior de la camisa está mecanizado en forma de trébol de cuatro hojas, en sus entrantes existen cuatro ranuras longitudinales en las que se introducen, durante el encamisado, los centradores de la vaina.

En las proximidades de su extremo superior la camisa lleva interiormente una garganta mecanizada para facilitar el agarre con la garra del Dispositivo Principal de Manutención (DPM).

En su parte inferior, la camisa lleva mecanizada una ranura exterior a la que acceden cuatro taladros desde el interior de la camisa.

Los extremos superior e inferior de la camisa tienen un acabado esférico a través de su espesor para facilitar el apoyo y centrado de unas camisas sobre otras en el canal.

La sujeción vertical del cartucho a la camisa se realiza a través del estribo. El estribo consta de un asiento constituido por un cilindro de grafito de 43 mm de diámetro y 17 mm de longitud sobre el que se apoya el tapón de la vaina del cartucho. Este asiento presenta dos taladros pasantes por los que se introducen sendos alambres de acero que tras atravesar los taladros existentes en la camisa discurren por la ranura existente en la superficie exterior de la misma. Ambos extremos de cada alambre se sueldan entre sí.

SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

La situación actual del combustible de C.N. Vandellós I se describe a continuación, considerando primero la información contenida en la sección 4.1.B del IFS y en segundo lugar la información contenida en la IPE 3.1.1 "El combustible".

1. Información contenida en la sección 4.1.B del IFS

El requisito fundamental para el diseño mecánico del combustible es la integridad (estanqueidad) de las vainas para un valor de temperatura por debajo del cual no se produce la transición de fase α a β en el uranio.

Para la camisa que recubre al elemento combustible los requisitos son:

- . Proteger al combustible de posible daño durante su manipulación.
- . Limitar fugas de gas desde los canales al apilamiento.
- . Posibilitar el manejo de los elementos combustibles con el D.P.M.

Para el estribo que une el cartucho de combustible con la camisa, el requisito de diseño mecánico es mantener la unión entre ambos elementos para las condiciones normales de manutención del elemento, impacto a 0,3 m/s o caída desde 25 mm de altura.

Para el grafito de las camisas se ha adoptado una tensión de rotura de 12 N/mm², para los alambres del estribo se ha adoptado un límite elástico de 270 N/mm².

No se indican valores de resistencia mecánica ni para la aleación de las vainas ni para el uranio del combustible.

Para el diseño del elemento combustible se han considerado como cargas mecánicas las debidas al manejo durante las operaciones de recarga: impacto por movimiento de la garra del D.P.M. y caída libre por error en la posición vertical de la garra del D.P.M.

Para la camisa de grafito se han considerado las cargas que ejerce la garra del DPM sobre la parte menos resistente de la camisa que es la garganta de agarre.

Para el conjunto del cartucho (alma, uranio, vaina y centradores) se han considerado las cargas térmicas, ciclos térmicos y la presión dinámica del gas.

En los análisis de diseño del cartucho se ha buscado definir unos límites que garanticen el comportamiento del mismo conforme a los requisitos de diseño anteriormente especificados. Estos análisis han considerado tres niveles de servicio diferentes para cada uno de los cuales se han obtenido unos límites aplicables:

- Condiciones normales: incluyen temperatura y presión dinámica de operación normal, variaciones pequeñas de temperatura, variaciones de potencia y ciclados térmicos de gran amplitud.
- Condiciones incidentales: incluyen todas aquellas condiciones en las que se sobrepasan los límites de operación normal durante un espacio corto de tiempo y de tal forma que es posible el re arranque del reactor tras eliminar la causa del incidente.
- Accidentes: incluyen aquellas condiciones en las que es necesario realizar reparaciones, estudiar los efectos sobre el conjunto de la carga de combustible realizando en caso necesario descarga y examen de elementos combustible antes del re arranque.

Como límites para el elemento combustible se ha adoptado una velocidad máxima de manejo con el DPM de 0,25 m/s que garantiza la integridad de los componentes del elemento combustible en caso de impactos unidos a la carga producida por el flujo de gas. Para los impactos por caída libre a consecuencia de error en el posicionamiento vertical del DPM el límite es de 25 mm fijado por la resistencia del estribo.

Para la camisa se ha encontrado mediante cálculos, respaldados por experimentos, que el esfuerzo máximo a que puede someter la garra del DPM a la garganta de la camisa presenta un factor de seguridad de 6,1 frente al esfuerzo de rotura.

Para el estribo se ha considerado como límite el que los alambres trabajen en la zona elástica con un factor de seguridad de 2.

Para el cartucho se han adoptado límites para la Temperatura de vaina, Temperatura de uranio, Presión hidrodinámica, Velocidad de calentamiento o enfriamiento y nº de ciclos admisibles para diferentes transitorios. A continuación se indican brevemente los límites adoptados:

- La presión dinámica a la salida del reactor debe ser inferior o igual a 7.500 Pa.
- Condiciones normales:
 - . T vaina < 515°C tolerancia de que se sobrepasen estos valores
 - . T uranio < 850°C en el 1% de canales.
 - . Velocidad de calentamiento o enfriamiento 10°C/min.

Durante el calentamiento debe seguirse una curva P-T prestablecida para favorecer la relajación por fluencia de la vaina disminuyendo los esfuerzos.

Durante el enfriamiento se trata de mantener el contacto vaina-tubo de uranio.

- Variaciones de $T < 200^{\circ}\text{C}$
deformación vaina $< 2 \cdot 10^{-4}$ mm.

- Variaciones de potencia:

$T < 500^{\circ}\text{C}$
nº ciclos < 100

- Ciclados de gran amplitud

$T > 1000^{\circ}\text{C}$
nº ciclos < 250

- Incidentes

T vaina $< 600^{\circ}\text{C}$ El tiempo durante el cual pueden alcanzarse
 T uranio $< 700^{\circ}\text{C}$ estos valores debe ser inferior a 3 minutos.

- Accidentes: no se fijan límites, el estudio se hace caso a caso para cada transitorio.
- La temperatura de las vainas en el agua de las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado debe ser $< 200^{\circ}\text{C}$.

Todos los límites adoptados son susceptibles de modificación según se vayan obteniendo nuevos datos de la experiencia operacional y de los ensayos realizados en reactores de experimentación emitiéndose las denominadas "Reactualización de las condiciones de utilización del combustible con alma de grafito".

Para la determinación de los límites anteriores se han realizado en algunos casos cálculos validados por experimentos, en otros casos solamente han sido obtenidos de los resultados de experimentos y en algún caso se han extrapolado de forma conservadora los resultados de ensayos a condiciones diferentes de las realmente utilizadas en ellos. La imposición de los límites anteriores viene determinada por una serie de fenómenos mecánicos que se producen en el cartucho en las diferentes condiciones de operación, a continuación se describen de forma resumida esos fenómenos:

- Disminución de la ductilidad de vainas debido a las variaciones de temperatura. Se debe principalmente al aumento del tamaño de grano y a la hidruración de la aleación Magnesio Zirconio con la humedad contenida en el CO_2 al producirse descensos de temperatura.
- Cambio de fase del uranio de α a β a 665°C con la consiguiente fragilización del combustible.

- Crecimiento de aletas y centradores de la vaina: con la operación se forma una película de óxido de baja densidad sobre el Mg-Zr que pone el material bajo tensión lo que produce, debido a la fluencia con el tiempo, crecimiento. Este crecimiento conlleva un adelgazamiento de aletas que supone un riesgo de rotura de vaina. También supone un riesgo de rotura de vaina o centradores si estos al crecer simultáneamente agotan las holguras de su alojamiento en las camisas.
- Pegado vaina-combustible debido a fenómenos que se producen en la superficie interior de la vaina. El fenómeno no es bien conocido pero los resultados experimentales muestran buen comportamiento de las vainas para absorber el hinchamiento del combustible.
- Oxidación de la superficie externa de la vaina. El examen de elementos irradiados muestra que los espesores de oxidación permanecen en los valores obtenidos en las previsiones.
- Aplastamiento de aletas por el efecto combinado de la fluencia térmica del Mg-Zr y la presión hidrodinámica del gas. Podría producirse el bloqueo de algunos canales en la vaina dando lugar a sobrecalentamiento.
- Cargas en centradores: durante la operación del reactor se producen los siguientes efectos que podrían dar lugar a fallos en los centradores:
 - . Cargas de presión dinámica
 - . Desondulación de los centradores por fluencia del Mg Zr
 - . Fatiga por turbulencia en el gas debidas al acortamiento de los cartuchos por irradiación
 - . Alargamientos de las ranuras de las camisas que soportan los centradores.
- Constricción de la vaina en su extremo de unión con el tapón. Da lugar a cargas por fatiga que crean riesgo de rotura de vaina.

El límite de temperatura de vaina adoptado en cada caso viene impuesto por el fenómeno de crecimiento de aletas y centradores.

La temperatura de 700°C a alcanzar por el uranio viene fijada por el paso del uranio de fase α a β . Mediante ensayos se ha demostrado que con un espesor de Uranio β de 4,8 mm y menos de 20 ciclados hasta 700°C no aparecen problemas con el uranio.

La duración de los transitorios de temperatura por encima de condiciones normales viene impuesta por el riesgo de inflamabilidad de la aleación Mg-Zr.

El límite para la presión hidrodinámica viene impuesto por el fenómeno de aplastamiento de aletas.

El límite para el número de grandes ciclados viene impuesto por la constricción de la vaina en su extremo en contacto con el tapón.

Durante la fabricación cada uno de los componentes del elemento combustible se somete a una serie de controles químicos, dimensionales y estructurales muy rigurosos descritos en el IFS indicándose sus criterios de aceptación.

La operación de encamisado de los cartuchos se lleva a cabo en la propia central describiéndose en el IFS las operaciones necesarias para ello y los controles que se realicen sobre las mismas.

2. Información contenida en la IPE 3.1.1

Tras una descripción breve del combustible se indican los límites de utilización del combustible ya mencionados en el apartado anterior.

A continuación se describe en la IPE los sistemas de detección de rotura de vainas DRG y DRGG fuera del alcance de esta evaluación.

En la evaluación incluida en la IPE se comienza describiendo las medidas existentes en la central para seguimiento de los parámetros que informan sobre las condiciones de utilización del combustible. Al principio de la vida de la central existía un sistema de termopares que medían directamente la temperatura de vaina de algunos elementos combustibles, este sistema fue retirado y no está disponible en la actualidad por lo que la temperatura de vainas se obtiene a partir de la de salida del gas del reactor.

A continuación en la IPE se describen las acciones de protección a partir de la detección de una subida generalizada de temperatura y detección de rotura de vainas.

Durante la operación de C.N. Vandellós I se han producido muy pocas roturas de vainas en el reactor (3) sin embargo se han producido 33 roturas de vaina en las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado.

En el apartado cuarto de la IPE se describe la experiencia de operación de la central de referencia en la que se han producido también muy pocas roturas de vaina en el reactor. Las roturas en las piscinas han sido más numerosas pero no han llegado a ser tantas como en Vandellós I.

Como conclusiones, el explotador indica que el comportamiento del combustible es excelente, que las roturas en las piscinas de almacenamiento se deben a errores de manutención y que los sistemas de detección de roturas ha cumplido adecuadamente su objetivo aunque provocado algunos disparos intempestivos.

ANÁLISIS DE LA SITUACIÓN ACTUAL

Para el análisis del diseño y del comportamiento del combustible de C.N. Vandellós I la única alternativa es adoptar los criterios establecidos por los propios diseñadores del combustible. Cualquier intento de adoptar criterios contenidos en normativa aplicable a otro tipo de reactores (ejemplo el Standard Review Plan para reactores de agua ligera) se

encuentra con que los materiales empleados tanto en el combustible como en la vaina son diferentes y sufren debido a la irradiación y a las condiciones de refrigeración efectos diferentes. El diseño del combustible se hace en cada caso atendiendo a una serie de efectos locales característicos de los materiales empleados y de las interacciones con el medio refrigerante, siendo en algunas ocasiones estos efectos de naturaleza compleja y muy difíciles de estudiar utilizando modelos analíticos teóricos por lo que es necesario acudir a la experimentación y a la realimentación de la experiencia de operación con el combustible en la propia central o en otras similares.

Por lo anterior el diseño del combustible de C.N. Vandellós I se considera adecuado ya que en el mismo se han considerado todos los efectos, conocidos hasta la fecha, de deterioro del mismo en el reactor y se han fijado límites de forma que las cargas que actúan sobre el elemento combustible no produzcan su agotamiento debido a ninguno de estos efectos. Estos límites han sido fijados mediante modelos teóricos pero se han ido contrastando, cuando ha sido necesario, con los resultados obtenidos en ensayos en el reactor experimental PEGASE. La experiencia de la operación de las centrales francesas, Vandellós I y en algún caso de los reactores Magnox Ingleses ha sido también utilizada por el CEA para el establecimiento de los mencionados límites.

Para el control de Vandellós I y en general para las centrales UNGG francesas los límites del combustible no se consideran como algo que se fija durante el diseño y se mantiene hasta el final de la operación de la central sino que se consideran como algo que es posible ir modificando en función de los efectos que la operación vaya provocando sobre el combustible y del avance en el conocimiento del comportamiento de los materiales mediante modelos y experimentación. La aparición de nuevos fenómenos de degradación del combustible o de nuevas experiencias de operación que indicasen la necesidad de modificar alguno de los límites de utilización del combustible conduciría a la publicación de una "Actualización de las condiciones de utilización del combustible".

Una prueba de que el diseño del combustible de Vandellós I es bueno es el pequeño número de problemas aparecidos. Estándose de acuerdo con el explotador en la excelente calidad del combustible.

Puesto que la integridad y estabilidad de los elementos combustibles representan un papel fundamental para asegurar el mantenimiento de una geometría refrigerable del núcleo el comentario anterior le es plenamente aplicable.

A la vista de la experiencia de la central de referencia debe prestarse atención anual al fenómeno de degradación de los termopares de vigilancia del combustible (termopares de medida de temperatura del gas a la salida de los canales). Actualmente se han perdido, por deterioro, cinco de estos termopares en toda la vida de la central, situados aleatoriamente. Existe un procedimiento de vigilancia de los termopares que ha sido aplicado en la central.

También en la central de referencia se ha observado un fenómeno de deterioro de los conjuntos de la DRG y DRGG por corrosión dentro del

cajón por lo que se considera necesario conocer el estado de estos sistemas. El explotador ha informado al CSN de que los materiales empleados en la construcción de estos sistemas fueron distintos a los de SLA 1 y 2 con la intención de evitar, precisamente, los efectos de la corrosión. Hasta ahora no han aparecido problemas de corrosión en Vandellós I.

En cuanto al elevado del número de roturas de vaina ocurrido en las piscinas de almacenamiento de Vandellós I se coincide con el explotador en que son atribuibles a fallos de manutención del combustible en la piscina.

CRITERIOS ADOPTADOS Y MODIFICACIONES REQUERIDAS

Los criterios adoptados para la evaluación del combustible son los mismos empleados por el CEA para el diseño del combustible por las razones expuestas en el apartado anterior.

De la aplicación de los criterios mencionados resulta que el diseño del combustible de Vandellós I es bueno y ha dado un resultado altamente satisfactorio hasta el momento actual.

De la consideración de forma genérica de los criterios adoptados para el diseño de otro tipo de reactores resulta la necesidad de requerir a C.N. Vandellós la realización del estudio del comportamiento del elemento combustible y sus componentes (cartucho, camisa, estribo) así como de un canal completo en caso de terremoto. También deben estudiarse los efectos del terremoto sobre las operaciones de recarga dentro del cajón.

En el diseño mecánico del elemento combustible deberán considerarse las cargas debidas al seísmo.

Debido a los problemas de deterioro aparecidos en la central de referencia debe solicitarse a C.N. Vandellós I:

- . Estado actual de los termopares de medida de la temperatura del gas a la salida del núcleo. Métodos de inspección. Programa de vigilancia periódico.
- . Estado mecánico de los conjuntos de la DRG y DRGG en el interior del cajón debido a la corrosión por CO_2 . Métodos de inspección. Programa de vigilancia periódica.

El contenido de este apartado, se refiere al combustible en su diseño actual, es decir, el correspondiente al diseño francés de los reactores grafito-gas. En el caso de un futuro posible cambio de diseño, como consecuencia de una interrupción en la fabricación de dicho combustible por parte del suministrador actual, deberá procederse al licenciamiento del nuevo diseño.

3.4.3.2. EL APILAMIENTO

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

A continuación se expone la situación actual del apilamiento según se describe en el IFS, considerando asimismo la reevaluación contenida en el informe preliminar de evaluación preparado por el explotador de C.N. Vandellós I. Por último se hacen unas consideraciones sobre la corrosión del grafito.

Análisis de la información contenida en el Informe Final de Seguridad (IFS)

Las especificaciones de diseño del apilamiento se establecen como:

- continuidad de canales
- hermeticidad de canales
- estabilidad general
- estabilidad química

El apilamiento se divide en tres grandes bloques: Apilamiento de grafito, corse-anillo y pantallas térmicas. El apilamiento de grafito incluye tanto los bloques de grafito del núcleo activo como los de los reflectores radial y axial.

Como solicitaciones de diseño para el apilamiento de grafito se han considerado los movimientos por respiración (dilatación y contracción por temperatura) y por efecto Wigner indicando el IFS que estas solicitaciones se absorben por las holguras previstas en las uniones entre las barras de grafito.

El corse-anillo se ha dimensionado para resistir los esfuerzos que le transmita el apilamiento de grafito por respiración, hinchado y bloqueo por arqueado de las barras. Esta última carga no aparece explicado exactamente en qué consiste.

Para las pantallas térmicas no se indica cuáles son las cargas consideradas.

El grafito utilizado ha sido obtenido según el procedimiento del fabricante ya utilizado para la central de referencia, indicándose los requerimientos de densidad, sección eficaz de captura y máxima defectología aceptable en los bloques.

En cuanto a las propiedades mecánicas y térmicas, se indican los coeficientes de dilatación y que se ha realizado a cada bloque un ensayo de tracción indicándose los defectos máximos aceptables tras el ensayo.

Para el corse-anillo se han utilizado los aceros A 52.2; A 42.2 y A 48 M para los pilares, el anillo y las barras de unión con el apilamiento de grafito respectivamente.

Las pantallas térmicas lateral y superior se han construido con los aceros A 48 M y A 48 M2, respectivamente. Las piezas de acoplamiento entre las columnas de grafito y el enlosado son de acero xcl8f.

En cuanto a estudios de diseño, planos, etc. se han aplicado directamente los de la central de Saint Laurent des Eaux.

Asimismo, en el IFS se describe la construcción y el montaje de los elementos del apilamiento de forma muy somera. Para garantizar el correcto montaje del apilamiento se realizan medidas topográficas encontrándose diferencias entre las posiciones reales de los canales y la teórica menores de 3 mm.

Del análisis del comportamiento del apilamiento frente al fenómeno de respiración se obtienen, para las condiciones de funcionamiento normal y en parada, los valores de la pendiente periférica, flecha equivalente, temperatura y dilatación del anillo. Se ha calculado el aumento del paso de red del apilamiento por la dilatación de anillo para el caso de comportamiento homotético del apilamiento. También se indica que se midieron para la central de Chinon 1 los esfuerzos impuestos por el corse-anillo al apilamiento y que se ha elaborado un método para su cálculo aplicado en SLA2, resultando valores muy por debajo de la carga de rotura del grafito.

El grafito, debido al efecto Wigner presenta variaciones en el módulo de young, y en la conductividad térmica. En la estructura del apilamiento como el de Vandellós I se espera además que se produzcan contracciones axiales cuyo valor máximo se daría en las barras centrales, contracciones radiales en la parte baja del apilamiento y dilataciones en la parte alta. Estas variaciones dimensionales son permanentes y para absorberlas se han previsto holguras axiales y diametrales en el apilamiento aunque no se descarta la posibilidad de que sea necesario en el futuro introducir camisas de combustible de menor diámetro debido a la contracción de los canales.

Los gradientes de flujo neutrónico que se producen en el reactor pueden dar lugar a deformaciones diferenciales por el efecto Wigner que produzcan el arqueado de barras, este problema se ha tratado de solventar mediante las uniones en cola de milano entre barras por lo cual ante un eventual arqueado estas uniones quedarían tensionadas. Los cálculos realizados, indican que tras 15 a 20 años de operación aparecen riesgos de fallo de canales debido a los gradientes de flujo neutrónico combinados con el efectos Wigner, pudiendo llegar a impedir la extracción de los elementos combustibles.

Consideraciones sobre la corrosión del grafito

En cuanto concierne a la corrosión del grafito cabe indicar que el grafito es relativamente inerte a la corrosión a bajas temperaturas, pero está sujeto a:

1. Oxidación en camisas

2. Formación de compuestos laminares con ciertos compuestos químicos
3. Formación de compuestos carburados con metales a altas temperaturas, especialmente bajo irradiación

- a) A temperaturas inferiores a 2500°C tiene lugar la oxidación del grafito y su velocidad de oxidación aumenta con la temperatura en operación
- b) A temperaturas inferiores a 5000°C, el grafito bajo irradiación neutrónica, llega a ser seria la oxidación y corrosión por radiación con el dióxido de carbono CO_2 .

La pérdida de peso del grafito depende grandemente de la dosis de irradiación.

- c) El grafito reacciona a altas temperaturas con el vapor para formar monóxido y dióxido de carbono, CO y CO_2 , hidrógeno H_2 y metano CH_4 . Esta reacción tiene su origen en la presencia de vapor de agua como impureza en el refrigerante CO_2 .
- d) El grafito arde únicamente en el aire a una temperatura próxima a 6900°C, teniendo en cuenta que combustión es una oxidación rápida a alta temperatura, produciendo CO y CO_2 .

- e) La oxidación del grafito y su velocidad de oxidación depende de la:

- Concentración de oxígeno en el gas refrigerante, por lo que ha de controlarse la entrada de aire. (Estipulada en el seguimiento del funcionamiento como máximo contenido de impurezas en CO_2 de aporte al cajón en 200 vpm.
- Temperatura, pues la velocidad de oxidación se hace significativa por encima de los 5000°C en condiciones aireadas.
- Presencia de impurezas tales como agua, aceite y grasas.
- Grado de irradiación

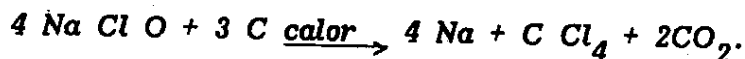
- f) Experiencias realizadas sobre la combustión y oxidación de grafito en canales preparado a tal fin, demostraron:

- A baja temperatura predomina la reacción $\text{C} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CO}_2$.
- A mayor temperatura se forma monóxido de carbono CO , bien directamente sobre la superficie del metal o bien por la reacción $\text{CO}_2 + \text{C} \rightarrow 2 \text{CO}$.
- A temperaturas mayores a 7000°C el grafito reacciona en forma gaseosa para formar dióxido de carbono CO_2 , con una llama visible.

- g) La combustión del grafito es considerablemente más difícil que la del carbón, coque o carbón vegetal. En ausencia de un adecuado flujo de aire, el grafito no arderá a temperatura alguna.

Las condiciones para iniciarse la combustión están reflejadas en numerosos trabajos, que coinciden en su dificultad y en la de la ocurrencia de diferentes parámetros.

2. El grafito da lugar a compuestos laminares o intersticiales en algunos compuestos químicos, así tenemos el caso de la reacción: Hipoclorito con grafito



Estos compuestos laminares aparecen en el borde de las capas de carbono y se difunden entre dichas capas induciendo a la corrosión a lo largo de las planas longitudinales del grafito anisotrópico en este tipo de reactores.

3. La interdifusión entre materiales del combustible, revestimiento, moderador y refrigerante, da lugar a compuestos carburados como UC, U₂C₃ en la superficie del metal, acarreando una pérdida de peso del grafito.

Uno de los efectos observados del bombardeo neutrónico, que puede incrementar tanto la oxidación como la corrosión por radiación del grafito, es la producción de grandes cantidades de átomos de carbono desplazados con los consiguientes huecos originados. Muchos de estos átomos de carbono desplazados permanecen entre los planos que constituyen la estructura cristalina del grafito, sin embargo, otros se desvían a posiciones equivalentes en su red o a los límites del cristal; esto incrementa el espaciamiento de los planos o capas originales y por esta causa ocasiona un aumento de la energía del sistema (efecto Wigner o energía almacenada).

Tanto los cambios dimensionales como la energía Wigner producen problemas en la operación de los reactores moderados por grafito, sin embargo, diversos cálculos calorimétricos demuestran que esta energía almacenada, que aumenta con la exposición neutrónica en función de la temperatura de exposición y distribución de energía de los neutrones, no se libera hasta que la temperatura de recocido ("annealing") supera la temperatura de irradiación.

Por todo ello, la velocidad y magnitud de los efectos de irradiación pueden ser eliminados dependiendo del grado de daño, fluencia, temperatura y tiempo del "annealing" del grafito. Una temperatura superior de "annealing" a 2002°C (próxima a la temperatura de grafitización) con una duración suficiente, del grafito, es válida para recuperar el grafito irradiado por medio de "annealing" isotérmico, asintótico o "tempering", etc.

2. ANALISIS DE LA SEGURIDAD

El comportamiento mecánico del apilamiento de grafito es considerado por HIFRENSA como correcto por las previsiones realizadas en el diseño y construcción aunque no se hizo ningún estudio especial sobre las condiciones de trabajo por ser idéntico al apilamiento de SLA2.

Las variaciones dimensionales por efecto Wigner no han provocado ningún problema hasta la fecha por lo que se presume que no han excedido los valores inicialmente previstos.

Por lo anterior y en base a la experiencia de operación, el explotador deduce que el comportamiento del grafito es aceptable.

En cuanto a la vigilancia periódica se indica que se ha realizado una inspección visual de determinados canales en los que existían dispositivos de medida de temperatura de vainas habiéndose encontrado grietas en ellos de 620 mm en el caso de mayor longitud y anchuras comprendidas entre 1 y 3 mm. Estas grietas aparecen en una generatriz de los bloques del primer lecho de grafito.

Como solución para el calentamiento y posiblemente para el agrietamiento de los canales con medida de la temperatura de vaina se intentó extraer la camisa con el transmisor de temperatura, situada en el lecho inferior de grafito para sustituirlo por una falsa camisa normal, pero la operación no pudo realizarse tras varios ensayos, lo cual hace suponer al explotador que se ha producido un aumento del diámetro, de las falsas camisas dotadas con transmisor de temperatura, por corrosión. La fisuración se atribuye a la oxidación de las camisas que las hace aumentar de diámetro y tensionar el grafito.

El problema de fisuración se ha detectado también en canales adyacentes a aquellos dotados de transmisores de temperatura. Un canal instrumentado y uno adyacente situado en la zona más caliente del apilamiento han tenido que dejarse descargados por problemas en la inserción o extracción del cartucho de combustible de la posición más baja del canal.

En el examen de la situación de la central de referencia, el explotador indica que en SLA2 se ha realizado un programa de vigilancia periódica de la deformación del apilamiento por efecto wigner, habiéndose encontrado una contracción del mismo superior a la prevista.

También ha aparecido en SLA2 el problema de fisuración del bloque inferior de grafito en algunos canales, habiéndose adoptado como solución la carga de un elemento inerte en esa posición para evitar posibles roturas en el grafito durante las operaciones de recarga, que pudieran producir la obturación parcial del canal.

El organismo regulador francés ha demandado a SLA2 que realice las operaciones necesarias para reducir la evolución del agrietamiento por corrosión.

La información disponible sobre descripción del diseño de apilamiento es muy insuficiente para conocer con detalle el diseño de los diferentes elementos del apilamiento.

En cuanto a los materiales empleados, HIFRENSA referencia las especificaciones de cada elemento del apilamiento, sin incluir su contenido.

Como cargas de diseño se han considerado las debidas a las deformaciones de los diferentes elementos del apilamiento por respiración, efecto wigner o interacción apilamiento-corse-anillo. No se indica nada respecto a cargas de peso en los lechos inferiores, cargas en la unión entre bloques, en las diferentes uniones del apilamiento con el corse-anillo y en los elementos de unión del propio corse-anillo.

Tampoco se analizan las cargas sísmicas ni sus posibles consecuencias en cuanto a desalineamiento de canales o desalinemianento de pozos de barras y sus consecuencias sobre la capacidad de inserción de las barras de control.

No aparecen claramente indicados en el IFS los criterios de evaluación mecánico-estructural del apilamiento y la consideración conjunta de todas las cargas que le afectan, aunque para cada una de ellas (respiración, efecto wigner, térmico) sí se ha realizado un análisis.

Según se menciona en el IFS no existen estudios específicos para Vandellós I por ser el apilamiento idéntico al de SLA2, esta situación es preocupante ya que algunas de los posibles problemas del apilamiento están directamente relacionados con la historia de operación de la planta que no será idéntica a la de SLA2.

Lo indicado en el párrafo anterior se agrava por el hecho de que Vandellós I no ha realizado una vigilancia periódica del estado del apilamiento y un seguimiento de su evolución sino que se ha limitado a considerar como aplicables los resultados de tales inspecciones realizadas en SLA2.

Actualmente hay que tener en cuenta que SLA2 tiene prevista una vida mucho más corta de Vandellós I, por lo que se hace necesario conocer la situación de esta central para su seguimiento cuando ya no se disponga de los datos de la central de referencia.

El problema del agrietamiento en el primer lecho de grafito ha sido sometido a inspección y detección de grietas, pero no queda claro si se han inspeccionado todos los canales y existe conocimiento completo de la situación. Vandellós I no indica que haya adoptado ninguna solución (carga de elementos inertes en posición 1) ni que se haya realizado un análisis del posible comportamiento de los bloques agrietados.

La evaluación realizada por el CSN sobre el apilamiento de Vandellós I concluye que el comportamiento hasta el presente no ha creado problemas pero que con la duración de vida prevista para esta central es necesario establecer de forma precisa el estado de deformaciones del

apilamiento por efecto Wigner y un programa de vigilancia sobre los lechos más afectados.

En relación con el agrietamiento de los bloques inferiores el CSN estima necesario realizar una medición de estos bloques para controlar la evolución de la corrosión.

Aparte de la dificultad para la recarga del elemento en posición 1, ya detectada por Vandellós I, el CSN estima que la fisuración del primer bloque de grafito podría suponer la rotura de la falsa camisa al extraer el elemento en posición 1 y pasar la falsa camisa a soportar toda la carga de su interacción con el bloque. Para controlar este problema es necesario que con la máquina de recarga se debe vigilar continuamente las cargas de extracción del cartucho y se presta atención a la vigilancia de caudal durante la recarga del mismo mediante la DRG.

Para la central de SLA2 se está realizando un estudio sobre la posibilidad de rotura de una falsa camisa entre las cargas laterales transmitidas por el grafito. El CSN a este respecto informará de los resultados de este estudio.

En relación con el alineamiento de los pozos de barras el agrietamiento del primer lecho no supone un problema ya que las barras no penetran hasta él. Con independencia de ello se considera conveniente que HIFRENSA realice un estudio de la posibilidad de examen visual de los pozos de barras.

El CSN considera necesario también que C.N. Vandellós I se informe de los resultados de un estudio de cargas, sobre el primer lecho en caso de fisuración múltiple que está siendo realizado por EDF y haga las correspondientes propuestas para evitar cualquier efecto indeseado.

3. CRITERIOS APLICABLES Y MODIFICACIONES PROPUESTAS

El apilamiento es una estructura que, por los materiales que la componen y su concepción, es característico de las centrales de grafito gas y, por tanto, son de difícil aplicación los códigos y las normas desarrollados para otros tipos de centrales (LWR). No obstante, se pueden ser aplicados de forma general y global los requisitos para diseño del núcleo o para diseño de estructuras mecánicas recogidos, básicamente, en el Standard Review Plan y en el código ASME.

Basándose en el principio anterior y teniendo en cuenta la evaluación realizada por el CSN y el análisis de la documentación revisada puede deducirse que el apilamiento hasta el momento actual se ha comportado satisfactoriamente, excepto en lo que se refiere al agrietamiento del primer lecho. No obstante, para garantizar su buen comportamiento en la vida prevista para Vandellós I, y teniendo en cuenta que a corto plazo no se podrá disponer de la experiencia que actualmente aporta la central de referencia, el explotador deberá acometer las acciones que se indican a continuación.

- Deben establecerse claramente los criterios de evaluación mecánico-estructural para el apilamiento utilizando para ello un código probado de diseño mecánico.
- Determinar todas y cada una de las cargas mecánicas que actúan sobre el apilamiento y la combinación de las mismas que es necesario considerar para las diferentes condiciones de funcionamiento. Para cada carga deben quedar claramente especificados los modelos utilizados para obtenerlas y los valores esperados de las mismas al final de la vida de la central.
- Realizar un análisis de diseño mecánico del apilamiento considerando las cargas indicadas en el párrafo anterior, en particular, teniendo en cuenta las cargas sísmicas y las deformaciones por efecto Wigner esperadas al final de la vida de la central para garantizar los requisitos de estabilidad, hermeticidad, y alineamiento de canales e integridad de los diferentes componentes del apilamiento.
- Analizar los esfuerzos en las uniones entre bloques de grafito que se producirán por arqueo de barras ante diferenciales de flujo por efecto Wigner.
- Realizar un cálculo, basado en el que actualmente está realizándose para la central de referencia, sobre la resistencia mecánica de los bloques agrietados del primer lecho considerando hipótesis conservadoras en cuanto a la extensión del agrietamiento.
- Calcular la posibilidad de rotura de la falsa camisa situada en bloques agrietados considerando extraído el elemento combustible en posición 1 y analizar las consecuencias, en cuanto a taponamiento de canales, que se producirían.
- Analizar el alineamiento de pozos de barras y la insertabilidad de las barras de control en caso de terremoto.
- Todos los análisis mencionados se realizarán siguiendo un código probado de diseño mecánico.
- Determinar e informar al CSN sobre el estado actual de apilamiento en relación con la deformación por efecto Wigner y agrietamiento del primer lecho. Previsiones futuras y situación respecto a lo previsto en diseño.
- Establecer las medidas necesarias sobre la máquina de recarga para vigilar continuamente durante las operaciones de recarga las cargas sobre el elemento combustible y la posible obturación del canal.
- Preparar un programa para vigilancia seguimiento y medición de los agrietamientos en el lecho inferior de grafito.
- Preparar un programa para vigilancia periódica del estado de los pozos de barras.

En relación con la corrosión del grafito:

1. Control de la formación, por oxidación del grafito, del dióxido de carbono CO_2 , a baja temperatura y de monóxido de carbono CO , al aumentar dicha temperatura, en la superficie del grafito o por la reacción $\text{CO}_2 + \text{C} \rightarrow 2\text{CO}$.
2. Vigilancia del requerimiento sobre el contenido, como impureza del refrigerante gaseoso-vapor de agua-, con la finalidad de evitar la presencia de CO , CO_2 , H_2 y metano.
3. Estudio sobre la evolución de la corrosión del apilamiento en función del contenido en monóxido de carbono CO , en el gas portador de calor. Vigilancia constante de los lechos del apilamiento.
4. Vigilancia de la concentración de oxígeno en gas refrigerante y presencia de agua, aceite y grasas.
5. Vigilancia de las posibles deformaciones ocasionales en el grafito producidas por efecto Wigner.
6. Estudio y control de la formación de compuestos carburados en la superficie del metal, por la interdifusión del combustible, revestimiento moderador y refrigerante (que contribuye a la pérdida de peso del grafito).
7. Realización de cálculos para evaluar el nivel máximo aceptable de corrosión y determinar periodo de vida remanente del reactor.

3.4.3.3. LAS ESTRUCTURAS INTERNAS

1. SITUACION ACTUAL

Las estructuras internas pueden considerarse separadas en dos grandes grupos:

- a) superficie soporte y enlosado (area soporte)*
- b) falda soporte*

La primera tiene como misión estructural la de servir de apoyo al reactor y sus requisitos de diseño son:

- Planeidad*
- Rigidez*

El requisito de planeidad lo proporciona el enlosado, mientras que la resistencia y rigidez la proporciona la superficie soporte. La transmisión de las cargas desde el enlosado a la superficie soporte se realiza a través de la columna soporte.

El material empleado para la superficie soporte y enlosado es el 15CD2.05 (0.5 FO). Este acero funciona bien a altas temperaturas y para, las condiciones de trabajo esperadas, la potencia tiene poca importancia.

Como requisitos de diseño mecánico se han especificado:

- Pendiente máxima*
- Tensión máxima*

habiéndose realizado dos cálculos, uno modelizando el área soporte como una placa y otro según un modelo de vigas ortogonales.

Como cargas se han considerado los gradientes térmicos vertical y horizontal, una carga vertical estática que incluye el empuje del CO₂ y una carga horizontal de 1,1 bar para tener en cuenta la pérdida de carga en el reactor.

En cuanto a la construcción del área soporte, la superficie soporte es una estructura soldada sobre la que se realizó tratamiento térmico y examen volumétrico del 100% de las soldaduras.

El enlosado se ha construido a base de piezas ensambladas entre si por pasadores.

La falda soporte se describe dividiéndola en cuatro elementos: falda, falda de hermeticidad, apoyos de la superficie soporte y apoyos sobre el cajón.

Un requisito de diseño es el de asegurar la transmisión de cargas desde el area soporte al cajón y la separación entre el gas frio y el caliente.

Como cargas se han considerado solo una vertical estática, una lateral debida a la diferencia de presiones y los gradientes térmicos axial y horizontal.

En cuanto a cálculos la falda trabaja a pandeo y se han calculado las tensiones máximas obteniendo un coeficiente de seguridad de 4 frente al pandeo, también se han calculado las tensiones térmicas indicándose que se respetan los límites del código ASME. Para la falda de hermeticidad se calcula también el coeficiente de seguridad frente a pandeo, la tensión máxima, las cargas máximas en las zonas, vías desfavorables de los apoyos y la flecha máxima de un apoyo. Se ha obtenido también el valor máximo de carga estática horizontal que garantiza la estabilidad de los apoyos de la falda de hermeticidad.

En la unión entre la falda y el área soporte se han previsto unas rotulas para limitar la tensión de flexión en la falda y permitir la expansión térmica diferencial indicándose la tensión máxima que se obtiene para una diferencia de temperatura máxima de 50°C.

La junta de hermeticidad solo está sometida a las dilataciones de sus extremos y para un gradiente térmico de 50°C no falla por fatiga.

Para la falda se ha utilizado el acero A48 M3S en las virolas inferiores, 15CD 2.05 en las superiores y 35CD 4h para las placas flexibles de los apoyos al cajón.

Los elementos de la falda son moldeados y se han ensayado al 100% por partículas magnéticas habiéndose realizado examen ultrasonico en algunos elementos y una prueba de hermeticidad del conjunto. Para los rodillos de los apoyos sobre el cajón se realizó un ensayo de carga limite sobre un rodillo.

Los apoyos de la falda son desmontables aunque la operación no es corriente.

La tornillería de uniones ha sufrido una modificación respecto a su estado original suprimiéndose arandelas y rebajándose los tornillos. La corrosión del acero hace aumentar el espesor de las uniones tensionando los pernos de unión.

2. ANALISIS DE LA SEGURIDAD

En relación con el diseño de las estructuras internas tras la evaluación se concluye que debería realizarse un cálculo de fatiga siguiendo el código ASME o el Code Case N47 para determinar el daño por fatiga y fluencia acumulado hasta ahora y el previsible para la vida restante de la central para las zonas más solicitadas de las estructuras internas y particularmente para el área soporte. Asimismo se considera necesario realizar un cálculo de la flecha actual del área soporte y la deformación teniendo en cuenta el desgaste de los materiales. Los valores obtenidos deberán contrastarse con las medidas reales obtenidas en la central. Los valores de flecha y número de ciclos de fatiga admisibles deberán introducirse en las especificaciones técnicas de funcionamiento.

En relación con el programa de vigilancia en el interior del cajón ya se ha indicado que el que actualmente se realiza en C.N. Vandellós no incluye ningún elemento de las estructuras internas. El CSN considera que deberá prestarse una atención especial a las estructuras internas dada la previsión de vida para la central y que debe acometerse un programa de vigilancia profundo. En el informe preliminar de HIFRENSA se indica que EDF ha desarrollado un programa de vigilancia mediante inspecciones visuales y con cámara de televisión. Este programa podría servir para el desarrollo de un programa análogo en Vandellós I.

La valoración que hace el explotador sobre el buen comportamiento actual de las estructuras internas debe justificarse explicando los criterios adoptados para realizarla y referenciando los resultados de medidas e inspecciones que se hayan realizado en los últimos cinco años.

El problema de la existencia de partes sueltas en el interior del cajón que pudieran conducir a la obturación de la entrada de algún canal ha sido resuelto para C.N. Vandellós I al igual que para su central de referencia, mediante la instalación de falsas tulipas en la entrada de los canales. Si bien esta solución es satisfactoria se ha presentado en Vandellós I y en SL el problema de que el brazo de la D.P.M ha descolocado en alguna ocasión, las tulipas de su posición correcta al realizar la recarga del canal quedando, estas, en una posición tal que no permite el acceso del brazo al canal en la siguiente operación de recarga. Este problema ha sido parcialmente resuelto por Vandellós I haciendo volver la falsa tulipa a su posición mediante su manipulación con el brazo de carga. Esta operación se realiza sin ningún control fiable (televisivo u óptico en general) que permita asegurar que la falsa tulipa ha quedado correctamente instalada, el único control que se realiza es la comprobación de que, tras la recolocación de la tulipa, el brazo de carga es capaz de acceder al canal. Con esta metodología la operación de recolocación es muy lenta aumentándose el peligro de fuga de gas, si se hace con reactor presurizado y con riesgo de dañar la falsa tulipa. Debido a estas limitaciones la operación de recolocación se exige que sea realizada con la central en parada y despresurizada. El titular debería estudiar un método más fiable de colocar las falsas tulipas.

El fenómeno de taponamiento de la sección de paso de las culatas situadas en el enlosado podría resolverse sustituyendo las culatas, sin embargo esta operación no parece actualmente posible por lo que se recomienda un estudio detallado, particularmente en los canales más calientes, para comprobar que este problema no comprometerá la seguridad del reactor en el plazo de vida previsto para Vandellós I.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Las estructuras internas forman parte del propio reactor, y por lo tanto son en cualquier caso elementos importantes para la seguridad, independientemente de la configuración global que se defina para la planta tras el proceso de reevaluación.

Son por lo tanto aplicables a estas estructuras los criterios generales establecidos.

Para comprobar el cumplimiento con dichos criterios, deberá procederse a un reanálisis de las estructuras internas del cajón, mediante:

- Adopción de un código de diseño mecánico habitualmente utilizado en CCNN. El código de uso más extendido es el código ASME no obstante cualquier otra propuesta podría ser considerada por el CSN.
- Definición de diferentes niveles de servicio y adopción de unos casos de carga por cada uno de ellos coherentes con el análisis de accidentes y transitorios de la central, en particular deben considerarse las cargas sísmicas que resulten de los seísmos previsibles para el emplazamiento de la central.
- Análisis de tensiones generales en las estructuras y análisis de tensiones locales en aquellos puntos en que se requiera en el código aplicable.
- Cálculo de diseño contra los fenómenos de fatiga y fluencia. Determinación del nº de ciclos admisibles. Establecimiento del nº de ciclos agotados en la actualidad. Márgenes disponibles para la vida restante de la central.
- Cálculo de la flecha actual de la superficie soporte. Medida del valor actual y cálculo de la deformación remanente.
- Para todo el reanálisis deberá considerarse el desgaste de los materiales en la actualidad y el posible deterioro de las propiedades mecánicas por irradiación, corrosión, etc.
- El reanálisis deberá realizarse utilizando herramientas habituales en la práctica actual.
- Deberá estudiarse para cada material la necesidad o no de considerar el efecto de la irradiación sobre sus propiedades y de establecer un programa de vigilancia contra la irradiación.
- En cuanto al estado actual de las estructuras internas debe realizarse un análisis de su comportamiento estructural adoptando unos criterios coherentes con el código de diseño que adopte para el reanálisis y partiendo de datos obtenidos de la inspección directa en la central, prestando especial atención a los elementos de unión.
- Tras el examen de los resultados del reanálisis y considerando el estado actual deberá prepararse un programa de vigilancia estructural periódica para el futuro especificando los puntos críticos de la estructura y los métodos y periodicidad de los exámenes.
- La recolocación de las falsas tulipas de entrada a los canales deberá continuar realizándose con la central parada y despresurizada en tanto no se disponga de algún dispositivo de visualización y manipulación que garantice la correcta realización

de esta maniobra en operación, minimizando los riesgos de fuga de gas y daño a las tulipas.

- Deberá realizarse un estudio sobre la situación actual del bloqueo de la sección de paso de las lumbreras de las culatas por corrosión y deberán establecerse previsiones sobre la evolución futura del fenómeno y en función de las posibles soluciones a adoptar.*

3.4.3.4. SISTEMAS DE PROTECCION DEL CAJON

El cajón de hormigón pretensado, es un elemento fundamental de la instalación así como los sistemas que permiten asegurar su función de confinamiento, como son los sistemas específicos de confinamiento, los termopares de medida de las temperaturas, el sistema de protección contra sobrepresiones, los sistemas de detección de fugas y los sistemas para mantener el confinamiento.

A continuación se tratan por separado, tres aspectos fundamentales para la protección del cajón como son:

- A) El límite de confinamiento de la segunda barrera de presión.
- B) El sistema de protección contra sobrepresiones
- C) El sistema de refrigeración del cajón.

A) LIMITES DE CONFINAMIENTO DE LA SEGUNDA BARRERA

1. SITUACION ACTUAL

Los límites de la segunda y última barrera de confinamiento no están establecidos con precisión. Se ha efectuado un estudio preliminar en el que se ha establecido que esta segunda barrera de confinamiento está delimitada por el cajón de hormigón y por todas las tuberías que penetran en él hasta la primera válvula de aislamiento, incluyendo las tuberías del circuito secundario, ya que se asume que pueden romperse dentro del cajón.

El cajón es un recinto hermético sometido a presión de gas CO_2 a alta temperatura en el que se aloja el circuito primario de producción e intercambiador de calor. Las tuberías que atraviesan el cajón son:

- 30 penetraciones de agua de alimentación (4 tuberías por penetración).
- 104 penetraciones de vapor principal de las torres del cambiador (1 tubería por penetración).
- 8 penetraciones de vapor principal de las semitorres del cambiador (4 tuberías por penetración).
- 24 penetraciones de entrada/salida del cambiador de parada (1 tubería por penetración). (parte superior).
- 16 penetraciones (bulbos) de la D.R.G. (48 tuberías por bulbo).
- 9 penetraciones de CO_2 (1 tubería por penetración).
- 1 penetración sistema global DRG.

Estas penetraciones están situadas en la losa inferior del reactor, excepto las correspondientes al cambiador de parada que se encuentran en la parte superior. Además, existen otros dispositivos que

aseguran la hermeticidad del cajón (por ejemplo: máquina de recarga, sistema de estanqueidad de turbosoplantes, etc.).

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

El diseño de C.N. Vandellós I contempla como última barrera de confinamiento el cajón. Es por tanto necesario definir perfectamente esta última barrera y establecer con la mayor precisión los límites de la misma, que serán los límites de confinamiento de la propia central. Por tanto, se elaborará un plan detallado que defina los límites exactos de esta barrera de confinamiento y que comprenda la localización de todas las barreras del cajón, el camino de todos los circuitos de CO_2 , de agua, de vapor u otros que atraviesan el cajón hasta la primera barrera con papel de estanqueidad de CO_2 . La central de Saint-Laurent-des-Eaux A también ha establecido el límite de confinamiento de la segunda barrera en el primer elemento de aislamiento de circuitos de CO_2 del cajón.

Para el establecimiento de los controles periódicos de esta barrera se tendrá en cuenta el estado actual de los elementos afectados, los resultados de controles anteriores y la metodología ASME.

3. MODIFICACIONES O ESTUDIOS A REALIZAR

Se considera el cajón como segunda y última barrera de confinamiento. Es necesario que un plan detallado defina y esté a la disposición del personal de explotación y mantenimiento.

Debe elaborarse un plan detallado que incluya la localización de todas las barreras del cajón, el camino de todos los circuitos de CO_2 , de agua, de vapor u otros que atraviesan el cajón hasta la primera barrera con papel de estanqueidad de CO_2 .

Se establecerá un programa de controles periódicos para cuya implantación se tendrá en cuenta el estado actual de las estructuras, las reparaciones o reemplazamientos efectuados y los resultados de controles anteriores de daños acumulados, según la definición de daños del código ASME.

B) SISTEMA DE PROTECCION CONTRA SOBREPRESIONES

1. SITUACION DEL SISTEMA EN SU DISEÑO ACTUAL

El Sistema de Protección contra Sobrepresiones tiene como finalidad proteger al cajón, al combustible y a las estructuras internas del reactor contra aumentos de presión, de forma que no se superen los valores de diseño.

Está compuesto por dos trenes redundantes que constan de una válvula de aislamiento, filtros y una válvula de seguridad de membrana percutora con su válvula de aislamiento correspondiente.

La lógica es actuada por tres transmisores de presión situados a la descarga de las soplantes por ser la zona de más alta presión del

cajón. Cada uno de estos sensores puede activar cuatro relés voltimétricos que producen respectivamente alarma de alta presión a 29 bar, caída de barras a 29.8 bar, percusión de las membranas de seguridad a 30.1 bar, y cierre de las válvulas de aislamiento de las membranas, una vez que la presión ha bajado a 28 bar. La señal de percusión de las membranas de seguridad produce simultáneamente orden de apertura a las electroválvulas de alivio de vapor para limitar la subida de presión.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

El suceso considerado como base de diseño para este sistema es la rotura de un colector de vapor del Cambiador Principal en el interior del cajón. El análisis de este suceso realizado en la Central de referencia, ha demostrado que la rotura de un colector de 100 mm, que es el diámetro máximo de las tuberías de vapor, llevaría a superar la presión de diseño del cajón, si la apertura de las electroválvulas de alivio de vapor no se produce hasta que se alcanza el umbral de percusión de las membranas. Como consecuencia, se ha modificado la lógica, de manera que la orden de apertura de las electroválvulas se produzca simultáneamente a la de caída de barras. En el reanálisis efectuado se han considerado los fallos únicos más limitantes de las vías de alivio CO_2 (RFOS) y de las electroválvulas de alivio de vapor.

Además, en la central de referencia se han realizado los estudios de presurización del cajón tras la rotura de varios colectores de vapor, inducidos por efecto látigo.

Respecto a las válvulas de aislamiento de las membranas de seguridad una vez que han sido percutidas, existen varios aspectos de seguridad que se pueden mejorar. Uno es la indicación de posición de dichas válvulas en los paneles de mando, que permita constatar su correcta actuación tras un accidente. Otro viene derivado del hecho de ser una válvula neumática, que hace que su funcionamiento pueda estar afectado por anomalías en el sistema de aire comprimido, lo que constituyó una preocupación durante el incidente del 19 de octubre. Vandellós 1 adoptará las medidas necesarias para independizar el funcionamiento de estas válvulas de posibles problemas en el circuito de aire comprimido.

Un aspecto importante de los sistemas de seguridad son las pruebas periódicas a que se someten para garantizar su correcto funcionamiento en caso de que sea requerida su actuación. Las pruebas que se realizan de este sistema no incluyen una percusión real de las membranas de seguridad, lo que deberá ser realizado en el futuro para demostrar su operabilidad frente a posibles causas de deterioro, tales como corrosión. Además, las electroválvulas de alivio de vapor y la lógica de apertura asociada, deberán ser cualificadas como de seguridad si se les da crédito en el análisis de accidentes y ser sometidas a pruebas periódicas como tales componentes de seguridad.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

El sistema de protección contra sobrepresiones es un sistema directamente relacionado con la seguridad de la barrera de presión, y por lo tanto se trata de un sistema importante para la seguridad, al que aplican necesariamente los criterios generales establecidos.

Como consecuencia del proceso de evaluación se deducen la necesidad de realizar los estudios, e implementar las acciones, que se describen a continuación:

1. Se deberá realizar un análisis del accidente de rotura de un colector de vapor de 100 mm de diámetro en el interior del cajón, considerando el fallo simple más limitante de una vía de alivio de CO₂ (RFOS) o de las electroválvulas de alivio de vapor, para demostrar que en ninguno de los casos se supera la presión de diseño del cajón.
2. Se deberán realizar los estudios de presurización del cajón correspondientes a la rotura de varios colectores de agua o vapor en el interior del cajón, inducidas por efecto látigo.
3. Las válvulas de aislamiento de las membranas de seguridad una vez percutidas, deberán tener indicación de posición en la Sala de Control y en los paneles remotos a que hace referencia el segundo párrafo del criterio general 12 (apartado 3.3). Se deberán adoptar las medidas necesarias para que el funcionamiento de dichas válvulas se independice de posibles problemas en el circuito de aire comprimido.
4. Las pruebas periódicas de este sistema deberán incluir la percusión real de las membranas de seguridad para garantizar su operabilidad frente a posibles causas de deterioro tales como corrosión.
5. Las electroválvulas de alivio de vapor y la lógica de apertura asociada, deberán ser cualificadas como componentes de seguridad y ser sometidas a pruebas periódicas de vigilancia, como tales componentes de seguridad.

C) SISTEMA DE REFRIGERACION DEL CAJON

1. SITUACION DEL SISTEMA EN SU DISEÑO ACTUAL

El objeto del sistema de refrigeración del cajón es conseguir que la temperatura del hormigón y de la piel de hermeticidad no supere los 70°C. Para ello se dispone de una protección térmica activa y otra pasiva. La activa es el sistema de refrigeración del cajón en circuito cerrado mediante agua desmineralizada. La pasiva es el calorifugado con bloques de hormigón poroso de piedra pómez.

El sistema de refrigeración del cajón está formado por dos circuitos del 100% capaz cada uno de ellos de asegurar la refrigeración del cajón.

Cada circuito consta de:

- Tres bombas
- Tres cambiadores de calor refrigerados por el sistema de agua de mar de refrigeración (SPOR)
- Un tanque tampón atmosférico con sus auxiliares de mantenimiento de nivel y llenado.
- Colectores de interconexión
- Tuberías metálicas de 1" dispuestas en paralelo y soldadas a la piel de hermeticidad

Además hay medidas de caudal, presión y temperatura para controlar y vigilar el estado y funcionamiento del sistema.

La aportación de agua desmineralizada a los circuitos (función RCOR) se efectúa mediante dos bombas y las tuberías y válvulas correspondientes, que permiten aportar agua desmineralizada de la función EDOD a través de cualquier bomba a ambos circuitos. Cada bomba está dimensionada para el 100% del caudal total de aportación.

Las bombas de refrigeración RCOC están alimentadas eléctricamente, cuatro de la función DS1B y dos de DS2C y DS3C (Alimentación eléctrica socorrida 380 V). Las dos bombas de aportación RCOR están alimentadas de las funciones DS2B y DS3B.

Normalmente, están en operación ambos circuitos de refrigeración, funcionando dos bombas en cada uno.

La aportación de agua desmineralizada a los circuitos se hace automáticamente en función del nivel en el tanque tampón correspondiente.

Las medidas de las temperaturas del hormigón del cajón y de la piel de estanqueidad se hace mediante 328 termopares distribuidos en el conjunto. De las medidas de estos termopares el TICA escruta 80.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

El sistema de refrigeración del cajón, forma parte de la protección de la barrera de presión y está por tanto directamente relacionado con el criterio general "Límites de confinamiento del material radiactivo". Es un sistema que por lo tanto se mantendrá en cualquier caso como importante para la seguridad y en consecuencia, le son aplicables los criterios de seguridad señalados.

Se analizan a continuación los aspectos más importantes para la seguridad de este sistema.

Redundancia

El sistema está formado por dos circuitos idénticos, cada uno del 100% y capaz de efectuar la refrigeración del cajón. En cada circuito normalmente funcionan dos bombas y la tercera permanece como reserva. En caso que se dispare una bomba las recuperaciones eléctricas de socorro de 48 V arrancan la tercera bomba.

Con este diseño se cumple el criterio de redundancia.

Separación física

Las bombas y los cambiadores están en el edificio de auxiliares eléctricos, nivel 9,00. Las bombas están todas alineadas y muy cercanas. los cambiadores forman tres conjuntos de dos, dispuestos uno sobre otro, y también están muy cercanos.

Con esta disposición un suceso único puede hacer que se pierdan ambos trenes. Para evitar que suceda esto deben separarse los equipos de ambos circuitos, bien distanciándolos o colocando barreras.

Para aislar ambos circuitos y evitar conexiones incorrectas, debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión equipos-circuitos.

Las tuberías de ambos circuitos van en algunas zonas muy cercanas. Para evitar que un fallo de causa común pueda hacer perder los dos circuitos, deben seguirse los criterios indicados en la evaluación del área relativa a efectos de roturas de tuberías.

HIFRENSA indica en su informe que no hay una perfecta independencia física de circuitos y componentes redundantes, sin proponer ninguna medida para resolver este tema.

Fugas

El Standard Review Plan 9.2.2. en el procedimiento de revisión 4.a, pide que exista detección de fugas.

Las fugas son más importantes en la tubería embebida ya que además de la pérdida de refrigerante, se puede producir una degradación de los materiales del cajón.

Por ello, deben tomarse las medidas pertinentes, tanto a nivel documental como de modificaciones del diseño, para hacer posible que las fugas producidas en equipos, tuberías aéreas y embebidas, puedan ser detectadas, identificadas y aisladas o reparadas.

Agua de Aportación

El Standard Review Plan 9.2.2. en su procedimiento de revisión 3.c pide la existencia de una reserva de agua en el sistema. Debe demostrarse que el volumen de agua contenido en cada tanque tampón es suficiente para reponer la fuga esperada en cada circuito durante

siete días o disponer de una fuente de aportación de seguridad antes de que se consuma el agua existente en el tanque tampón.

Pruebas

Debe establecerse un programa de pruebas para las bombas RCOR y el conjunto de los circuitos RCOC.

Termopares

Debe establecerse anualmente un control del estado de los termopares de medida de la temperatura del hormigón, así como un seguimiento de la evolución de las medidas de estos termopares para conocer el funcionamiento y estado del cajón y sus sistemas.

3. CRITERIOS A APLICAR Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

- Por tratarse de un sistema directamente relacionado con el criterio general de "límites de confinamiento de materiales radiactivos", como formando parte del sistema de protección de la barrera de presión, le son de aplicación los criterios de seguridad establecidos, y por lo tanto:

- 1) Deberá cumplir el apartado 9.2.2 del Standard Review Plan.
- 2) Los equipos pertenecientes a los circuitos redundantes deben separarse, cambiando su ubicación o instalando barreras entre ellos.
- 3) Debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión de equipos y circuitos.
- 4) Las alimentaciones eléctricas a equipos y componentes de cada circuito deben hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.
- 5) Deben seguirse los criterios dados en el apartado correspondiente a efectos de rotura de tuberías, en cuanto a protección o separación de las tuberías de los circuitos.
- 6) Deben tomarse las medidas oportunas tanto a nivel de documentos como de modificaciones del diseño, para que las fugas que se produzcan en los equipos, tuberías aéreas y embebidas puedan ser detectadas, localizadas y aisladas o reparadas.
- 7) Debe demostrarse que el volumen de agua desmineralizada contenido en cada tanque-tampón es suficiente para reponer la fuga esperada en cada circuito durante siete días o en caso contrario debe haber un sistema de aportación de seguridad.
- 8) Debe establecerse un programa de pruebas de los equipos y circuitos del sistema.

- 9) Debe efectuarse un control anual del estado de los termopares de medida de temperatura del hormigón.
- 10) Deben seguirse y estudiarse las medidas de temperatura que obtienen los termopares, para conocer y vigilar el estado del cajón y el funcionamiento de sus sistemas asociados.

3.4.4. REFRIGERACION DEL REACTOR

3.4.4.1. INTEGRIDAD DEL CAMBIADOR DE CALOR

1. SITUACION ACTUAL

El Cambiador Principal de Calor de la Central Nuclear de Vandellós I tiene como fin la producción del vapor sobrecalentado necesario para el abastecimiento de las tuberías de los grupos turbo-alternadores y de los grupos de soplado, a partir de la potencia térmica del reactor, el cual se le transmite por medio del CO₂.

El Cambiador debe, además, poder asegurar en cualquier circunstancia, la refrigeración del reactor. Por consiguiente debe poder alimentarse en cualquier circunstancia, total o parcialmente.

El Cambiador Principal de CNVI está compuesto por un conjunto de paneles monotubulares aleteados en 2m de longitud con un extremo sin aletear doblado en frío y soldados uno a continuación de otro. Los paneles así fabricados se agruparon de 49 en 49 en las torres enteras y de 28 en 28 en las semitorres de tal manera que, numerando correlativamente los paneles, los correspondientes a un número par quedaban con soldadura en la parte inferior del codo y sujetos al armazón por la parte superior e inversamente para los impares.

Cronología de la degradación estructural del cambiador

En base a los datos obtenidos de la explotación, se observan tres etapas diferentes en las fugas aparecidas en el Cambiador Principal a lo largo de la vida de la planta, a saber 1975-80, 1981-84 y 1984-hasta hoy.

Las primeras fugas aparecieron en el año 1975, cuando se llevaba alrededor de 800 días equivalentes a plena potencia (DEPP). El reparto de las fugas por número de paneles aislados se refleja en la siguiente tabla:

Cuarto de Cambiador

Año	1	2	3	4	Total paneles aislados	DEPP
1975	4	3	0	0	7	961
1976	3	1	0	3	7	1.249
1977	0	1	1	0	2	1.535
1978	0	4	0	0	4	1.816
1979	0	2	1	0	3	2.089
1980	1	3	0	1	5	2.379
1981	4	8	2	0	14	2.643
1982	2	6	1	0	9	2.910
1983	4	5	1	1	11	3.180
1984	6	3	2	1	12	3.437
1985	2	2	1	1	6	3.703
1986	1	1	0	0	2	3.974
1987	1	0	0	0	1	4.247
1988	1	0	0	0	1	4.500
TOTALES	<u>29</u>	<u>39</u>	<u>9</u>	<u>7</u>	<u>84</u>	

A la vista de la tabla anterior se deduce que del total de paneles (1.386), hasta este momento se han eliminado un 6% de ellos.

2. ANALISIS DE LAS CAUSAS DE DEGRADACION DEL CAMBIADOR Y ACCIONES CORRECTORAS

De la evaluación de los datos disponibles se puede concluir que la degradación del Cambiador fue originada como consecuencia de un fenómeno del tipo erosión-corrosión (e-c), desencadenado por la conjunción de tres parámetros fundamentales:

- parámetros dinámicos (erosión por velocidad)
- parámetros químicos (corrosión química)
- parámetros térmicos (influencia de la T en el fenómeno)

Las medidas tomadas por HIFRENSA para detener la progresiva degradación del Cambiador han dado resultado satisfactorio, disminuyendo la tasa de fugas.

Las causas origen del fenómeno que han sido atacados son:

- Velocidad del fluido
- Química del secundario
- Temperatura

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

En la evaluación del estado actual del Cambiador Principal se han seguido entre otras normas los criterios establecidos en la reevaluación de los Cambiadores de la central de referencia SLA1, 2. Estas normas se pueden resumir en:

- Normas UNE (Características químicas y mecánicas de aceros de construcción).
- Reglamento español de recipientes a presión, de 1.979 (I.T.C. MIE-AP2).
- Código ASME. Sección II (Material Specifications).
- Código ASME. Sección III (Componentes).
- Código ASME. Sección V (Nondestructive Examination).
- Código ASME. Sección IX (Welding and Brazing Qualifications).
- Decretos franceses para reglamentar aparatos a presión, de 1.926 y 1.974.

Con relación a los trabajos de puesta al día realizados por HIFRENSA (hasta la fecha del accidente) encaminados a mejorar la integridad del Cambiador Principal, tanto en operación normal, como en condiciones de emergencia se puede concluir:

a) Las medidas adoptadas con objeto de disminuir la tasa de fugas de los tubos del Cambiador, tales como:

- Introducción de AMP (2amino 2metil 1propanol) como aditivo químico basificante.

- Homogeneización de las temperaturas del CO₂ a la salida del reactor.

Han demostrado dar resultados satisfactorios.

- b) Los sistemas de detección de fugas por humedad en el CO₂, se consideraran adecuados.
- c) Las medidas de inspección periódica del Cambiador, dada la difícil accesibilidad al mismo, especialmente en algunas zonas, son correctas para controlar el estado de degradación de los materiales.

No obstante HIFRENSA deberá establecer un procedimiento sistemático de ensayos no destructivos para controlar el espesor de los tubos, así como algún otro ensayo adicional que se considere adecuado al respecto.

- d) El cambiador principal se someterá a las pruebas hidrostáticas que señala la normativa, a las presiones aplicables derivadas de la presión de diseño de este componente, que en cualquier caso será superior al valor de ΔP que pueda presentarse en situaciones de accidente, y muy en especial el accidente de despresurización del cajón.

HIFRENSA deberá presentar un informe sobre el estado del cambiador principal y tuberías asociadas mediante un programa de inspección preservicio.

- e) HIFRENSA deberá realizar estudios específicos sobre los siguientes temas:

- Análisis de las distintas posibilidades de pérdida de agua de alimentación al Cambiador.
- Análisis de reparto de agua y equilibrado.
- Verificación del funcionamiento del sistema de agua de alimentación, en lo que respecta a temperaturas mínimas.

- f) Para asegurar la integridad del Cambiador, las principales acciones que HIFRENSA debe emprender son:

- Control químico, periódico y documentado de la química del secundario.
- Informe sobre el estado del Cambiador Principal y tuberías asociadas, mediante un programa de inspección preservicio.
- Análisis de tensiones del Cambiador, incluyendo expresamente los cálculos de fatiga del material.
- Análisis de la integridad del Cambiador y tuberías asociadas como consecuencia de la rotura de tuberías próximas.
- Dossier de fabricación, el cual incluirá como mínimo:

- . Materiales
- . Procedimientos de Soldadura
- . Ensayos no destructivos y destructivos
- . Pruebas hidráulicas.

- Analizar la probabilidad de generación e impacto de partes sueltas sobre el Cambiador y succión de las turbosoplantes.

3.4.4.2. REFRIGERACION POR SOPLADO

1. SITUACION ACTUAL

En C.N. Vandellós I la refrigeración normal del reactor se realiza mediante gas carbónico (CO_2) impulsado por turbosoplantes (TS).

Las turbosoplantes hacen circular el CO_2 , entre el núcleo del reactor y el generador de vapor o cambiador principal, con un caudal total aproximado de 8.748 Kg/seg.

La refrigeración del reactor está asegurada por cuatro grupos de soplado, cada uno de los cuales está capacitado para evacuar por sí solo la potencia residual del reactor, con un caudal mínimo de 1.000 Kg/seg.

Cada grupo de soplado está constituido por una Turbosoplante (TS), y sus sistemas auxiliares esenciales:

- Regulación (TSiR)
- Frenado y Bloqueo (TSiB)
- Engrase (TSiG)
- Fluido de control (TSiF)
- Estanqueidad (TSiE)

Existen además otros sistemas comunes a los cuatro grupos, como el sistema de regulación común a las 4TS (TSOR) y sistemas asociados a los condensadores de las turbinas.

Cada TS comprende una soplante y una turbina de arrastre tipo acción a condensación unidas por un árbol de transmisión horizontal articulado.

En operación normal, las turbinas son alimentadas por vapor principal, y en los arranques, paradas y en general ante pérdida del vapor principal, son alimentadas por vapor auxiliar producido por las calderas de la Central Auxiliar.

Cuando la TS está sobre la admisión principal, su velocidad normal va de 380 a 2.420 rpm, según el caudal de CO_2 requerido. Cuando la TS está sobre la admisión auxiliar su velocidad es la de polaridad fija, dependiente del número de TS en servicio, que proporciona el caudal fijo de 1.000 Kg/seg.

En explotación el modo de operación es el automático, estando armadas tanto la admisión principal como la auxiliar. La pérdida de la admisión principal provoca la apertura de la válvula de admisión auxiliar. Del mismo modo la puesta en servicio de la admisión principal se efectúa por cierre de la válvula de admisión auxiliar.

Las causas del disparo son del tipo:

- A: disparo automático de las dos admisiones, por cadena cableada sin pasar por el ordenador.
- B: disparo de la admisión principal automático.

C: disparo de la admisión auxiliar manual.

Existe una posibilidad de funcionamiento en "marcha forzada", para temperaturas de vapor por debajo de 310°C, que prolonga la operación con vapor principal, aumentando la disponibilidad del soplado en caso de pérdida del vapor auxiliar.

El fallo individual de uno de los componentes de una turbosoplante conduce a la pérdida de uno de los 4 grupos de soplado. Sin embargo la pérdida de las fuentes de energía eléctrica, de aire de regulación (ACOD) o de agua de refrigeración (EDOR) suponen fallos de modo común a los 4 grupos de soplado. Otros sucesos que pueden producir fallos de modo común sobre los 4 grupos de soplado son:

- Incendio en el edificio de auxiliares eléctricos.
- Rotura de tubería de CO₂ o de vapor.
- Inundación en la cava del reactor.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Las turbosoplantes y sus sistemas auxiliares cumplen una función esencial de seguridad, según se ha descrito anteriormente, sin embargo, no están diseñados con los requisitos que exige la normativa actual para este tipo de sistemas. Los principales problemas se derivan de los posibles fallos en modo común de los cuatro grupos de soplado y de la falta de separación física entre sus alimentaciones eléctricas.

La modificación prevista para establecer una refrigeración de emergencia (véase RAiE), introduce cambios sustanciales en el tratamiento dado hasta la fecha al soplado, que pudieran hacer pensar en una disminución de los requisitos exigibles a esta función como sistema de seguridad. Sin embargo, las turbosoplantes siguen manteniendo las siguientes misiones de seguridad:

- Forman parte de la barrera de presión y cumplen misiones de confinamiento a través de los circuitos de estanqueidad.
- Son necesarias para mantener el soplado en los accidentes de despresurización del cajón, en los que el sistema RAiE no es eficaz para la refrigeración del núcleo (véase accidentes de despresurización rápida del cajón).

En consecuencia, las turbosoplantes siguen manteniendo su condición de funciones de seguridad y deberán cumplir los requisitos exigidos a este tipo de funciones.

Un aspecto importante de las funciones de seguridad son las pruebas periódicas a que deben someterse. En las pruebas periódicas de las turbosoplantes deberá incluirse la verificación de todos aquellos componentes necesarios para el correcto funcionamiento de las mismas.

En la central de referencia se han realizado una serie de modificaciones en los sistemas auxiliares de las soplantes, que deberán ser consideradas en Vandellós I. Entre ellas merece la pena destacar una protección

por alto nivel en los condensadores de las soplantes, derivada de un incidente de pérdida de refrigeración de dichos condensadores, ocurrido en SLA. En Vandellós deberán tomarse las medidas necesarias para evitar este tipo de incidentes, e incorporar también todas aquellas modificaciones realizadas en la central de referencia para aumentar la fiabilidad del soplado.

CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

1. Las turbosoplantes siguen desempeñando funciones de seguridad, aún después de la modificación del RAiE, en cuanto que forman parte de la barrera de presión a través de los circuitos de estanqueidad y que deben garantizar la refrigeración del núcleo en los accidentes de despresurización del cajón. Por tanto, dichos componentes así como sus sistemas auxiliares, deberán cumplir los criterios exigidos por la normativa actual a las funciones de seguridad.
2. Las pruebas periódicas de las turbosoplantes deberán incluir todos los componentes necesarios para el correcto funcionamiento de las mismas.
3. Deberán tomarse las medidas oportunas para prevenir fallos en el sistema de refrigeración de los condensadores de las turbosoplantes y deberán incluirse las modificaciones realizadas en la central de referencia para aumentar la fiabilidad operativa del soplado.

3.4.4.3. REFRIGERACION DE PARADA

1. SITUACION ACTUAL

1.1. DESCRIPCION GENERAL DEL SISTEMA RAiE

El sistema RAiE se ha concebido para evacuar la potencia residual del reactor, una vez paradas las soplantes, de 6 a 8 horas después de la caída de barras de control, cuando ésta es de 16 Mw (1% Pn).

La circulación del CO₂ se produce por el termosifón establecido entre la fuente caliente constituida por el núcleo y la fuente fría constituida por unos cambiadores de calor o "módulos" en la parte superior o cielo del cajón.

Existen seis módulos en total, colocados lateralmente a 60º en la parte alta interior del cajón, distribuidos alternativamente en dos circuitos independientes entre sí, de tres módulos a 120º, denominados RA1E y RA2E, que se conectan exteriormente, cada uno a un tanque de expansión, a un cambiador de calor refrigerado por agua de mar y a dos bombas de impulsión en paralelo. Completan el sistema, un circuito común de alimentación de agua desmineralizada para operación, y un circuito de llenado de nitrógeno para conservación en parada.

La operación correcta del sistema, depende no solo de la potencia residual del reactor, sino también de la temperatura en el Cambiador Principal. Para cada potencia residual existe una temperatura límite en el Cambiador Principal, por debajo de la cual se produce un "contorneamiento ascendente" de los módulos y por encima un "contorneamiento descendente".

La temperatura límite en el Cambiador Principal fija las temperaturas en el "cielo" a 270°C y en el espacio "anular" a 225°C, para un correcto funcionamiento del termosifón.

La puesta en marcha del sistema se efectúa manualmente y consiste en:

Subsecuencia marcha 1:

- Determinar las condiciones térmicas del reactor
- Vaciar la parte del circuito llena con nitrógeno
- Controlar el nivel de los tanques
- Puesta en servicio de los cambiadores 01RF
- Puesta en recirculación de las bombas de impulsión

Subsecuencia marcha 2:

- Puesta en agua de los módulos
- Parada de las soplantes
- Seguimiento del termosifón

1.2. EL SISTEMA RAiE COMO REFRIGERACION EN PARADA

Está previsto para su intervención en configuración completa con los dos circuitos RAiE, entre 6 y 8 horas después de parado el reactor y enfria-

do con EHIE y TS, cuando la potencial residual es de 18 Mw y la temperatura en EHIE es como mínimo 180°C, según se ha descrito anteriormente.

En estas condiciones, la temperatura en la zona anular es de 225°C, se establece normalmente el termosifón sin by-pass ascendente o descendente y la temperatura de salida del agua de los módulos no supera los 60°C.

1.3. EL SISTEMA RAiE COMO REFRIGERACION DE EMERGENCIA

En CN Vandellós 1 no existe un sistema de Refrigeración de Emergencia propiamente dicho.

La Refrigeración de Emergencia está prevista que se realice mediante la intervención anticipada de la Refrigeración en Parada o sistema RAiE, en el caso de parada de las cuatro turbosoplantes (TS) y pérdida del Cambiador Principal (EHIE).

En estas situaciones consideradas como "Pérdida total de refrigeración", la intervención del RAiE en configuración completa (los dos circuitos), se supone que tiene lugar en el plazo de 2 horas a partir de la pérdida de TS y EHIE.

En estas condiciones se superan sólo durante breves minutos, la temperatura del combustible y la presión del recinto de contención. En los análisis no se ha tenido en cuenta la temperatura de salida del agua de los módulos del RAiE, que es un factor limitante para el correcto funcionamiento del sistema, ni los efectos de la entrada de agua fría en los tubos del cambiador o las temperaturas, que se alcanzan en el cielo del reactor en esas dos horas.

Estudios adicionales efectuados para la central de referencia SLA, detallando los diferentes escenarios sobre "Pérdida total de refrigeración", han desembocado en la adaptación del sistema RAiE para desempeñar misiones de "Ultima Seguridad".

Las últimas modificaciones del sistema RAiE, realizadas en SLA, para su utilización como Refrigeración de Emergencia, limitan la puesta en marcha, en configuración completa, a un tiempo inferior a 5 minutos después de la Pérdida total de Refrigeración, cuando la temperatura en el cielo del reactor es menor de 270°C. Para limitar la temperatura del agua en el depósito intermedio al valor de 60°C, que es el máximo valor para el que está diseñado, ha sido necesario intercalar entre éste y los módulos, un cambiador de calor adicional. Con el funcionamiento de los circuitos RAiE en estas condiciones se garantizan la integridad del combustible y de presión del recinto en todos los casos. En configuración parcial de un solo circuito, no se garantizan la integridad del combustible ni la presión del recinto en todos los casos.

C.N. Vandellós 1 ha sido requerida, para que presente un proyecto de modificación del Cambiador de Parada, que le permita realizar las funciones de Refrigeración de Emergencia, según los últimos estudios realizados.

El proyecto de adaptación del Cambiador de Parada, remitido al CSN, utiliza como envolventes las conclusiones aplicadas a SLA y adopta como solución alternativa en la refrigeración de los módulos, el agua bruta de los depósitos generales en circuito abierto al mar, hasta alcanzar la temperatura admisible en el depósito intermedio de agua desmineralizadas en cuyo momento se retorna a la configuración habitual de este circuito.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

El sistema RAiE actual, ni en su diseño ni en su aplicación como Refrigeración de Emergencia, ha sido sometida hasta la fecha al cumplimiento de normativa de seguridad.

Uno de los requisitos básicos exigidos por esta normativa es que el sistema sea capaz de realizar su función, suponiendo el fallo único más limitante del mismo. Un fallo único en el RAiE dejaría fuera de servicio uno de los circuitos del sistema, por tanto, se deberá demostrar la capacidad de un solo circuito para extraer el calor residual del núcleo y mantener los valores de los parámetros de seguridad dentro de los márgenes aceptables en los accidentes de pérdida total de refrigeración.

Además, tanto el RAiE como sus sistemas soportes, deberá cumplir todos los requisitos de cualificación y separación física entre sus alimentaciones eléctricas, etc., requeridos para los sistemas de seguridad. Asimismo, deberán someterse a pruebas periódicas que garanticen su correcto funcionamiento.

Los análisis realizados para la adaptación del RAiE como sistema de emergencia en la central de referencia, demuestran que las temperaturas que se alcanzan tanto en el propio cambiador y sus estructuras soportes, como en el resto de las estructuras internas del cajón, harían necesario un reanálisis de dichas estructuras antes de una nueva puesta en funcionamiento del reactor, después de la actuación del RAiE como último socorro. Esto deberá tenerse en cuenta en el reanálisis de las estructuras internas del cajón que se va a realizar en Vandellós I, de manera que se cubran adecuadamente los valores de presión y temperatura que se alcanzan durante los accidentes de pérdida de soplado.

Además, dado que va a ser necesario dotar al sistema de un mecanismo de puesta en marcha automático, deberán analizarse las consecuencias de un arranque inadvertido del sistema en condiciones de planta que no requerirán su actuación.

Los cálculos que soporten los análisis mencionados anteriormente deberán ser específicos para Vandallós I, a no ser que se justifique adecuadamente la aplicabilidad de cálculos realizados para la central de referencia.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

1. El sistema RAiE deberá cumplir todos los requisitos exigidos por la normativa actual a los sistemas de seguridad.

2. Se deberá establecer un programa de pruebas periódicas del sistema para garantizar su correcto funcionamiento en todas las condiciones operativas del mismo.
3. Se deberá demostrar la capacidad del sistema RAiE para extraer el calor residual del núcleo en los accidentes de pérdida total de soplado y pérdida del cambiador principal, suponiendo el fallo único más limitante del mismo.
4. Se deberá analizar el comportamiento de las estructuras internas del cajón y las propias estructuras del RAiE en las condiciones de presión y temperatura que se alcanzan en los accidentes antes mencionados.
5. Se deberán analizar las consecuencias de un arranque inadvertido del sistema en condiciones que no requieran su actuación.
6. Los análisis mencionados anteriormente deberán ser específicos para Vandellós I, a no ser que se justifique adecuadamente la aplicabilidad de cálculos realizados para la central de referencia.

3.4.4.4. SISTEMA AGUA ALIMENTACION AUXILIAR

1. SISTEMA ACTUAL

Los circuitos agua-vapor están concebidos con un esquema de bloques, de manera que para cada una de las seis turbinas (dos de los grupos principales y cuatro de las soplantes) hay un circuito independiente desde los colectores de vapor a la salida del cambiador principal, hasta los colectores de agua de alimentación.

Los circuitos de los grupos turboalternadores tienen únicamente la misión de producir energía, mientras que los bucles de las turbosoplantes tienen dos importantes misiones de seguridad: garantizar el soplado y mantener la alimentación al cambiador durante los arranques y paradas para refrigerar el reactor. Por ello, el presente informe se centrará especialmente en estos últimos.

El ciclo termodinámico es un ciclo sin recalentamiento. Las características del vapor en la admisión de las turbinas es 33.6 bar y 390°C. En las turbinas principales se realizan dos extracciones que alimentan, la primera a un recalentador de superficie y la segunda a un precalentador-desgasificador. En las turbinas de las soplantes existe sólo una extracción que alimenta al tanque desgasificador de alimentación complementaria.

En funcionamiento normal a plena potencia los grupos turboalternadores consumen por unidad 900 T/h y los bucles de las soplantes 70 T/h cada uno, aunque durante las paradas pueden llegar a recibirse en cada una de las expansiones desobrecalentadoras unas 100 T/h de vapor vivo para evacuar la potencia residual.

Las 112 tuberías de vapor que salen del cajón, se agrupan en 8 colectores de vapor que alimentan los dos turbogrupos y de los que se derivan las alimentaciones para los cuatro grupos de soplado. En cada uno de esos 8 colectores existen cuatro válvulas de seguridad (tres mecánicas y una de mando electro-neumático) para protección contra sobrepresiones y una válvula de aislamiento.

Los condensadores de las turbosoplantes son capaces de garantizar la evacuación del calor residual del núcleo, a través del vapor expandido en las turbosoplantes o previo paso por un dispositivo de expansión desobrecalentadora. La refrigeración de los condensadores se realiza por un caudal de circulación de agua de mar.

La regulación del nivel se realiza mediante un aporte desde los tanques de transferencia cuando el nivel tiende a bajar y por una restitución de agua a dichos depósitos cuando el nivel tiende a subir. Además, existe la posibilidad de un aporte directo a partir de los tanques de almacenamiento de agua desmineralizada.

Las expansiones desobrecalentadoras de las turbosoplantes pueden funcionar indistintamente en fase agua, agua-vapor o en fase vapor. Funcionando en fase vapor son capaces de absorber un caudal de 100 T/h a 400°C y 46 bar. Existe una regulación que limita la apertura de las expansio-

nes desobrecalentadoras cuando el vacío en el condensador tiende a degradarse; esta disposición evita la saturación del mismo cuando funcionan simultáneamente la expansión y la turbosoplante.

Las bombas de extracción complementarias aspiran el agua condensada en los condensadores de las turbosoplantes y la impulsan a través del condensador de vahos de la turbina y del sistema de tratamiento continuo a los tanques de alimentación complementaria. Existen tres bombas por turbosoplante, siendo necesaria solo una en marcha normal y dos en arranques y paradas. El caudal nominal de estas bombas es de 89 m³/h. Existen disparos automáticos de las mismas por muy bajo nivel en el condensador o muy alto nivel en el tanque de alimentación complementaria.

Los tanques de alimentación complementarios suministran el agua necesaria a la aspiración de las bombas de alimentación complementarias. Garantizan simultáneamente las funciones de precalentamiento, desgasificación y almacenamiento de agua. La capacidad de almacenamiento es de 12 m³ cada uno. La regulación de nivel del tanque la realiza una cadena proporcional que actúa sobre la válvula de admisión de agua.

Las bombas de alimentación complementarias alimentan al cambiador en común con las bombas de alimentación principal, aspirando el agua de los tanques de alimentación complementarios. En los arranques y paradas garantizan un caudal mínimo para refrigerar el reactor.

Existen dos bombas por grupo turbosoplante, capaces cada una de ellas de aportar el caudal nominal de 81.6 m³/h, estando en funcionamiento normal una en servicio y otra en reserva. La puesta en servicio de estas bombas se realiza por vía ordenador.

Existen disparos automáticos de las mismas por bajo nivel en los tanques de alimentación complementarios, y por sobrepresión en el cambiador principal en los periodos de funcionamiento en agua del mismo.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Las bombas de alimentación complementarias, los condensadores de las turbosoplantes, las bombas de extracción y los tanques desgasificadores de alimentación complementaria son los únicos sistemas de los que se disponía hasta ahora en la central para extraer el calor residual y mantener la parada segura de la misma.

Como tales sistemas de parada segura, deben cumplir los requisitos de redundancia, separación física de sus componentes y alimentaciones eléctricas, protección contra incendios, inundaciones, etc..., exigidos para este tipo de sistemas.

El accidente del 19 de Octubre puso de manifiesto la vulnerabilidad de estos sistemas frente a un fallo del sistema de aire comprimido, que afectó a las válvulas PAiD01V4, 02VA y PAiX01VA y la falta de medidas adecuadas de protección contra inundación de las bombas de extracción y las bombas de alimentación complementarias. Asimismo, se puso de manifiesto un cierto grado de separación física entre las alimentaciones eléctricas de los sistemas correspondientes a los cuartos de cambiador 3

y 4, respecto a los del 1 y 2. Esta separación, sin embargo, no se mantiene en otras zonas de la central como la sala de cables, la pasarela de la central auxiliar al edificio eléctrico o la propia central auxiliar.

En consecuencia, se deberán realizar en estos sistemas todas las modificaciones necesarias para cumplir los requisitos exigidos a los sistemas de parada segura, o se deberá dotar a la central de un conjunto de sistemas que garanticen dicha parada segura y que cumplan los requisitos exigidos a estos sistemas de seguridad.

3. MODIFICACIONES O ANALISIS REQUERIDOS

Las bombas de alimentación complementarias, las bombas de extracción, los condensadores de las turbosoplantes y los tanques de alimentación complementarios son sistemas necesarios para mantener la parada segura de la central y por tanto, deberán cumplir todos los requisitos de seguridad exigidos a este tipo de sistemas.

Alternativamente, se podrá dotar a la central de un nuevo conjunto de sistemas que garanticen la parada segura de la misma y que cumplan los requisitos exigidos a estos sistemas de seguridad.

3.4.4.5 SISTEMA DE ALIMENTACION Y REPOSICION DEL CO₂

1. SITUACION ACTUAL

Los circuitos de CO₂ exteriores al cajón incluyen los sistemas de almacenamiento y aportes de CO₂ al cajón, los sistemas de filtrado y depuración, y los conductos de evacuación del CO₂ del cajón. En este apartado solo se consideran los sistemas de almacenamiento y aporte, y los de filtrado y depuración. A continuación se describen cada uno de los.

Almacenamiento y circuitos de llenado y aportes de CO₂

Estos sistemas cumplen las siguientes misiones:

- garantizar un almacenamiento suficiente de CO₂, de calidad nuclear, que permita el barrido y llenado del cajón,
- garantizar el llenado del cajón en un tiempo suficientemente corto,
- garantizar los aportes de CO₂ nuevo para sellado de las turbosoplantes y los consumos de la DPM.

El almacenamiento se realiza en cuatro tanques de acero de 100T cada uno a 40 bar y 52°C, que pueden subdividirse en dos conjuntos de dos depósitos independientes. Esta cantidad se considera suficiente para permitir un barrido del cajón (aprox.: 100T), un llenado (aprox.: 220T) y conservar una reserva para los consumos habituales, que en operación normal son como máximo de 4T/día. El CO₂ contenido en los tanques está en fase líquida y de vapor saturado. La presión de los tanques se regula mediante grupos calefactores o grupos frigoríficos, que entran automáticamente cuando la presión se desvía de 40 bar. Las válvulas de seguridad de los tanques están taradas a 44.5 bar.

El sistema de aporte de CO₂ al cajón consta de una cadena de llenado, capaz de suministrar un caudal de llenado de 4,5 Kg/s y dos cadenas de aporte de 174g/s cada una. La cadena de llenado toma el CO₂ de la fase líquida de los tanques, lo vaporiza, lo recalienta a 50°C y lo expande, antes de entrar al cajón. Las cadenas de aporte toman el CO₂ de la fase gaseosa del CO₂ de los tanques, lo recalienta a 50°C y lo expande.

Las dos cadenas de aporte tienen alimentación independiente a los circuitos de estanqueidad de las turbosoplantes y al armario de fluidos del DPM. Inicialmente tenía también una doble entrada al barrilete, que se ha reducido a una sola en una modificación realizada por la central.

Filtrado y depuración de CO₂

La misión de este sistema es mantener los niveles de pureza del CO₂ dentro de los límites requeridos por las especificaciones de los materiales que forman el reactor y para el correcto funcionamiento de los equipos. Además, realiza otras funciones de seguridad como es la refrigeración de la máquina integrada de carga (DPM) y la refrigeración y sellado de las cabezas de los pozos de la losa superior del cajón.

El CO_2 se toma de la impulsión de los soplantes y es tratado por un filtro grueso multiciclón que elimina las partículas de granulometría superior a 3 . A continuación; se divide en tres cadenas idénticas, compuestas por un filtro fino que elimina el polvo de hasta 0.2 , un refrigerante que baja la temperatura del CO_2 de 220°C a 40°C, un grupo de desecación, un filtro a la salida del desecador, y un compresor que eleva la presión del CO_2 a 1.11 veces la presión del cajón. Cada cadena es capaz de tratar un caudal de 5Kg/s de CO_2 .

A la salida de los compresores, el CO_2 vuelve al cajón, bien directamente a la aspiración de los soplantes, o a través del armario de fluidos de la DPM, para refrigerar las cabezas de los pozos, los tornos de las barras de control y el canal en curso de renovación, cuando la máquina está acoplada al reactor.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Actualmente, los sistemas de almacenamiento y aporte de CO_2 se consideran sistemas de seguridad, mientras que no lo es el sistema de llenado. Sin embargo, es posible que las cadenas de aporte sean insuficientes para hacer frente a un accidente de despresurización, dados los bajos caudales de dichas cadenas y los consumos habituales de las mismas.

Por tanto, en el reanálisis de los accidentes de despresurización del cajón y de la máquina integrada que se van a realizar, se deberá comprobar si los caudales de CO_2 nuevo que se pueden suministrar y las reservas de CO_2 disponibles, son suficientes en todos los casos para hacer frente a tales accidentes.

Además, se deberá reconsiderar la modificación efectuada por la que se suprimía una de las entradas de las líneas de aporte de CO_2 nuevo al barrilete, ya que al disponerse únicamente de una línea, cualquier rotura de esa línea o fallo de la válvula correspondiente, dejaría indisponible la posibilidad de aporte de CO_2 nuevo al cajón.

Respecto al sistema de filtrado y depuración de CO_2 , ya se han mencionado anteriormente sus funciones de seguridad. Durante el accidente se puso de manifiesto que un fallo del circuito de aire comprimido dejó inoperable todo el sistema, quedando sin refrigeración las cabezas de los pozos y los tornos de las barras de control. Además, si durante el accidente hubiese estado la máquina de carga acoplada al reactor, hubiera quedado sin refrigeración la propia máquina y el canal en curso de carga, con posible salida del CO_2 del cajón hacia la DPM. Esta situación deberá corregirse, así como la existencia de fallos únicos en los circuitos, que pueda dejar inoperable el sistema para realizar sus funciones de seguridad.

El aporte de CO_2 nuevo al armario de la DPM, procedente de las cadenas de aporte, actualmente instalado, parece insuficiente para suplir la pérdida de CO_2 depurado, ya que las cadenas de aporte solo suministran un caudal de 174 g/s cada una, mientras que el caudal de un solo compresor es de 5 kg/s. Las necesidades estimadas para la refrigeración de las cabezas de los pozos y del barrido de los tornos de las barras de control es ya superior a 1 kg/s; el caudal necesario para la refrigera-

ción del canal en curso de carga por el DPM es también del orden de 1 kg/s. Por tanto, se deberán tomar las necesidades necesarias para poder suministrar un aporte de CO_2 nuevo al armario de fluidos del DPM, suficiente para hacer frente a una pérdida total de CO_2 depurado.

3. MODIFICACIONES O ANALISIS ADICIONALES REQUERIDOS

1. En los reanálisis de los accidentes de despresurización del cajón y de la DPM se deberá comprobar que los caudales de CO_2 nuevo que se pueden suministrar y las reservas de CO_2 disponibles, son suficientes en todos los casos para hacer frente a tales accidentes.
2. Se deberá reconsiderar la supresión de una de las líneas de aporte de CO_2 nuevo al barrilete.
3. Se adoptarán las medidas necesarias para evitar que un fallo único del sistema de aire comprimido, o cualquier otro fallo único, deje inoperable la refrigeración de las cabezas de los pozos, o de la máquina integrada (DPM) cuando está acoplada al reactor.
4. Se deberá instalar un sistema de aporte de CO_2 nuevo al armario de fluidos del DPM, suficiente para hacer frente a la pérdida de CO_2 depurado.

3.4.5. HABITABILIDAD DE LA SALA DE CONTROL

1. INTRODUCCION

La habitabilidad radiológica de la Sala de Control de C.N. Vandellós I, ha sido evaluada para los accidentes analizados en el marco del Proyecto de Revaluación de la Seguridad:

- Accidente base para la estimación de consecuencias radiológicas en el núcleo de C.N. Vandellós I.
- Accidente base para la estimación de consecuencias radiológicas en la piscina de combustible gastado de C.N. Vandellós I.
- Accidente de pérdida de refrigerante en el núcleo de C.N. Vandellós II.

La evaluación comprende:

- Revisión de la metodología y de los resultados de los cálculos de dosis efectuados por HIFRENSA.
- Realización de un análisis independiente para los accidentes más críticos desde un punto de vista radiológico.
- Comparación de las dosis calculadas con los criterios de aceptación aplicables a la habitabilidad de sala de control.

2. CRITERIOS DE ACEPTACION

El criterio utilizado para juzgar la habitabilidad de la sala de control se basa en el capítulo 6.4 del Standard Review Plan, que especifica que las dosis calculadas en la sala de control durante la duración del accidente son aceptables si son inferiores a 50 mSv (5 rem) para la dosis gamma al cuerpo entero, 300 mSv (30 rem) al tiroides y 300 mSv (30 rem) ó 750 mSv (75 rem) a la piel por radiación beta, este último valor aplicable si se dispone de equipo de protección para el personal de la sala de control.

3. EVALUACION

El análisis de la información suministrada por HIFRENSA permite determinar que la vía crítica de habitabilidad de sala de control es la inhalación de radioyodos, siendo los accidentes más restrictivos:

- Accidente en el núcleo de C.N. Vandellós I, con 100 Kg de Uranio fundido y tasa de fugas de 4 T/d.
- Accidente de pérdida de refrigerante en C.N. Vandellós II.

El valor de la dosis al tiroides en el caso del accidente en el núcleo de C.N. Vandellós I (28.8 rem) está muy próximo al límite del criterio de aceptación (30 rem), que se supera (38 rem) en el caso del accidente de pérdida de refrigerante en C.N. Vandellós II.

En consecuencia, se ha realizado un análisis independiente en base a la información suministrada por el Titular para el término fuente, factores de dispersión atmosférica en la toma de ventilación y parámetros geométricos de la sala de control. Debido a la ausencia de datos para el caudal de ventilación, se han utilizado los caudales de 50, 100, 200 m³/h, que están dentro de los valores normalmente utilizados para las renovaciones de aire en sala de control.

Los resultados obtenidos en el análisis independiente permiten concluir que en todos los casos se superarían los límites de dosis al tiroides en sala de control:

	Caudal ventilación m ³ /h	Dosis tiroides (rem)
Accidente núcleo (fusión 100 Kg)	50	88,5
Vandellós I	100	41,8
	200	44,5
Accidente LOCA	50	33,8
Vandellós II	100	39,3
	200	45,4

4. CONCLUSION

El diseño del Sistema de Ventilación de la Sala de Control de la Central Nuclear de Vandellós I no es adecuado para garantizar razonablemente que las consecuencias radiológicas en la sala de control estén por debajo de los límites de dosis del Capítulo 6.4 del Standard Review Plan (ref. 1).

Por ello, el Titular deberá modificar el Sistema de Ventilación de la Sala de Control incorporando las medidas de protección suficientes para garantizar el cumplimiento del criterio de aceptación.

En cuanto a los aspectos relacionados con el sistema contra incendios, la ventilación y aire acondicionado, y al impacto de escapes de productos tóxicos para la sala de control nos remitimos a lo especificado en los apartados 3.4.8.3, 3.4.8.5 y 3.4.10.4 de este informe.

3.4.6. REGULACION Y CONTROL

3.4.6.1. SISTEMAS DE CONTROL Y PROTECCION DEL REACTOR

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

Existen una serie de funciones o criterios que provocan la llamada caída de barras 1 de control (que afecta a barras de pilotaje, compensación a corto plazo y regulación espacial). De ellas, solo las funciones CROM (en cuanto a umbrales de potencia en la cadena de arranque) y CROS (petición de parada desde el pupitre de la sala de mando) provocan la llamada caída de barras 2 (que afecta a barras de control de seguridad y de compensación a largo plazo).

Las cadenas de seguridad que provocan la caída de barras de control y la consiguiente parada (disparo) del reactor se inician en unos captadores específicos para cada variable vigilada (normalmente existen tres captadores por función y variable vigilada, pudiendo existir alguna excepción, como es el caso de los cuatro captadores de la función CROT). La variable vigilada se transforma en una señal eléctrica (comprendida entre 2.5 y 12.5 voltios), y se compara, en un relé voltimétrico, con un umbral de disparo prefijado. En caso de excederse el valor de tarado, se produce la apertura del contacto asociado al citado relé, lo que produce la desenergización de la correspondiente bobina (véase figura 18), la cual está alimentada desde la fuente de "48 voltios normal". La alimentación al conjunto transmisor (de "48 voltios regulación") es, en general, común para las tres vías, pudiendo existir alguna excepción, como es el caso de la función RFOS. A estos aspectos de alimentación se aludirá posteriormente, con una mayor extensión.

Existe una segunda forma de interrumpir el circuito de las bobinas, que sería mediante la apertura de contactos de condenación de cadena. Ello ocurre cuando el ordenador detecta el mal funcionamiento de uno de los conjuntos de detección, en cuyo caso genera una señal de emisión de tensión, que abre el contacto asociado a dicha vía, lo que tiene el efecto de convertir la lógica "2 de 3" en "1 de 2", al dejar una vía en disparo.

Cuando una bobina se desenergiza, abre contactos en dos lógicas "2 de 3" de la cadena CROS. Esta cadena tiene una alimentación de "48 voltios normal". Si dos bobinas se desenergizan la apertura de contactos, en las lógicas "2 de 3", sería tal que se interrumpirían todos los caminos que mantienen energizadas las bobinas CROS (estas bobinas son dos, redundantes). Con que una de estas bobinas CROS se desenergice, se abrirían los circuitos que mantienen normalmente energizadas todas las bobinas que embragan cada motor de accionamiento de barra con un tambor que mantiene enrollado el cable que sustenta la barra de control en la posición requerida por las condiciones operativas de la planta. En caso de pérdida de tensión en las bobinas de embrague, se liberarían los embragues individuales, cayendo las barras a una velocidad limitada a 2 m/seg por un mecanismo centrífugo. La barra quedará parada en la posición de máxima anti-reactividad.

En la cadena CROS existe una parte en la que irían las lógicas "2 de 3" asociadas a cada función -dos por función-, y la apertura de contactos, en una de estas lógicas y para una función cualquiera, daría lugar al efecto descrito en párrafos anteriores, de interrupción en la energización de una de las dos bobinas CROS, con lo que ya habría caída de barras 1. En la citada cadena existen otras posibilidades de provocar disparo, o sea de interrumpir los "48 voltios normal", que serían las asociadas a disparo por ordenador y a disparo por pulsador en el pupitre de sala de mando.

Existe una segunda cadena CROS, basada en el mismo principio, si bien mucho más reducida, al verse sólo afectada por parte de los criterios CROM (potencia neutrónica en arranque) y CROS (disparo manual), no recibiendo órdenes de disparo desde el ordenador. Esa 2ª cadena CROS tiene la misión de generar la caída de barras 2, de protección durante los arranques.

Descripción del caso particular de la cadena RFOS

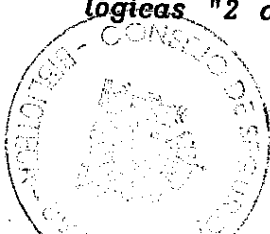
Un caso particular de cadena de seguridad es el de la cadena RFOS (cadena de seguridad de presión), al estar implicada en otras funciones de seguridad, además de la del disparo del reactor.

La cadena consta de tres captadores, de los cuales la señal va, en cada caso, hacia cuatro relés voltimétricos, además de hacia el ordenador. La alimentación de cada una de las tres vías procede de una fuente de "48 voltios regulación" diferente.

Cada relé voltimétrico tiene asociado un valor de tarado diferente. Existen, pues, cuatro valores umbral por vía, y la lógica de relés, para cada umbral, es "2 de 3".

En el primer umbral (29.6 bares), se generaría una alarma, a través del ordenador. El segundo umbral (29.8 bares) da orden del disparo del reactor, y el esquema de la cadena es el general de los de disparo del reactor, descrito en el apartado anterior. El tercer umbral (30.1 bares) daría origen a una percusión de membranas metálicas, que permitiría liberar hacia chimenea, según el esquema dibujado en la figura 19, el exceso de presión que estaría presente en el cajón. Como puede verse en dicha figura, el sistema de alivio de presión consta de dos trenes, redundantes. El cuarto umbral (28 bares) cerraría las válvulas de aislamiento neumáticas situadas en serie y aguas arriba de los percutores; su cierre permitiría cortar la bajada de presión subsiguiente al alivio. Las válvulas de aislamiento neumáticas están abiertas en operación normal de la planta (la presión de operación, aproximadamente 29 bares).

Se incluye, como figura 20, un esquema simplificado de la cadena RFOS. Se ha representado dos de los cuatro relés voltimétricos asociados a cada captador, y, para ellos, únicamente se ha dibujado la lógica de elaboración de señal hacia los percutores (esto es, de 3^{er} umbral). Cada relé voltimétrico puede verse que controlaría una pareja de contactos. Por emisión de tensión (energización) cerrarían tales contactos, energizando a su vez sendas bobinas, una de 48 V normal y otra de 48 V seguridad. Esta energización cerraría contactos en las respectivas lógicas "2 de 3". Cuando dos vías alcanzan el tercer umbral, el cierre



de contactos en las lógicas "2 de 3" permite la energización de otras bobinas, con el consiguiente cierre de contactos en el circuito de percusión. Basta con que una lógica "2 de 3" actúe correctamente, en demanda, para que se energicen las bobinas de los dos percutores. Existe, por otra parte, en sala de mando un pulsador de percusión para cada tren.

Los circuitos de 42 umbral seguirían un esquema prácticamente idéntico, asimismo en energización: existen dos lógicas "2 de 3"; la primera, alimentada desde 48 V normal, que permite energizar una bobina que controla contactos 48 V normal, de energización de la bobina de cierre de la válvula neumática de tren 1, y contactos 48 V seguridad, de energización de la bobina de la válvula de tren 2; la segunda, alimentada desde 48 V seguridad, redundante con la anterior, que igualmente controla contactos 48 V normal (cierre de válvula de tren 1) y contactos 48 V seguridad (cierre de válvula de tren 2).

El ordenador, en ningún caso, da órdenes de percusión, ni órdenes de cierre de las válvulas de aislamiento neumáticas.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Las bases de diseño del sistema de protección del reactor aparecen asimismo incluidas en los reactores de diseño más moderno, y en algunos aspectos exceden a las de éstos (utilización de una lógica de disparo programable a través del ordenador TICA, control de buen funcionamiento empleando condenación de cadenas), si bien existen otros aspectos (alimentaciones eléctricas poco diversificadas, escasa separación física, falta de aislamiento protección-control) que requieren ser considerados para valorar hasta qué punto ello se contrarresta por los aspectos más positivos del sistema (actuación por desenergización, supervisión por el ordenador).

El sistema de parada del reactor incorpora el concepto de fallo seguro, en el sentido de que se generaría actuación en el caso de pérdida de alimentación. En general, los conjuntos captador-relé voltimétrico llevan una alimentación común, para las 3 (ó 4) vías de 48 V regulación, y la pérdida de ésta abriría contactos en los circuitos que normalmente mantienen energizadas las correspondientes bobinas, con el consiguiente disparo. Igualmente habría disparo en caso de pérdida de 48 V normal (ver fig. 18), que afectaría tanto a las bobinas de las cadenas de seguridad específicas como a las cadenas CROS.

Una pérdida de voltaje de señal (2.5-12.5 voltios) en el circuito de un captador provocaría que el correspondiente relé voltimétrico pasase a la posición de reposo (desenergización), lo que desenergizaría la bobina del canal correspondiente; ello estaría, pues, orientado hacia la actuación de seguridad.

Si se presentasen otro tipo de problemas en el circuito del captador (que ocasionasen, por ej., el desplazamiento del voltaje en sentido contrario del que provoca la desenergización del relé voltimétrico), ello normalmente sería detectado por el ordenador, que realiza una labor de escrutación, comparando valores de los voltajes, que son representativos de los valores de las variables vigiladas, e identificando el canal

discordante, para desenergizar la bobina de la vía correspondiente (función de condenación de vías, ya aludida con anterioridad).

El problema puede radicar en el caso en que exista indisponibilidad de los dos ordenadores (que actualmente es admisible por un periodo de 24 horas, en E.T.F.). Además de que se perdería la función de condenación de cadenas y el disparo por lógica programable, el operador se quedaría con una información bastante reducida, dado el escaso número de indicadores existentes en sala de control. Parece conveniente plantear la posibilidad de reducir el tiempo de 24 horas antes citado, eliminando en lo posible las causas que pudieran provocar el fallo conjunto de los dos ordenadores. Este tema se estudia en el capítulo 3.4.8.2 "Calculadores".

Gran parte de los fallos que pueden presentarse internamente en el sistema de protección, o provocados por la falta de aislamiento protección-control, serían detectados por el ordenador (con condenación de la vía afectada), o generarían una actuación del disparo del reactor. Ello constituye un rasgo altamente favorable del sistema de protección, y que suple los aspectos de éste menos en consonancia con la normativa actual. El problema pudiera radicar en los posibles fallos que no fuesen detectables por el ordenador ni provocasen desenergización de relés, pues tales fallos podrían permanecer indetectados largos periodos de tiempo. Sobre dichos mecanismos de fallo podría, además de realizarse un esfuerzo para su identificación, estimarse su probabilidad, su influencia sobre la seguridad, y los posibles medios para su detección y corrección.

En cuanto al sistema de control por barras, la velocidad de éstas es controlada por unos cadenciadores que, en caso de defecto de generación de impulsos, provocarían caída de barras 1, por apertura de contactos en la cadena CROS. Pero no parece claro si un aumento de la frecuencia de tales impulsos podría provocar una extracción rápida de barras. El documento 1832 VA 0601 de HIFRENSA menciona que este tipo de incidente no es posible ya que existe un control de funcionamiento del cadenciador. Ello debería justificarse con un mayor detalle.

En relación con el Análisis de Accidentes, debería verificarse si las cadenas de seguridad de potencia neutrónica y periodo son suficientes para proteger adecuadamente frente a un posible accidente de evolución rápida (excursión de reactividad), pues pudiera ser necesario realizar alguna modificación; en particular, la central contará, además de con una cadena "1-de-2" de gradiente de temperatura de CO2 utilizable sólo en arranque, con una cadena "2-de-6" operativa a potencia; esta modificación ha sido ya realizada en la central de referencia.

Por otra parte, el IPE, identifica tres accidentes (aceleración de 4 TS, pérdida de alimentación al cambiador, fuga importante de agua en el cambiador), que aparentemente estarían protegidos por una única cadena de seguridad (CROT, CROT y RFOS, respectivamente). En previsión de hipotéticos fallos de causa común, debería demostrarse que tales accidentes son de evolución suficientemente lenta, y que existen indicaciones suficientes, para que el operador pueda establecer la necesidad de un disparo manual.

Finalmente, y ante la posibilidad de la clausura progresiva de este tipo de instalaciones en el país vecino, parece conveniente prever la posibilidad de disponer de una fuente de generación, o de acumulación, de re-puestos, lo que sería necesario ante la eventualidad del envejecimiento de equipos. Este problema, debe ser enfocado desde una perspectiva general, como un aspecto del programa de mantenimiento de la central.

Caso particular de la cadena RFOS

Un caso particular es el de la cadena RFOS. Dado que para los umbrales 30 y 40 esta cadena tiene encomendadas misiones de seguridad activas (por energización). Cada conjunto captador/cuatro relés voltimétricos lleva una alimentación de "48 voltios regulación" diferente; ello es necesario, pues, si fuese común, un fallo único de pérdida de alimentación daría origen a la pérdida de la función de alivio de presión del cajón.

Con alimentaciones individualizadas, la pérdida de una de las fuentes de tensión evitaría la actuación de la vía afectada (los relés están normalmente en reposo, con los contactos asociados abiertos, y en pérdida de tensión seguirían en ese estado). Pero al existir fuentes diferentes para cada vía, la pérdida de una de ellas sólo haría pasar a la lógica de ser "2 de 3" a ser "2 de 2". En cuanto a la parte de relés, las funciones de percusión y de cierre de válvulas neumáticas pueden hacerse tanto con 48 V normal como con 48 V seguridad, con lo que existe independencia frente a la pérdida de una de ellas.

No existe, en sala de control, indicación del estado de las válvulas neumáticas que permita conocer, para un caso hipotético de una sobrepresión del cajón con percusión de membranas, si tales válvulas efectivamente cierran al bajar la presión y alcanzarse los 28 bares del cuarto umbral. Si hay indicación fin de carrera, en local, para las citadas válvulas. Aunque el operador de sala de control podría inferir, por el mantenimiento de actividad en chimenea y por los avisos del ordenador (que verifica continuamente la conservación de masa de CO₂), un hipotético fallo al cierre de una válvula neumática, tras lo cual se procedería a cerrar en local la válvula de aislamiento manual que hay aguas arriba de la neumática, parece conveniente introducir alguna mejoras. En principio, sería deseable que el estado de las válvulas neumáticas se indicase tanto en la sala de control como en los lugares a que hace referencia el segundo párrafo del criterio general 12 (apartado 3.3).

En el incidente ocurrido el día 19 de Octubre de 1989, no se tenían garantías de que las válvulas neumáticas fuesen a cerrar si la presión en el cajón hubiera generado una percusión (con el consiguiente alivio), a la vista de los problemas que existían con los sistemas de aire comprimido. Este fue el único aspecto negativo de un sistema que funcionó por lo demás adecuadamente durante en el incidente, en el cual la caída de barras de control tuvo lugar en los primeros instantes del mismo.

A la vista de ello, parece necesario que se mejore la capacidad de aislamiento del cajón tras un alivio. Aún dando por supuesto que se introduzcan mejoras en los sistemas de aire comprimido, parece deseable plantear otras posibilidades. Se considera conveniente que se alcance un nivel de seguridad comparable al que se conseguiría mediante una motori-

zación de las válvulas de aislamiento que existen aguas arriba de las neumáticas, con mandos de actuación manual desde sala de control y desde ERO/.

Volviendo a la concepción general de la cadena RFOS, las limitaciones en la separación física no pueden compensarse considerando el concepto de fallo seguro, pues el 3^{er} y 4^o umbral llevan asociadas actuaciones por energización. Debe revisarse, pues, la disposición física del sistema. De hecho, las tres tomas de proceso parecen correr juntas hasta una misma penetración (P4), por donde pasarían a la cava; parece conveniente proteger tales tomas de proceso, especialmente en la cava, si en ella siguen recorridos paralelos y muy próximos. En cuanto a la parte eléctrica del sistema, tanto en alimentaciones, captadores, relés voltimétricos, bobinas, ... deberían incorporarse principios de separación física, por distancia o barreras, y de protección frente a agentes externos. Por ejemplo, no es deseable que elementos de diferentes canales compartan un mismo armario, pues un incendio de proporciones limitadas podría comprometer la actuación de la función de seguridad.

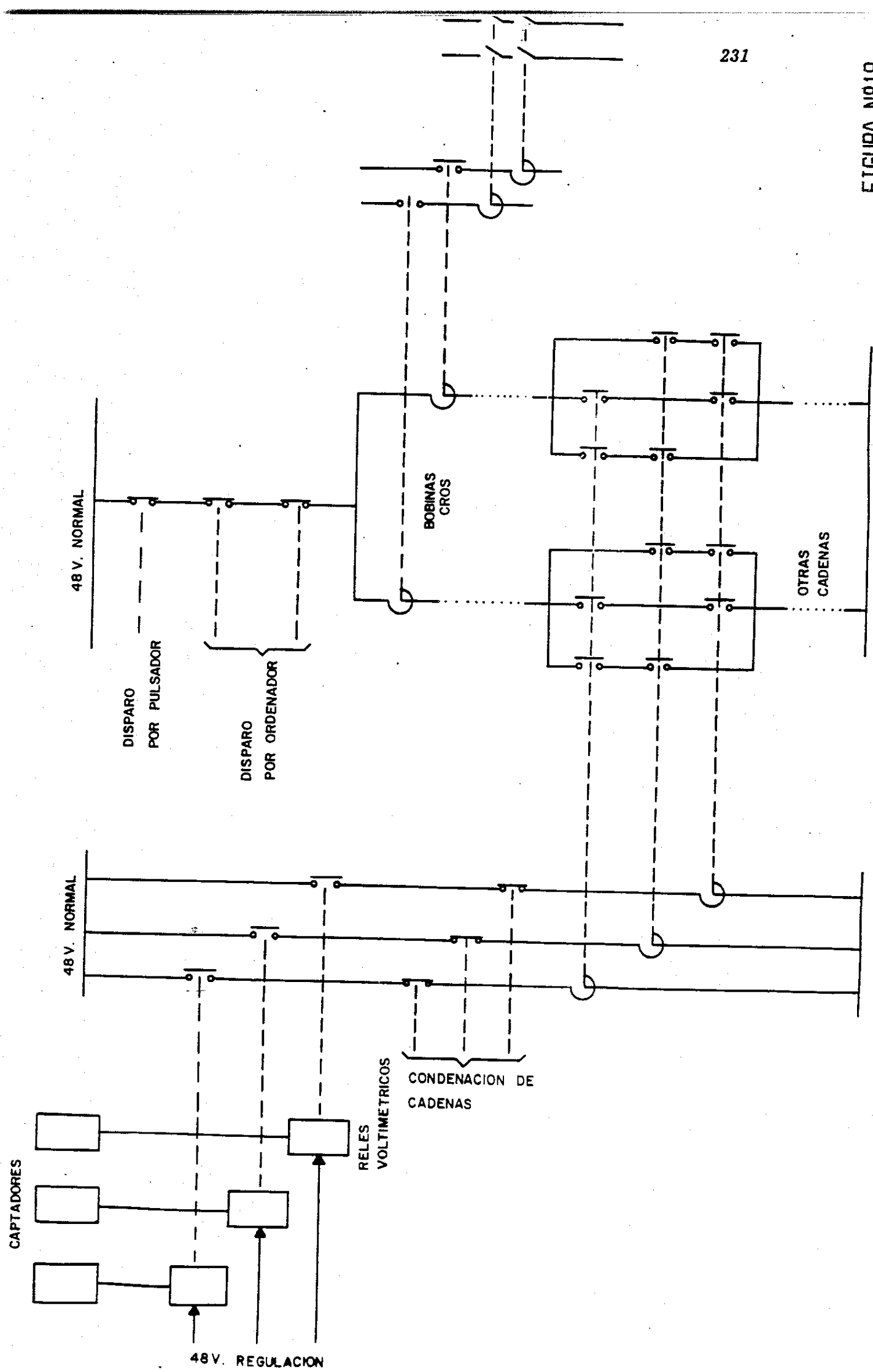
3. CRITERIOS A APLICAR Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

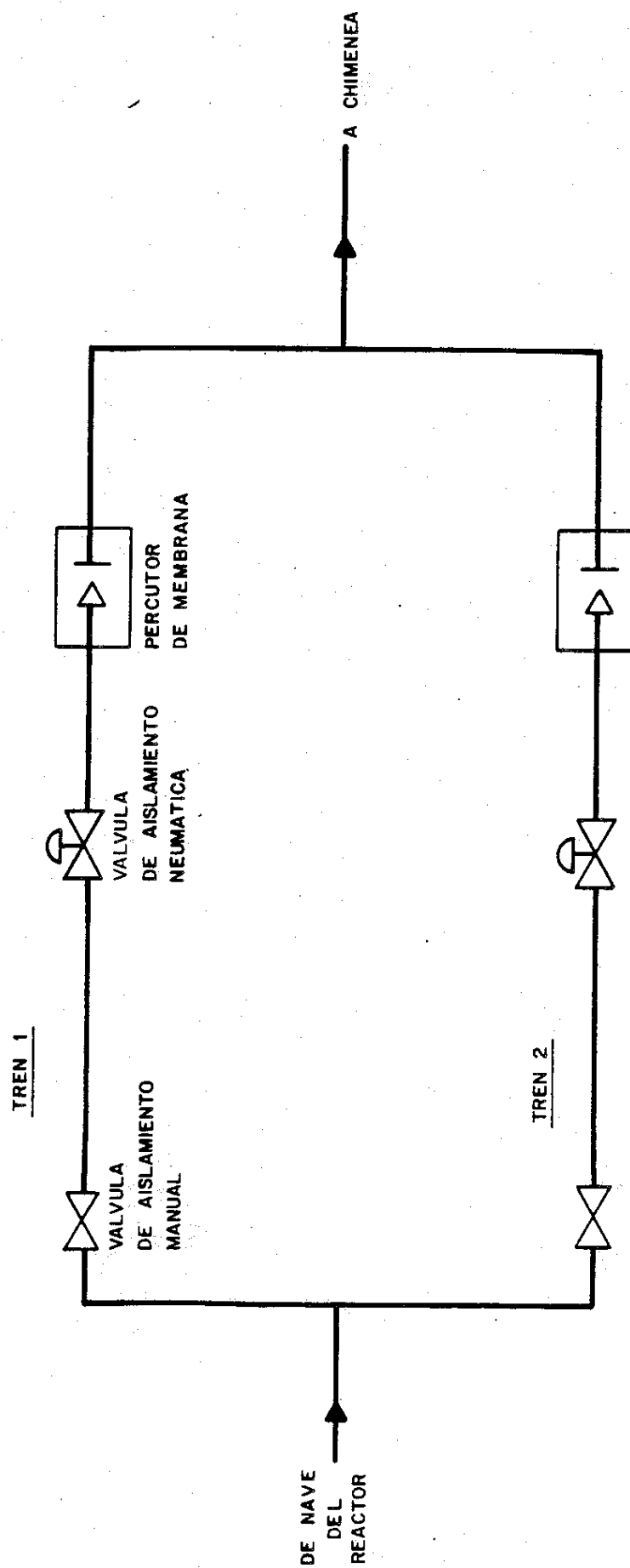
1. Se justificará el tiempo tolerado para la indisponibilidad de los dos ordenadores del TICA, a la vista de su incidencia en el sistema de protección, incluyendo condiciones de emergencia.
2. Deberían estudiarse los posibles mecanismos de fallo que no sean detectables por el ordenador y que no provoquen actuación del sistema por desenergización, estudiando su causa, probabilidad, influencia sobre la seguridad y posibles medios de detección y corrección.
3. Debe considerarse si existen fallos en los cadenciadores de barras de control que puedan dar origen a inserciones rápidas de reactividad.
4. Deberá verificarse la eficacia de la respuesta de las cadenas de seguridad frente a un accidente de evolución rápida (excursiones de reactividad), teniendo en cuenta la adición de una cadena "2-de-6" de temperatura de CO₂, operativa a potencia.
5. Para los accidentes protegidos por una sola cadena de seguridad, parece conveniente que se demuestre la posibilidad de una actuación manual, de respaldo frente al fallo de tal cadena.
6. Deberán existir repuestos suficientes, de modo que se garantice la eficacia del programa de mantenimiento.
7. Debería existir indicación, en remoto, del estado abierto/cerrado de las válvulas de aislamiento neumáticas de la cadena RFOS.
8. Deberían existir garantías adicionales en la capacidad de aislamiento del cajón a continuación de un alivio de presión.

9. Debería mejorarse, en aspectos de separación física, la cadena RFOS, en lo que se refiere a iniciación de actuaciones del 3^{er} y 4^o umbral.
10. Debe considerarse la posibilidad de dotar a los paneles remotos fuera de la sala de control a que hace referencia el segundo párrafo del criterio general 12 (apartado 3.3), con medios para generar la percusión de membranas de la cadena RFOS.

Se concluye, por tanto, en la aceptabilidad del sistema, condicionada al adecuado tratamiento de los aspectos aquí considerados.

FIGURA Nº18





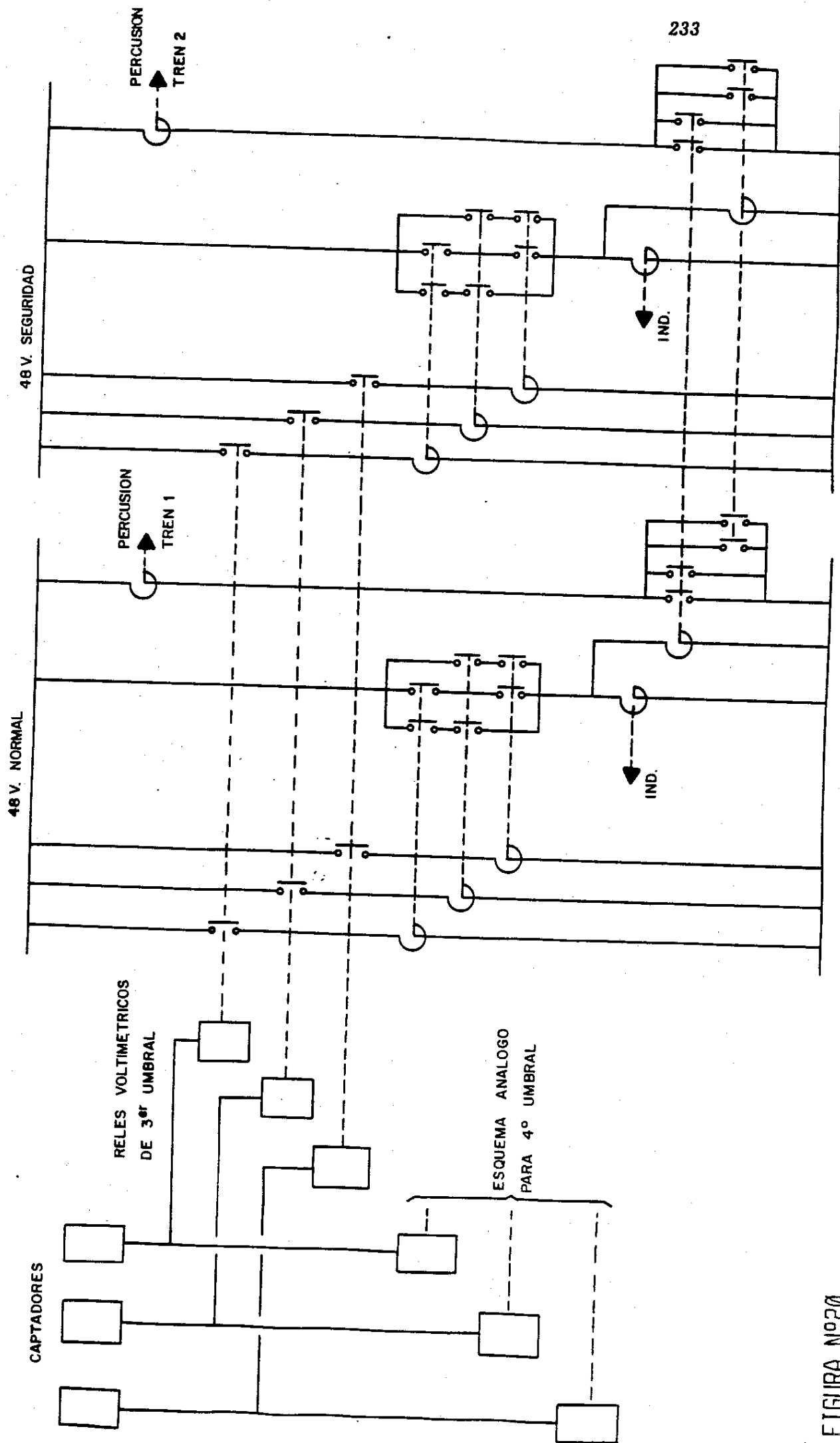


FIGURA Nº 20

3.4.6.2. CALCULADORES

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

El diseño de las UNGG francesas, como es el caso de las C.N. Saint-Laurent y de Vandellós 1, introduce el uso del ordenador no únicamente para el tratamiento de medidas y generación de información como ha sido el concepto habitual en plantas posteriores, sino también la realización a través del mismo de las operaciones de puesta en marcha y parada y los enclavamientos y condicionantes que estas operaciones suponen. Únicamente las acciones automáticas de seguridad, tanto de equipos como de sistemas, se realizan desde los paneles de relés y de forma duplicada con la acción del ordenador.

Desde la sala de control sólo a través del ordenador puede ponerse en servicio la planta. Sin la disponibilidad del ordenador sólo son posibles las operaciones de emergencia. El ordenador de planta es, por todo ello, el núcleo básico del control de la central.

Las funciones del calculador son las siguientes:

- 1) Actuar de interfase entre el operador y los sistemas para ejecutar programas y secuencias, derivadas de órdenes dadas desde el pupitre de diálogo.
- 2) Verificar si se cumplen las condiciones necesarias para la realización de cada subsecuencia para dar la orden de ejecución.
- 3) Verificar inmediatamente si las operaciones se desarrollan como está previsto.
- 4) Controlar igualmente la duración de ejecución de la subsecuencia e informar al operador de toda anomalía o alarmas.
- 5) Pedir acciones al operador.
- 6) Alarmas por teleinscriptora.
- 7) Suministra información previa y posterior de las variables que intervienen en alguna anomalía.

El ordenador de planta en C.N. Vandellós I, denominado habitualmente TICA en abreviación del texto "Traitement des Informations et Commande Automatique", se compone de dos ordenadores de características idénticas, cargados cada uno de ellos con los mismos programas y procesando en paralelo y al mismo tiempo las mismas señales de planta. Únicamente cierto número de medidas analógicas que no intervienen en el proceso de control automático de seguridad de la planta son recibidas y tratadas por uno sólo de los ordenadores.

En funcionamiento normal, uno de los ordenadores genera todas las acciones del TICA (ordenador piloto) mientras que el otro ordenador (ordenador reserva), funcionando en paralelo y tratando todas las señales que le son propias, tiene bloqueadas la emisión de señales a planta. El

ordenador reserva comunica permanentemente al piloto el valor de aquellas medidas que no están duplicadas. En caso de avería o mal funcionamiento del ordenador piloto se realiza una conmutación automática de piloto a reserva. Esta conmutación puede realizarse también de forma manual a petición del operador.

La Unidad Central incluye una memoria rápida de toros de ferrita (de inmediata sustitución) con tiempo de acceso de 0,7 μ s y 24 k de capacidad, en palabras de 24 bits.

Las unidades de entrada salida incluyen para cada ordenador:

- 5.088 relés de entrada, de los cuales 864 corresponden a la DRG.
- Elementos de mando de relés de salida y de salidas analógicas.

y para el conjunto de los dos ordenadores:

- 1.680 relés de salida de los cuales 576 corresponden a la DRG.
- 30 salidas analógicas.
- 2 unidades de adquisición de medidas conectadas cada una a 1.440 medidas unidas todas a los 2 calculadores y sobre las que se conectan 2.054 medidas distintas (824 de estas medidas son dobladas, es decir, procesadas por las 2 unidades de adquisición, las otras 1.230 están repartidas por mitad sobre cada una de las dos unidades).

Como variables TOR (Tout ou Rien) o Todo/Nada se entiende todos aquellos parámetros lógicos cuyo estado se define como 1 ó 0, tensión o falta de tensión, presión alta o baja, etc.

Las variables TOR pueden clasificarse en función de su origen físico en:

- RELES de entrada (presostatos, fines de carrera, etc).
- Variables ANATOR (internas del ordenador, generados a través de variables analógicas).
- Variables INTERNAS (es una acción de automatismo del propio ordenador).
- INTERRUPCIONES del operador.

La escrutación se realiza con secuencias de 20, 50 ó 200 milisegundos para los relés de entrada, 200 ms para las variables ANATOR y a solicitud del operador para las instrucciones desde la platina diálogo. Obviamente, las variables internas no requieren escrutación puesto que se posicionan únicamente en función del desarrollo de los programas de automatismo.

La adquisición y tratamiento de variables analógicas constituye el segundo de los dos ejes básicos por los que el TICA conoce en todo el momento el estado de la central.

Las variables analógicas de cada una de las funciones elementales llegan al ordenador a través de la unidad de adquisición de medidas. Las medidas importantes se desdoblan y se conectan a la unidad de adquisición

de medidas de cada uno de los dos ordenadores, las menos importantes se reparten entre ellos.

Según la rapidez de evolución prevista y la importancia de las medidas para el funcionamiento su escrutación se hace con diferentes cadencias:

Medidas rápidas: - 1 segundo
 - 5 segundos

Medidas lentas: - 1 minuto

Las funciones de mando automático exigidas al TICA requieren la emisión de señales todo o nada y analógicas hacia otros elementos de la central: paneles de relés y elementos de la regulación general. Pudiéndose clasificar del modo siguiente:

Salidas TOR

Las acciones determinadas por los programas de automatismos concluyen con el accionamiento de uno o varios relés de salida calculador cuyos contactos activos son utilizados en los paneles de relés para la puesta en o fuera de servicio de accionadores.

Líneas de salida rápida

Constituyen las vías de intercomunicación entre los dos ordenadores del TICA.

Salidas analógicas

El resultado del tratamiento de copia analógica de las medidas del ordenador, tanto externas como internas, se emiten a través de convertidores numérico-analógicos como puntos de consigna de la regulación general o para su registro en los registradores de la sala de control o trazador de curvas.

Los elementos de interfase entre el operador y los ordenadores, están contrituídos por:

- Platina Diálogo, que es el elemento a través del cual el operador da al ordenador las instrucciones que desea sean ejecutadas.
- Teleinscriptoras: son un conjunto de impresoras lentas en Sala de Control que constituye el elemento base de comunicación del ordenador con el operador. Sus funciones son las siguientes: (1) Proporciona respuesta a las peticiones realizadas por el ordenador; (2) transcribe las alarmas concernientes a los automatismos; (3) registran cada minuto los valores numéricos de aquellas variables analógicas que han rebasado su umbral de vigilancia o que han sido puestas en evolución.
- Impresora rápida que registra todos los cambios de estado de variables digitales.

- Dos Registradores analógicos situados en paneles de Sala de Control permiten el registro de dos cualesquiera de las medidas del ordenador en cada uno de ellos.
- Platina de pilotos de estado con 192 pilotos que indican cada uno el estado operativo de una función.

Independientemente existe otro ordenador (TIOB) que procesa un conjunto de 100 medidas de temperatura con escrutación periódica de 20 segundos y 1 minuto, cuya función principal es conocer directamente en Sala de Control los parámetros fundamentales del reactor.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

2.1. Análisis del informe preliminar de Hifrensa

Hifrensa en su informe preliminar analiza la pérdida total o parcial de los calculadores y los fallos que pueden provocar su pérdida de alimentación eléctrica, estableciendo como punto de partida el funcionamiento normal de la planta durante el tiempo en que están inoperables los calculadores (no presupone un fallo adicional o si una condición accidental puede afectar a los calculadores).

La pérdida de los calculadores en situación normal de operación conlleva lo siguiente:

- Pérdida de regulación de masa del CO_2 , aunque esta función puede ser llevada a cabo normalmente por el operador desde Sala de Control.
- Pérdida de la información relativa a la regulación del flujo neutrónico. También en este caso se puede pasar la regulación espacial a manual siendo, en este caso, controlada la función por el operador de Sala de Control.
- Pérdida de la función de protección de "Detección de rotura de vainas". Esta función no tiene una redundancia cableada. Hifrensa, justifica su inoperabilidad en base a la existencia de la función DRGG (Detección rotura General de Vainas), y una limitación de operación a potencia de la planta de 24 horas, de acuerdo con ETF's.

Por otro lado no se analizan en el documento de HIFRENSA 1832VA002 "Criterios, alcance y normativa contemplada" los siguientes puntos propuestos del programa de reevaluación:

- Analizar pérdida de medidas analógicas.
- Analizar las consecuencias derivadas de una pérdida o defectos de adquisición de medidas en los casos en que los calculadores actúen en paralelo a las cadenas cableadas de seguridad.

Posponiendo a su informe final los siguientes análisis:

- . Envejecimiento de los componentes.
- . Estudio de incidentes relacionados con calculadores.

En resumen, se considera que el informe preliminar de Hifrensa no es completo en cuanto a los puntos marcados en su informe 1832VA002. Por otro lado el punto más importante a analizar es identificar las funciones que deberían realizarse a través del ordenador bien sea para llevar la central a parada segura (como consecuencia de un incidente) o funciones de indicación y control necesarias en condiciones de accidente, verificando si estas funciones pueden ser llevada a cabo contrastando las hipótesis a considerar en estas situaciones y las especificaciones del equipo.

En cuanto al funcionamiento de los "calculadores" en operación normal, se considera que si bien la protección del reactor está asegurada por la vía cableada, los calculadores del TICA permiten un mejor conocimiento del estado del reactor. Además en caso de pérdida de los dos calculadores la función de detección de rotura de vainas quedaría indisponible. En Saint-Laurent-des-Eaux la indisponibilidad máxima permitida de los dos calculadores es de 4 horas y no 24 como es el caso de Vandellós I, sin embargo en esta central se dispone de otro ordenador (TIOB) por lo cual sería necesario analizar el tiempo máximo admisible en ETF's.

Por otro lado se estima positiva la propuesta de Hifrensa de efectuar un estudio de los incidentes relacionados con los calculadores, con objeto de proponer, en caso necesario, los remedios necesarios.

2.2. Comportamiento de los "Calculadores" durante el incidente del 19.10.89

Dos aspectos son reseñables en cuanto al comportamiento de los calculadores durante el incidente:

- Señalización de defecto de los dos calculadores en la platina diálogo (21 h 41'), debido a la pérdida de 3 de las medidas correspondientes a las cajas de soldadura fría. El defecto fue solucionado a las 1 h 16' simulando una entrada equivalente a la temperatura de medida antes del incidente.

La aparición de señalización "Defecto" en los calculadores no implica ninguna anomalía en su funcionamiento.

- Como consecuencia de los sobrepasamientos de umbrales de medidas y de cambios de estado de relés de entrada al calculador se provocó una avalancha de información. El software del TICA da prioridad a los automatismos programados frente a las peticiones manuales del operador, impidiendo la entrada de peticiones manuales del operador (existe señalización). Durante los primeros minutos del incidente la platina estuvo prácticamente bloqueada en cuanto a las peticiones manuales del operador.

3. CRITERIOS APLICABLES Y MODIFICACIONES Y ESTUDIOS A REALIZAR

Como se ha indicado en los apartados anteriores de este informe, el TICA en funcionamiento normal tiene tanto funciones de seguridad como de no seguridad. Funciones no directamente relacionadas con la seguridad, tales como la regulación de masa del CO_2 , regulación espacial del flujo neutrónico, control de equipos para la puesta en servicio de la central, etc. y funciones de seguridad tales como actuación del Sistema de Protección del Reactor, automatismos sobre sistemas de seguridad y control del sistema de detección de rotura de vainas. Estas funciones de seguridad llevan otra vía de actuación cableada independiente al ordenador, excepto a la Detección de Rotura de vainas que quedaría inoperable, si bien, en este caso se dispone de la DRGG (Detección general de rotura de vainas) y el TIOB para supervisión de los parámetros fundamentales de la central.

La pérdida de los dos calculadores en funcionamiento normal y en condiciones de emergencia (operación a potencia) de la planta deberá ser analizada y en su caso limitar la operación a potencia (actualmente existe en ETF's un límite de operación a potencia de 24 horas con los dos calculadores indisponibles, muy superior el de Saint-Laurent-des-Eaux de 4 horas).

Por otro lado se considera positiva la propuesta de Hifrensa en su documento 1832VA002 "Criterios, alcance y normativa contemplada" y por lo tanto deben completarse los análisis pendientes tras su informe preliminar:

- . Analizar pérdida de medidas analógicas.
- . Analizar las consecuencias derivadas de una pérdida o defectos de adquisición de medidas en los casos en que los calculadores actúen en paralelo a las cadenas cableadas de seguridad.
- . Envejecimiento de los componentes.
- . Estudio de incidentes relacionados con calculadores.

Independientemente de las funciones indicadas anteriormente, en las cuales se asume un funcionamiento normal de la central y se analiza la pérdida de los calculadores, existen otras funciones de seguridad en condiciones de accidente o incidente de la central que no han sido identificados por Hifrensa en el informe preliminar de evaluación de este punto. Estas funciones son:

- Tratamiento de señales y monitorización de variables necesarias para el operador en condiciones de accidente (implícitamente se ha identificado esta función en el IPE dedicado a "Instrumentos para vigilancia de la realización y variables de proceso durante y post-accidente").
- Control manual desde sala de control de equipos de seguridad.

Estos aspectos se analizan específicamente en los apartados correspondientes de este informe donde se definen de forma general los criterios de aceptación que se consideran aplicables a estos sistemas de seguridad. Adicionalmente el uso de ordenador para llevar a cabo funciones de

seguridad introduce un aspecto no aplicable a los sistemas tradicionales, esto es, los criterios para la programación de ordenadores (software). A este respecto, se considera que la R.G. 1.152 de la NRC "Criteria for Programmable Digital Computer System Software in Safety-Related Systems of Nuclear Power Plants" es un método aceptable para el diseño, verificación, implementación y validación del "software" en sistemas de ordenador usados en sistemas relacionados con la seguridad.

En conclusión, se considera que si el uso de calculadores es necesario para la instrumentación post-accidente o para el control de equipos relacionados con la seguridad, C.N. Vandellós I debería incorporar un nuevo sistema para garantizar la operabilidad de estas funciones, y en este caso, la definición del ordenador para garantizar la operabilidad de las citadas funciones se realizará teniendo en cuenta el nuevo análisis de accidentes. Los criterios de seguridad que consideramos aplicable a este respecto se encuentran en:

- R.G. 1.153 "Criteria for Power, Instrumentation, and Control Portions of Safety Systems" (Endorsa IEEE-603-1980)
- R.G. 1.152 "Criteria for Programmable Digital Computer System Software in Safety-Related Systems of Nuclear Power Plants". (Endorsa ANSI/IEEE-ANS-7-4.3.2-1982).

3.4.6.3. SISTEMAS REQUERIDOS PARA LA PARADA SEGURA Y DE EMERGENCIA

1) SITUACION ACTUAL

Los sistemas de que se disponía hasta ahora en Vandellós I para disparar el reactor y mantenerlo en condiciones de parada segura, son el sistema de protección del reactor, las turbosoplantes y sistemas auxiliares de las mismas, los cuartos de cambiador principal con sus correspondientes bombas de alimentación complementaria, etc. que necesitan para su correcto funcionamiento, a la central auxiliar y a los sistemas eléctricos de aire comprimido, refrigeración de componentes, etc., soporte de los anteriores.

El cambiador de parada en su configuración actual puede usarse como alternativa a los turbosoplantes y al cambiador principal para extraer el calor residual, pero únicamente unas seis horas después del disparo del reactor. La modificación de este sistema, prevista para convertirlo en sistema de emergencia, le dotaría también de capacidad suficiente para garantizar la parada segura, junto con otros sistemas, desde el inicio de la parada. Los requisitos que deben exigirse al sistema para garantizar la parada segura del reactor son similares a los de un sistema de emergencia.

2) ANALISIS DE SEGURIDAD

Los Sistemas de Parada Segura agrupan:

- a) Sistemas a los que se da crédito en caso de emergencia, aún cuando éstos, para conseguir la parada segura, puedan ser utilizados en una modalidad operativa diferente, ó parcial.
- b) Sistemas no de Emergencia, pero que se requieren para la parada segura.

Los Sistemas de Parada Segura operan cuando, tras una parada ó disparo del reactor, los sistemas no de seguridad que normalmente llevan el reactor a una condición segura no pueden efectuar su función.

Considerando un marco Probabilidad/Daño, y teniendo en cuenta que la mayor frecuencia en sucesos que requieren actuación de los Sistemas de Parada Segura puede compensar, a efectos del riesgo global, el mayor daño asociado a los escenarios que requerirían la actuación de los Sistemas de Emergencia, parece coherente atribuir los mismos requisitos de seguridad a ambos tipos de Sistemas. Esta simplificación, por otra parte, es bastante acorde con el contenido del "Standard Review Plan" pues,, por ej., y en lo que a instrumentación se refiere, la normativa aplicable a los Sistemas de Parada Segura prácticamente coincide con la de los Sistemas de Emergencia (véase tabla 7.1 del citado S.R.P., columnas 7.4 y 7.3, respectivamente).

Un aspecto importante radica en el hecho de que, a la vista del actual Análisis de Accidentes, las cadenas de soplado/refrigeración por cambiadores se requieren en caso de un accidente de despresurización.

Ello implica que tales cadenas deban ser consideradas sistemas de emergencia.

En el incidente ocurrido el 19 de octubre de 1989, un fuego afectó, en cierta extensión, al conjunto soplado/extracción de calor por cambiadores, sin crear propiamente una situación accidental, pero el problema radicó en que tal conjunto constituía, al mismo tiempo, un sistema de parada segura, la cual se vió seriamente comprometida en el incidente.

En la concepción que ahora se pretende, el RAiE modificado sería un Sistema de Parada Segura (aún cuando, por ser tenido en cuenta en el Análisis de Accidentes, pudiera ser asimismo considerado como un Sistema de Emergencia), en tanto que las cadenas de soplado/refrigeración por cambiadores constituirán un Sistema de Emergencia (aún cuando se las use con preferencia al nuevo RAiE para una parada, dado que se pretende reducir al mínimo las demandas de actuación sobre el citado RAiE). Existirán, además, otros sistemas que encajen en una u otra clasificación (Parada Segura, Emergencia), en base a las definiciones consideradas en el apartado correspondiente, y tal clasificación deberá ser aportada por el propietario de la central.

Tanto los Sistemas de Parada Segura como los de Emergencia tendrían, como se ha citado, tratamiento de sistemas de seguridad, si bien los Sistemas de Parada Segura tendrán el requisito adicional de ser controlables desde fuera de Sala de Control, habiéndose propuesto un lugar al efecto.

En base a todo lo anterior, se propone que se tengan en cuenta las siguientes consideraciones:

- a) Los Sistemas de Parada Segura y los Sistemas de Emergencia de nuevo diseño deberán cumplir criterios equivalentes a los implícitos en la normativa citada en el "Standard Review Plan". A tal respecto, puede ser útil considerar como referencia la norma IEEE Std. 603 (Reg. Guide 1.153) pues extiende los criterios de la IEEE Std. 279 a todos los sistemas de seguridad.
- b) Los Sistemas de Parada Segura y los Sistemas de Emergencia de diseño ya existente deberán ser analizados a la luz de la normativa antes citada, incorporándola siempre que sea posible.

Estas consideraciones han de extenderse a los sistemas soporte, cuyo diseño debe incorporar un nivel de seguridad que se corresponda con el que se aplique a los sistemas (de Parada Segura, o de Emergencia) cuya operación viene condicionada a la disponibilidad de tales sistemas soporte.

En cuanto al documento 2001 VA 6007, presenta "los principios y requerimientos de base para la realización y ubicación de La Estación de Repliegue y Última Emergencia". En dicha Estación existirá una sala de control alternativa que permitiría el control de los sistemas encargados de la parada en caso de abandono de la sala de mando principal ó de última emergencia. Tales sistemas vienen a ser básicamente los sistemas de

Parada Segura, que, según se desprende de la información consultada, tendrían asimismo encomendadas las funciones de última emergencia.

El mando y seguimiento del RAiE será posible desde la sala de mando principal y desde la sala alternativa, de acuerdo con el documento citado, que asimismo menciona que existirán equipos que dependerán en cuanto a mando y alimentación tanto de Central como de dicha sala alternativa; se dice asimismo que habría duplicidad de mandos y que, para los sistemas implicados a la vez en la operación normal y en la parada segura, existirá doble alimentación, con basculamiento entre ambas.

Se considera que la existencia de duplicidad de mando para los Sistemas de Parada Segura es coherente con lo que se viene requiriendo en los reactores de diseño moderno; en cuanto a alimentaciones eléctricas, es claro que a los Sistemas de Parada Segura es exigible que tengan alimentación separada para los trenes redundantes y respaldada por generadores diesel (esto es, desde la sala alternativa citada en el párrafo anterior); y el basculamiento, para los sistemas con doble alimentación, deberá tener una alta fiabilidad, de modo que no introduzca aspectos negativos desde el punto de vista de la seguridad.

Los Sistemas de Emergencia, al contrario que los Sistemas de Parada Segura, no parecen quedar cubiertos con el tratamiento que se describe en el documento 2001 VA 8007. Los Sistemas de Emergencia y sus sistemas soporte (p.e., la aspersión de la cava), no tienen requisitos de duplicidad de control (desde la sala de mando principal y desde paneles remotos) en los reactores actuales, por lo que, en un principio, se supone que su actuación se controlará desde la sala de mando principal. En cuanto a alimentaciones eléctricas y circuitería de control, se aplicarán los mismos criterios y normativa que a los Sistemas de Parada Segura, a la vista del documento "Criterios Generales" antes aludido.

Debe mantenerse la capacidad de control manual de la actuación de los Sistemas de Emergencia. Se interpreta que existen unos automatismos cableados, y que el control manual sería posible mediante órdenes tecleadas a través del ordenador. Si esto constituye la opción que efectivamente se pretende implementar, ó mantener, el citado ordenador deberá incorporar los requisitos de seguridad adecuados.

En lo que sigue se destacan las conclusiones que se desprenden del apartado anterior, que serían las siguientes:

3) CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

En la sección "Criterios Generales", queda establecido que se aplicarán los mismos criterios de Seguridad a los Sistemas de Parada Segura que a los sistemas que evitan o mitigan las consecuencias de accidentes potenciales (Sistemas de Emergencia). Tanto unos como otros deben ser considerados sistemas importantes para la seguridad.

Dado el carácter escasamente específico de la normativa de la OIEA consultada (SG-D3, SG-D8), y a la ausencia de una normativa de ese tipo en el país de origen del proyecto, parece lógico plantear la aplicabili-

dad de las normas de origen americano, aún cuando existan aspectos (tipo de reactor, país que generó el proyecto, fechas en que fue construida la central) que condicionen la citada aplicabilidad.

En aspectos de instrumentación y control, la única norma con carácter de requisito en EE.UU. es la IEEE Std 279, recogida en el 10 CFR 50.55a, "Codes and Standards". Otras normas a considerar aparecen mencionadas en el documento "Standard Review Plan", secciones 7.4 y 7.3, en lo que se refiere a instrumentación de sistemas de parada segura y sistemas de emergencia, respectivamente; tales normas definen en el marco regulador americano el nivel de seguridad considerado deseable, y el compromiso efectivo de conformidad a las mismas facilita considerablemente las tareas de licenciamiento.

En lo que sigue se destacan las conclusiones que se desprenden del apartado anterior, que serían las siguientes:

- 1) Los Sistemas de Parada Segura y los Sistemas de Emergencia de nuevo diseño deberán cumplir criterios equivalentes a los que se consideran en la normativa que se cita en el "Standard Review Plant". Ambos tipos de sistemas tendrán, por igual, tratamiento de sistemas de seguridad.
- 2) Los Sistemas de Parada Segura y los Sistemas de Emergencia de diseño ya existente, deberán ser analizados a la luz de la normativa antes citada; en todo caso deberá demostrarse que para todo el recorrido de su alimentación eléctrica (potencia y control), desde su origen, existe independencia y separación física suficientes.
- 3) El control manual de la actuación de los Sistemas de Emergencia si se decide realizarlo usando el ordenador, deberá llevar aparejado el que tal ordenador (u ordenadores) tengan tratamiento de sistema de seguridad.
- 4) Se dispondrá de una sala de control alternativa que permita la operación de los sistemas necesarios para la parada segura, en caso de abandono de la sala de control principal.

3.4.6.4. INSTRUMENTACION PARA LA VIGILANCIA DE LA RADIATIVIDAD Y VARIABLES DE PROCESO DURANTE Y POST-ACCIDENTE

1. SITUACION ACTUAL

La normativa identificada por HIFRENSA, en su informe 1832VA002 "Criterios, Alcance, y Normativa contemplada" del Programa de Reevaluación de la seguridad de la Central Nuclear Vandellós I, a este respecto, es la normativa de EEUU relativa a reactores de agua ligera y fundamentalmente se refiere a la Guía Reguladora 1.97 "Instrumentation for Light-Water-Cooled. Nuclear Power Plants to Assess Plant Conditions During and Following an Accident" y la IEEE-497-1981 "Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Station" dado la inexistencia de una normativa específica para centrales del tipo de Vandellós I.

En la Guía Reguladora se establecen cinco tipos de variables, necesarios para permitir al personal de operación en Sala de Control la toma de acciones y el conocimiento de las condiciones de la planta durante el curso de un accidente, esta clasificación es la que a continuación se indica:

- Tipo A: Son aquellas variables que proporcionan información primaria necesaria para tomar acciones manuales por el personal de operación desde Sala de Control con objeto de activar sistemas de seguridad para las cuales no existen dispositivos de activación automática.
- Tipo B: Aquellas variables que proporcionan información para indicar si las funciones de seguridad han sido ejecutadas. Se definen como funciones de seguridad las siguientes: Control de la reactividad, refrigeración del núcleo del reactor, mantenimiento de la integridad del sistema de refrigeración y mantenimiento de la integridad de la contención.
- Tipo C: Son aquellas variables que proporcionan información sobre causas potenciales de rotura de las distintas barreras que permiten el escape de productos de fisión y determinar si estas roturas se han producido.
- Tipo D: Son aquellas variables que proporcionan información sobre el estado operacional de sistemas de seguridad y otros sistemas importantes para la seguridad.
- Tipo E: Son las variables necesarias para monitorizar la magnitud de escapes radiactivos y el continuo seguimiento de dichos escapes (incluye las variables de Protección Radiológica y Meteorológicas).

Las variables en cada grupo están explícitamente definidas en la Guía Reguladora (excepto para el tipo A que son específicas de cada planta) para reactores de agua ligera. Para cada variable se especifica su categoría (1, 2 y 3) en función de su importancia y para cada categoría se establecen los requisitos de diseño aplicable (redundancia, alimenta-

ción eléctrica clase 1E, cualificación sísmica y ambiental, garantía de calidad, indicación y registro, rango, identificación, separación con equipos de no seguridad, capacidad de prueba y calibración, etc.). El criterio normalmente utilizado es considerar como categoría 1 a las variables del tipo A, B y C, exceptuando aquellas que sirven únicamente de verificación o apoyo a otras variables fundamentales, a los que se da categoría 3. A las variables del tipo D fundamentalmente se les da categoría 2.

La aplicación de esta Guía al caso de Vandellós I presenta la siguiente problemática:

- 1) Si bien la clasificación de variables puede ser aplicable (Tipos A, B, C, D, y E), las variables específicas no son aplicables a Vandellós I, al ser una tecnología muy diferente a las centrales de agua ligera, por lo que han de ser redefinidos los siguientes aspectos: las variables que entran dentro de cada tipo; su clasificación (1, 2 y 3) y el rango requerido de medida. Esta debe realizarse partiendo del análisis de accidentes y de los procedimientos de operación de emergencia.
- 2) La central no fue construida bajo unas bases de diseño que sigan en sus aspectos fundamentales los requisitos de la Guías Reguladoras antes señalados, en particular es de esperar existan problemas en relación con separación física, cualificación sísmica y ambiental del equipo, alimentación eléctrica y requisitos de indicación y registro en Sala de Control.

Aún existiendo esta problemática se considera que esta Guía Reguladora puede ser aplicable fundamentalmente a los requisitos de diseño a cumplimentar, una vez definidas y categorizadas las variables necesarias para la instrumentación post-accidente

Respecto a la IEEE-497--1981 "Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentacion for Nuclear Power Generating Stations" si bien es de ámbito general, es decir, no se limita a los reactores de agua ligera, en cuanto a la selección de variables para la instrumentación post-accidente, hace referencia a la norma ANSI ANS-4-5- "Criteria for Monitoring Functions in Light-Water-Cooled Reactors" que se especifica para reactores de agua ligera. Al igual que la RG.1.97, la IEEE-497 establece los criterios de diseño para cada tipo de variable.

En resumen, se considera que la instrumentación cuya operatividad debe garantizarse en condiciones post-accidente debe deducirse del análisis de accidentes de la central y se considera un método aceptable su clasificación de acuerdo a los criterios de la R.G. 1.97 antes indicada, así como los requisitos de diseño establecidos por esta Guía, que básicamente coinciden con los de las de la IEEE-497-1981.

La información suministrada por HIFRENSA en su informe preliminar respecto a la instrumentación post-accidente se limita a las variables asociadas a las funciones siguientes:

- MROA, medida de la actividad en el ambiente
- MROC, medida de la actividad en el CO₂
- MROC, medida de la actividad en chimeñeas

La instrumentación en las funciones MROA, MROC, MROR se basa en cámaras detectoras las cuales se refieren a aspectos de protección radiológicas (englobadas en las variables de tipo E, atendiendo a la R.G. 1.97) , posponiéndose, la definición y análisis de los requisitos específicos de detalle aplicables a la instrumentación post-accidente, a su informe final. No obstante, en este primer informe se establecen las funciones de seguridad que han de ser consideradas, que incluyen:

- Funciones relacionadas con el disparo del reactor y caída de barras
- Vigilancia de la 1ª barrera:
 - . Detección de rotura de vainas
 - . Medidas de la actividad del CO₂ dentro del cajón
 - . Medidas de la humedad en el refrigerante del reactor
- Vigilancia de la evacuación del calor residual
 - . Funcionamiento de las turbosoplantes
 - . Medidas de la temperatura del CO₂
- Vigilancia de la 2ª barrera y estructuras
 - . Medidas de la presión del CO₂
 - . Medidas de la temperatura del cajón
 - . Medidas de la temperatura de estructuras internas
 - . Medidas de la temperatura del apilamiento
- Vigilancia de las emisiones radiactivas

A esta primera definición, por parte de HIFRENSA de las funciones críticas a considerar en su informe final, caben hacer los siguientes comentarios:

- 1) Básicamente coinciden con las funciones de seguridad definidas en la Guía Reguladora 1.97 es decir aquellas categorizadas como tipo B, con la excepción de que se han incluido las de vigilancia de las emisiones radiológicas (TIPO E)
- 2) No se hace ninguna referencia al análisis de las variables siguientes:
 - . TIPO "A" (definidas anteriormente)
 - . TIPO "C" (definidas anteriormente)
 - . TIPO "D" (definidas anteriormente)
 - . TIPO "E" (en lo referente a variables meteorológicas)

2. ANÁLISIS DE SEGURIDAD

HIFRENSA establece en su análisis preliminar las siguientes conclusiones:

- La instrumentación post-accidente actual coincide con la prevista para desarrollar su misión en operación normal de la planta.
- Una vez definidos los parámetros de los accidentes postulados, se analizará si el rango de la instrumentación actual es suficiente, para las medidas de aquellas en condiciones de accidente y si es adecuado para estas condiciones.
- La pérdida de la alimentación de 220 V C.A. por fallo único de la barra DSOE (Alumbrado de Emergencia) provocaría la pérdida de información sobre la función MROA (medida de la actividad en el ambiente).

Toda la instrumentación referida a las funciones MROA, MROC, MROR, MROA, MROB, según recoge el IPE, ha de estar diseñada para soportar, sin pérdida total de disponibilidad, variaciones de tensión, condiciones de accidente, fallo único de los sistemas soporte y pérdida de la red exterior.

- Toda la información de la instrumentación post-accidente es recogida por las dos calculadoras y enviada al operador por medio de la teleinscriptora correspondiente.

En caso de pérdida de estas dos vías redundantes se dispone de una tercera vía independiente de las anteriores, es decir la función T.I.O.B. para la que deberá aclararse si:

- . Las medidas que puede tratar por el T.I.O.B. son suficientes para que el operador tenga conocimiento de las condiciones post-accidente.
- . La alimentación eléctrica al TIOB debe cumplir los requisitos de seguridad necesarios
- No existe independencia física entre las señales, durante su recorrido y durante su tratamiento en armarios de repartición y cabinas electrónicas, de las diferentes funciones de la instrumentación post-accidente, ni existe ninguna vía preferente para las señales de dicha instrumentación (independientemente del resto de señales de instrumentación).
- No hay redundancia en algunas señales de la instrumentación post-accident (Ej. MROA; MROC)
- El área objeto de esta evaluación, deberá ser tratada con más profundidad a la vista de un análisis más detallado de:
 - . Un estudio de nuevos accidentes postulados y definición de accidentes base de diseño
 - . Definición de las modificaciones a realizar con el cambiador de parada, para asegurar la refrigeración en caso de pérdida total de soplado.

Es evidente que las variables y parámetros a vigilar para la toma de acciones por el operador están vinculadas al tipo de accidente postulado y que estos estudios pendientes de realizar condicionarán la selección de la instrumentación necesaria.

3. CRITERIOS APLICABLES, Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

A continuación se indican los criterios, estudios y modificaciones de diseño que consideramos se han de realizar por parte del titular antes de que pueda reanudar la operación de la central.

- 1) De acuerdo con lo establecido por Hifrensa en su informe preliminar, se ha de hacer un estudio detallado para seleccionar las variables mínimas requeridas para condiciones de accidente.
- 2) Se considera un método aceptable la utilización de la R.G. 1.97, Rev. 3 y la IEEE-497-1981 como marco general para la clasificación, categorización y definición de los criterios de diseño que debe cumplir la instrumentación post-accidente.
- 3) El estudio de selección de variables de instrumentación post-accidente deberá ser presentado al C.S.N. para su aprobación junto con un análisis de los criterios de diseño que debería cumplir la instrumentación post-accidente de acuerdo con lo indicado en el punto 2)

El citado análisis debe incluir lo siguiente:

- Además de las funciones de seguridad señaladas por HIFRENSA en su informe preliminar, deben incluirse las variables tipo "A", tipo "C", tipo "D" y meteorológicas (atendiendo a la definición de la R.G. 1.97, Rev. 3).

- Para cada variable de la instrumentación post-accidente se debe hacer una comparación entre los criterios de diseño actuales y los requeridos de acuerdo a su categorización. En particular se deberán analizar los siguientes aspectos:

- . rango de medida
- . cualificación ambiental
- . separación física
- . suministro eléctrico
- . tipo de "display"

- . reducción de canales
- . información de apoyo
- . método de prueba

tanto para la instrumentación necesaria en Sala de Control como desde los paneles remotos.

- Las variables que presentan desviaciones respecto a los requisitos de diseño aplicables, deberán ser explícitamente identificadas. Para estas variables se deberán adoptar los cambios de diseño nece-

sarios con objeto de cumplir dichos requisitos o se deben justificar con suficiente detalle las desviaciones encontradas.

- 4) De la información preliminar remitida por HIFRENSA y del conocimiento general de la planta, es previsible que sean necesarias modificaciones de diseño en la instrumentación actualmente existente, fundamentalmente en los aspectos que a continuación se indican, y que el titular deberá implementar:

- Separación física (elementos de medida, cableado, tratamiento de la señal)
- Alimentación eléctrica
- Cualificación ambiental del equipo para soportar las condiciones de accidente (fundamentalmente afectaría a los equipos de medida, transmisores, cajas de centralización)
- Cualificación sísmica (general)
- Uso de ordenador (supone requisitos específicos, los cuales se tratan en el apartado "Calculadores" de este informe)
- Indicación y Registro en Sala de Control

- 5) Así mismo ha de aplicarse el criterio definido en el NUREG 0737 II.B.3 "Postaccident sampling capability", a excepción hecha de los puntos 4, 7 adaptando el resto de los puntos descritos en dicho NUREG a las características propias de Vandellós I. Por lo tanto habrá de definirse:

- Instrumentación mínima para suministrar la información necesaria en caso de accidente.
- Rangos de dicha instrumentación.
- Capacidad de recogida de muestras y análisis de los mismos, así como el tiempo requerido para los análisis.
- Procedimientos utilizados en los análisis.
- Modificaciones necesarias en el laboratorio para la realización de los análisis de los diversos fluidos después de un accidente.

3.4.7. ALIMENTACION ELECTRICA

3.4.7.1. SISTEMAS DE SUMINISTRO ELECTRICO DE EMERGENCIA

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

La Central auxiliar de C.N. Vandellós I tiene la misión de asegurar el suministro permanente de vapor y electricidad, de manera que puedan quedar garantizadas determinadas funciones como las que se citan a continuación:

- Alimentación de vapor de las turbosoplantes destinadas a garantizar la extracción del calor residual del núcleo del reactor, después de una parada de éste y cuando la utilización del vapor de los cambiadores principales no es posible.
- Alimentación eléctrica de equipos involucrados en las tareas siguientes:
 - . Introducción en los cambiadores, del caudal de agua necesario para extraer del cajón la potencia residual
 - . Seguridad del reactor
 - . Engrase de máquinas giratorias
 - . Sobrepresión de CO_2 para las hermeticidades
 - . Control y mando

Está compuesta por cuatro calderas y cuatro turboalternadores con una potencia de 3.400 KW y $\cos = 0,8$ a tensión nominal de 5,5 KV.

Cada turboalternador alimenta un juego de barras de 5,5 KV, DX1A, DX2A, DX3A y DX4A. De cada una de estas barras se realizan las siguientes salidas: Una salida hacia el transformador 5,5 KV/380 V. que alimenta las barras DXiB correspondientes y desde las que a su vez se alimentan los auxiliares de cada grupo y caldera; una salida hacia una "barra común de socorro" gobernada únicamente de forma manual y que permite la sustitución de un grupo en defecto por otro disponible; las dos salidas citadas van hacia equipos dentro de la propia central auxiliar, por último, la tercera salida se realiza hacia barras vitales DSiA en edificio de Auxiliares Eléctricos nivel 18,60. Estas últimas salidas van hacia el exterior de la central auxiliar y utilizan en su recorrido la pasarela de unión existente entre ambos edificios, por la que a su vez se llevan las tuberías de vapor.

La disposición de equipos en central auxiliar, alinea cada caldera con su turboalternador, barras de 5,5 KV y servicios auxiliares correspondientes, sin existir compartimentación alguna entre conjuntos redundantes. Los recorridos de cables se realizan en zanjas.

Las barras vitales en edificio de Auxiliares Eléctricos DS1A, DS2A, DS3A y DS4A alimentan en 5,5 KV los auxiliares de la respectiva turbosoplante y a través de los correspondientes transformadores 5,5 KV/380 V las barras DSiB y DSiC desde las que se alimentan el resto de los auxiliares vitales que funcionan a 380 V.

Las barras vitales DSiA reciben una segunda alimentación desde la red exterior, a través del transformador de auxiliares correspondiente. En condiciones normales los cuatro turboalternadores que funcionan de forma permanente alimentan las barras DSiA. En caso de pérdida de un turboalternador, la alimentación de la barra DSiA con la que está alineado, se transfiere a la red exterior.

Los auxiliares no vitales, se alimentan desde barras situadas junto a barras vitales. Estas barras son: DG1A y DG2A que alimentan auxiliares de los grupos principales 1 y 2, y DG0A que alimenta auxiliares comunes. Con el mismo criterio que se expresó anteriormente para auxiliares vitales, desde las barras DG1A, DG2A y DG0A y a través de transformadores 5,5 KV/380 V se alimentan barras de 380 V a las que se conectan los servicios no vitales que funcionan a esta tensión. Las barras DG1A, DG2A y DG0A, solo reciben alimentación de la red exterior, a través de los transformadores de auxiliares.

La distribución eléctrica hasta los consumidores se realiza por medio de bandejas que al principio de su recorrido separan los niveles de tensión: 5,5 KV, 380 V, y control. En algunos puntos del final del recorrido en la cava del reactor se han podido observar algunos tramos en que los anteriores niveles están mezclados. No existe separación entre equipos redundantes, como tampoco entre alimentaciones de equipos vitales y no vitales.

Así pues, la instalación eléctrica se caracteriza toda ella por disponer de gran flexibilidad y redundancia pero a su vez, no posee el menor grado de separación física.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Del análisis de seguridad realizado por el titular se deduce:

- Gran flexibilidad en cuanto a la posibilidad de mantener tensión en barras DXiA mediante acoplamientos cruzados.
- En cuanto a vigilancia e información del sistema de alimentación de emergencia, el hecho de que exista una sala de control autónoma desde la que se tiene permanentemente señalización y control de todos los componentes, hace posible la rápida actuación manual, para mantener el mayor número de grupos auxiliares y/o calderas funcionando.
- En caso de fallo de un grupo con pérdida de red exterior, se realizan acciones manuales para alimentar la barra DXiA por acoplamiento cruzado; la seguridad no se ve afectada pues siguen funcionando las otras tres TS.

En caso de pérdida de red exterior, asociada al fallo de dos grupos auxiliares y un tercero en mantenimiento, la refrigeración del reactor queda asegurada por la restante TS.

- No se cumplen los requisitos de separación física y eléctrica en el trazado de cables y bandejas que alimentan equipos o componentes

redundantes. Esto podría dar lugar a fallos de causa común que afecten a las cuatro alimentaciones auxiliares, lo cual comprometería la refrigeración del reactor.

En este sentido, el informe de HIFRENSA propone estudiar la implantación de una fuente de tensión segura (GD) de potencia adecuada y, que tanto en su implantación como en el recorrido de sus cables, mantenga los criterios de independencia y separación con las otras fuentes de suministro.

En su evaluación el CSN coincide básicamente con las conclusiones del informe del titular, insiste en que la no separación física implica un riesgo importante de pérdida total de la alimentación eléctrica que conduciría a la pérdida total de soplado, siendo tal situación inaceptable y, considera necesario que el explotador efectúe las modificaciones necesarias para la utilización de equipos que permitan hacer frente a tal incidente (cambiador de parada y su circuito de alimentación de agua y alimentación eléctrica autónoma de equipos necesarios en la situación de falta de tensión generalizada).

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Como paso previo el CSN estima necesario que el explotador:

- Identifique los equipos eléctricos cuyo funcionamiento es necesario, en caso de pérdida de las fuentes eléctricas internas y externas instaladas actualmente, para evitar un accidente que pueda tener consecuencias inaceptables.
- Defina una fuente eléctrica autónoma e independiente de las existentes, así como las conexiones correspondientes, que permitan suministrar la energía necesaria a esos equipos.

Existen una serie de puntos críticos del sistema de suministro de emergencia derivados de la falta total de separación física entre equipos redundantes; dichos puntos son: la propia central auxiliar; el edificio de Auxiliares Eléctricos, especialmente en la sala de cables elevación 18,00; y, por último, la pasarela de unión entre ambos edificios.

En cualquiera de los puntos anteriores se pueden postular fácilmente causas de fallo común que ocasionen la pérdida total de las fuentes de suministro de emergencia (turboalternadores de central auxiliar) y en uno de ellos, sala de cables, la pérdida de estas conjuntamente con la de las alimentaciones provenientes de la red exterior. Por todo ello, pueden establecerse las siguientes conclusiones:

- C.N. Vandellós I debe instalar fuentes de emergencia adicionales (generadores diesel) que cumplan con todos los requisitos exigibles por los criterios de evaluación señalados en este informe, entre ellos los de independencia y separación física con las fuentes de emergencia existentes. Los equipos que en principio deben alimentarse desde dichas nuevas fuentes de emergencia, cumpliendo con

los criterios de redundancia y separación física, son todos aquellos relacionados con la seguridad, es decir:

- . Equipos cuya misión sea preservar la integridad de la primera y segunda barrera (límites de confinamiento).
- . Equipos necesarios para llevar al reactor a parada segura y mantenerlo en este estado.
- . Equipos necesarios para prevenir o mitigar consecuencias de accidentes potenciales o que puedan dar como resultado dosis al exterior superiores a las admisibles, así como aquellos necesarios para protección del personal y equipos de seguridad.

Si algún equipo incluido entre los citados anteriormente, no se alimentara desde las nuevas fuentes de emergencia, deberá demostrarse que para todo el recorrido de su alimentación, desde su origen, existe independencia y separación física.

- Adicionalmente C.N. Vandellós I debe modificar su instalación actual para conseguir algún tipo de separación física, al menos en los niveles de 5,5 KV y 380 V. y estudiar posibles compartimentaciones en la central auxiliar como en el edificio de Auxiliares Eléctricos, complementando estas mejoras con otras medidas de seguridad adicionales como pueden ser las de implementar a ultranza, dispositivos contra incendios.

3.4.7.2. SISTEMA DE CORRIENTE CONTINUA DE EMERGENCIA

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

Los sistemas de distribución de corriente continua (c.c.) de la CNVI tienen como misión la alimentación de los circuitos de control y mando destinados a la transmisión de órdenes, el accionamiento de aparatos de apertura y cierre, y a la alimentación de equipos varios.

Estos sistemas de c.c. están concebidos para dar una energía fiable e ininterrumpida a los sistemas de control y mando y otras cargas, para los diversos modos de operación de la central.

La distribución de corriente continua hay que dividirla en dos áreas independientes. Una es la correspondiente al Edificio de Auxiliares Eléctricos y la otra a la Central Auxiliar. En cada una de estas áreas hay dos niveles de tensión: 48V c.c. y 115V c.c. El sistema de 48V tiene la misión de transmisión de órdenes (alimentación de relés) y alimentación de electroválvulas de potencia reducida (inferior a 25w). El sistema de 115V suministra la energía para el mando de accionadores y equipos diversos con potencia superior a 25w.

1.1. EDIFICIO DE AUXILIARES ELECTRICOS (CENTRAL PRINCIPAL)

Existen 2 juegos de barras de 115V:

- 115V "Equipos" (DSOM)
- 115V "Distribuida" (DSOP)

En el Edificio de Auxiliares Eléctricos cota +22 se encuentran las baterías de 115V c.c. "Equipos" (DSOM). Sus rectificadores y barras de distribución están situados en la cota +18,60 del mismo edificio. Esta función (DSOM) consta de dos juegos de barras (DSOM - 01JB y DSOM - 02JB) unidos en caso de alimentación de emergencia por un interruptor (09DJ) de acoplamiento y de un conjunto batería-cargador para cada juego de barras. Cada cargador se alimenta a través de una barra de 380V de seguridad (DSiB). Todas las maniobras son manuales.

Estas barras alimentan las bobinas de los disyuntores y contactores de los sistemas de 5,5KV y 380V y centralizados en el nivel +18,6.

Las baterías son de plomo y con una capacidad de 450 A-h. Las barras de distribución tienen equipos de detección de faltas a tierra y relés de mínima tensión.

En la cota +25,08, se encuentran las baterías de 115V c.c. "Distribuida" (DSOP). Sus rectificadores y barras de distribución están instalados en el mismo nivel de +25,08.

Esta función (DSOP) consta de un juego de barras de utilización (DSOP-01JB) de un juego de barras de mantenimiento y carga (DSOP-02JB) y de dos baterías y sus correspondientes cargadores, cada cargador se alimenta de una barra de seguridad de 380V (DS1B y DS4B).

Estas barras alimentan equipos diversos tales como electroválvulas, acopladores, disparo de emergencia del disyuntor de 400KV, excitación de grupos, etc.

Las baterías son de plomo y con una capacidad de 304 A-h. Las barras de distribución tienen equipos de detección de faltas a tierra y relés de mínima tensión.

El sistema de 48V c.c. está constituido de la siguiente forma:

En la misma sala en que se encuentra la batería DSOP están otras tres baterías DSOQ (48VN), DSOR (48VS) y DSOS (48VSS) que proporcionan 48V c.c. para las siguientes funciones:

- DSOQ: 48V c.c. "normal": Alimenta relés, captadores de medida, electroválvulas, etc. Consta de una batería de 1.000 A.h, de un cargador y de una barra de distribución. El cargador se alimenta de la barra DS1B.
- DSOR: 48V c.c. "Seguridad": Alimenta cadenas de seguridad que actúan directamente (sin pasar por el calculador) sobre funciones elementales, asegurando así las órdenes de disparo y las transferencias de emergencia. Consta de una batería de 450 A-h de un cargador y de una barra de distribución. El cargador se alimenta de la barra DS4B.
- DSOS: 48V c.c. "de apoyo": Puede sustituir a una u otra de las funciones DSOQ y DSOR que eventualmente tengan que ponerse fuera de servicio. La batería tiene una capacidad de 1.250 A-h. El cargador puede alimentarse de las barras DS2B ó DS3B.

Existen enclavamientos eléctricos que imposibilitan la puesta en paralelo de las baterías.

Dentro del sistema de 48V c.c. se tiene además:

- 48V de regulación, ligados a las turbosoplantes (RBIT, $i = 1$ a 4) para la alimentación de las cadenas de regulación de cada soplante, así como las platinas de funciones elementales. Los 4 conjuntos batería-cargador son independientes y alimentados, cada uno, de la correspondiente barra DSiB a través de la DSiX.
- 48V de regulación general, no ligados a las turbosoplantes (RDOT) para la alimentación de las cadenas de regulación general y entre otros:
 - regulación de la presión de vapor en los cambiadores
 - regulación de temperatura de CO_2 a la salida del cambiador
 - regulación de temperatura de CO_2 a la salida del reactor
 - limitación del descenso de la temperatura de vapor.

Esta alimentación es común a los cuatro bloques que constituyen los circuitos TS y los cuatro cuartos de cambiador. El cargador se alimenta de la barra no vital DG0A.

Las maniobras son totalmente manuales.

1.2. CENTRAL AUXILIAR

En la Central Auxiliar están instaladas la siguientes fuentes de alimentación de corriente continua.

- **Fuentes de 115V c.c. (Función DXOM)**
Consta de dos juegos de barras (01JB y 02JB) unidas por un interruptor (15DJ) de acoplamiento en caso de emergencia y de un conjunto batería-cargador para cada juego de barras. Estas barras alimentan todas las bobinas y contactores de media y baja tensión de la Central Auxiliar, también dan suministro a las motobombas de engrase de emergencia de los turbogrupos. Cada cargador puede ser alimentado a través de cualquiera de las barras de 380V (DXiB) existiendo un enclavamiento que impide la puesta en paralelo de los grupos a nivel de estas alimentaciones.

Las baterías son de plomo y tienen una capacidad de 450 A-h.

Las barras de distribución tienen equipos de detección de faltas a tierra y relés de mínima tensión.

- **Fuentes del 48V c.c. Normal (Función DXiQ)**
Son cuatro bloques idénticos que alimentan cada uno a los componentes de cada conjunto turbogrupo-caldera auxiliar. Constan de un juego de barras de distribución, una batería de 190 A-h y de un cargador cada bloque. Cada cargador se alimenta de una barra de 380 V (DXiB).

- **Fuentes de 48V c.c. Seguridad (Función DXOR)**
El conjunto comprende una única batería de 190 A-h de capacidad, un juego de barras y un cargador. Constituye la segunda alimentación de los automatismos, siendo esta fuente es común a los 4 grupos.

El cargador puede ser alimentado de cualquiera de las barras de 380V (DXiB).

Existe un enclavamiento mecánico que impide la puesta en paralelo de los grupos a nivel de estas alimentaciones.

Esta fuente asegura la alimentación a las cadenas de seguridad, así como la alimentación de socorro a una cualesquiera de las fuentes de 48V c.c. Normal que lo necesiten. (Puede ser conectada en paralelo con una cualquiera, y solo con una de las barras de 48V Normal).

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

2.1 *En el informe preliminar sobre este área presentado por el titular, se analizan los siguientes aspectos del sistema de c.c. de Emergencia:*

- *Alarma de los sistemas de c.c.*

- Capacidad de los sistemas de c.c. para alimentar las cargas relacionadas con la seguridad en caso de una emergencia.
- Pruebas periódicas y requisitos de vigilancia.
- Separación física y eléctrica
- Incidentes más comunes que pueden provocar la pérdida de una o varias fuentes de c.c. y análisis de sus consecuencias.

Las conclusiones obtenidas por el explotador en base a los anteriores análisis quedan recogidas a continuación:

- Alarmas e instrumentación cumplen los requisitos mínimos.
- En lo relativo a ventilación de salas de baterías habría que estudiar la concentración de hidrógeno y el sistema de ventilación para evitar concentraciones superiores a las establecidas en las normas.
- Respecto a la capacidad de las baterías para hacer frente al consumo originado en una emergencia sería necesario contabilizar con detalle todas las cargas y su potencia en una situación comprobando que el estudio de diseño de la capacidad sigue siendo válido.
- Con las pruebas periódicas se comprueba la capacidad de las baterías para hacer frente al consumo correspondiente a los ciclos de carga diseñados.
- Los ensayos cumplen los requisitos mínimos de vigilancia.
- Con el ensayo de descarga se demuestra que las baterías RBIT (48VR), son capaces de alimentar cada una de las cadenas de regulación de una turbosoplante durante más de 20 minutos.
- La capacidad de diseño del cargador debería ser suficiente para alimentar al mismo tiempo una batería descargada y un bloque de resistencias que simule las cargas de emergencia, demostrando que es capaz de llevar la batería a plena carga en un tiempo de diseño.
- Los requisitos de separación física y eléctrica en trazados de cables e instalaciones de conjunto batería-cargador-cuadro de distribución no se cumplen. En este sentido, el explotador destaca que, se pueden postular los siguientes fallos en las alimentaciones de c.c. a funciones de seguridad:
 - a) Pérdida simultánea de las funciones DXiQ (48VN) y DXOR (48VS) - C. Auxiliar
 - b) Pérdida de la función DXOM (115 V equipos y engrase) - C. Auxiliar
 - c) Pérdida simultánea de las funciones DSOQ (48 V Normal) DSOS (48 V de apoyo) DSOP (115 V "Distribuidos") y DSOR (48 V Seguridad) - C. Principal

En este caso es necesario analizar con detalle las consecuencias sobre la regulación de las turbosoplantes.

El titular considera que para las restantes baterías, la separación física de equipos es suficiente para que la pérdida total de una función no sea postulada.

En su evaluación el CSN considera que:

Respecto a la ventilación es de destacar que en Francia las normas en vigor preconizan un aporte de aire nuevo como mínimo igual a $0,05 \text{ NI m}^3 \text{ h}^{-1}$, siendo N = número de elementos de la batería, I = intensidad máxima de carga.

Respecto a la capacidad de las baterías, se considera que si los documentos que posee el explotador no le permiten juzgar la adecuación de baterías y cargadores al consumo en situación de emergencia, es necesario contabilizar las potencias de los equipos alimentados realizando medidas directas.

Respecto a los ensayos periódicos trimestrales, consistentes, alternativamente, en una descarga de 5h y una de 0,5h (1 h en el caso de baterías DXOM) la tensión no debe ser inferior al 76% y 90% de la tensión nominal respectivamente. Además:

- La intensidad de descarga en los ensayos periódicos debe ser superior o igual a la máxima demandada en condiciones de incidente o accidente, que correspondan a la utilización de las baterías. Así se puede verificar que las baterías son aptas para cumplir su función durante el tiempo suficiente, que debe ser especificado en función del tiempo necesario para llevar al reactor a estado seguro, en las condiciones consideradas.
- Es necesario comparar los resultados obtenidos en sucesivos ensayos periódicos de cada batería, lo que permite prever su comportamiento, hasta el siguiente ensayo periódico, y en su caso, proceder a su reemplazamiento preventivo, extrapolando su envejecimiento.

Se considera que, teniendo en cuenta la ausencia de separación física y eléctrica en recorridos de cables, cuadros de distribución y conjuntos batería-cargador que alimentan equipos y componentes redundantes, el análisis de la pérdida de fuentes de c.c. debe incluir la pérdida de cada uno de los conjuntos batería-cargador. Salvo diferencias particulares entre Vandellós I y Sant-Laurent, es posible afirmar (En base a estudios y pruebas realizados en Saint-Laurent) que la pérdida de un conjunto no tiene consecuencias para la seguridad; sin embargo, ciertas maniobras de explotación o ciertos automatismos no pueden realizarse; es importante que el explotador estudie los diferentes casos con el fin de establecer, si es necesario, las consignas que describan la conducta a seguir en caso de pérdida de una fuente de c.c.

Además, se considera que, teniendo en cuenta las respectivas localizaciones de los equipos de control-comando, se deben examinar ciertas pérdidas simultáneas:

- La pérdida de las fuentes de control-comando 48V Central Auxiliar (DXiQ y DXOR), en este caso los 4 grupos turboalternadores se paran y hay conmutación sobre la red exterior. Se habrá de verificar que dicha conmutación es posible.
- La pérdida de fuentes de control-comando de 48V y 115V de regulación general (DSOR, DSOS y DSOP) debe estudiarse en detalle (por ejemplo mediante ensayos sobre la instalación) principalmente en cuanto a las consecuencias sobre la función soplado.
- Si en el caso precedente hay además pérdida de la función DSOR (48V normal) se produce caída automática de barras. EL estudio a realizar será similar al anterior, estando la única diferencia en el estado del reactor.

Como conclusión se estima necesario que el explotador:

- Verifique la adecuación entre los conjuntos batería-cargador y la potencia y consumo máximo de los equipos alimentados.
- Verifique que la intensidad de descarga de las baterías, en ensayos periódicos, es igual o superior a la intensidad máxima demandada por los equipos alimentados.
- Examine la evaluación en el tiempo de los resultados de ensayos periódicos de cada batería para realizar su reemplazamiento preventivo extrapolando su envejecimiento.
- Examine las consecuencias de los diferentes casos de pérdida de fuentes de control-comando así como las consecuencias de pérdida simultánea de las funciones:
 - . DXiQ y DXOR (48V Central Auxiliar) para verificar que el basculamiento de la alimentación eléctrica de potencia sobre la red permanece posible.
 - . DSOP, DSOR y DSOS con o sin pérdida simultánea de DSOQ (48V y 115V de la distribución eléctrica de socorro) examinando las consecuencias sobre la función soplado.

2.2. Comportamiento del sistema de c.c. en el incidente del 19 de Octubre de 1989

Las pérdidas de c.c. dieron lugar a problemas importantes en el desarrollo del incidente entre los que podemos señalar:

- Pérdida de control y mando desde Sala de Control de ciertas funciones importantes tales como:
 - . pérdida de basculamiento de vapor principal a vapor auxiliar
 - . pérdida de control y mando de interruptores (alimentación exterior a barras DS3A y DS4A)
- Posicionamiento inadecuado de válvulas de solenoide que contribuyó a la inundación del Edificio de Producción de Energía y la cava.

- Pérdida de control y mando local de ciertos interruptores importantes para la seguridad.

HIFRENSA debe realizar un análisis de las causas de las pérdidas de tensión producidas durante el incidente.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Sin perjuicio de lo establecido en el apartado 2, consideramos que en vista del importante papel desarrollado por los sistemas de c.c. de emergencia durante el incidente, HIFRENSA deberá realizar un estudio que defina los sistemas y componentes necesarios para la parada segura, así como aquellos a cuya operabilidad se da crédito en el análisis de accidentes. Para estos sistemas y componentes se deberá establecer una nueva alimentación de c.c. asociada a las nuevas fuentes de c.a. de emergencia que permita cumplir los criterios establecidos en el apartado 3.3 del presente informe.

3.4.7.3. PROTECCION CONTRA LA SOBRECARGA TERMICA DE LOS MOTORES DE LAS VALVULAS MOTORIZADAS

1. SITUACION ACTUAL

Las válvulas motorizadas correspondientes a funciones de seguridad, están alimentadas de cuadros de baja tensión de 380 V a través de una inductancia o de un transformador de aislamiento, de modo que se reduzca la corriente de cortocircuito y, por tanto, el poder de corte del disyuntor.

Las salidas de alimentación a válvulas motorizadas están equipadas con un contactor inversor que garantiza la maniobra y, en lo que respecta a la protección frente a sobrecarga térmica, con un disyuntor de caja moldeada con protección magneto-térmica, esta protección no puede ser regulada ni puenteada.

Según el informe preliminar presentado por el titular, las válvulas motorizadas pertenecientes a funciones de seguridad de parada, en las que se ha de asegurar que la protección por sobrecarga térmica no ocasiona un fallo activo de las mismas que impida su función de seguridad frente a una situación de emergencia, son las relacionadas a continuación:

EROS - 04VA
RFOM - 01VA
RFOM - 05VA
RFOM - 02VA
RFOM - 06VA
RROR - 15VA

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

En su Informe Preliminar de Evaluación el explotador considera que las funciones ligadas a la seguridad no deben ser inhibidas, interrumpidas o impedidas por la acción de las protecciones de sobrecarga térmica y propone que la protección frente a sobrecarga térmica de motores de válvulas motorizadas de funciones de seguridad de parada estén puenteadas continuamente, excepto durante pruebas o mantenimiento.

Actualmente, la protección frente a sobrecarga térmica se lleva a cabo mediante disyuntores magnetotérmicos de caja moldeada y no tiene la posibilidad de ser puenteada ni regulada, en consecuencia se está dando prioridad a la protección del motor frente a la función de seguridad

El informe concluye que las válvulas motorizadas EROS 04 VA, RFOM 01, 02, 05 y 06 VA y RROR 15 VA deberán tener su protección frente a sobrecarga térmica inhibida y el puenteado de esta protección debe estar señalizado en sala de control.

En su evaluación el CSN considera que:

1. El dossier del explotador es ambiguo, puesto que propone el puenteo de ciertas válvulas y a su vez indica que esto es imposible debido al tipo de protección frente a sobrecarga térmica existente.
2. El puenteo de la protección frente a sobrecarga térmica no es una solución enteramente satisfactoria, aunque este conforme con la R.G. 1.108, puesto que la inhibición de la protección térmica podría dar lugar a un calentamiento excesivo que puede conducir a un incendio cuyas consecuencias serían contrarias al fin buscado.
3. Para evitar disparos intempestivos sería más conveniente recalcular los márgenes de disparo de la protección de sobrecarga térmica.
4. Si el accionador es absolutamente indispensable, el puenteo de la protección de sobrecarga térmica no garantiza suficientemente el funcionamiento en todos los casos. Siguiendo el criterio de fallo único, es preferible establecer una redundancia de accionadores.
5. El informe del explotador no explicita el camino seguido para determinar las válvulas afectadas. La noción de válvulas de parada de seguridad es imprecisa.

Sería necesario examinar, para el conjunto de las válvulas de seguridad, si su motor está equipado con protección de sobrecarga térmica para lo que se necesitarían un conjunto de esquemas mecánicos y la descripción de los motores afectados.

6. En Saint-Laurent-des-Eaux para las 6 válvulas citadas por C.N.V.1 como afectadas por el puenteo de su protección, existe una redundancia gracias a válvulas manuales. Sería necesario en este caso, asegurar que las consignas de explotación mencionan la maniobra de las válvulas manuales en caso de que no actúen las válvulas eléctricas.

Como conclusión, el CSN estima que el puenteo de las protecciones frente a sobrecarga térmica no es enteramente satisfactorio. Sería más conveniente ajustar el umbral de disparo, de forma que el riesgo de disparos intempestivos se reduzca, manteniendo la protección correspondiente a un incidente real.

Si una válvula se juzga indispensable en las funciones de seguridad, el CSN considera necesaria una redundancia de esta válvula, eventualmente modificando el circuito, que permitiría prevenir un fallo de la protección y del propio equipo; y disponer las consignas de explotación correspondientes, si las válvulas redundantes son manuales.

En el informe relativo al incidente del 19 de octubre de 1.989 presentado al C.S.N. por HIFRENSA se señala que: A las 0h 47' 17" apareció alarma de válvula de aporte de CO₂, RFOM 06VA. motor indisponible; posiblemente afectado por la inundación de la cava. Esto no tenía porque afectar a la posición de la válvula, sin embargo, la situó en una posición intermedia, dejando pasar una cierta cantidad de gas hacia el cajón. La válvula se cerró a las 3h 31'

del día 21 al observarse su posicionamiento incorrecto durante una ronda.

Si bien este hecho no parece tener relación con la protección frente a sobrecarga térmica, consideramos conveniente que se analice con el fin de establecer la causa real y las posibles medidas correctoras.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

De forma general podemos establecer que:

- a) El puenteo de la protección de sobrecarga térmica en válvulas de seguridad de parada no es una solución satisfactoria, debiendo realizarse el ajuste de umbrales de disparo (Puntos de tarado).
- b) En las válvulas indispensables para funciones de seguridad es necesario establecer una redundancia.

Además, el titular presentará al CSN la siguiente información:

- Listado completo de las válvulas motorizadas afectadas y criterios para la selección de dichas válvulas.
- Definición del tipo de protección existente actualmente para los motores de cada una de las válvulas del apartado anterior.
- Estudio de protecciones frente a sobrecarga térmica, calculando los márgenes de disparo (Puntos de tarado) para el ajuste de dichas protecciones.
- Estudio de la redundancia existente para aquellas válvulas motorizadas indispensables en funciones de seguridad y, en caso de que tal redundancia no exista, propuesta de mejoras en circuitos para satisfacer la redundancia funcional.

3.4.7.4. POTENCIALES FALLOS DE EQUIPOS ASOCIADOS A CONDICIONES DEGRADADAS DE LA RED EXTERIOR

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN RELACION CON EL DISEÑO ACTUAL

La Central consta de dos grupos turbo-alternadores con una potencia unitaria de 250 MVA y una tensión nominal de 20 KV.

Para evacuar la energía producida cada alternador está conectado a un transformador de 296 MVA de potencia nominal y relación de transformación en vacío de 20/405 KV mediante un juego de barras de aluminio con vainas coaxiales (Función GPIL).

Esta unión está en derivación con un transformador de auxiliares generales de 12 MVA de Potencia nominal y relación de transformación en vacío de 20/5,5 KV. Un interruptor a la salida de cada alternador, permite al tiempo que el alternador está parado o en curso de arranque, estar alimentando los auxiliares de la central a partir de la red exterior de AT (que es en esos momentos la única fuente de potencia disponible en la Central). Dicho interruptor está dimensionado de forma que permite el acoplamiento automático por sincroacoplador del grupo a la red. También permite eventualmente el corte de la plena carga del grupo.

El corte de la corriente de defecto no es posible con el acoplador (interruptor salida alternador), sino que lo efectúa siempre el disyuntor del parque de Alta Tensión (A.T.).

El enlace entre las bornas de alta tensión del transformador principal y el parque de alta tensión se efectúa para cada uno de los grupos turbo-alternadores mediante un circuito de 380 KV con cable de aluminio-acero (2 cables de 116 mm² por fase). Ambos circuitos están montados en una línea aérea de aproximadamente 2,5 Km de longitud que une el parque de 380 KV con la Central.

A partir de los transformadores auxiliares generales de 12 MVA y relación de transformación 20/5,5 KV se alimentan los auxiliares de media tensión de la central a 5,5 KV y los auxiliares de baja tensión a 380 V mediante transformadores reductores de relación 5,5 KV/0,38 KV. Los citados auxiliares, tanto en 5,5 KV como en 380 V se clasifican en vitales y no vitales, conectándose los primeros a las barras DS1A, DS2A, DS3A y DS4A en 5,5 KV y a sus asociadas de 380 V los de este nivel de tensión. Cada una de las barras citadas está unida a su correspondiente en central auxiliar DX1A, DX2A, DX3A y DX4A desde donde le proviene la alimentación que pudiera denominarse de seguridad, existiendo entre ésta y la proveniente del exterior la correspondiente transferencia automática.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

El explotador analiza en su informe los siguientes aspectos de la central:

- Comportamiento de la red exterior y sus posibles configuraciones: inicial, grupo acoplado y en isla.
- Comportamiento del alternador, la regulación de tensión y los auxiliares frente a la situación de puesta en isla.
- Protecciones del parque de A.T., transformadores principales y transformadores auxiliares generales.
- Acción de las protecciones sobre acoplador y disyuntor de grupo según la configuración del grupo y la red.
- Criterios de redundancia y separación física.
- Accidentes postulados, examinando los efectos más importantes y sus consecuencias, partiendo de las hipótesis de posibilidad de dos fallos independientes simultáneos o no. Los elementos examinados son: Juego de barras de 5,5 KV-DSiA. Grupos de la central auxiliar barras de 5,5 KV-DXiA. Red exterior.

Como consecuencia de los análisis realizados el explotador obtiene una serie de conclusiones respecto a las características de la red eléctrica exterior:

- La fiabilidad de la red exterior se ha aumentado, si se tiene en cuenta la nueva configuración del parque de 380 KV; por otra parte todos aquellos elementos que puedan intervenir en potenciales fallos, disponen de las protecciones adecuadas, en consecuencia es poco probable la pérdida de alimentación a barras seguras DSiA a través de la red.
- En lo referente a independencia funcional, el diseño incorpora una redundancia adecuada en la alimentación de equipos relacionados con la seguridad.
- Los criterios de separación física no se cumplen en su totalidad puesto que existen puntos de unión en los cables que alimentan a barras de 5,5 KV ya sean estos de seguridad o no, redundantes o no, o procedentes de central auxiliar.
- Dado el aislamiento existente entre red exterior e interior no se esperan interacciones entre ambas fuentes.
- Del análisis de accidentes postulados se deduce que en cualquiera de los casos la pérdida de la red exterior no pone en peligro la seguridad de la central.

Sin embargo:

- El explotador no aporta ningún dato numérico sobre el aumento de fiabilidad de la red exterior.
- Vandellós I, al igual que la central de referencia, está unida solamente a una red eléctrica (380 KV); todas las otras centrales

francesas poseen además una línea auxiliar unida a una red distinta (Generalmente 225 KV), a pesar de esta redundancia suplementaria y del mallado de la red francesa la probabilidad de pérdida de todas las alimentaciones exteriores se estima entre 10^{-2} y 10^{-3} por reactor y año según la duración de la pérdida considerada. Las tasas de fallos en función de su duración que son exigibles a C.N. Vandellós I para su configuración actual de una sola línea exterior han sido establecidas por el CSN en:

- Pérdidas de duración inferior a 1 hora: 10^{-1} año⁻¹
- Pérdidas de duración entre 1 y 24 horas: 10^{-2} año⁻¹
- Pérdidas de duración superior a 24 horas: 10^{-3} año⁻¹

Es por lo tanto necesaria una estimación de la probabilidad de pérdida de la tensión externa en Vandellós I para poder juzgar la fiabilidad de la alimentación eléctrica externa.

- La configuración de las alimentaciones eléctricas seguras es un elemento favorable: los auxiliares seguros están alimentados permanentemente por los grupos turboalternadores auxiliares por lo que, en caso de pérdida de red, no es necesaria ninguna acción para poner en seguros los cuadros eléctricos.

Además, el examen de incidentes de Vandellós I muestra que las pérdidas de red durante los cuales el reactor ha sido parado (fallo de la secuencia de puesta en isla) no han inducido fallos de equipamiento seguro.

- Se debe considerar el caso de un fallo suplementario independiente de un grupo auxiliar o de un juego de barras seguro y la indisponibilidad por mantenimiento de uno de estos, en caso de pérdida de la alimentación exterior.
- La pérdida total de alimentaciones eléctricas de potencia, externas e internas se trata en el apartado dedicado a "Suministro eléctrico de emergencia".
- El problema de puntos de convergencia de cables de alimentación, mencionado por el explotador se trata en el apartado 3.4.8.3. relativo a la "protección contra incendios".

En conclusión, el CSN estima que los fallos de la red exterior no representan riesgo de inducir, excepto fallo suplementario de la central auxiliar, fallo grave para la seguridad del reactor. Sin embargo, se considera deseable una estimación de la tasa de fallo de la red externa en función de la duración de la indisponibilidad.

Es necesario que C.N. Vandellós I demuestre con el correspondiente estudio de fiabilidad que la tasa de fallos de su alimentación exterior, no supera los márgenes establecidos anteriormente, lo cual en principio parece dudoso. Por otra parte, de los últimos incidentes ocurridos en la Central, se han derivado algunas experiencias que conviene tener presentes en el tema que nos ocupa y que además matizan algunas conclusiones obtenidas.

- En el primer incidente (9-10-89), defectos eléctricos que se producen en circuitos de equipos alimentados desde barras DS3A y DS4A, en lugar de ser despejados por su dispositivo de protección en dichas barras, son liberados por el interruptor del turboalternador correspondiente en central auxiliar sin que las transferencias correspondientes hacia la red exterior funcionasen; es decir, que aunque la alimentación exterior no se perdió durante el incidente, se han derivado consecuencias equivalentes a pérdida de red exterior simultánea con pérdida de alimentación segura (proveniente de la central auxiliar), en al menos un 50% de las barras desde las que se alimentan auxiliares vitales.
- En el segundo incidente (28-10-89) el cierre del interruptor de conexión desde la red exterior en las barras DS3A, estando conectadas éstas a tierra produjo el cortocircuito correspondiente con consecuencias de pérdida de dichas barras y del trazo GP2LOITT, lo que equivale a pérdida de alimentación exterior en el 50% de barras vitales, simultánea con pérdida de alimentación segura al 25% de las mismas.
- La ausencia de separación física en la instalación eléctrica actual hace muy fácil el postular un fallo único con consecuencias de pérdida simultánea de alimentación exterior y de todas las procedentes de central auxiliar; por ejemplo: Incendio en la sala de cables (Planta nivel 16,00 en edificio de Auxiliares Eléctricos). De igual modo, es fácil postular modos de fallo común de todas las alimentaciones seguras desde los cuatro turboalternadores de la central auxiliar; por ejemplo: Rotura de una tubería de vapor en pasarela de unión entre central auxiliar y edificio de Auxiliares Eléctricos, en el tramo de la misma en que coinciden las cuatro tuberías de vapor con todos los cables eléctricos, o también incendio en este mismo punto. La coincidencia de cualquiera de estos sucesos con una pérdida de alimentación exterior, equivaldría a un "black-out".
- Actualmente, se está estudiando la problemática del Station-blackout en las centrales españolas y en dicha problemática se concede un peso considerable a la configuración de las alimentaciones exteriores de las mismas.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

- Por todo lo anterior, pueden establecerse las siguientes conclusiones:
 - a) C.N. Vandellós I debe plantearse la instalación de una segunda línea de alimentación exterior a la central, independiente de la existente de 400 KV, sobre todo, si el resultado del estudio de fiabilidad al que se hace referencia en el apartado anterior no alcanza los valores mínimamente exigidos.
 - b) C.N. Vandellós I debe revisar a fondo la coordinación de las protecciones de disyuntores en cabinas de 5,5 KV DSiA y DXiA.
 - c) C.N. Vandellós I debe implantar, un dispositivo de enclavamiento que impida que en las cabinas de 5,5 KV puedan cerrarse los disyun-

tores de las alimentaciones estando algún seccionador de tierra conectado.

d) C.N. Vandellós I debe modificar la instalación eléctrica de manera que se consiga separación física entre los circuitos de 5,5KV provenientes de transformadores auxiliares generales así como entre alimentaciones seguras provenientes de turboalternadores en central auxiliar.

e) C.N. Vandellós I deberá seguir las directrices relativas a la pérdida total de energía alterna (Station-blackout), que el CSN proponga en su día.

f) La normativa aplicable es la recogida en el apartado 3.3 de los criterios generales de evaluación.

3.4.8. SISTEMAS AUXILIARES

3.4.8.1. AGUA DE REFRIGERACION Y RECIRCULACION

1. SITUACION ACTUAL

El agua de refrigeración y circulación se ha dividido en cuatro partes para su estudio y evaluación.

1.1. ESTACION DE BOMBEO

El agua de mar para refrigeración de la Central se toma a una distancia de 220 metros de la costa, a 7,5 metros de profundidad y se lleva por dos conductos de sección rectangular a la estación de bombeo. Estos conductos se forman mediante la unión de siete cajones que van apoyados en el fondo rocoso marino.

La estación de bombeo está dividida longitudinalmente en dos partes iguales y simétricas.

Cada parte tiene rejas fijas, filtros rotativos de cadenas, una bomba principal de circulación, dos bombas de circulación de las turbosoplantes, dos bombas de circulación de los grupos turbo alternadores auxiliares, dos bombas de refrigeración general (SPOR) y otras bombas auxiliares.

Las rejas fijas son de barras y cada una tiene su equipo limpiador, que se pone en funcionamiento manualmente.

Los filtros rotativos son tres por cada parte, dos iguales que tratan el agua que alimenta una bomba principal de circulación, y otro mas pequeño que filtra el agua que va al resto de las bombas. Estos filtros se ponen en marcha automáticamente al alcanzar la pérdida de agua a través de ellos un valor predeterminado.

Cada filtro rotativo está alimentado eléctricamente de una barra segura, de DSiB los principales, y de DSiC los auxiliares.

Aguas abajo de los filtros rotativos hay una interconexión entre la zona de aspiración de la bomba de circulación principal y la de aspiración del resto de las bombas, interconexión que se efectúa mediante una válvula de retención que permite el paso de la zona de la bomba principal a la de las demás bombas, con objeto de asegurar el suministro de agua a estas bombas relacionadas con la seguridad.

1.2. AGUA DE CIRCULACION

En C.N. Vandellós I el agua de circulación está formado por tres funciones: Agua de circulación principal, de las turbosoplantes y de los grupos turboalternadores auxiliares.

El agua de circulación principal (función CPiR) consta de dos circuitos, uno de cada turboalternador. Cada circuito toma el agua de la estación de bombeo, mediante la bomba de circulación principal, por tuberías

de hormigón lo envía al condensador principal y refrigerantes de aceite, y vuelve al mar vía la estructura de descarga.

El agua de circulación de las turbosoplantes (función CAiR) consta de cuatro circuitos uno por turbosoplante. Cada uno consta de una bomba que envía el agua de mar por tubería de hormigón a refrigerar el condensador de la turbosoplante y refrigerantes de aceite, y retorna al mar a través de la estructura de descarga.

El agua de circulación de los grupos turboalternadores auxiliares (función CXiP), está formado por cuatro circuitos uno por turboalternador auxiliar. Cada circuito tiene una bomba que envía el agua a refrigerar el condensador del turboalternador auxiliar, condensador de vahos y enfriadores de aceite y aire, y retorna al mar.

La función de circulación principal no está relacionada con la seguridad, mientras las otras dos sí lo están.

1.3. AGUA DE MAR DE REFRIGERACION (SPOR)

Esta función refrigera con agua de mar una serie de cambiadores, que llevan por el lado caliente agua desmineralizada, que a su vez refrigera en circuito cerrado componentes importantes para la seguridad.

Consta de cuatro bombas, dos instaladas en cada mitad de la estación de bombeo, que alimentan a dos circuitos cada uno de los cuales puede conectarse a todos los cambiadores mediante las válvulas de aislamiento correspondientes, una vez refrigerados los cambiadores los circuitos se bifurcan y descargan el agua caliente al mar a través de la estructura de descarga.

La función SPOR refrigera las funciones siguientes:

RCOC: Refrigeración del cajón (6 cambiadores)

EDOR: Agua desmineralizada de refrigeración (4 cambiadores)

STOD: Refrigeración de las piscinas de combustible (2 cambiadores)

RAOC: Ventilación en parada (4 cambiadores)

RAiE: Cambiador de parada (2 cambiadores).

En funcionamiento normal hay dos bombas conectadas a cada circuitos, uno está funcionando y la otra de reserva.

Las tuberías enterradas son de hormigón con alma de acero, y las aéreas dentro de los edificios, de plástico vitrificado.

Las bombas están alimentadas eléctricamente de la función DSiB, alimentación eléctrica socorrida, 380V.

1.4. REFRIGERACION DE COMPONENTES (EDOR)

La finalidad de esta función es refrigerar en circuito cerrado mediante agua desmineralizada una serie de componentes, y enviar el calor extraído al mar a través de la función SPOR. Estos componentes se dividen en prioritarios y no prioritarios en relación con la seguridad.

Son dos circuitos idénticos cada uno de los cuales consta de dos bombas, dos cambiadores, un depósito inferior, otro superior y las tuberías y válvulas que permiten que ambos circuitos refrigeren todos los componentes.

El agua de refrigeración se toma de los depósitos bajos, se enfria en los cambiadores por la función SPOR y va por dos caminos:

- a) A refrigerar los componentes prioritarios y retorna al depósito inferior.
- b) Al depósito superior, cuyo rebose refrigera los componentes no prioritarios, y vuelve la gravedad al depósito inferior.

La bombas están instaladas dos sobre cada depósito inferior, en el edificio de Producción de Energía, nivel 9.00. Está en funcionamiento una bomba por circuito, si se dispara la otra arranca automáticamente.

Están alimentadas eléctricamente de la función DSI B, alimentación eléctrica socorrida de 380V.

Los depósitos inferiores consiste en un recipiente único tabicado interiormente y están situados en el edificio de Producción de Energía, nivel 3.30.

Los cambiadores de calor, están situados en el edificio de auxiliares eléctricos, nivel 9.00.

Los depósitos superiores están en el edificio de combustible irradiado, nivel 41.30.

La aportación de agua desmineralizada se realiza de la función EDOD a los depósitos inferiores, de manera automática en función del nivel en estos depósitos.

Las principales funciones refrigeradas por EDOR son:

Prioritarias:

AAiA: Bombas de alimentación auxiliares

ACiC: Aire comprimido de regulación

CAiV: Condensadores auxiliares, vacío

TSiE: Turbosoplantes. Estanqueidad aceite-CO₂

RAOV: Ventilación en parada, ventilación

No prioritarias:

RFOD: Refrigeración del reactor desecación CO_2

RFOE: Refrigeración del reactor. Compresores CO_2 depurado.

DMO/: Alimentación normal 380V. D.P.M.

GPiE: Aceite estanqueidad. Grupos principales.

APiA: Bombas de alimentación principales.

2. EVALUACION

A continuación se evalúa el agua de refrigeración y circulación dividido en las cuatro partes en que se ha hecho en la descripción.

2.1. ESTACION DE BOMBEO

Le es aplicable el criterio general, que exige un sistema que evacue calor de estructuras, componentes y sistemas importantes para la seguridad al sumidero final de calor. Aquí para evacuar el calor se usa agua de mar, que evidentemente debe estar en las debidas condiciones para llevar a cabo esta función. También debe cumplir el Standard Review Plan 9.2.1 que requiere que las bombas de agua de servicios de seguridad, tengan NPSH suficiente en las condiciones más desfavorables.

Para cumplir con esta normativa no deben producirse en la estación de bombeo obstrucciones o pérdidas de carga grandes en el flujo de agua.

Estas obstrucciones o pérdidas de carga grandes pueden ocurrir en:

- a) Las rejas fijas, cuya limpieza se efectúa manualmente por un dispositivo limpiarrejas, y que por pérdida de carga alta a través de ellas se genera alarma en Sala de control.
- b) Los filtros rotativos, que en funcionamiento normal se lavan automáticamente, cuando la pérdida de carga alcanza un valor predeterminado.

Si los dos filtros de una bomba de circulación principal se paran por un defecto, o se detecta una pérdida de carga muy elevada a través de ellos, automáticamente dispara la bomba de circulación principal correspondiente. Por la disposición física de la estación de bombeo, aguas abajo de los filtros rotativos, hay una válvula de retención que permite el paso del agua de la zona de la bomba de circulación principal a la de las bombas auxiliares, relacionadas con la seguridad. El disparo de la bomba de circulación principal hace disminuir al 20 % el agua filtrada manteniendo la superficie filtrante y al disminuir la velocidad se hace menor el arrastre del mar de materia que podría ensuciar los filtros.

Todas las anteriores consideraciones demuestran el cumplimiento con la parte aplicable del Criterio general, y el SRP 9.2.1.

El informe de Hifrensa considera adecuado el diseño de la estación de bombeo.

Sin embargo, el CSN considera necesario:

- Efectuar un estudio de la probabilidad de la pérdida instantánea o progresiva de la estación de bombeo, teniendo en cuenta las características geográficas de Vandellós I, y la flora marina en la zona de la Central.
- Garantizar que en Vandellós I los filtros que tratan el agua que alimenta a las bombas importantes para la seguridad están en servicio en funcionamiento normal de la Central.

Justificar que los equipos y componentes de filtrado de cada una de las dos partes en que se divide la estación de bombeo, deben estar alimentados eléctricamente de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.

El Standard Review Plan 10.4.5, pide que haya medios para controlar la química del agua, la corrosión y el crecimiento de materia orgánica. Sobre este tema la NRC ha emitido una Generic Letter de 18 de Julio de 1989 que pide que en los sistemas de agua de servicio en ciclo abierto se:

- Pruebe y controle químicamente los sistemas para reducir el ensuciamiento orgánico.
- Pruebe el intercambio de calor de los cambiadores relacionados con la seguridad..
- Inspeccione la corrosión, erosión y ensuciamiento orgánico en componentes y tuberías.

Hifrensa deberá justificar el cumplimiento de estos requisitos .

2.2. AGUA DE CIRCULACION

El agua de circulación consiste en varios circuitos completos e independientes, cuyo diseño se considera aceptable.

El Standard Review Plan 10.4.5 trata del agua de circulación, e indica que deben tomarse medidas para evitar que por rotura de componentes, tuberías o juntas de expansión, se produzcan inundaciones que afecten a la disponibilidad de equipos relacionados con la seguridad.

En el incidente del 19 de Octubre de 1989 se quemó una junta de expansión de la salida del condensador principal A del grupo 2, vertiéndose un volumen grande de agua que fue la principal contribución a la inundación que ocurrió en la Central.

Los informes de Hifrensa no incluyen conclusiones en relación con el agua de circulación.

La Generic Letter de 18 de Julio de 1989 pide que en los sistemas en circuito abierto, relacionados con la seguridad, se:

- Pruebe el intercambio de calor de los cambiadores.
- Inspeccione la corrosión, erosión y ensuciamiento orgánico en componentes y tuberías.

El sistema de circulación tiene tuberías de hormigón con alma de acero prefabricadas (Bonna). En estas tuberías se han producido fisuras en el hormigón y corrosión del alma, lo que ha dado lugar a fugas importantes. Hifrensa debe aportar información sobre este hecho, así como de las medidas adoptadas para evitar la repetición del mismo y de la vigilancia y control del estado de las tuberías.

2.3. AGUA DE MAR DE REFRIGERACION (SPOR)

A la función SPOR le es aplicable el Criterio general de diseño 44 que se refiere a un sistema que transfiere calor de estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad al sumidero final de calor.

Tanto el Criterio general de diseño, como el Standard Review Plan 9.2.1, exigen que haya redundancias. Cada circuito tiene una bomba funcionando y otra como apoyo de seguridad. Existe la posibilidad de conectar cualquier bomba a uno de los circuitos.

Las bombas están separadas, dos en cada mitad de la estación de bombeo.

Para evitar una conexión incorrecta bombas-circuitos debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión bombas-circuitos.

La alimentación eléctrica a los equipos y componentes de cada circuito debe hacerse de trenes de seguridad, redundantes y separados física y eléctricamente.

La función SPOR tiene tuberías de hormigón con alma de acero (Bonna) y de plástico vitrificado.

La tubería tipo Bonna ha sufrido en algunos casos fisuras en el hormigón y corrosión del alma, lo que ha dado lugar a fugas importantes. Hifrensa debe dar información sobre este hecho, así como de las medidas para evitar la repetición del mismo y de la vigilancia y control del estado de las tuberías.

El plástico vitrificado no es aceptable como material de las tuberías de este sistema debido, a sus malas propiedades mecánicas y su escasa resistencia al fuego.

Las tuberías de ambos circuitos van en muchos tramos paralelas y cercanas, y para evitar que un suceso único pueda hacer perder ambos circui-

tos SPOR, deben tomarse las medidas de separación o protección indicadas en el apartado relativo a "Efectos de roturas de tuberías" de este informe.

Los dos circuitos no son totalmente independientes ya que tienen en común los cambiadores, que llevan válvulas manuales de aislamiento en ambos circuitos. Con esta disposición podrían interconectarse los circuitos al posicionar erróneamente una válvula, por lo que para impedir este hecho habrá que instalar una válvula de retención en la línea de cada circuito que alimenta a cada cambiador.

La función de agua de mar de refrigeración se considera aceptable desde el punto de vista de redundancias.

El informe de Hifrensa considera aceptable la función desde el punto de vista de redundancias y separación de circuitos.

Según el Standard Review Plan 9.2.1. debe ser posible la detección de la salida de contaminación radiactiva fuera del sistema, para lo que considera aceptable instalar monitores de radiación en la descarga del sistema.

El agua de refrigeración de las piscinas de combustible irradiado (función STOD) tiene por diseño una presión en los cambiadores mayor que la existente en la función SPOR, por lo que en el caso que se produjeran perforaciones en las placas de los cambiadores se descargaría al mar agua contaminada. Por ello deben instalarse en los circuitos de salida monitores de radiación.

Los informes de Hifrensa incluyen este punto en sus conclusiones.

Se ha recibido información de Hifrensa que indica que se halla en fase avanzada de estudio la instalación de medidores de actividad con alarma, en los circuitos de salida de la función SPOR.

2.4. REFRIGERACION DE COMPONENTES (EDOR)

A esta función le aplica el Criterio general de diseño 17 (apartado 3.3), ya que transfiere calor de estructuras, componentes y sistemas importantes para la seguridad al sumidero final de calor.

El Criterio general de diseño 17, y el Standard Review Plan 9.2. piden que haya redundancias, y en esta función está en operación una bomba por circuito, y en caso de disparo arranca la segunda automáticamente. Ambos circuitos pueden alimentar a todos los cambiadores por lo que los cambiadores son los puntos comunes a ambos. Esta disposición es un punto débil respecto a la separación de circuitos, aunque hay dos válvulas entre ambos circuitos, y válvulas de retención, lo que impide la comunicación entre los circuitos.

De acuerdo con estas consideraciones, se concluye que la función EDOR cumple los requisitos de redundancia.

El SRP 9.2.2 pide que se asegure la refrigeración de la parte relacionada con la seguridad, y que esta parte no se vea afectada por el fallo de la no relacionada. En caso que se produzca una rotura en la parte de componentes no prioritarios o se paren todas las bombas, los depósitos superiores estarán llenos hasta el rebosadero que alimenta la refrigeración a los componentes no prioritarios, saliendo la tubería a los componentes prioritarios del fondo de los depósitos, con lo que la disminución de nivel en los tanques superiores, deja sin refrigeración los componentes no prioritarios y en caso de parada de todas las bombas permite la refrigeración de los componentes prioritarios durante media hora. Todo esto demuestra el cumplimiento del criterio.

Las cuatro bombas están situadas muy cercanas y los cambiadores también están cerca entre sí. Las tuberías de ambos circuitos van en varios tramos paralelos y muy cercanas.

Los equipos deben separarse dos a dos, bien distanciándolos o mediante barreras.

La alimentación eléctrica a los equipos y componentes de cada circuito debe hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.

Debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión equipos - circuitos para efectuar una conexión correcta y evitar la interconexión de ambos circuitos.

Respecto a la disposición de tuberías deben seguirse las indicaciones del efectos de roturas de tuberías, para evitar que un suceso único haga perder ambos circuitos.

El Standard Review Plan 9.2.2. en su procedimiento de revisión 3.c, trata de la capacidad de almacenamiento del sistema y de la aportación de agua al mismo. Exige una capacidad de almacenamiento mayor que la fuga prevista en siete días, en caso contrario debe disponerse un sistema de aportación de seguridad. El sistema EDOR cumple sobradamente esta capacidad de almacenamiento, ya que el volumen útil de ambos depósitos es de varias decenas de metros cúbicos.

El informe de Hifrensa considera aceptable el diseño de la función EDOR, sin embargo el CSN estima necesario que el titular realice un estudio de las consecuencias de la pérdida simultánea de los circuitos SPOR y EDOR, para determinar la conducta a seguir en este caso, y disponer las medidas a tomar para prevenirlo.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

A continuación se establecen las conclusiones, divididas en las cuatro partes evaluadas.

3.1. ESTACION DE BOMBEO

- a) Como ampliación de la información Hifrensa debe presentar un estudio de la probabilidad de la pérdida instantánea o progresiva de la estación de bombeo, teniendo en cuenta las características geográficas de Vandellós I y la flora marina de las cercanías.
- b) Los equipos y componentes de filtrado de cada una de las dos partes en que se divide la estación de bombeo, deben estar alimentados eléctricamente de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.
- c) Hifrensa debe presentar información sobre cloración y tratamiento químico de las aguas de refrigeración.
- d) Debe hacerse especial énfasis en la vigilancia y control de la corrosión, erosión, y ensuciamiento orgánico en estructuras y equipos de la toma de agua y estación de bombeo.

3.2. AGUA DE CIRCULACION

- a) Al evaluar las inundaciones internas debe considerarse el agua de circulación como una fuente potencial de inundaciones, que afectarían a equipos relacionados con la seguridad. Proponiendo las medidas pertinentes para evitar este hecho.
- b) Debe controlarse y vigilarse la corrosión, erosión y ensuciamiento orgánico en equipos, componentes y tuberías. También debe probarse periódicamente el intercambio de calor de los cambiadores.
- c) Hifrensa debe suministrar información sobre la tubería prefabricada de hormigón con alma de acero, que debe incluir: Circuitos en que está instalada, problemas que se han presentado, medidas tomadas para evitarlos, vigilancia y control del estado de las tuberías.

3.3. AGUA DE MAR DE REFRIGERACION (SPOR)

- a) Debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión bombas-circuitos.
- b) La alimentación eléctrica, los equipos y componentes de cada circuito debe hacerse de trenes de seguridad, redundantes y separados física y eléctricamente.
- c) El plástico vitrificado no es aceptable como material de tuberías.
- d) Las tuberías deben modificar su trazado o protegerse siguiendo las medidas indicadas en el apartado de los efectos de roturas de tuberías.

- e) Deben instalarse válvulas de retención en todas las tuberías de ambos circuitos de la función SPOR que alimentan a cada cambiador.
- f) Deben instalarse medidores de actividad en las descargas de la función SPOR, para vigilar la posible descarga de agua contaminada al mar.

3.4. REFRIGERACION DE COMPONENTES (EDOR)

- a) Los equipos de la función EDOR pertenecientes a cada circuito redundante deben separarse bien sea distanciándolos o situando barreras entre ellos.
- b) La alimentación eléctrica a los equipos y componentes de cada circuito debe hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.
- c) Debe establecerse un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión equipos-circuitos.
- d) Los trazados de tuberías deben cumplir lo indicado en la evaluación de los efectos de roturas de tuberías.
- e) La capacidad de almacenamiento de agua de la función EDOR se considera aceptable.
- f) Como ampliación de la información Hifrensa realizará un estudio de las consecuencias de la pérdida simultánea de los circuitos SPOR y EDOR.

3.4.8.2. DISPOSITIVOS DE MANUTENCION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y DE DETECCION DE ROTURA DE VAINA

1. SITUACION ACTUAL

1.1. DISPOSITIVOS DE MANUTENCION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Los dispositivos principal y auxiliar de manutención, son conjuntos cuya misiones esenciales son: efectuar en general la manipulación de los elementos combustibles; realizar la renovación del núcleo; y proceder a su extracción cuando se produzca rotura de vaina:

1. Máquina integrada: se desplaza sobre cualquiera de los pozos de carga y conexas con ellos de forma estanca. Se compone de:

- Parte principal: Recinto metálico estanco con protección de cajones metálicos rellenos de hormigón. Contiene diversos barriletes.
- Parte inferior: tiene por misión el acoplamiento hermético de la máquina a las diferentes estancias de trabajo.
- Recinto del torno principal: es un recinto metálico que contiene el torno principal y el torno auxiliar.
- Recinto del torno de estuche: es un recinto metálico que contienen un torno equipado con una garra mecánica destinada a manipular los estuches entre la máquina y la esclusa .
- Recinto del torno de cartuchos: es un recinto anexo al recinto hermético de la parte principal y está unido a él por un conducto previsto de fuelles.

2. Accesorios de la máquina integrada.

- Castillete de emergencia: es utilizado para extraer de la máquina integrada, transportar e introducir en la cadena de evacuación los elementos combustibles irradiados que se encuentran en el interior de la máquina, cuando esta se avería sobre un pozo.
- Brazo de carga: es un órgano para el guiado de garra y del elemento combustible manipulado entre la máquina y uno de los 33 canales de la célula correspondiente al pozo en que se encuentra el brazo.
- Tubo guía de cartuchos: se aloja en el estuche del brazo de carga y da continuidad de sección entre el tubo telescópico del brazo de carga y el barrilete principal de la máquina.
- Dispositivo de observación y reparación: se utiliza para intervenir dentro del reactor, estando este parado, sin presión, con una temperatura máxima del aire o del CO₂ limitada a 150°C.

3. Dispositivos anexos de la máquina integrada:

- **Carro:** sirve para el transporte de la máquina, cuyo peso es de 550 Tm. sobre una red de carriles colocados encima del reactor y del edificio de combustible irradiado (BCI).
- **El transbordador** permite a la máquina integrada cambiar de vía sobre el reactor y el BCI.
- **Canales y railes:** sirven para el desplazamiento del carro y del transbordador. Sirve también para la distribución de fluidos sobre la losa del reactor y también para la colocación de los topes de centraje fino de la máquina sobre las estancias de trabajo.
- **Dispositivos de alimentación de la máquina.**
- **Red de fluidos.**
- **Dispositivos de refrigeración de la máquina.**
- **Puente de servicio:** está instalado en la parte superior del edificio del reactor y sirve para el montaje, desmontaje y transformación de la máquina integrada.

4. Equipamiento diverso.

a) Sobre la losa del reactor:

- **Cementerios de elementos combustibles.** Con circuitos de refrigeración, válvulas, circuitos hidráulicos, etc.
- **Cementerios de materiales:** tienen por misión el almacenado provisional de los elementos o materiales en estado nuevo o irradiado.
- **Estación de cambio de juntas:** son tubos alojados en el hormigón de la losa del reactor con un tapón en su extremo superior. Están a depresión.

b) En el edificio de combustible:

- **Estación de mantenimiento.** Está equipada con un puente grúa y varias plataformas. Se mantienen a depresión.
- **Estación de ensayos:** es la reproducción de una célula del reactor con su pozo de carga.
- **Canal de ensayos en caliente:** actualmente reconvertido en cementerio de tapón reactor y tubo guía de barra de control.

5. Cadena principal de combustible.

Está situada en el BCI y comprende una tolva y una esclusa que permiten evacuar los elementos irradiados descargados por la máquina

hacia las piscinas, y aprovisionar a la máquina de elementos nuevos, procedentes de la sala de combustible nuevo.

6. Dispositivo auxiliar de manutención (DAMAR).

Está concebido para proceder, en caso de indisponibilidad del DPM, a la renovación de elementos combustibles de un canal. Interviene con el reactor parado y sin presión. Comprende:

- Un elemento de unión para la colocación y mando del brazo de carga.
- Castillete de emergencia para la renovación de elementos.

7. Operación del DPM

El Dispositivos Principal de Manutención (DPM) efectúa la manutención del combustible nuevo e irradiado.

En C.N. Vandellós I, la renovación del combustible o recarga, es realizada salvo causa mayor, con el reactor en marcha.

El DPM puede efectuar la renovación normal del combustible cuando el reactor se encuentra entre el 23 y el 100% de su potencia nominal.

El DPM no puede operar, con el reactor en marcha, sin estar en servicio la Detección de Rotura de Vaina, según establece la Resolución de la DGE de fecha 29.04.81.

El Dispositivo Auxiliar en Manutención en Parada (DAMAR), puede intervenir en el núcleo en caso de indisponibilidad del DPM, pero solo puede hacerlo con reactor parado y sin presión.

La situación de reactor parado y sin presión, tarda en alcanzarse de 18 a 24 horas, durante ese espacio de tiempo no se puede intervenir en los canales.

1.2. DETECCION DE ROTURA DE VAINA

En C.N. Vandellós I, la vigilancia de la integridad del combustible, es realizada por el sistema de Detección de Rotura de Vaina (DRG) o el de Detección de Rotura de Vaina General (DRGG).

Ambos sistemas, efectúan la detección y localización de roturas de vainas, desde su aparición y según su evolución, permiten intervenir a los dispositivos de manutención a fin de evitar daños adicionales, tales como contaminación en los circuitos de soplado, reducción de refrigeración en el canal afectado, etc.

Por esta razón se ha establecido que: "Es esencial detectar y localizar roturas de vainas, desde el instante de su aparición ... y poder intervenir en el canal".

Para ello normalmente "Cada canal es escrutado cada 24 minutos" y en caso de superación del nivel establecido como rotura de vaina, o si ha

de intervenir el DPM en un canal, queda establecida permanentemente la vigilancia del canal mediante "Selector en seguidor del canal".

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Los Dispositivos de Manutención del Combustible, no han sido sometidos hasta la fecha, al cumplimiento de normativa como sistema de seguridad.

La descripción efectuada en el apartado anterior da idea de la complejidad y extensión del Dispositivo Principal de Manutención. Una evaluación en profundidad de dicho DPM incluiría áreas diversas tanto mecánicas, como eléctricas y estructurales.

Por formar parte de la segunda barrera de contención, cuando opera sobre el reactor en marcha, y por la propia intervención en el núcleo, el DPM debería ser calificado como sistema de seguridad.

En ese sentido se debería:

- Reanalizar el funcionamiento de la DPM, para garantizar que puede realizar su función de estanqueidad.
- Analizar el comportamiento del combustible durante su manutención, en caso de despresurización del DPM.
- Asegurar el caudal de refrigeración y el traslado del DPM a posición segura, en caso de pérdida del CO_2 refrigerante.
- Asegurar la ventilación del DPM y la alimentación en CO_2 nuevo, en caso de pérdida de CO_2 depurado.

Y dado que la DPM no puede operar sin estar en servicio la Detección de Rotura de Vaina, habría que reanalizar las restricciones al funcionamiento de la DPM por indisponibilidad de la Detección de Rotura de Vaina y sus sistemas soportes.

Por otra parte, las especificaciones de funcionamiento prescriben la descarga inmediata del canal, en caso de rotura de vaina de evolución lenta. En estos casos la DPM cumple la función de mitigación del accidente, evitando una mayor degradación del mismo o una mayor polución de CO_2 y sus circuitos asociados. Esta función lleva asociados unos requisitos de disponibilidad y operabilidad de la DPM, cuando está el reactor en operación, que actualmente no están recogidos en las Especificaciones de Funcionamiento, y que deberían fijarse en adelante.

Además de los mencionados casos de rotura de vaina de evolución lenta, se han de considerar otros accidentes de fallo del combustible, como: roturas en la cadena de manutención; roturas de vaina de evolución rápida; fusión o combustión de un canal; etc. En estos otros accidentes no están claramente definidas las líneas de actuación a seguir, que deberían recogerse en los correspondientes procedimientos de operación de emergencia.

Por tanto se deberían fijar las condiciones y límites de actuación de las cadenas de evacuación en general y del DPM en particular, en caso de un accidente de fallo de combustible.

Adicionalmente se debería reanalizar el sistema de Detección de Rotura de Vaina para determinar los umbrales de actuación y las condiciones límite de operación.

3. CRITERIOS APLICABLES Y MODIFICACIONES PROPUESTAS

3.1. Se deberá reanalizar el funcionamiento de la DPM, para garantizar que puede realizar su función de estanqueidad.

Los criterios de seguridad mecánicos aplicables serían:

- . Consideración de ciertas partes del DPM como barrera de presión.
- . Consideración y análisis de cargas sísmicas en determinados componentes del DPM.
- . Determinación como clase de seguridad de las distintas partes del DPM.
- . Programa de pruebas periódicas.
- . Programa de inspección en servicio de la barrera de presión.
- . Consideración de la posible caída de cargas fijas sobre el DPM.

Información complementaria:

- . Estudio comparativo entre la normativa empleada actualmente RCCN-103 y la normativa siguiente: ASME III/B 31.1, R.G. 1.29, ASME XI y SRP 3.6.1 y 3.6.2.
 - . Planos del DPM
- 3.2. Se deberá reanalizar el comportamiento del combustible durante su manutención, en caso de despresurización del DPM y asegurar el caudal de refrigeración y el traslado del DPM a posición segura, en caso de pérdida del CO₂ refrigerante.
- 3.3. Se deberá asegurar la ventilación del DPM y la alimentación en CO₂ nuevo, en caso de pérdida de CO₂ depurado.
- 3.4. Se deberán reanalizar las restricciones al funcionamiento de la DPM por indisponibilidad de la Detección de Rotura de Vaina y sus sistemas soportes.
- 3.5. Se deberán fijar las condiciones y límites de actuación de las cadenas de evacuación en general y del DPM en particular, en caso de accidente de fallo de combustible.

3.6. Se deberán reanalizar los umbrales de actuación y las condiciones límite de operación de la Detección de Rotura de Vaina.

3.4.8.3. PROTECCION CONTRA-INCENDIOS

1. ESTADO DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

El estado actual de Protección Contra Incendios (PCI) de la planta ha sido objeto de una revisión en profundidad por el CSN. Hifrensa presentó al efecto los documentos IPE 8.3, 1832VA802 y 1832VA803. Se exponen a continuación los aspectos más importantes.

1.1. Organización y gestión de la Protección Contraincendios de la Central

1.1.1. En la C.N. Vandellós I no existe una brigada de protección contraincendios compuesta por personal con misión exclusiva de PCI. Tampoco existe un vehículo de bomberos, ni trajes de amianto para las intervenciones de lucha contra el fuego.

1.1.2. No existe un Manual de PCI que recoja toda la información necesaria al Personal de intervención de PCI.

La organización de medios de la central para la protección contraincendios figura descrita en tres procedimientos que desarrollan el Plan de Emergencia y tres notas técnicas sobre la ubicación de las botellas de aire comprimido, equipamiento de los postes de incendios y ubicación de los extintores portátiles.

1.1.3. No existen documentos de ingeniería adecuados: descripciones, planos de disposición y detalle, listados de medios disponibles, límites de operación para la Central por indisponibilidad de sistemas de PCI y los requisitos de vigilancia sobre los sistemas de seguridad y parada segura, procedimientos referentes a la PCI (de operación, mantenimiento y prueba de sistemas, procedimientos administrativos de control). Como complemento de la anterior cabe destacar que deberían existir:

- Planos de situación de medios técnicos de PCI (detección, extinción fija y manual, pulsadores de alarma, puestos locales de control, puestos de actuación de sistemas fijos de extinción, etc.).
- Planos de rutado de cables.
- Listado de medios manuales de PCI (equipamiento para intervención, iluminación y transmisores portátiles, extractores portátiles de humo, grupo de respiración, etc.).
- Planos de rutas de escape e intervención.
- Planos de extracción de humos por edificios y zonas.
- Listado de zonas con problemáticas especiales: actuación manual dificultosa (por ejemplo, galería desde central auxiliar), dificultades en intervención (por ejemplo, humos previsibles en caso de incendio en sala de cables), zonas con riesgos de fuegos de desarrollo rápido (grupos de aceite) o de deflagración (suministro de hidrógeno); zonas con posibilidad de quedar aisladas por el fuego (plataformas sobre calderas auxiliares) etc.

1.2. Dotación y medios de Protección contraincendios de la Central

1.2.1. Aspectos generales de extinción

1.2.1.1. El anillo exterior de suministro de agua, no cumple la condición de seguir operativo a pesar de un fallo simple, tanto por ser trazado en gran parte no cerrado como por carencia generalizada de válvulas de seccionamiento, en tramos, entradas a edificios, hidrantes, etc. Por otra parte existen zonas en que los sistemas de extinción principal y de apoyo, ambos de agua, toman del mismo ramal de suministro, no estando por tantos, estas extinciones a salvo de un fallo simple.

1.2.1.2. El sistema de aporte de agua para extinción presenta una gran complejidad, con fuentes de suministro diversas, redes diferenciadas con posibilidad de acoplamientos temporales, etc.

1.2.1.3. Hay escasez y mala situación de hidrantes y casetas exteriores sin válvulas de aislamiento en cada uno de ellos, con suministros a mangueras que no aseguran su independencia respecto a los sistemas fijos.

1.2.1.4. No es adecuada, en general, la densidad de extinción de los sistemas fijos en función de los valores considerados de superficie de local y superficie de bandejas. Asimismo los tipos y eficacias de los extintores existentes es inadecuada.

1.2.2. Aspectos generales de detección

1.2.2.1. En general, la densidad de detección resulta escasa. Asimismo, la rapidez de detección es pequeña y proclive a dar señales espúreas, dando lugar (como ocurrió en el accidente) a que los sistemas automáticos de extinción estén enclavados en manual.

1.2.2.2. Hay detectores que actualmente se encuentran apantallados voluntariamente, para evitar señales falsas y otros que encontrándose en elevaciones intermedias (separadas del techo) no llevan placas de retención de humos.

1.2.3. Aspectos generales de sellados

1.2.3.1. No hay un plan de sellados de los pasos existentes en losas y muros; inexistencia de sellados con rangos de fuego al menos similares a los de los correspondientes parámetros, sellados estancos al agua en paramentos horizontales y en muros por debajo del nivel previsto de inundación.

1.2.3.2. Estanqueidad de los tiros de escalera en Edificios que permitan su presurización, asimismo falta de estanqueidad en los muros de montacargas.

1.2.3.3. Falta de confinamiento en los Edificios de la Central, presentando una resistencia al fuego en techos, suelos y paredes de cada planta, inferior a tres horas.

1.2.3.4. Inexistencia de protección contra fuegos de exposición de los elementos metálicos portantes de las estructuras de los edificios, particularmente de pilares y encofrados metálicos de las losas.

1.2.3.6. Inexistencia de homologaciones de las protecciones pasivas en confinamientos

1.2.4. Aspectos generales de iluminación, señalización y rutas de escape

1.2.4.1. Los equipos autónomos actuales existentes en la Central no se consideran adecuados, tanto por cantidad como por autonomía

1.2.4.2. Actualmente no hay una señalización adecuada, que incluya rutas de acceso y escape, medios de PCI y zonas de especial peligrosidad (gases explosivos, combustibles líquidos, líquidos reactivos, etc) y señales en material luminiscente.

1.2.5. Aspectos generales de ventilación. Extracción de humos

1.2.5.1. No existe actualmente un sistema de extracción de humos capaz de eliminar los posibles productos de combustión de cada área de incendio, sobre todo en áreas específicas tales como las sales de cables, áreas de almacenamiento de combustible, sales de equipos eléctricos, etc.

1.2.5.2. Falta de habitabilidad de la Sala de Control, que deberá estar aislada de los demás salas.

1.2.5.3. Existencia de plantas en el que el sistema de ventilación es por tiro natural con conductos de entrada y salida sin compuertas de ningún tipo.

1.3. Resumen de la PCI actual por Edificios

1.3.1. Edificio de Auxiliares Eléctricos

1.3.1.1. El edificio de Auxiliares eléctricos se encuentra situado en el lado mar del conjunto de la Central Principal anexo al Edificio de Producción Eléctrica o de Turbinas, con el cual está comunicado, abierto al nivel de la cota + 9.0, al Edificio del Reactor con el cual tiene comunicación a través de puertas en los niveles + 9,0 m y +16,0 m.

Se extiende desde la cota + 9.0 m, nivel de la carretera hasta la + 32.20 m nivel de la terraza.

1.3.1.2. Este edificio es en estructura metálica, con pilares y vigas de dicho material, las losas muestran por su parte inferior chapa acanalada que, actúa como encofrado perdido y como elemento resistente.

1.3.1.3. En general los muros, techos y suelos no tienen la resistencia al fuego adecuada.

1.3.1.4. Las penetraciones de cables y otros a través de las losas están en muchos casos sin sellar, existiendo aún muchos pasos de grupos de

cables cerrados con simples chapas metálicas. Dicha situación se repite en los escasos paramentos verticales existentes (sala de baterías, almacenes, etc.).

1.3.1.5. No se ha realizado, ni en este Edificio ni en otros, un estudio de rutado de cables, no existiendo ningún tipo de estudio general de rutados, realizándose la sustitución de cables por anulación de los antiguos y tendido de los nuevos.

1.3.1.6. Existe un hueco de paso de equipos tapado con plancha metálica desde los niveles + 16 al 25.00 inclusivos

1.3.1.7. En las Salas de Cables de los niveles + 18.60 m y + 22.02 no hay drenajes y la mayor parte de las puertas son metálicas (algunas de madera) sin resistencia al fuego (RF) de tres horas.

1.3.1.8. Según la implantación de cables y equipos eléctricos se pueden destacar las siguientes zonas:

- a) En el nivel + 9.0 m se encuentran los locales de CO₂ y compresores, la ventilación en parada con sus filtros, pasillos de acceso de equipos al Edificio del Reactor, hall de paso al Edificio de Turbinas. La resistencia al fuego es, en general menor de 2 horas, con dos locales de severidad y riesgo de fuego elevado.
- b) Es el nivel + 18,0 se encuentra la Sala de cables de potencia donde la severidad y riesgo de incendio son elevadas. Es una zona de gran carga de fuego. Es una gran sala corrida en la cual la mayoría de los cables discurren a lo largo de bandejas longitudinales, cables de las cuatro redundancias juntos, sin separaciones, protecciones pasivas, etc, encontrándose cables rutados por el suelo, amontonándose los rutados unos encima de otros (no hay identificación, ni rutados en toda la Planta, siendo imposible determinar a qué equipos pertenecen). No hay, por tanto, barreras de fuego.

Dispone de un sistema de detección de humos repartido a lo largo de la Sala, en el cual cada detector cubre una superficie de unos 65 m², sin estar sectorizados.

El sistema de rociado es de acción manual y cualquier actuación mojaría toda la sala al no estar dividido en sectores.

El sistema de extinción de apoyo es por extintores de polvo seco que no son los más adecuados para este tipo de incendios.

En el suelo no existen drenajes, con lo cual, cualquier actuación con rociado haría que el agua pasase a otras áreas, sobre todo por el piso que no es estanco (penetraciones mal selladas, zonas tapadas con planchas de hierro, paso de troncos de ventilación, etc.).

Las puertas de la Sala no disponen de barrera antipánico y en la mayoría no son RF 3 horas. No disponen tampoco de dispositivo de cierre automático, ni señalización de cerrada.

La ventilación de la Sala es por tiro natural a través de unos troncos sin compuertas, instalados cerca del suelo en uno de los lados de la Sala, con lo cual no se pueden controlar el humo y evacuar el calor.

c) Salas de 5,5 Kv y 380 V (nivel 18.60)

Esta planta está dividida en dos Salas, la de 5,5 KV y la de 380 V, separadas por un tabique con dos puertas.

El piso es de hormigón y el techo del mismo producto y fundido sobre chapa metálica y con vigas metálicas vistas.

La RF entre plantas es inferior a tres horas.

Los detectores son del tipo de humos sin sectorizar en cada Sala.

El sistema de extinción está basado en 3 extintores, sin separación adecuada ni barreras físicas antifuego.

Los armarios DSiB y DSiC (380V) están adyacentes unos a otros, junto con los transformadores sin separación adecuada ni barreras físicas antifuego.

La ventilación de las dos Salas está constituida por unos extractores situados en el lado del mar de la Sala, sin compuertas y unas entradas de aire también sin compuertas de ningún tipo en el lado montaña, con sólo una plancha antisalpicaaduras.

En el piso hay zonas tapadas con planchas metálicas, algunas sin sellar y de nula R.F., existiendo defectos de sellado en muchos puntos.

Las puertas son metálicas (escalera Sur sin RF y la de paso de la Sala de tráficos y disyuntores de 380 V a la de cabinas de 5,5 KV es de madera y cristal).

Los transformadores son sumergidos en pyraleno con cantidades de este producto superiores a los 900 Kg, estando próximos a los pilares del Edificio, sin cubetos de recogida del pyraleno.

Existen dos cubículos en el lado Sur, no identificados que estarían destinados a almacenamiento, siendo de material de ordenador el del lado sureste y disponiendo de huecos para paso de equipos desde la cota + 25.

d) Sala de Cables de instrumentación y control (Nivel 22)

Es una Sala corrida llena de bandejas de cables. Piso y techo de hormigón fundido sobre chapas metálicas y con vigas metálicas y pilares vistos, el cierre es de bardado metálico, excepto en las zonas que limitan con otros locales que es de ladrillo revestido de cemento.

Existen huecos en el piso y techo tapados con plancha metálica que están defectuosamente sellados o sin sellar. Hay un hueco tapado con plancha metálica en el extremo Sur.

Las puertas de acceso a ambas escaleras y a la Sala de baterías son metálicas no RF sin barra antipánico, cierre automático ni señalización de posición.

El sistema de extinción está formado por 3 boras de incendios, alimentadas de agua desmineralizada y tres extintores de polvo seco, lo cual es totalmente insuficiente.

No existen drenajes en el suelo, con lo cual cualquier intervención con agua originaría pasos de agua a otras áreas, sobre todo a la planta inferior a través de los sellados de cables no correctos y zonas del suelo que están tapadas con planchas metálicas sin sellar.

No existen pulsadores de alarma de fuego y señalización local de fuego.

La ventilación de la Sala es por tiro natural con entradas de aire próximas al suelo en el lado mar del edificio y salidas en el techo en el lado montaña. Con esta disposición sería difícil controlar el incendio y evacuar los humos y el calor correctamente.

e) Sala de Baterías (nivel 22)

El piso es de hormigón. El techo de hormigón fundido sobre planchas metálicas y con vigas metálicas vistas. Los muros son de tabique y en alguno hay vigas metálicas en la parte superior.

Dispone de dos puertas metálicas, una de doble hoja y otra sencilla que dan a la Sala de cables. Estas puertas no son RF ni tienen barra antipánico, cierre automático y señalización de posición. Los sellados de cables son defectuosos.

No hay medios de detección ni extinción, ni alumbrado de emergencia

No existen detectores de hidrógeno, disponiendo de un extractor, siempre en marcha y sin disponer de alarma por parada del mismo.

f) Sala de Relés y rectificadores (nivel 25.08)

Es una sala corrida que tienen en su parte Norte los onduladores y rectificadores cargadores y paneles distribuidores de 115 V y 48 V y en el resto de la sala los armarios relés, sin áreas de fuego con barreras.

El piso es de hormigón y el techo de hormigón fundido sobre planchas metálicas con vigas metálicas y pilares vistos, las paredes laterales son de muros de bardado metálico del edificio y en los extremos, tabiques revestidos en su mayoría. La resistencia al fuego estimada es inferior a 2,5 horas en general.

Existen huecos en piso y techo tapados con plancha metálica la mayoría sin sellar. El sellado de penetraciones en general es defectuoso.

Las puertas de acceso al local desde la escalera Norte y Sur no son RF 3 horas sin barra antipánico, dispositivo de cierre automático, ni señalización de cerrada.

Cerca del techo por el muro lado montaña salen dos conductos de extracción natural de todas las plantas desde el nivel + 16,0 m.

Los armarios de relés de los trenes de soplado no están suficientemente separados con lo cual un incendio que no sea detectado rápidamente, controlado y extinguido podría afectar sucesivamente a los cuatro trenes de soplado.

Existe un sistema de detecciones de humos agrupado en dos zonas la Norte (rectificadores) y la Sur (Relés) conectados a armario local FEO/01AR.

El sistema de extinción está formado por 2 extintores de CO_2 , lo cual es del todo insuficiente.

La ventilación de la Sala es por tiro natural con conductos de entrada de aire (suelo) en el lado mar del Edificio y de salida (techo) en el lado montaña. En la zona Norte donde están los rectificadores y onduladores, existe un conducto de extracción de aire forzado encima de los equipos. No existiendo compuertas con lo que difícilmente se puede controlar el humo y evacuar el calor.

g) Sala de Baterías (Nivel 25,08)

Son dos Salas pequeñas comunicadas con la anterior por puertas metálicas no RF.

Las paredes son de tabique revestido y en algunas hay vigas metálicas vistas en su parte posterior, con una RF nula.

Hay un extractor en el muro limítrofe con la escalera que descarga al exterior a través de un conducto por la escalera Norte.

La entrada de aire es por rejillas en la puerta que da a la Sala de relés anexa. No hay detectores de hidrógeno y el extractor no da alarma por parada del mismo. No hay drenaje en el piso, ni existen sistemas de detección ni extinción.

No hay alumbrado de emergencia con equipos autónomos de 8 horas, ni pulsador de alarma de fuego.

Los sellados de penetraciones son defectuosos.

h) Sala de Calculadores y Electrónica (TICA) (Nivel 28,20)

Es esta una Sala corrida en la cual se encuentran los calculadores, los armarios de regulación de los cuatro turbosoplantes, los de los

Grupos principales, la D.P.M. etc. y está situada al lado de la Sala de Control.

Piso de hormigón fundido y doble techo, paredes laterales de bardado metálico. Hay vigas y pilares vistos. Nula RF.

No existen separaciones ni barreras entre los distintos armarios de funciones redundantes.

Las puertas de acceso a la escalera Sur y montacargas son metálicas no RF, la puerta de acceso del TICA a la Sala de Ordenador es de madera y dotada de cristal en su parte central.

En el pasillo está la zona de paso desde la escalera Norte a los diferentes despachos y a la Sala de Control y tiene dos puertas de acceso metálicas no RF.

Las puertas de acceso desde el pasillo a la Sala de DPM son de madera.

El sistema de detección está formado por detectores de humo distribuidos a lo largo de la Sala y en el interior de los conductos de aspiración del sistema de aire acondicionado de la Sala (VEOA), en el caso del ordenador. No hay detección en la DPM, pasillos, despachos Jefe de turno y de consignas, ni en el taller de oficinas del TICA.

La extinción es manual utilizando 4 extintores de CO₂ (tipo carro ineficaz e insuficiente (en el Taller y Oficinas de la DPM, pasillo, despachos, taller de TICA, no existen medios de extinción.

El sistema de ventilación es un circuito cerrado de aire acondicionado (VEOA) con regeneración parcial de aire fresco, sin extracción de humos.

No hay pulsadores de alarma de fuego no señalización local de fuego.

En la Sala del Panel de regulación existen múltiples canaletas de cables por el suelo, cubiertas por chapa metálica, sin detección específica, y que recorren la Sala.

i) Sala de Control (nivel + 28,20)

Es una Sala situada en el Centro de la Planta, está delimitada por el panel de mando respecto a la Sala de Ordenador, cierre de ladrillo con una cristalera intermedia en el lado mar, cuarto de jefe de turno y el resto una cristalera. Dispone de piso de hormigón y doble techo, pudiéndose acceder a la misma a través de cuatro puertas no RF. El falso techo y los correspondientes colgadores son metálicos. en general, los tabiques frontera con la Sala de Calculadores y los cierres son de RF nula.

No disponen de medios de detección y extinción de incendios propios, siendo un local de presencia continua de personal.

Dispone de aire acondicionado en circuito cerrado con aportación de aire exterior.

En general, la Sala de Control no tiene ninguna de las condiciones requeridas para un confinamiento y habitabilidad mínimas (aislamiento de los demás locales y sobrepresión respecto al exterior).

j) Salas de grupos frigoríficos, Cuarto maquinaria ascensor, Sala acondicionamiento de aire TICA, Cuarto maquinaria montacargas, Vestíbulo terraza (nivel + 32,20. Terraza).

- Sala grupos frigoríficos: Sobre la terraza, dispone de escalera de acceso desde la terraza y desde nivel inferior. No hay medios de detección ni extinción.
- Cuarto maquinaria ascensor: Está en la zona de la Sala de grupos frigoríficos del que le separan tabiques de ladrillo que no llegan al techo de la Sala y con un techo propio de uralita sin cierre contra las paredes, dispone de puerta metálica de acceso a través de la Sala. No hay medios de detección ni de extinción propios. Frente al cuarto de máquinas existe un hueco de equipo hacia la Sala del panel de regulación.
- Sala de acondicionamiento de aire: Local situado en el centro de la terraza del edificio a través de la cual se accede por una pequeña escalera metálica y una puerta metálica.

El cierre perimetral del local tiene un metro de hormigón y el resto de bardado metálico y el techo del mismo material.

Dispone de toma de aire exterior.

El material combustible existente son aislamientos de cables de cuadros eléctricos y de bandejas de cables. No existe segregación de cables.

No dispone de detección ni extinción.

- Cuarto de maquinaria montacargas: Situado dentro del vestíbulo terraza, está separado de la misma mediante un tabique parcial y dos puertas. No hay detección ni extinción propios.
- Vestíbulo terraza: Este local está situado en el extremo Sur del edificio y permite el paso de la escalera Sur a la terraza, así como a la Sala de convertidores y al cuarto de maquinaria del montacargas, del que está separado por tabiques que no llegan al techo.

Existe también una pequeña puerta metálica doble de comunicación con el hueco existente entre el falso techo de la Sala de ordenador y el piso de la terraza.

No hay medios de detección y para la extinción existen dos extintores portátiles de CO₂.

k) Sala de Convertidores (nivel 32,20. Terraza)

Local, que junto con el vestíbulo de la terraza forma el saliente sobre la terraza del extremo Sur del edificio de auxiliares eléctricos.

Dispone de dos rejillas, una sobre el vestíbulo y otra sobre la terraza y un ventilador sobre el techo.

El acceso al local es a través de puerta metálica de dos hojas sin RF

La resistencia al fuego de tabiques y sellado de penetraciones eléctricas es presumiblemente insuficiente.

No hay un sistema de ventilación que permita un control de humos en caso de incendio.

Los convertidores están juntos y no hay separación física entre ellos.

Los detectores existentes son colgantes a unos 1000 mm del techo, sin placas de retención de humos.

1.3.2. Edificio de la Central Auxiliar

1.3.2.1. Es un edificio de estructura metálica con paredes de bardado metálico. En tres de las fachadas hay ventanales a diferentes alturas.

Alberga las cuatro calderas, los cuatro grupos auxiliares, la instalación de producción de aire comprimido con los cuatro compresores, la central eléctrica y la Sala de Control de la Central Auxiliar.

1.3.2.2. Hay una construcción elevada llamada "Pasarela" que comunica este edificio con el de Auxiliares Eléctricos bajando un ramal a la Estación de Bombeo y por la cual pasan cables eléctricos, muchos de ellos de seguridad (alimentación a auxiliares de turbosoplantes, grupos auxiliares, etc.) y tuberías (vapor a turbosoplantas, aire comprimido, etc.).

1.3.2.3. La implantación de estos componentes, que son todos de seguridad, es tal que no existe separación física adecuada entre ellos, ni barreras físicas entre redundancias de los sistemas.

1.3.2.4. Hay cables tendidos por trincheras del suelo que no están sellados y que recorren zonas adjudicables a diferentes calderas, así como a la entrada de la pasarela. El cierre con la pasarela en los dos puntos de entronque es de plancha metálica sencilla sin sellar.

1.3.2.5. La contención de posibles vertidos en calderas y turbogeneradores se reduce a la colección por bandeja y conducción a pozos, cuya capacidad de almacenamiento no es adecuada. No existen bordillos de separación entre las zonas adjudicables a las diferentes calderas. Podemos considerar las siguientes zonas:

a) Sala de Calderas

Las calderas están separadas entre sí por apantallamientos parciales, siendo los únicos muros de separación en todo el Edificio.

Como se ha indicado la contención de los vertidos es insuficiente y no existen bordillos de separación entre los espacios adjudicables a las diferentes calderas

En los espacios adjudicables a las diferentes calderas se aprecian canaletas de cables sin sellar y por el suelo.

Cada caldera dispone de una zona de detección con detectores termovelocimétricos en el frente con un armario de control situado en las proximidades (que da alarma local y en la Sala de Control).

Cuando se detecta un incendio en el frente de la Caldera, la única acción automática que se realiza es la proyección de polvo seco.

El resto de las acciones (pulverización por agua del frente o de la parte posterior por agua-espuma) son manuales.

Los puestos de control para sistemas fijos de agua de extinción en calderas son dos, agrupando uno de ellos, situado en el interior del edificio, todos los puntos de extinción para suministro de fuel ligero. Mientras que el otro puesto, en caseta exterior, agrupa todos los puestos de extinción para suministro de fuel pesado; por lo que un incendio podría afectar al puesto de control de válvulas de contra incendios que actualmente se encuentra dentro del edificio, en la zona de la caldera nº 1.

Por último indicar la existencia de otros múltiples aspectos indudablemente peligrosos debido a falta de separación, y ello no solamente por motivos de posibles incendios; destacando:

- Tanques de agua (2) del circuito de calderas, situados contiguamente en plataforma sobre las calderas.
- Suministro de combustible a calderas, que se realiza por canaletas contiguas y aún parcialmente comunes y rellenas de arena, lo que da una cierta protección, pero no suficiente contra riesgo de incendio.

b) Sala de Compresores de Aire

Están situados en la parte central del Edificio. El material combustible de la zona es el aceite de los compresores y los cables eléctricos, muchos de los cuales pasan por canaletas en el suelo.

En las proximidades se encuentra un tanque de líquido espumógeno para PCI.

No existen medios de detección. Los medios de extinción existentes son una boca de incendios y extintores de polvo seco en las proximidades.

c) Sala de turbogeneradores Auxiliares

No hay barreras entre los turbogeneradores. Incluye esta sala el grupo generador y los armarios eléctricos de regulación y excitación correspondientes y está limitado por la sala eléctrica de la central auxiliar.

Si se incendiase el grupo auxiliar nº 1 podría afectar a los paneles de 48V, provocando un fallo en modo común y al manejo de las válvulas de extinción de incendios. Debe estudiarse la colocación de barreras antifuego o una mejor disposición física de los componentes

d) Sala eléctrica

Está situada en la parte Oeste (lado montaña) de la central auxiliar, el piso es de hormigón con galerías de paso de cables, abierta al resto de la Central Auxiliar por el lado Este, el lado Oeste del edificio tiene un muro parcial de hormigón y ventanales de cristal.

Los materiales combustibles de esta Zona son los cuadros eléctricos y los cables. Existen transformadores con cantidades de pyraleno superiores a los 600 Kg por transformador.

Los medios de detección de incendios están compuestos por dos líneas de detección de humos y una de llamas, sin acción sobre los sistemas de extinción (solo alarma local y en Sala de Control).

Los detectores son colgantes, sin placa de retención de humos.

La extinción es manual por medio de extintores de CO₂ situados junto a los cuadros de distribución. Se debe aumentar y mejorar los sistemas de extinción.

El tendido de cables por las trincheras del pico no está sellado.

Las barras de 5,5 KV están en cuadros independientes, con los transformadores entre ellas y delante se encuentran los de 380 V agrupados de dos en dos.

Un incendio en una de las barras de 380 V puede afectar a la adyacente, así como un incendio en una de las 5,5 KV puede extenderse al transformador anexo y viceversa. De igual manera un incendio en un panel de control de un generador puede afectar al inmediato pues están bastante próximos dos a dos y también afectar a la barra de 380 V correspondiente.

La Sala de baterías, sin ningún tipo de segregación y sin detección, está en habitación acristalada a la calle y dispone de un extractor convencional.

Existen unos puntos de fallo de modo común, los cuales, si son afectados por incendio propio o adyacente, pueden provocar la pérdida de subsistemas redundantes. Estos puntos son:

- cables de alimentación de potencia que van juntos
- Sala de baterías
- rectificadores de baterías de 48 V
- paneles de distribución de 48 V
- panel de relés (que además están próximos al generador GX-1 y barras DXIA de 5,5 KV así como las DXIB de 380 V).

Se debe estudiar la posible separación física, aunque fuese parcial, entre cuadros de distribución (barras) y de los componentes que pueden provocar un fallo en modo común, por medio de tabiques RF, compatibles con las necesidades de operación y mantenimiento de los mismos.

Se debe mejorar el control de la atmósfera de la Sala de baterías, para evitar concentraciones de hidrógeno, que actualmente se logra con un extractor siempre en marcha, incluyendo, como mínimo una alarma por parada del extractor.

Se deberá poner un bordillo revestido de losetas antiácido en la planta Norte y dotar de alumbrado de emergencia la puerta Norte de la Sala de baterías.

e) Galería

Es una construcción elevada que comunica la Central Auxiliar y el Edificio de Auxiliares Eléctricos, por la cual discurren cables de fuerza e instrumentación y tuberías de vapor y de agua, así como el cableado a la Estación de bombeo.

El piso y la parte baja de las paredes laterales es de hormigón, el resto de las paredes laterales y el techo de chapa metálica ondulada sobre vigas.

Los cables están parcialmente sellados con yeso sólo en su entrada al edificio de Auxiliares Eléctricos. El cierre con los Edificios de Auxiliares Eléctricos y Central Auxiliar es por medio de planchas metálicas sencillas que no están selladas.

La zona no es estanca por el sistema de construcción, disponiendo de circulación de aire para refrigeración por circulación natural a través de rejillas, por las zonas abiertas al exterior.

Por tanto, en la Galería no se dispone de ningún tipo de segregación y no hay medios de extinción específicos. Hay una línea de detección de humos en el techo. Es de difícil acceso, particularmente por el lado del Eléctrico y los cierres con los edificios de la Central Auxiliar y Auxiliares Eléctricos no tienen la adecuada resistencia al fuego.

Los detectores se encuentran separados unos 8 ó 10 m. entre sí y centrados en el eje longitudinal.

f) Ventilación

El edificio dispone de extractores y ventiladores que se supone son capaces de absorber los humos de un hipotético incendio, sin embargo, convendría estudiar la capacidad de los mismos y su disposición para poder hacer frente al control de humos y calor en caso de incendio.

1.3.3. Edificio de Producción Eléctrica Central Principal

1.3.3.1. Es un edificio de hormigón armado de tres plantas (niveles 3,30 m. 9 m. y 18 m. en el exterior), en el cual está ubicado todo el sistema de producción de energía en sí (circuitos y equipos de secundario de una central eléctrica nuclear); está situado al Norte del Edificio del Reactor y adosado a él.

1.3.3.2. El techo del nivel + 9 m es de hormigón armado salvo unas zonas que llevan unas persianas metálicas deslizantes orientadas en dirección N-S para desmontaje de equipos. Consideramos las siguientes zonas:

a) Cota + 3,30

- En la Cota +3,30, y local Suroeste, se encuentran principalmente tuberías de agua de refrigeración de los condensadores principales de turbogrupos nº 2, enfriadores de aceite de este grupo, refrigeración del RAIE, equipos de frío del RAOC, bombas de extracción de turbogrupos nº 2, bandejas de cables, etc.

El piso techo y el lado Oeste, son de hormigón. El lado Este comunica con la zona contigua sin solución de continuidad, el lado Norte lo limita principalmente del muro de separación entre los dos medios condensadores del grupo y el Sur es de bloques de hormigón revestidos (muro divisorio del edificio del Reactor).

No hay medios de detección y solo se dispone de 2 extintores portátiles de polvo seco como medio de extinción.

Existen bandejas de cables sin identificación alguna y los sellados de tuberías y sobre todo los cables son defectuosos.

El depósito de aceite de lubricación carece de cubeto con capacidad suficiente para contener el volumen del tanque más el 10% de agente extintor.

En esta cota se encuentra el tanque de aceite de regulación (hydran) de dimensiones 2,70 x 1,20 x 0,50 m con bombas de aceite sobre el techo del tanque.

Dispone de un sistema de detección (detectores termovelocimétricos) y un sistema automático de extinción por rociado que suele estar en manual, dado que la detección es proclive a dar señales espúreas.

El riesgo de incendio es muy elevado, siendo su severidad muy alta.

Existen en las proximidades cables sin proteger.

La puerta metálica de comunicación con el Reactor es doble no RF.

- En el local Sureste (Cota +3,30), se encuentran principalmente las tuberías de agua de refrigeración de los condensadores principales del Turbogruppo nº 1, enfriadores de aceite de este grupo, refrigeración del RAIE, STOR, equipos de frío RAOC, bombas de extracción del turbogruppo nº 1, bandejas de cables, etc.

El lado Oeste comunica con la Sala anterior sin solución de continuidad, en el lado Sur comunica con la cava del Edificio del Reactor mediante una puerta de doble hoja metálica no RF.

El depósito de aceite hidráulico lleva detección térmica y extinción automática en manual dado que el sistema de detección es proclive a dar señales espúreas.

Hay cables de equipos de trenes redundantes que discurren por la misma bandeja o bandejas anexas, no habiendo barreras cortafuegos en bandejas.

El sellado de penetraciones de cables es defectuoso o no existe.

No hay separación física de equipos de seguridad y de no seguridad.

No existe más detección y como medio de extinción disponen de dos extintores de polvo seco totalmente insuficientes dada la carga existente en la zona.

El tanque de aceite de regulación del turboalimentador 1 está rodeado por una canaleta, sin bordillos ni cubetos de retención.

- En el local Noroeste (cota + 3,30), el techo (de forma parcial) y los lados Oeste y Norte son de hormigón. El lado Este comunica con la Zona contigua sin solución de continuidad y el Sur lo limita parcialmente el muro de separación entre los dos medios condensadores. No hay, por tanto, confinamiento de 3 horas de la Zona.

La parte central del local está abierta a la planta superior.

En este local se encuentran las tuberías de borna de refrigeración en agua de mar de los condensadores del turbogruppo nº 2, filtros magnéticos, etc.

No hay medios de detección ni de extinción de incendios.

Hay cables de equipos de trenes redundantes que discurren por las mismas bandejas o bandejas anexas sin la separación física adecuada, y sin barreras cortafuegos en bandejas.

El sellado de penetraciones de cables es defectuoso o no existe.

El sistema de drenaje en toda la cota + 3,30 m está formado por canaletas, fosos y cuatro bombas de achique automáticas, insuficientes como ha demostrado el incidente.

Sistemas y equipos de seguridad y no seguridad juntos sin separación física adecuada.

- En el local Noreste (cota + 3,30), el techo (parcialmente), piso y el lado Norte son de hormigón. Por el lado Este comunica con la zona contigua sin solución de continuidad y por el Sur limita parcialmente el muro de separación entre los dos medios condensadores del grupo. No hay, por tanto, confinamiento de 3 horas. El techo está parcialmente abierto a la planta superior.

En este local se encuentran las tuberías de refrigeración de agua de mar, de los condensadores del turbo grupo nº 1, filtros magnéticos, etc.

No hay medios de detección y de extinción solo un extintor de polvo seco totalmente insuficiente.

Hay cables de equipos de trenes redundantes que discurren por las mismas bandejas o bandejas anexas sin la separación física adecuada y sin barreras cortafuegos en bandejas.

Sistemas y equipos de seguridad/no seguridad juntos sin separación física adecuada.

El sellado de penetraciones de cables es defectuoso o inexistente.

b) Cota + 9,00

- El local Suroeste (cota + 9,00). El lado Este comunica con la Zona continua sin solución de continuidad, el lado Norte está cortado sobre el nivel inferior con barandilla, y el lado Sur es de hormigón contiguo con el Edificio del Reactor.

Parte del techo en la Zona del condensador, a banda y banda del grupo principal 2, está ocupado por persianas metálicas deslizantes. No existe, por tanto, confinamiento de la Sala.

Hay tres puertas metálicas, dos de ellas dobles, que comunican con el nivel 9 de la Cáva y que no son RF.

En esta Zona se encuentran las bombas de alimentación, bombas de vacío del condensador, tanque de aceite de lubricación y otra serie de equipos, tuberías, válvulas, bandejas de cables, etc.

No hay medios de detección en la zona, excluido el tanque de aceite y como medios de extinción disponen de dos extintores tipo carro de polvo seco portátil.

Hay cables de trenes redundantes que discurren por las mismas bandejas o bandejas anexas sin la separación física adecuada y sin barreras cortafuegos en bandejas.

Sistemas y equipos de seguridad/no seguridad juntos sin separación física adecuada.

El sellado de penetraciones de cables es defectuoso o inexistente.

El tanque de aceite está rodeado por una canaleta con rejilla metálica sin bordillo, ni cubeto de retención. Dispone de sistema de detección sólo térmica proclive a dar señales espúreas. Como sistema de extinción dispone de rociado automático (que se encuentra siempre en manual debido a las señales espúreas).

Los drenajes en el suelo del local son conducidos al nivel inferior

- Local Sureste (cota + 9,0)

Similar a la anterior en cuanto a piso, techo y paredes. Por los lados Este y Oeste se comunica con las zonas contiguas sin solución de continuidad.

Parte del techo en la Zona del condensador, está ocupado por persianas metálicas deslizantes.

En esta Zona se encuentran las bombas de alimentación, bombas de vacío de los condensadores, regulación de vapor, tanque aceite de lubricación, etc., del Turbo-alternador nº 1 y otra serie de tuberías, equipos, válvulas, bandejas de cables, etc.

Hay dos puertas metálicas dobles no RF que comunican con el nivel + 9 de la cara del reactor. No hay, por tanto, confinamiento de 3 horas RF de la Zona.

No hay medios de detección en la zona, excluido el tanque de aceite, y como medios de extinción disponen de dos extintores de polvo seco y uno portátil.

Hay cables de trenes redundantes que discurren por las mismas bandejas sin la separación física adecuada y sin barreras cortafuegos en bandejas:

El sellado de penetraciones de cables es defectuoso o inexistente.

El tanque de aceite está rodeado por una canaleta con rejilla metálica sin bardillo, ni cubeto de retención. Dispone de sistema de detección, sólo térmica, proclive a dar señales de espúreas. Como sistema de extinción dispone de rociado automático (que se encuentra siempre en manual debido a las señales espúreas).

- Locales Noreste y Noroeste (Cota + 9,0)

Estos locales están comunicadas entre sí, sin solución de continuidad, el lado Sur está cortado sobre el nivel inferior por una barandilla.

Una parte del techo, son los dos turbogrupos principales y las dos persianas metálicas que dan al exterior.

Por el lado este se comunica con la zona contigua. No hay un confinamiento de las zonas de 3 horas RF.

Se encuentran principalmente, la planta de tratamiento continuo de agua de alimentación y de regeneración de resinas de los grupos principales 1 y 2 y de los grupos auxiliares (turbosoplantes).

En dos locales citados se encuentran los sistemas de aceite de estanqueidad de los termocampos principales, bandejas de cables, armarios eléctricos y sistemas de hidrógeno, sin medios de detección, extinción y control de la atmósfera de hidrógeno. No hay válvulas de cero fugas, ni válvulas de seccionamiento por alto caudal.

- Cota + 16,00

En esta cota situada al exterior se encuentran los grupos turboalternadores

Carecen totalmente de sistemas específicos de PCI y de control de hidrógeno, siendo el riesgo de incendio muy elevado debido a las cantidades de hidrógeno, aceite, cables, etc. existente y a su comunicación por debajo con las cotas inferiores.

1.3.4. Edificio del reactor

1.3.4.1. El edificio del reactor es una construcción de planta rectangular y discurre desde el nivel + 3,5 hasta el nivel + 85,80 m; hasta la cota + 16 cierre del mismo es a base de muros de hormigón con puertas no RF, de paso en los niveles + 3,5 y + 9 hacia IPE y el edificio de combustible irradiado (BCI). A partir de la cota + 9, es un edificio cerrado por chapa metálica y translúcido.

1.3.4.2. En el centro del edificio, se encuentra el cajón de forma hexagonal hasta la cota + 57,800 m (losa del reactor). Esta construcción es de muros de hormigón armado.

1.3.4.3. El piso y muros de la cota + 3,5 m (la cava) es de hormigón armado. El piso de los niveles 9,0 m y 16,0 m es a base de hormigón y plancha metálica con numerosos pasos de cables y tuberías, con sellados defectuosos. En estos dos niveles perimetralmente existe un hueco con el muro vertical que viene desde el nivel + 3,5 m por el que también pasan de unos niveles a otros diversas tuberías y bandejas de cables.

1.3.4.4. Dado como están los drenajes y por la disposición de los pisos, el agua de extinción utilizada caerá a la cava.

1.3.4.5. Según la implantación de los componentes y equipos de las funciones de seguridad, se pueden considerar las siguientes plantas:

a) Cava del reactor (nivel 3,5 m)

Hay dos partes, la zona justo debajo del cajón y la zona externa al cajón. Ambas zonas están comunicadas entre sí.

El suelo y paredes de estas zonas son de hormigón y el techo a base de hormigón sobre estructura metálica. Existen varios huecos para paso de los cables y tuberías. Existen penetraciones sin sellar o hechos de mortero de yeso, sin RF.

En este local se encuentran como componentes y equipos principales varias funciones de seguridad y de seguridad de parada, las bombas de Agua de Alimentación Auxiliar, los cambiadores de refrigeración de parada, los condensadores de las turbosoplantes, sistemas de vacío de condensadores, llenado refrigeración de parada, regulación general y del cambiador. En el local no existen barreras físicas de separación.

No existen medios específicos de detección y extinción del cambiador, sólo la función EROS, sistema de rociado de la cava pero que solo tiene como misión controlar y reducir la temperatura de la zona en caso de fuga de CO_2 caliente.

Los depósitos de aceite en la planta inferior se encuentran muy próximos entre sí, sin ningún tipo de apantallamiento, siendo la colección de vertidos sólo por canaleta conducida al tanque de purgas, cuya capacidad es muy inferior al volumen de aceite existente. Próximas quedan, entre otras las bombas de agua de alimentación auxiliar y las de agua desmineralizada de refrigeración (EDOR).

Los cables tanto en la cava como por el cajón del reactor, muestran los problemas de falta de segregación y de marcado.

Caso de producirse un incendio en la cava, dado que los detectores de la función EROS están muy separados y debido al hecho de que estos son de tipo de termopar, podría ser posible que no se detectase un incendio, ya que el tiempo de detección de temperatura de ese tipo de detector es muy grande.

La alimentación de agua al circuito de rociado de la cava (función EROS) es agua bruta del sistema CEOF que no es función de seguridad.

La ventilación del edificio tiene por función, renovar el aire de las partes bajas del reactor. Consta de tres ventiladores que aspiran aire de la fachada Norte y lo descargan por su colector común a la parte baja del Edificio, subiendo por tipo natural y saliendo por el tejado del edificio. Su control es manual desde la Sala de Control.

Si se perdiera la tensión de 48 V de control, no varía el nº de ventiladores en marcha pero no se pueden realizar maniobras desde la Sala de Control y sólo a nivel de cabinas. Hay compuertas de regula-

ción de caudal de actuación manual en los conductos de aspiración y descarga de los ventiladores principales pero que no sirven para aislar zonas de incendio.

Los drenajes en todo el edificio con inexistentes, existiendo pozos de recogida en la cota de la cava.

b) Nivel + 9

Las paredes y muros son de hormigón armado y en el techo y suelo hay unas zonas de hormigón armado y otras de plancha de rejilla metálica.

Las escaleras que comunican con los niveles inferior y superior son también metálicas. Toda la estructura metálica está sin proteger.

Existen varias puertas metálicas que comunican con los Edificios IPE y BCI y Auxiliares eléctricos, de doble hoja la mayoría, no RF.

Destacan como equipos los tanques de aceite de lubricación y de estanqueidad de los turbosoplantes, los cuatro turbosoplantes, no existiendo barreras físicas.

Los tanques de aceite de lubricación y estanqueidad, tienen detección iónica y térmica y sistema automático de extinción, y están juntos dos a dos, sin bordillos y una deficiencia en el depósito de recogida de aceites.

Existen bandejas de cables, armarios eléctricos, sin proteger y las turbinas de los turbosoplantes carecen de PCI específica, siendo inexistente la generalizada en la Zona.

c) Niveles 18,00 a + 28,5

Se encuentran ubicados los turbosoplantes, sin barreras físicas y protegidas por detectores termovelocimétricos.

El cerramiento es de hormigón respecto al BCI y chapa metálica y algunas zonas translúcidas.

Aunque existe detección en túneles de turbosoplantes, es insuficiente, pues no hay específica para proteger los conjuntos de los turbosoplantes y el sistema de extinción, no cubre específicamente los cojinetes de las turbinas.

Los tanques de aceite de bloqueo de soplantes se encuentran muy próximos entre sí, son mamparas de separación.

d) Niveles + 28,5 m y 57,8

En esta Zona se encuentran los acumuladores de aceite para que en caso de parada de las bombas de engrase del cojinete de la turbina, el engrase se pueda efectuar hasta la parada de la turbosoplante.

Tiene detección en cada acumulador del tipo termovelocimétrico, que pueda dar lugar a señales espúreas y rociado automático alimentado por bombas de FEOR.

e) Local comprendido entre el techo de la nave y la cota 57m8

En este local está ubicado el DPM (función de seguridad) solo hay un detector de humos en el conducto de aspiración de la ventilación de la losa no existiendo detección en la Zona.

Existe cableado eléctrico y armarios, así como aceite de la DPM y la grúa. No hay extinción específica.

Existen en el local 2 estaciones de contra incendios, y extintores portátiles.

Hay escaleras, y estructura metálica vista sin proteger.

1.3.5. Estructura de Toma

1.3.5.1. Es un Edificio aislado de tres plantas construido de hormigón armado.

1.3.5.2. La planta superior (nivel + 3,8) tiene tres partes, la zona de rejillas y filtros, el local motores bombas lado Sur y el local motores bombas lado Norte.

1.3.5.3. La planta inferior (nivel +0) tienen las bombas del FEOZ (bombas contra incendios).

1.3.5.4. Existe una planta por debajo de la anterior (-3,75 m) donde se encuentran los cuerpos de las bombas con sus tuberías de aspiración y descarga.

1.3.5.5. En la estructura de toma se encuentran las bombas de refrigeración de los condensadores principales, las de los condensadores de los grupos auxiliares, las de los condensadores de los turbosoplantes, las bombas de refrigeración general con agua de mar, las bombas de socorro del sistema contra incendios por agua de mar (FEOZ), etc.

1.3.5.6. En la entrada del local se encuentran a un lado y a otro, de la puerta unos cuadros y cabinas eléctricos encerrados en unas construcciones de aluminio y cristal para protegerlas de la humedad, que no disponen de sistemas de detección ni de extinción propiamente dichos.

1.3.5.7. En todo el Edificio no existen otras medidas de PCI que una boca de manguera en el exterior próxima a la puerta.

1.3.5.8. No existe segregación, salvo las mamparas (parciales) entre bombas de circulación, estando las bombas auxiliares próximas a estas.

1.3.5.9. Las bombas, salvo las de PCI/agua de mar, son de voluta y eje vertical con los motores en la planta de operación.

1.3.5.10. Las bombas de PCI/agua de mar son de una voluta, tipo API, movidas por motor Barreiros de 9HCV/2500 rpm. Disponen para arranque de un solo tren de baterías, que se carga por un motor y en flotación. Todo su manejo es manual: cebado mediante agua del circuito, previo al arranque (se encuentran a menos 2 m sobre el nivel del mar); el arranque del motor es manual; existe recirculación directa al mar, con control manual. Disponen de indicadores locales de temperatura de agua y aceite, presión de aceite, y carga de batería. Carecen de todo tipo de caldeoagua o aceite y de calentadores de arranque u otros dispositivos equivalentes.

1.3.5.11. El depósito de combustible, de unos 250 lts, dispone de indicador local de nivel (óptico); careciendo de dispositivo de control por nivel mínimo.

1.3.5.12. Las bombas de PCI, están situadas en el nivel más bajo, y tienen los circuitos y tanques de consumo de gas-oil en sus proximidades.

Un incendio en una de ellas podría propagarse a la otra.

1.3.5.13. No hay detección generalizada ni específica sobre componentes tales como armarios eléctricos, bombas, etc.

1.3.5.14. Además de no existir segregación entre si de las bombas de PCI, tampoco hay entre ellas y los cuadros eléctricos otras zonas.

1.3.5.15. No hay bordillos de contención de vertidos para cada bomba ni cubeto de contención de los depósitos independientes.

1.3.5.16. Este depósito no dispone del correspondiente motor por muy bajo nivel y sistema fijo de extinción por agua.

1.3.5.17. Los motores diesel no disponen de doble tren de baterías de arranque con selector manual para selección de uno u otro tren. Tampoco disponen de antorchas o calentadores, en la admisión de aire.

1.3.5.18. Existe en el edificio extracción de aire para eliminar la mayor cantidad posible de la humedad del edificio, aunque insuficiente para eliminar el humo de un posible incendio.

1.3.5.19. Las penetraciones en general no están selladas sobre todo en la salida de cables del edificio.

1.3.5.20. Las puerta de salida abren al revés y no tienen barra antipánico. No son RF.

1.3.6. Edificio de combustible (BCI)

1.3.6.1. Esta situado entre los del Reactor, con el que se intercomunica a través de puertas metálicas desde el nivel + 3,5 al nivel + 24,058 m y el de Piscinas con el que se comunica a través de puertas metálicas en el nivel + 16,00 m.

1.3.6.2. El edificio está construido en hormigón armado desde el nivel + 3,5 m al nivel 24,850 m. y de ahí para arriba hasta la cota + 57,800 es de estructura metálica con locales abiertos y locales separados por tabiques de hormigón.

1.3.6.3. En el nivel 3,5 m. se encuentran los locales de sala de tratamiento de agua de piscina, acceso a local de bombas del STOR, depósito de efluentes de tratamiento de agua de piscinas, sala de ciclones y filtros de CO₂, sala de válvulas y escalara Oeste del BCI.

1.3.6.5. En el nivel +16,00 están el local de la bomba de rociado del techo del reactor, anexo Oeste del BIC, almacén de material contraincendio, la sala de la esclusa de combustible irradiado, sala de mando de la esclusa.

1.3.6.6. En el nivel 54,90 m. el taller de la D.P.M. la oficina correspondiente y la plataforma filtros de ventilación (extracción)

1.3.6.7. En el nivel 57,80 se encuentran los siguientes locales, almacén Oeste B.C.I., cota 57,80 m. el local formado por los servicios, el acceso Oeste al nivel de operación del reactor, la zona de la estación de ensayos, la estación de mantenimiento DPM la zona de manipulación campana de estuches y canal caliente, el de los tanques RCOR y acceso Este al nivel de operación del reactor y finalmente el montacargas del BCI que discurre desde el nivel 16,00 al 57,800 m. con accesos en los diferentes niveles del edificio y salida hacia el exterior en el nivel 16,00 m, con cierre a base de hormigón, bloques de hormigón y bardado metálico.

1.3.6.8. Los locales de este edificio tienen diferentes elementos estructurales, desde el hormigón armado por razones constructivas y de blindaje hasta estructura metálica, tabiques de bloques de hormigón y bardado metálico y translúcido como elementos de cierre con el exterior de aquellos locales que limitan con el mismo.

1.3.6.9. Del estudio de estos locales hemos de destacar lo siguiente:

- La mayor parte de los locales tiene un riesgo de incendio bajo con una severidad menor de 0,5 horas, salvo el almacén Este de combustibles nuevo (local 128) en que el riesgo es medio-alto con una severidad de 4,5 horas
- No existen compuertas cortafuegos en conductos de ventilación aunque si hay compuestas de aislamiento o reguladoras manuales.
- Las puertas son metálicas disponiendo algunas de barra antipánico. No son RF.
- Hay algunos defectos en el sellado de penetración (conductos, tuberías, cables).
- La resistencia al fuego de los pisos, techos y muros de hormigón es superior a 3 horas, y las de los tabiques de bloques inferior a 3 horas.

- Las piscinas carecen de detección.
- En los locales de combustible nuevo (nivel + 24,580 m.) no existen drenajes con lo que la evacuación de agua procedente de PCI debería hacerse a través de las puertas y escaleras. En esta zona existen extintores para fuego de metales.

Los detectores son en muchos casos colgantes, sin disponen de placas de retención de humos.

1.3.7. Edificio de Piscinas

1.3.7.1. El edificio está adosado al lado Sur del edificio del BCI estando comunicado con él al nivel 16 a través de una puerta metálica doble; dispone asimismo de 2 puertas de salida al exterior por el lado mar (E) y una grande de equipos más la trampilla de salida de castillos en el lado Sur.

1.3.7.2. Comprende un local principal, de techo alto a diversas alturas, en el cual se encuentran ubicadas las piscinas con sus equipos de manipulación y los puentes-grúa y la celda MEC con su antesala y una serie de locales anexos que disponen de doble techo por el que discurren tuberías conductos de ventilación, etc. y con una altura inferior al del resto del edificio que constituyen la zona lado mar del edificio.

1.3.7.3. El techo está formado por planchas de acero galvanizado con recubrimientos bituminosos para impermeabilizar y una placa aislante soportado sobre vigas metálicas; en los locales con doble techo el inferior es de bovedillas fundidas sobre viguetas metálicas.

1.3.7.4. Las paredes exteriores son unas de doble bardado metálico con placas aislantes intermedias soportadas por vigas metálicas.

1.3.7.5. Actualmente sólo hay detección de humos en el "local eléctrico" y en el de maquinaria de aire acondicionado; en relación con los medios de extinción hay un extintor portátil del tipo de polvo seco de 12 Kg en el local de Piscinas, y otro CO₂ para el servicio de la MEC.

1.3.7.6. En general las puertas son metálicas, no RF. No disponen de barra antipánico y el sentido de apertura es hacia el interior en algunos casos y no tienen sistema de cierre automático.

1.3.7.7. No existen compuertas cortafuegos en conductos de ventilación, aunque si hay compuertas de regulación y aislamiento.

1.3.7.8. Hay defectos en el sellado de penetraciones.

1.3.8. Tanques de combustibles para calderas

1.3.8.1. Hay 5 tanques de combustibles para calderas, uno de gasóleo (el nº 5) y cuatro para fuel (núms. 1, 2, 3 y 4), cada uno con su cubeto independiente situados próximos al mar y al Norte de la Central Auxiliar.

1.3.8.2. Hay tres construcciones (casetas) para descarga de camiones de fuel y de gasóleo y para las bombas de descarga de éstos a las calderas.

1.3.8.3. Tanto los tanques con sus cubetos como las casetas disponen de sistemas de detección de incendios y de extinción a base de agua y espuma que se describen por locales.

1.3.8.4. No hay bordillos de contención de posibles vertidos entre las bombas de las casetas de trasiego de combustible.

1.3.8.5. No hay rejilla apagallamas en el centro del tanque de almacenamiento de fuel ligero.

1.3.8.6. En el estudio de parada segura se debería incluir el análisis de posibles problemas de alimentaciones a bombas, transmisión de señales de control, etc. ya que no se garantiza el suministro de combustible frente a fallos de tipo mecánico. Convendría mejorar las estaciones de Control de Incendios de las proximidades de los tanques.

1.3.9. Areas diversas(Archivo)

1.3.9.1. Tiene una baja detección (dos detectores, uno de ellos apantallado por estanterías), extinción automática por halon, y disparo de la ventilación por señal de detección, sin compuertas de aislamiento.

1.3.10. Edificio tratamiento de Efluentes

1.3.10.1. Está situado enfrente del edificio Administrativo, entre la carretera y el mar.

1.3.10.2. El piso es de hormigón, así como algunas de las paredes laterales, siendo el resto de tabiques de bloques de hormigón revestido, con ventanales en algunas zonas. La estructura del edificio es de hormigón en el lado Norte con plantas y de vigas metálicas en el Sur del tipo nave con dos alturas. La planta baja está al nivel + 9,05.

1.3.10.3. Todo el edificio está en depresión, escalonada según las zonas de mayor riesgo de dispersión de la contaminación.

Los drenajes de locales son controlados.

1.3.10.4. En el edificio existe un extintor como medio de protección contraincendios, aunque hay mangueras de agua y un P.I. en sus proximidades.

1.3.10.5. La detección existente es insuficiente así como los medios de extinción.

1.3.10.6. Las puertas situadas en las vías de escape son metálicas pero no están dotadas de barras antipánico.

1.3.10.7. Los conductos de ventilación no disponen de compuertas cortafuegos en límites de áreas, aunque si hay compuertas de regulación y aislamiento.

1.3.10.8. En general la resistencia al fuego de paredes, muros y techos es de unas 2,5 horas o superior, salvo zonas de los locales que dan al exterior y que tienen ventanales.

1.3.11. Transformadores exteriores

1.3.11.1. Cada transformador tiene su sistema de protección individual por detectores velocimétricos y el sistema de rociado de primer socorro, así como el rociado de posterior con agua.

1.3.11.2. Cada transformador principal y de servicios auxiliares tiene se caseta de control de los sistemas de detección y extinción. Los tanques de agua de primer socorro son independientes y de distinta capacidad.

1.3.11.3. Existen dos transformadores principales y dos auxiliares situados en la cota +16 en el exterior y al norte de los turbogeneradores principales

1.3.11.4. Cada transformador principal y su auxiliar correspondiente están ligados a un turbogenerador principal y se encuentran separados entre sí por un muro de hormigón resistente al fuego.

1.3.11.5. La detección es escasa y conviene complementar los detectores velocimétricos con otros térmicos con captador de calor que cubren la parte alta de los laterales de cada transformador, incluyendo el tanque de aceite de expansión.

1.3.11.6. No existen pantallas de protección contra salpicaduras entre los dos transformadores principales y la pantalla existente entre principales y auxiliares deberá aumentarse para evitar que el depósito de aceite soportado en la parte superior del muro afecte al transformador auxiliar.

En los auxiliares no existen pantallas que garanticen la imposibilidad de protecciones de aceite hacia los grupos principales (turbinas) que están muy próximos y hacia las persianas de ventilación del tratamiento de agua.

1.3.11.7. Cada transformador dispone de un cubeto independiente, para garantizar la contención del combustible líquido más el 10% del agente extintor. Se encuentran con grava y están comunicados entre sí, en su parte más profunda por medio de tuberías. Todos los cubetos disponen de una salida de drenaje única y controlada por válvula manual, situada sobre una canaleta que vierte a la red general de drenajes en la cota +9, al pie del talud existente delante de la Central Auxiliar.

1.3.12. Transformadores de Planta

1.3.12.1. En la central existen actualmente 24 transformadores de Pyraleno distribuidos de la siguiente forma:

- Edificios de Auxiliares, nivel +18,60 m, 16 transformadores de 600 litros cada uno y uno de reserva de 282 litros.

- Edificios Auxiliares Eléctricos, nivel +9 m, 2 transformadores de 600 litros.
- Edificio de la Central Auxiliar, en la zona eléctrica nivel +9,00 m, 4 transformadores de 411 litros.
- Edificio de Almacenamiento de CO₂, nivel 16,00 m, un transformador de 600 litros.
- Almacén general, nivel +16,00 m, un transformador de 600 litros.

1.3.12.2. En ninguno de ellos existen cubetos de recogida para la prevención de derrames de pyraleno.

1.3.12.3. Este tipo de transformadores no se utilizan actualmente. La normativa actual permite sólo utilizar los de aislamiento seco de resina epoxy.

1.4. Análisis de Riesgos de Incendios

El análisis realizado hasta la fecha y recogido en el Documento 1832 VA 0803, es un fiel reflejo del estado actual de la Planta, y en el que no se han considerado los criterios de diseño de la Normativa actual y con criterios erróneos en cuanto a la definición de Areas y Zonas de fuego y barreras de fuego que deberán estar de acuerdo con la BTP-CMEB 9.5.1., rev. 2. Se pone de manifiesto claramente la inexistencia en las diferentes plantas, zonas y Edificios, de Areas de fuego con resistencia de 3 horas, separaciones físicas, identificación y rutado de cables, protecciones pasivas (mamparas, mantas, puertas, compuertas de ventilación, etc) protecciones activas (alarmas, sistemas de extinción automáticos, cortinas de agua, etc), de acuerdo con los requisitos de la Normativa actual.

Hay que significar que en la Sala de Cables situada en la cota + 9.00 del Edificio de Auxiliares Eléctricos (situada al lado del Edificio de Turbinas y separada de la zona de fuego por tabiques y puertas sin rango de fuego), van cables de las cuatro redundancias de soplado, sin separaciones, protecciones pasivas, etc. encontrándose cables rutados por el suelo, amontonándose los mismos, unos encima de otros y, en donde el fuego, daría lugar a la pérdida de las cuatro soplantes. El sistema de extinción existente, está bloqueado en manual para evitar señales espúreas.

1.5. Estudio de Parada Segura

No existe actualmente un Estudio de Parada Segura en caso de fuego, que permita conocer con precisión el posible impacto sobre la capacidad de parada segura de cualquier tipo postulable de incendio (de exposición, a partir de elementos de seguridad, a partir de elementos de no seguridad, incendio de cargas transitorias, etc.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Como el análisis de seguridad sería muy extenso para comentar punto a punto y hay incumplimientos generalizados, se considera más práctico reflejar los criterios que se deben aplicar.

2.1. En la valoración del cumplimiento de los requisitos impuestos por el CSN se emplearán como criterios de evaluación los habitualmente utilizados por este organismo, dado el menor desarrollo de la normativa francesa.

Estos criterios están recogidos fundamentalmente en la normativa americana y han sido aplicados al PCI de las Centrales Españolas, incluyendo la Central de Trillo con diseño de origen de la RFA.

Esta normativa se resume en la Branch Technical Position BTPCMEB9.5-1, rev. 2 Regulatory Guide 1.120, así como los Apéndices "A" y "R" al 10CFR50.

Además se utilizan normas que definen características concretas de instalación y diseño:

- NFPA (National Fire Protection Association).
- ASTM con requisitos para pruebas de diferentes materiales y componentes.
- ANSI, IEEE.

Así como criterios expuestos en la Normativa española:

- Reglas técnicas del CEPREVEN
- NBE
- UNE

2.2. Criterios generales de diseño

2.2.1. Como resumen de los principios más generales que se aplican al proyecto del sistema contraincendios de una central nuclear, recogemos a continuación los puntos más importantes de dicha filosofía de diseño, extractados de los criterios y normas citados anteriormente.

1. Criterio general de diseño

Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad se diseñarán y situarán de forma que resulten mínimos los efectos derivados de incendios y explosiones; todo ello compaginado con otros requisitos de seguridad.

Se utilizarán materiales incombustibles y resistentes al fuego, siempre que ello resulte posible, especialmente en lugares tales como el recinto de la contención y la sala de control.

Se dispondrá sistemas de detección y extinción de incendios, con capacidad adecuada y diseñados para minimizar los efectos adversos de

incendios en estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad.

Se diseñarán sistemas de extinción de incendios, cuya rotura o uso inadvertido no origine daños inaceptables a las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad.

2. Sistema de apoyo

No debe confiarse totalmente en un sistema automático simple de extinción, sino que debe preverse un sistema de apoyo de eficacia apropiada.

3. Criterio de fallo simple

Un fallo simple en el sistema de extinción no deberá afectar la eficacia de ambos sistemas primario y secundario. Por ejemplo, se dispondrán bombas de incendios redundantes accionadas por fuentes de energía y controles independientes. No se postularán fuegos o fallos del sistema de protección contra incendios coincidentes con otros accidentes en la Central o con los más severos fenómenos naturales.

4. Sistema de extinción de incendios

El fallo o el funcionamiento inadvertido del sistema de extinción de incendios no afectará a los sistemas o componentes relacionados con la seguridad. Los sistemas de extinción que están presurizados durante el funcionamiento normal de la Central deberán cumplir con las guías especificadas en la Branch Technical Position, "Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment".

5. Diseño de los edificios.

a) La disposición de la Central se concebirá para:

- 1. Aislar los sistemas de seguridad de riesgos inaceptables de incendio, y**
- 2. Separar unos de otros los sistemas redundantes de seguridad de forma que ambos no puedan resultar dañados a causa de un mismo incendio.**

Con el fin de cumplir lo indicado en a.1) todos los sistemas de seguridad y todos los riesgos de incendio deben quedar identificados en toda la Central. Por lo tanto, debe llevarse a cabo un análisis detallado de los riesgos de incendio. Dicho análisis se revisará y actualizará si fuera necesario.

b) Las paredes interiores y los componentes estructurales, los materiales de aislamiento de blindaje y de insonorización no deben ser combustibles.

- c) Los transformadores de alto voltaje-alto amperaje instalados en el interior de los edificios que contienen equipo relacionado con la seguridad serán de tipo seco o aislado y refrigerados con líquidos no combustibles.
 - d) Los edificios que contienen sistemas de seguridad deberán protegerse de los fuegos directos o producidos por derrames del aceite de transformadores:
 - . Situando los transformadores a una distancia mínima de 50 pies, o
 - . Asegurándose de que las paredes de los edificios situadas a menos de 50 pies de los transformadores no tienen aberturas y tienen una resistencia al fuego de tres horas como mínimo.
 - e) Aquellas zonas protegidas con sistemas de extinción de agua fijos, estarán dotadas de drenajes de suelo dimensionados para eliminar el agua. En aquellas áreas protegidas con mangueras manuales también se instalarán drenajes si el agua de extinción de incendios pudiera causar daños inaceptables al equipo. El equipo se instalará sobre pedestales o se construirán bordillos para contener el agua y dirigirla hacia los drenajes.
 - f) Los suelos, paredes y techos de separación entre diferentes áreas de incendio deberán tener una resistencia, mínima de tres horas. Las penetraciones existentes en esas barreras, incluidas las de cables y tuberías, deberán sellarse y cerrarse para proporcionar una resistencia al fuego por lo menos igual a la de la barrera en cuestión. Las puertas, cercos y herrajes deberán ser aprobados por un laboratorio reconocido y estarán normalmente cerradas y bloqueadas o dotadas de alarma y anunciador en la sala de control. Las entradas del sistema de ventilación estarán protegidas por compuertas contra incendios de tipo normalizado.
6. Control de materiales combustibles
- a) Los sistemas de seguridad estarán aislados y separados de los materiales combustibles. Cuando esto no sea posible a causa de la naturaleza del sistema de seguridad o del material combustible, se proveerá protección especial para

Evitar que un incendio pueda afectar a la función del sistema de seguridad. Esta protección puede incluir la combinación de un sistema automático de extinción con un tipo de construcción capaz de contener un fuego que consumiera todos los materiales combustibles presentes.
 - b) El almacenamiento de gases (comprimidos o criogénicos) no se permitirá dentro de aquellos edificios que contengan equipo relacionado con la seguridad. El almacenamiento de gases inflamables, tales como el hidrógeno, estará localizado a la intemperie o en edificios separados, de forma que un incendio o explosión no pueda afectar ningún equipo o sistema de seguridad.

c) El uso de materiales plásticos se reducirá al mínimo.

7. Construcción de los cables eléctricos, de las bandejas y de las pene-traciones de cables

a) En la construcción de las bandejas de cables se utilizarán materiales incombustibles exclusivamente.

b) Fuera de la sala de reparto de cables, las bandejas se protegerán con sistemas de sprinklers automáticos. Los cables se diseñarán para resistir la humedad producida por el chorro de agua sin fallos eléctricos. Como sistema de apoyo se dispondrán estaciones de mangueras manuales y extintores portátiles. El equipo de seguridad situado cerca de las bandejas de cables que, en sí mismo, no requiera protección por agua, pero pueda resultar con daños inaceptables producidos por el agua, se protegerá de la acción del chorro de los sprinklers.

c) Se instalarán corta fuegos donde el análisis de riesgos de incendio demuestre su necesidad.

d) La construcción de los cables será adecuada para cumplir como mínimo los requisitos de la prueba de llama establecidos en IEEE 383. (Esto no quiere decir que los cables que pasen dicha prueba no requieran protección adicional contra el fuego).

e) Siempre que se pueda se utilizarán cables que no produzcan gases corrosivos al arder.

f) Las bandejas, recorridos, conductos, zanjas y pasos para cables se utilizarán exclusivamente para cables.

g) Las galerías, túneles y salas para cables se diseñarán con ventilación para los humos automática o manual según se requiera para facilitar el combate manual del fuego.

8. Ventilación

a) Los productos de la combustión que es necesario sacar de una zona de incendios determinada deben evaluarse para determinar como hay que controlarlos. Los humos y gases corrosivos en general deberán descargarse automática y directamente al exterior llevándolos a lugar seguro. Los humos y gases que contengan materiales radiactivos deben controlarse en la propia área de incendio para determinar si su liberación al medio ambiente esta dentro de las limitaciones de las Especificaciones Técnicas de la Central.

b) Se instalarán sistemas de extinción para proteger los filtros de carbón, de acuerdo con la Guía Reguladora 1.52, "Design, Testing and Maintenance Criteria for Atmospheric Cleanup Air Filtration".

c) Las tomas de aire de las áreas que contienen equipo o sistemas de seguridad se situarán lejos de las salidas de aire y escapes de humos de otras áreas de incendios con el fin de reducir al mínimo las posibilidades de contaminar el aire entrante con productos de combustión.

- d) Las cajas de escalera se diseñarán para minimizar la infiltración de humo durante un incendio. Las escaleras servirán como rutas de escape y de acceso a los incendios. Las salidas de incendios se marcarán claramente. Las cajas de escalera, ascensores y conductos deberán estar cerrados por torres de fábrica con resistencia al fuego mínimo de tres horas y con puertas a prueba de fuego con resistencia al menos igual a la de la pared correspondiente. Los ascensores no deberán utilizarse en caso de incendio.
- e) En los recintos donde se use un sistema de extinción por inundación total de gas, las compuertas de las entradas y salidas de aire de ventilación deberán cerrar a la señal de iniciación de entrada de gas con el fin de mantener la concentración necesaria de éste.

9. Detección y extinción de incendios

Detección

- a) Los sistemas de detección cumplirán como mínimo con NFPA 72 D, "Standard for the Installation, Maintenance and Use of Proprietary Protective Signaling Systems".
- b) El sistema de detección dará alarma audible y visible con señalización en la sala de control. Las alarmas audibles locales sonarán también en el lugar donde se produce el fuego.
- c) Las alarmas de incendios serán diferenciadas y únicas. No habrá posibilidad de confundirlas con cualquiera otro sistema de alarmas.
- d) El sistema de detección y su actuación estarán conectados al suministro de fuerza de emergencia de la Central.

10. Sistemas de mangueras y rociadores (sprinklers) de agua

- a) Cada sistema de sprinklers automático y cada puesto de manguera tendrá una conexión independiente al colector subterráneo principal de la Central. Se permite la alimentación por ambos extremos a los colectores que suministran a varios sprinklers o puestos de mangueras. En ese caso, dichos colectores se consideran como una extensión del sistema principal exterior. La disposición de los colectores será tal que un fallo simple no pueda afectar a los sistemas primario y de apoyo simultáneamente.

Cada sprinkler o puesto de mangueras estará equipado con una válvula de compuerta del tipo de husillo exterior y puente (OS & Y) u otro tipo aprobado de válvula de corte, con alarma de falta de caudal. El equipo de seguridad que no requiera protección por agua pero puede ser dañado por el chorro de los sprinklers deberá protegerse mediante blindajes o pantallas.

- b) Los sistemas automáticos de sprinklers cumplirán como mínimo, los requisitos de las normas apropiadas tales como NFPA 13, "Standard for the Installation of Sprinkler Systems", y NFPA 15, "Standard for Water Spray Fixx Systems".

- c) La instalación interior de las mangueras manuales será tal que permita alcanzar cualquier punto con al menos el chorro eficaz de una de ellas.

11. Sistemas de extinción por Halon

El uso de agentes de extinción a base de Halon cumplirá como mínimo los requisitos de NFPA 12A y 12B, "Halogenated Fire Extinguishing Agent Systems-Halon 1301 and Halon 1211".

12. Sala de Control

- Puesto que la sala de control es esencial para el funcionamiento seguro del reactor, debe estar protegida contra los daños producidos por incendio que la pudieran dejar inoperable y estará separada de las otras áreas de la Central por suelos, paredes y techos con resistencia mínima al fuego de tres horas.
- Las lanzas de las mangueras serán compatibles con los riesgos a combatir y con el equipo de la sala de control, debiendo satisfacer las necesidades reales de lucha contra el fuego, las necesidades de seguridad eléctrica y adecuadas para minimizar los daños causados al equipo eléctrico por el chorro de agua.
- La detección de incendios en las cabinas y en las consolas de la sala de control se realizará mediante detectores de humo y térmicos, con alarma visual y sonora en la sala de control. Las alarmas de incendios en las otras partes de la Central aparecerán (visual y sonoramente) en la sala de control.
- La entrada del aire de ventilación a la Sala de Control estará dotada de detector de humo capaz de aislar el sistema de ventilación de la sala, con la correspondiente alarma en ella, evitando la entrada de humo y protegiendo así a los operadores. Existirá la posibilidad de ventilar manualmente la sala de control para que los operadores tengan opción a eliminar el humo por razones de visibilidad.

13. Capacidad de parada segura

Deberá cumplirse una de las siguientes condiciones:

- a) La separación de cables, equipos y circuitos asociados de trenes redundantes, por barreras de 3 h de RF. Las estructuras metálicas deberán ser protegidas para que su RF sea de tres horas.
- b) La separación de cables, equipos y circuitos asociados de trenes redundantes será de más de 20 pies en horizontal libres de materiales combustibles y riesgos de incendios.

Además deben preverse detectores de incendios y sistema de extinción automático en el área.

- c) Encerrar los cables, equipos y circuitos asociados de un tren redundante en barreras clasificadas como de 1 hora de RF. Además deben

preverse detectores de incendios y sistema de extinción automático en el área.

14. Sala de reparto de cables

- El sistema de extinción de incendios en la sala de cables será automático mediante agua, tal como el de sprinklers de cabeza cerrada o el de boquillas abiertas de chorro direccional, o de rociado.

Se dispondrá de dos entradas a la sala de cables dispuestas separadas y en lugares opuestos para acceso a la brigada contra incendios.

Se dispondrá de un pasillo de separación entre bancos de bandejas de, al menos, tres pies en horizontal y ocho pies en vertical.

15. Salas de baterías

Las salas de baterías se protegerán contra explosiones. Estarán separadas de otras mediante barreras con resistencia al fuego de tres horas como mínimo, incluso en todas sus penetraciones y aberturas. (Ver NFPA 69, "Standard on Explosion Prevention Systems"). Los sistemas de ventilación serán capaces de mantener la concentración del hidrógeno por debajo de 2% en volumen. Se dispondrán estaciones de mangueras y extintores portátiles.

16. Areas de servicio y almacenamiento de los aceites de lubricación y de control de la Turbina

Las áreas conteniendo sistemas de seguridad se separarán de las que contengan sistemas de aceite de la Turbina mediante paredes con resistencia mínima de tres horas y sin ninguna abertura.

17. Sala de ordenadores

Debería separarse de otras áreas de la planta por barreras de 3 horas (RF), como mínimo y serán protegidas por Sistemas de detección y extinción automáticos las salas de ordenadores cuya actuación esté relacionada con funciones de seguridad.

18. Paneles remotos

Los paneles redundantes de control remoto relacionados con la seguridad de la Sala de Control y anexos deberían separarse por barreras con una clasificación de 3 horas RF como mínimo. Los paneles remotos de parada segura deberán poderse aislar eléctricamente de la Sala de Control y anexos.

19. Edificio de Turbina

El edificio de turbina debería separarse de las estructuras adyacentes que contengan equipos relacionados con la seguridad por barreras de 3 horas RF como mínimo. Las aberturas y penetraciones en las barreras cortafuego deberían minimizarse y sellarse con el mismo rango de fuego.

20. Areas diversas

Las áreas diversas tales como las de almacenamiento de archivos, talleres y almacenes deben situarse de forma que su incendio o los efectos de un incendio en ellas, incluido el humo, no puedan afectar a equipos o sistemas de seguridad. Los tanques de combustible para las calderas auxiliares deberán ser enterrados o provistos de cubetos capaces de retener el contenido total de los tanques.

2.2.2. Funciones del Sistema de PCI

En centrales nucleares, y según la B.T.P 9.5-1, se requieren dos sistemas independientes de PCI

- a) Sistema convencional
- b) Sistema sísmico

con las siguientes funciones:

a) Sistema convencional

1. Procurar una fuente fiable de agua de PCI, de calidad adecuada, en cantidad suficiente para satisfacer la máxima demanda postulada durante dos horas como mínimo.
2. Procurar un sistema fiable de bombas capaz de enviar este agua hasta todos los sistemas de extinción acuosa existentes en la central con los caudales requeridos y presiones residuales suficientes.
3. Conducir el agua de extinción por medio de los colectores de alimentación, desde la estación de bombeo hasta el anillo de distribución que rodea la central.
4. Procurar una red de distribución (Anillo Exterior) que proporcione agua de PCI a todos los edificios e instalaciones de la central.

Esta red de distribución ha de ser tal que proporcione doble alimentación a cada edificio que contenga sistemas de Seguridad, y debe poseer todas las válvulas de corte necesarias para poder aislar cualquier tramo (por rotura, mantenimiento, etc.), de modo que siempre quede disponible una de las alimentaciones al resto del sistema.

5. Procurar adecuada protección exterior a la instalación por medio de hidrantes conectados al anillo y localizados de forma que se garantice suficiente cobertura a edificios e instalaciones exteriores y que los hidrantes se complementen con las correspondientes casetas de material de protección contra incendios.

Para ello, se combinarán la alimentación desde colectores distintos y la instalación de las oportunas válvulas de aislamiento. Así puede garantizarse el poder aislar cualquier tramo (por rotura, mantenimiento, etc.), de modo que siempre quede disponible alimentación de agua al resto del Sistema.

6. Procurar una red de distribución de agua de PCI por el interior de cada edificio. Ello se consigue mediante un anillo colector interior del cual salen unos ramales colectores verticales ("risers") que a su vez alimentan a los distintos sistemas fijos y a los puestos de manguera.

Esta red de distribución es tal que para cada Area de Fuego el Sistema principal de extinción y el Sistema de apoyo no puedan quedar fuera de servicio simultáneamente por un fallo único.

7. Procurar los sistemas fijos ya sean automáticos o de accionamiento manual, ya sean de agua pulverizada ("Spray"), de rociadores ("Sprinklers") o de agentes gaseosos, adecuados para cada riesgo concreto.
8. Procurar los sistemas móviles manuales (puestos de manguera y extintores) necesarios.
9. Procurar los sistemas de detección de incendios adecuados en cada Area de Fuego.
10. Procurar el Control del Sistema mediante:

- Los instrumentos precisos.
- La alimentación eléctrica adecuada a los circuitos de detección y actuación a través de los paneles locales. Esta alimentación es desde barras de Salvaguardia para zonas relacionadas con la Seguridad y desde barras Normales para el resto.

Además, el sistema precisa baterías autónomas en flotación, en cada panel local.

- Los paneles locales del sistema.
- El envío de señales al Panel Central del sistema de PCI en Sala de Control desde los paneles locales.

11. Procurar los medios necesarios para probar y comprobar el sistema tales como líneas de prueba, caudalímetros, indicadores de presión, etc.

b) Sistema Sísmico

Procurar, mediante la alimentación de agua desde una fuente segura y por medio de bombas cualificadas sísmicamente, el suministro de agua, por conducciones sísmicas, hasta unos puestos de manguera (Sísmicos) situados dentro, o con alcance a las áreas que contienen estructuras, sistemas o componentes necesarios para la Parada Segura de la Central.

3. CRITERIOS APLICABLES, ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Del análisis del accidente y de las actuaciones del Organismo Regulador, se resume que la Propiedad deberá realizar las actuaciones necesarias para actualizar las siguientes medidas de acuerdo con los criterios de diseño de la Normativa actual expuesta con anterioridad:

A) Medidas de carácter de Organización y gestión de la protección contra incendios de la Central

- 1. C.N. Vandellós I deberá disponer de una Brigada de Incendio, de acuerdo con los requisitos de la posición C.3 de la B.T.P. C.M.E.B.-9.5-1, rev. 2.**
- 2. C.N. Vandellós I deberá disponer de un Manual de P.C.I. que recoja toda la información necesaria al personal de intervención de P.C.I. en aspectos tales como operación y mantenimiento de los sistemas de PCI, pruebas de dichos sistemas, actuaciones en intervención, extracción de humos, rutas de acceso y escape, simulacros, formación y entrenamiento del personal, etc. Para la estructura de dicho documento se recomienda seguir la Orden Ministerial de 29.11.84 (B.O.E. nº 49/85 de 28.02.85) por la que se aprueba el "Manual de Autoprotección para el desarrollo del Plan de Emergencia Contra Incendios y de Evacuación en Locales y Edificios". El Manual deberá recoger todos los requisitos incluidos en el subapartado 2 anterior.**

B) Dotación y medios de Protección Contra Incendios de la Central

- 1. Dada la carencia de detección e ineficacia de la existente (detectores proclives a producir señales espúreas, detectores ineficaces por falta de apantallamiento, etc), deberá llevar a cabo un plan de dotación de detección general en todas las zonas y Edificios de la Planta.**
- 2. El sistema de aporte de agua para extinción es extremadamente complejo con fuentes de suministro diversas, redes diferenciadas con acoplamientos temporales, y sin cualificación sísmica, frente a lo requerido por la BTP 9.5-1, dos sistemas independientes (uno convencional y otro sísmico). Por otro lado el sistema de aporte no cumple con el criterio de fallo simple (pudiendo dejar inoperable, por fallo único el sistema fijo y de apoyo de extinción). La Propiedad deberá realizar las actuaciones necesarias para el cumplimiento con la Norma citada.**
- 3. Deberá disponer del número suficiente de mangueras, extintores y casetas exteriores con material PCI, en toda la Planta.**
- 4. Deberá establecer un plan de protección de estructuras, sellado de penetraciones y dotación de drenajes, en las diferentes zonas, plantas y Edificios de la Central.**
- 5. Deberá establecer un plan de iluminación de emergencia, consistente en una red de puntos de luz fijas con una autonomía de ocho horas y un plan de señalización en material luminoso que incluya rutas de**

escape, medios de PCI y zonas de especial peligrosidad (gases explosivos, combustibles líquidos, líquidos reactivos, etc).

6. Deberá elaborar un plan de extracción de humos, en las diversas zonas y Edificios de la Central, teniendo en cuenta que la actuación debe ser manual y el control ejercido por los responsables de PCI.

C) Análisis de Riesgos de Incendios

El Análisis de Riesgos de fuego debe actualizarse, de acuerdo con los requisitos de la normativa actual (BTP CMEB 9.5-1) una vez que HIFRENSA haya identificado, segregado y rutado todos los cables de potencia, instrumentación y control de sistemas relacionados con la seguridad en las diversas zonas, plantas y Edificios de la Central, habiendo aplicado los criterios de separación física descritos en la R.G. 81.75, BTP CMEB-9.5-1 y la IEEE-384. El análisis deberá recoger información pormenorizada de resistencia al fuego de los muros, puertas y sellados, carga combustible existente, superficie de dicha área, severidad de fuego esperada, drenajes, ventilación, extracción de humos, componentes eléctricos y mecánicos de cada área, diferentes zonas de detección consideradas, etc., una vez actualizada la Planta. El Análisis se llevará a cabo teniendo en cuenta las definiciones de área de fuego establecidas en la BTP-CMEB 9.5.1.

D) Estudio de Parada Segura

No existe actualmente un Estudio de Parada Segura en caso de fuego, cara a conocer con precisión el posible impacto sobre la capacidad de Parada Segura de cualquier tipo postulable de incendio. Como base de dicho estudio es necesario la clasificación previa de sistemas, componentes y elementos no relacionados y relacionados con la Parada Segura, estableciéndose en cada caso la separación existente entre los diversos trenes redundantes (BTP-CMEB. 9.5.1.)

Este estudio al igual que todos los temas anteriores deberán estar de acuerdo con los requisitos de diseño de la Normativa que actualmente el CSN aplica.

E) La implantación de estas medidas se traducirá como mínimo en:

1. Implantar las mejoras aplicables en la nueva configuración de la Central que fueron propuestas por Hifrensa en el documento 1832 VA 0802 "Mejoras concretas de la PCI en la Central Nuclear de Vandellós I" y aceptadas en su mayoría por el CSN.
2. Implantar las mejoras aplicables contempladas en el "Documento 1832 VA 0802 (AA). Realización de mejoras concretas de la PCI": Instalación generalizada de detección en los Edificios de Turbina (IPE) y Piscinas de Combustible Irrradiado.
3. Identificar, segregar y separar físicamente los cables de potencia, instrumentación y control, no solo en los Edificios de Auxiliares Eléctricos y Calderas Auxiliares, sino en todos aquellos Edificios (ej. el E. de Turbinas) donde existen bandejas de cables de alimenta-

ción y control de instrumentación de equipos de seguridad y necesarios para la parada segura.

- 4. Dotar a todos los Edificios de la Central de las protecciones pasivas y activas necesarias, dividiéndolas en Areas y Zonas de fuego, dotando a las estructuras, paredes, pisos y techos de la resistencia al fuego adecuada, y separando las estructuras, componentes y equipos de seguridad de las no relacionados con la seguridad y dotando de separación mediante barreras físicas los sistemas requeridos para la parada segura.**
- 5. Dotar de ventilación, con propuesta general de sistemas de extracción de humos, compuertas, etc, a todas las Zonas, y Edificios que no lo contienen.**
- 6. Instalar un sistema de suministro de agua convencional que proporcione una red de distribución (Anillo Exterior) a todos los Edificios e Instalaciones de la Central de acuerdo con los requisitos de la BTP-CMEB.**
- 7. Instalar un Sistema Sismico de PCI desde una fuente segura y por medio de bombas cualificadas sismicamente, por conducciones sismicas, hasta unos puestos de manguera (sismicos), con alcance a las áreas que contienen estructuras, sistemas o componentes necesarios para la Parada Segura de la Central.**
- 8. Haciendo un breve resumen de las actuaciones a realizar por Hifrensa en cada Edificio de la Central, destacaremos:**

8.1. Edificio de Auxiliares Eléctricos

8.1.1. Este Edificio no cumple con ninguno de los criterios expuestos en el subapartado 2, siendo necesario la renovación y puesta al día del Edificio completo.

8.1.2. En especial y para garantizar el soplado se deberá identificar, segregar y separar físicamente los cables, componentes y sistemas de seguridad entre ellos y de los sistemas de no seguridad, establecer cargas de fuego, proteger y establecer resistencia al fuego de 3 horas en techos, suelos y paredes de cada planta, instalar protecciones pasivas (mantas, puertas, compuertas, etc), protecciones activas (alarmas, sistemas de extinción automáticos, etc), sistemas de ventilación y extracción de humos en áreas, iluminación de emergencia, control de hidrógeno en Sala de Baterías, establecer la habitabilidad en Sala de Control y sistema de drenajes conducidos adecuadamente para evitar inundaciones internas.

8.1.3. Como mínimo se deberán realizar las siguientes acciones:

8.1.3.1. Se deberá proveer una solución inmediata para proteger las estructuras metálicas del edificio.

8.1.3.2. Se incrementará la densidad de detección y se situarán, asimismo, detectores dentro de paneles, armarios y otros cerramientos

que lo permitan. En lo referente a los detectores cuya instalación está prevista en conductos, o bien se demostrará que su sensibilidad es uniforme en un margen de velocidades de aire entre 2 m/s y 12 m/s o bien se situarán en zonas de menor velocidad de aire. La propuesta de mejora del sistema de detección, incluyendo la ingeniería de detalle, será presentada al C.S.N. para su aprobación.

8.1.3.3. Se presentará al C.S.N. para su aprobación el proyecto de detalle de los sistemas de extinción de incendios.

8.1.3.4. Se instalarán mamparas de separación entre los armarios DSiA, DSiB y DSiC de las salas de la elevación +18.60 y entre las áreas de rectificadores y de onduladores de la elevación +25.08 (separar entre sí y del resto de las áreas de la misma elevación). El proyecto de detalle deberá ser aprobado previamente por el C.S.N.

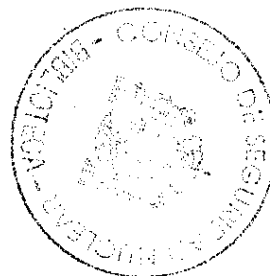
8.1.3.5. Se reforzará la PCI de las cotas +16 y +22 en los aspectos siguientes: mejora del sistema de detección teniendo en cuenta normas reconocidas del tipo de las NFPA, ampliación del sistema de extinción y cambio a actuación automática del mismo (si el sistema se implanta por sectores independientes, para definir los requisitos de caudal y presión del suministro, se considerará la posibilidad de disparos en cadena de los diversos subsistemas), la longitud de las mangueras será tal que se pueda alcanzar cualquier punto de las salas, se protegerán las estructuras y se adecuará el sistema de extracción de humos según los criterios mencionados anteriormente, y se dotarán las salas de drenajes suficientes.

Una vez realizado el estudio de parada segura en caso de fuego, se establecerán los requisitos apropiados en cuanto a la conveniencia de rutar todos los cables de potencia por bandejas, separación de cables, instalación de mamparas, protección de bandejas, instalación de cortafuegos, etc.

8.1.3.6. Se reforzará la PCI de la cota +18.60 en los aspectos siguientes: se incrementará la densidad y rapidez de respuesta del sistema de detección, se instalará un sistema fijo automático de extinción por agua en zonas de cables (con las medidas necesarias de protección de posibles daños en el equipo eléctrico), se adecuará el sistema de extracción de humos según los criterios mencionados anteriormente.

Una vez realizado el estudio de Parada segura en caso de fuego, se establecerán los requisitos apropiados relativos a las medidas de segregación y de protección pasiva, aparte de las indicadas anteriormente.

8.1.3.7. Se realizarán las siguientes mejoras en la P.C.I. de las salas de baterías: instalación de iluminación segura, señalización de riesgos, extintores de agua (aparte de los propuestos de otro tipo) y bordillos (en las salas que no dispongan de drenajes) y dotación de una señal de alarma por disparo del sistema de extracción de aire además de su control por rondas. El riesgo de explosión debe considerarse en los procedimientos de operación y mantenimiento.



8.1.3.8. Se incrementará la densidad y rapidez de respuesta del sistema de detección existente en la elevación +25.08.

Una vez realizado el estudio de parada segura en caso de fuego, se establecerán los requisitos apropiados relativos a las medidas de segregación y de protección pasiva.

8.1.3.9. Se mejorará la PCI de la cota +28 en los términos siguientes: las compuertas de aislamiento en los conductos de aire acondicionado deberán ser del adecuado rango de fuego y de cierre automático por señal de detección, deberá incrementarse la densidad y rapidez de respuesta del sistema de detección y se instalarán unas puertas en el acceso a la sala de control dotadas de un rango de resistencia al fuego de tres horas y totalmente estancas a humos.

Del estudio de parada segura en caso de fuego podrán derivarse otros requisitos de segregación y protecciones pasivas.

8.1.3.10. Se mejorará la PCI de la sala de control instalándose extintores de agua (aparte de los previstos de otros tipos).

De los estudios de parada segura en caso de fuego y habitabilidad en sala de control podrían derivarse otros requisitos posteriores.

8.1.3.11. Los tiros de escaleras y motacargas deben cerrarse de forma que constituyan áreas de fuego diferenciadas, totalmente estancas y con barreras de un rango de resistencia al fuego de tres horas. Las escaleras dispondrán de medios de presurización, con actuación manual y automática por señal de detección.

8.1.3.12. Se deberá instalar detección en: salas de baterías, escaleras, tiro del montacargas, vestíbulo en terraza junto a las salas de convertidores, almacenes de la elevación +18.60 y casetones de aire acondicionado y grupos de frío. Estos casetones se dotarán además de medios de extinción adecuados.

8.2. Edificio de Turbinas

8.2.1. Este Edificio no cumple con los criterios expuestos en el subapartado 2 siendo necesario la renovación y puesta al día de todo el Edificio. Para garantizar el soplado se deberá realizar una identificación, segregación y separación física de cables, componentes y sistemas de seguridad, creación de áreas con barreras de RF de 3 horas de instalación de protecciones pasivas (mamparas, puertas, componentes, estructuras, etc), establecimiento de RF 3 horas en techos, suelos y paredes de cada planta, sistema de drenajes conducidos, adecuados plan de sellados, cortafuegos en cables, protecciones activas (alarmas, sistemas de extinción automáticas, etc), sistemas de ventilación en áreas, iluminación de emergencia, evitar inundaciones internas, control y regulación del hidrógeno.

Como mínimo se deben realizar las siguientes acciones:

8.2.1.1. Deberá instalarse detección específica en las siguientes áreas que no disponen de ella en la actualidad: compresores de aire, panel de distribución de hidrógeno, bandejas de cables y turbogeneradores

8.2.1.2. Deberá dotarse de detección del tipo generalizado a todo el edificio

8.2.1.3. Se deberá instalar un sistema fijo de extinción en los turbogeneradores.

8.2.1.4. Se deberá dotar de cubeto de contención a los tanques de aceite y de fluido hidráulico de turbina

8.2.1.5. Dotar de RF 3 horas los muros, techos y suelos de todo el Edificio, así como proteger todas las estructuras metálicas vistas.

8.2.1.6. Se debe sellar las penetraciones de cables y otros con sellados adecuados.

8.2.1.7. Identificar, segregar y separar físicamente cables, componentes y sistemas de seguridad, así como instalar puertas RF 3 horas en todas las salas.

8.3. Edificios de Calderas Auxiliares, Reactor y Estación de Bombeo

8.3.1. Para garantizar el soplado y las demás funciones de seguridad será necesario realizar las actuaciones indicadas en los párrafos anteriores de acuerdo con los criterios del subapartado 2.

8.3.2. Edificio de la Central Auxiliar (Calderas Auxiliares)

8.3.2.1. Se deberá mejorar la detección del edificio de la central auxiliar en los aspectos siguientes: se incrementará la densidad de detección en la galería hacia turbina/eléctrico (especialmente en las zonas de bandejas de cables), se incrementará la detección específica en los turbogeneradores (en particular en la zona de los generadores y de los acoplamientos a turbinas) se instalará detección específica en los compresores, se instalarán placas de retención de humos en los detectores colgantes (especialmente en las zonas de equipo eléctrico).

8.3.2.2. Se deberán mejorar los sistemas de extinción del edificio de la central auxiliar en los aspectos siguientes: se instalará un sistema automático de extinción por agua en la galería hacia turbina/eléctrico, se dotará al sistema de extinción correspondiente a los turbogeneradores de una actuación automática (que podría ser de preacción), el puesto de control del sistema de extinción del fuel ligero deberá sacarse del edificio y colocarse en casetón en exteriores

8.3.2.3. Se elaborará un plan de protección de estructuras metálicas portantes, especialmente de las plataformas en la zona de calderas y de los pilares de soporte.

8.3.2.4. Deberán instalarse mamparas de protección: protegiendo los paneles de 48V del grupo auxiliar nº 1 (o bien, en lugar de la mampara

instalar un sistema fijo de cortina de agua), protegiendo los turbogeneradores entre sí, protegiendo otras zonas problemáticas tales como cables de alimentación, de potencia, panel de relés, etc.

8.3.2.5. Deberán instalarse bordillos de contención para evitar la propagación en caso de fuegos con derrame entre las cuatro calderas auxiliares. Se pondrá especial atención en impedir la propagación a través de canaletas de cables o redes de drenaje.

8.3.2.6. Se dotarán los turbogeneradores de cubetos de capacidad suficiente para garantizar la no existencia de vertidos hacia la caldera o hacia la electrónica de su propia redundancia.

8.3.2.7. La sala de baterías de este edificio deberá protegerse de forma análoga a la indicada para las salas de baterías del edificio eléctrico.

8.3.2.8. Una vez concluido el estudio de parada segura podrán surgir nuevos requisitos en cuanto a segregación y protección pasiva de la galería hacia eléctrico/turbina, de la sala de baterías y de otras áreas.

8.3.3. Edificio del Reactor

8.3.3.1. Deberá instalarse detección específica en las siguientes zonas que actualmente carecen de ella: turbinas de las turbosoplantes, grupos de aceite de las turbosoplantes (cotas +7.50 y +16.00), cables por bandejas, cables rutados por laterales del cajón del reactor, bomba de rociado del techo (cota +16.00), cava del reactor (independientemente de la existencia de las sondas de temperatura ambiente de la función EROS).

8.3.3.2. Deberá instalarse detección generalizada en toda la elevación +7.50 que actualmente carece de ella.

8.3.3.3. Se deberá instalar un sistema fijo de agua pulverizada sobre cada una de las siguientes zonas: bomba de rociado, grupos de aceite de la cota +16.00 y turbinas de las turbosoplantes.

8.3.3.4. Deberán instalarse mamparas de separación entre los grupos de aceite de la cota +16.00 y entre cada grupo y su propia turbosoplante.

8.3.3.5. Deberán instalarse mamparas entre los depósitos de aceite de la cota +7.50, entre dichos depósitos y las bombas de agua de alimentación auxiliar, entre los tanques y las bombas EDOR y entre los tanques y cualquier otros componente de seguridad.

8.3.3.6. Deberá elaborarse un plan de bordillos para asegurar que no se produce, en caso de fuego con derrame de combustible, la propagación entre dos vías de soplado diferentes, o desde una de estas áreas hacia cualquier otra con componentes de seguridad. Deberá mostrarse, asimismo, que no se puede producir la propagación a través de los drenajes. En caso de equipos con inventario elevado de líquidos combustibles (grupos de aceite ubicados en las cotas +16.00 y +7.50, bombas de rocia-

do, etc.) se construirán bordillos individuales con capacidad para contener todo el volumen existente.

8.3.3.7. Se presentará una propuesta de mejora de los medios de extinción previstos para el área de la cava del reactor, debiendo basarse dicha propuesta en un sistema fijo automático actuado por señal de detección.

8.3.4. Estación de bombeo

8.3.4.1. Se deberá dotar esta área de detección generalizada y de detección específica sobre determinados componentes (bombas, armarios eléctricos, etc.)

8.3.4.2. Se mejorará la extinción de incendios dotando el área de nuevos extintores y aumentando el número de mangueras. Las mangueras que cubran la zona de las motobombas de PCI (agua de mar) llevarán lanza con proporcionador de espuma.

8.3.4.3. Se instalarán mamparas para apantallar las bombas entre sí y éstas respecto de cuadros eléctricos y otros componentes.

8.3.4.4. Se instalarán cubetos de contención en torno a los tanques de líquidos combustibles y bordillos de contención de vertidos para cada bomba.

8.4. Transformadores

8.4.1. Se revisará la cobertura de los sistemas fijos de detección y extinción

8.4.2. Se apantallarán los transformadores principales entre sí.

8.4.3. Se apantallará el transformador principal de forma que se garantice la imposibilidad de proyecciones de aceite hacia turbinas y hacia las persianas de ventilación del tratamiento de agua.

8.4.4. Se instalará un sistema de contención de posibles vertidos de aceite, bien mediante cubetos, bordillos o canaletas de recogida, garantizando capacidad de contención para el agua en extinción.

8.4.5. Se facilitarán al CSN las características del fluido Pyralene que refrigera los transformadores interiores y se estudiará la conveniencia de dotar de cubetos a dichos transformadores.

8.5. Parque de almacenamiento y suministro de combustible

8.5.1. Con objeto de contener posibles vertidos deben disponerse bordillos entre las bombas de las casetas de trasiego de combustible.

8.5.2. Deberá instalarse rejilla apagallamas en el venteo del tanque de almacenamiento de fuel ligero.

8.6. Locales de Piscinas

8.6.1. Deberá instalarse detección generalizada en la zona de piscinas.

8.6.2. Deberán instalarse placas de retención de humos en los detectores dispuestos colgando del techo.

8.6.3. En el área de almacenamiento de combustible nuevo se instalarán drenajes de suelo o en su defecto se almacenarán los elementos combustibles por encima del máximo nivel de inundación. (Igual requisito se establece para el almacenamiento exterior de combustible).

8.7. Areas diversas

8.7.1. Deberá mejorarse la dotación del archivo, resolviendo, en particular, las interferencias actualmente existentes entre detectores y estanterías.

8.8. Requisitos impuestos a las bombas del FEOZ en caso de su incorporación al sistema de aportación de agua

8.8.1. El suministro de combustible se realizará desde dos depósitos independientes, disponiendo dichos depósitos de: alarma de bajo nivel (con transmisión al panel de PCI), disparo del correspondiente motor por muy bajo nivel y un sistema fijo de extinción por agua (o alternativamente, situación de cada depósito en un cubículo cerrado con adecuado rango de resistencia al fuego).

8.8.2. Los motores de las bombas estarán dotados de doble tren de baterías de arranque, con selector manual. Asimismo dispondrán de antorcha o calentadores en la admisión de aire.

3.4.8.4. SISTEMA DE AIRE COMPRIMIDO DE CONTROL Y REGULACION

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

Existen dos sistemas de aire comprimido, de regulación y de servicios.

El aire comprimido de regulación alimenta a los equipos y componentes importantes para la seguridad en funcionamiento normal, arranque y parada de la Central, y también alimenta a consumidores relacionados con la disponibilidad de la Central.

El aire comprimido de servicios alimenta a consumidores relacionados con los servicios auxiliares de la Central, y en caso de emergencia puede alimentar al sistema de regulación.

El aire comprimido de regulación consta de un conjunto de producción, secado y almacenamiento situado en la Central auxiliar, y la red de distribución que alimenta a la central principal y a la auxiliar.

La producción, secado y almacenamiento se divide en las funciones AC1C y AC2C, cada una de las cuales consta de dos compresores, dos unidades secadoras de alúmina, dos filtros y un depósito de almacenamiento.

Los compresores y el aire comprimido se refrigeran mediante uno de los dos circuitos EDOR (Agua desmineralizada de refrigeración). En caso que se pierda la función EDOR, cada compresor dispone de una motobomba doblemente alimentada de EDOD (Agua desmineralizada Distribución) que arranca automáticamente por fallo de la refrigeración de EDOR.

Los compresores se alimentan eléctricamente de las siguientes funciones:

DSiB Alimentación eléctrica socorrida 380 V.

DSiX Alimentación eléctrica socorrida 220 V.

DXiQ Central auxiliar. Alimentación 48 V.

DXOR Central auxiliar. Distribución 48 V.

Cada circuito formado por dos compresores está mandado por tres presostatos de doble punto de consigna. El primero abre la admisión del compresor que está funcionando al alcanzar el aire comprimido los 6,6 bars y la cierra a los 7 bars. El segundo presostato arranca el otro compresor y realiza la apertura de la admisión a 6,3 bars y la cierra a 7 bars. El tercer presostato da orden de arranque a los dos compresores cuando la presión desciende a 6 bars.

El control y alarmas de la función ACiC está en los tableros de los grupos de la Central auxiliar.

La distribución de aire comprimido de regulación es la función ACOD, que en la Central auxiliar consta de:

Una estación doble de expansión a 2,8 y 1,4 bars.

Tres colectores dobles de distribución de 7, 2,8 y 1,4 bars.

Doce estaciones de distribución a las que llegan los dos circuitos de cada una de las tres presiones. Los dos circuitos de cada presión se unen a través de válvulas de retención y alimentación a los consumidores. Dos puntos de distribución de 7 bars.

En la Central principal consta de:

Dos estaciones dobles de expansión a 2,8 y 1,4 bars.

Tres colectores dobles de distribución de 7, 2,8 y 1,4 bars, en anillo cerrado.

Trece estaciones de distribución similares a las anteriores, excepto que en los colectores de 7 bars de cada estación, hay un depósito tampón acumulador.

Dos puntos de distribución de 7 bars.

Los consumidores se dividen en de seguridad y de disponibilidad. En los circuitos de 7 bars estos últimos se aíslan automáticamente mediante válvulas solenoide cuando la presión cae por debajo de 5,5 bars. Los circuitos de 2,8 y 1,4 bars no disponen de este aislamiento.

En la sala de mandos se dispone de indicación de presión en cada colector de 7 bars en Central principal.

El aire comprimido de servicios es la función ACO/, que está formada por una unidad de producción, situada en el edificio de auxiliares eléctricos, que consta de dos compresores, una unidad desecadora y dos tanques de almacenamiento y regulación; y un colector de distribución de 7 bars que va a diversos edificios.

El aire de servicios conecta con el de regulación en las descargas de los cuatro compresores, mediante válvulas manuales que están normalmente cerradas, y se abren para suministrar aire en emergencias.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

La evaluación de seguridad, está centrada en el aire comprimido de regulación considerándose las partes de disponibilidad y servicios en su relación con él.

a) GENERALIDADES

El aire comprimido de regulación es necesario en funcionamiento normal, arranque y parada de la Central. Una pérdida total de este aire provocaría en poco tiempo la parada de las turbosoplantes y de la central auxiliar. De aquí su importancia básica respecto a la seguridad.

La importancia de este sistema se constató en el incidente del 19 de octubre de 1989 donde la pérdida total de la alimentación de aire comprimido a varias válvulas neumáticas dio lugar a pérdidas momentáneas de agua de alimentación auxiliar al cambiador principal, y vertidos importantes de agua desmineralizada a la cava.

Teniendo en cuenta la debilidad que presenta el diseño actual del sistema, Hifrensa debe elaborar un procedimiento de operación de emergencia en caso de pérdida total del aire comprimido. También debe efectuar un estudio sobre las consecuencias en los componentes neumáticos de las funciones de seguridad de parada, de la pérdida completa del aire comprimido, así como el análisis de opciones para paliar esta pérdida completa de aire.

b) PRODUCCION

Redundancias

Cada circuito está conectado a dos compresores. Uno de los cuales está en funcionamiento y el otro de reserva, el cual arranca por baja presión del aire comprimido. Hay un umbral de presión más bajo que da señal de arranque a ambos compresores.

Uno sólo compresor produce el consumo teórico de la Central, aunque por Especificaciones técnicas con un solo compresor operable hay que ir a parada.

La alimentación eléctrica a los equipos y componentes de cada circuito debe hacerse de trenes de seguridad, redundantes, separados física y eléctricamente.

La refrigeración se puede hacer de ambos circuitos EDOR, existiendo además la alimentación de emergencia de EDOD mediante motobomba en caso de fallo de EDOR.

Con esta disposición se cumplen los criterios de redundancia en la producción de aire comprimido de regulación.

La conexión de los compresores a los circuitos de distribución y de refrigeración se hace mediante válvulas manuales, que permiten conectar cualquier compresor a uno cualquiera de los circuitos. Debe establecerse un control administrativo de la posición de estas válvulas para conectar debidamente los compresores, tanto con los circuitos de distribución como con la refrigeración, y evitar que se interconecten ambos circuitos de aire comprimido o los de la función EDOR.

El informe de Hifrensa incluye entre sus conclusiones el establecimiento de este control administrativo.

Separación

Los equipos de producción de aire comprimido están situados en la Central auxiliar, y lo suficiente cerca y sin barreras físicas, como para pensar que un único suceso pueda hacer perder todos estos equipos.

Los dos circuitos de producción de aire deben estar suficientemente separados bien sea distanciados o mediante barreras.

El informe de Hifrensa no incluye nada en relación con este tema en sus conclusiones. No obstante, en la Central de referencia los equipos de producción están en cuatro localizaciones distintas.

Señalización

No se dispone en sala de mandos de indicación alguna sobre la producción de aire comprimido.

Deben señalizarse en sala de mandos como mínimo los compresores en funcionamiento.

El informe de Hifrensa incluye en sus conclusiones el que debe darse en sala de mandos más información esencial del sistema de aire comprimido.

Calidad de aire

El Standard Review Plan 9.3.1, en el procedimiento de revisión 2, hace referencia al ANSI MC 11.1-1976 que trata de las características de calidad del aire comprimido. En esta normativa se acotan una serie de características como punto de rocío, tamaño máximo de partículas, contenido máximo de aceite, contaminantes corrosivos y gases peligrosos.

Hay algunas de estas características como tamaño de partículas y contenido de aceite, que en C.N. Vandellós 1 superan los valores exigidos por la normativa americana. Este hecho no se considera excluyente, ya que tanto los instrumentos, componentes y equipos como la producción de aire están diseñados y contruidos según especificaciones francesas, que presumiblemente harán compatibles las características del aire comprimido con los equipos y componentes servidos.

De todas maneras debe establecerse una vigilancia periódica del estado y grado de corrosión de los circuitos, y del desgaste de las partes móviles del sistema de aire comprimido.

El informe de Hifrensa incluye en sus conclusiones este requisito.

c) DISTRIBUCION

Redundancia

Ambos circuitos de aire comprimido alimentan a todos los consumidores con válvulas de retención en las inmediaciones de la unión, con lo que se separan los circuitos. Normalmente se alimenta a través de los dos circuitos o del que esté a presión mayor en el rango normal de operación. Si se pierde un circuito queda el otro capaz de alimentar a todos los consumidores.

La distribución de aire comprimido se considera aceptable en cuanto a redundancia.

Separación

Las tuberías de aire comprimido de ambos circuitos van en varios tramos paralelas y cercanas. Estos trazados hacen que los dos circuitos puedan verse afectados por un incendio, caída de materiales o rotura de una tubería de otro sistema. Lo que podría dar lugar a una pérdida completa del sistema.

Las tuberías de ambos circuitos deben estar distanciadas suficientemente o protegidas, siguiendo los criterios de la evaluación del apartado "Efectos de roturas de tuberías".

Aislamiento

El Standard Review Plan 9.3.1 en su procedimiento de revisión 2.a, indica que las partes esenciales y no esenciales del sistema deben poder aislarse automáticamente.

En C.N. Vandellós 1 se aíslan automáticamente por baja presión los circuitos de 7 bars, mientras que los de 2,8 y 1,4 bars se tienen este aislamiento.

Debe instalarse un aislamiento automático por baja presión entre los consumidores de seguridad y de disponibilidad en los circuitos de 2,8 y 1,4 bars.

Señalización

En la sala de mandos únicamente hay indicación de la presión en cada colector de 7 bars. Deberá haber además como mínimo indicación de la presión en ambos colectores de 2,8 y 1,4 bars.

Función RFOS

La evacuación de CO_2 del cajón por sobrepresión en el reactor (función RFOS), se realiza a través de dos válvulas de seguridad.

Cada válvula consta básicamente de membrana metálica desgarrable, percusión para desgarrar la membrana y válvula para obturar automáticamente el paso de CO_2 cuando la presión en el reactor ha descendido. Para que esta última válvula cierre se requiere que haya aire comprimido de regulación disponible.

Deben instalarse depósitos de aire comprimido que permitan asegurar el cierre de las válvulas RFOS, aún con pérdida completa de aire comprimido.

3) CRITERIOS A APLICAR Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

Teniendo en cuenta la importancia capital que el aire comprimido de regulación tiene en relación con la seguridad de la Central, el sistema con el diseño actualmente existente no es aceptable. Por lo que debe instalarse un sistema que cumpla todos los requisitos del Standard

Review Plan 9.3.1, de redundancia, separación física, alimentación eléctrica, señalización, aislamiento, calidad del aire, etc.

- 1. Hifrensa debe elaborar un procedimiento de operación de emergencia en caso de pérdida completa del aire comprimido.*
- 2. Hifrensa debe efectuar un estudio de las consecuencias en los componentes neumáticos de las funciones de seguridad de parada, de la pérdida total del aire comprimido, así como un análisis de opciones para paliar esta pérdida de aire.*
- 3. Las alimentaciones eléctricas a los equipos y componentes de cada circuito deben hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.*
- 4. Hifrensa debe establecer un control administrativo de la posición de las válvulas de conexión compresor-circuito de distribución y de las de conexión refrigeración-compresor.*
- 5. Los dos circuitos de producción de aire deben estar suficientemente separados, distanciados o mediante barreras.*
- 6. La sala de control debe disponer de información, como mínimo, de los compresores en funcionamiento, y de las presiones en todos los colectores de distribución.*
- 7. Hifrensa debe establecer un procedimiento de vigilancia periódica del estado y grado de corrosión de los circuitos y del desgaste de las partes móviles del sistema de aire comprimido.*
- 8. Las tuberías de aire comprimido de ambos circuitos deben estar suficientemente alejadas o protegidas, siguiendo los criterios establecido en el apartado "Efectos de roturas de tuberías".*
- 9. Debe instalarse un aislamiento automático por baja presión entre los consumidores de seguridad y de disponibilidad, en los circuitos de 2,8 y 1,4 bars.*
- 10. Deben instalarse depósitos de aire comprimido que permita asegurar el cierre de las válvulas RFOS, con pérdida total del aire comprimido.*

3.4.8.5. SISTEMAS DE VENTILACION Y AIRE ACONDICIONADO

1) SITUACION ACTUAL Y ANALISIS DE SEGURIDAD

1. Ventilación del Edificio del Reactor

Tiene por misión renovar el aire de las partes bajas del edificio del reactor para mantenerlo dentro de las condiciones ambientales aceptables (En verano a una temperatura menor de 40°C en todos los lugares, para una temperatura exterior de 30°C. En invierno a una temperatura mayor de 10°C para una temperatura exterior de 0°C). Renueva el aire de la totalidad de los locales 4 veces por hora y de la cava 15 veces por hora (caudal mínimo de 150.000 m³/h.).

Está constituido por tres ventiladores de 50.000 m³/h de capacidad y 100 m/m c.a.

El aire es aspirado en la fachada Norte por tres circuitos distintos, cada uno con su ventilador centrífugo. La descarga de los tres ventiladores va por un conducto común a la cava, dejando un ramal para refrigerar los locales de análisis de CO₂. El aire descargado sube luego por tiro natural a través de todo el edificio, y sale por la linterna del tejado.

Circuito Oeste: Permite la introducción de 50.000 m³/h de aire exterior a través de una batería de calefacción de 300.000 Km/h (EXOE). Está servido por el ventilador 01VO que se alimenta de una barra normal (DEOB). Tiene un ramal que va a los locales de medidas de CO₂.

Circuito Este: Puede aspirar aire de una toma exterior con un caudal de 60.000 m³/h, o de la ventilación de parada, (RAOC) a través de la cual puede introducir 50.000 m³/h de aire. Está servido por el ventilador 03VO que se alimenta de una barra segura (DS4B).

Circuito Central: Permite la introducción de 50.000 m³/h de aire proveniente de la ventilación de parada (RAOC). Está conectado por el conducto de aspiración con el circuito Este (toma exterior), a través de una compuerta que con el reactor en marcha está normalmente cerrada, salvo en verano que pueden funcionar los ventiladores 02VO y 03VO en paralelo con el aire de la ventilación de los acondicionadores de la ventilación de parada (RAOC). Está servido por el ventilador 02VO que se alimenta de la barra segura (DS1B).

En los conductos de descarga de cada ventilador, antes de su unión en un colector común, hay una válvula antirretorno para permitir la parada de uno de ellos sin pérdida de caudal a través de él.

Existen otros dos ventiladores más pequeños el 04VO y el 05VO que aspiran el aire de la zona central de la cava (bajo el reactor) y lo descargan a los largo de las paredes del cajón.

Si se produce pérdida total de la ventilación, es necesario evacuar la cava y, en caso de que se precise entrar en ella, hay que controlar el contenido en CO_2 y radionucleidos en aire mediante un muestreo frecuente. Además se produciría una elevación de temperatura en la cava.

En épocas calurosas se usa la admisión de aire a través de las baterías frías de la función RAOC, para mejorar las condiciones ambientales de la cava y el edificio.

En todo caso las compuertas de aislamiento deberán posicionarse para el acondicionamiento del aire de acuerdo con el estado del reactor y la temperatura ambiente.

Como el reactor en operación pueden estar en funcionamiento los tres circuitos con las baterías de acondicionamiento del RAOC dando servicio a los circuitos Este y Central (caudal normal $150.000 \text{ m}^3/\text{h}$).

Con el reactor en parada y funcionando la ventilación en parada estarán en funcionamiento los circuitos Este y Oeste tomando el aire del exterior y con la posibilidad de utilizar este último la batería de calefacción si es necesaria (caudal normal $110.000 \text{ m}^3/\text{h}$).

En caso de fallo de la tensión de control (48 volt) los ventiladores seguirían en marcha; cualquier cambio en su estado sólo sería posible desde el centro de potencia.

El fallo de la tensión de 380 voltios es bastante improbable en los ventiladores 02 y 03 VO que se alimentan de barras seguras distintas, no así en el 01VO que lo hace de barra normal. El fallo provocaría la parada del ventilador.

En caso de incendio al no haber confinamiento/barreras físicas ni componentes de aislamiento no cortafuegos en elementos, los humos y el fuego se extenderían por todo el Edificio.

Convendría estudiar las consecuencias radiológicas y fisiológicas para el personal, en caso de despresurización del cajón, con el fin de demostrar la adecuación del sistema de ventilación del Edificio del Reactor, teniendo en cuenta que el Edificio no es estanco.

De igual forma y dado que los sistemas de ventilación están ligados a la protección contra incendios del Edificio, se deberá estudiar la mejora del sistema de ventilación cara a evitar la propagación de un incendio a todo el Edificio.

2. Ventilación del Edificio de Auxiliares Eléctricos.

Tiene por misión el renovar el aire de los distintos locales del edificio tanto a efectos de habitabilidad como de operabilidad de los equipos en ellos contenidos.

Se describen a continuación los sistemas de ventilación de los locales del edificio por niveles, excepto en el nivel 28,02 (Sala de Control, Sala de Calculadores, etc) donde hay un sistema independiente que se estudia aparte.

2.1. Locales diversos

- Nivel 18. Locales de 5,5 kV y 380 V. Hay dos sistemas de ventilación:

- . Tiro natural con troncos y rejillas a nivel del suelo en el lado mar (entrada) y a nivel de techo en el lado montaña (salida) (8 en cada lado).

- . Tiro forzado con ocho extractores situados en el lado mar en unas aberturas en el muro completado con otras ocho aberturas en el muro opuesto, sin compuertas de cierre. Estos extractores se alimentan de barras seguras distintas.

- Nivel 22,02. Sala de cables de instrumentación y control:

- . Tiro natural similar al mencionado en el nivel 18

- Nivel 22,02. Sala de baterías. Tiro forzado mediante un extractor adosado a una abertura en el muro, sin compuertas, que descarga al exterior.

- . La entrada de aire es por un hueco en el muro

Por último indicar que el fallo de los tres ventiladores grandes del Edificio obligaría a tomar medidas en cuanto a la vigilancia exhaustiva de control de la concentración de CO_2 en la cava, elevación de la temperatura y control de radionucleidos.

- Nivel 25,08. Sala de Relés

- . Tiro natural similar al mencionado en el nivel 18

- . Extracción forzada en la zona de los onduladores, para refuerzo, por medio de un extractor que descarga al exterior por una rejilla en el muro del lado mar.

- Nivel 25,08. Sala de Baterías

- . En cada una de las salas hay extracción de tiro forzado por medio de un extractor adosado a una abertura en el muro, sin compuerta que descarga al exterior. La entrada de aire es por rejillas en la puerta.

Resumiendo los únicos elementos de ventilación forzada son los extractores de la Sala 5,5 KV y 380 V y los de las Salas de Baterías. El resto de la ventilación de los locales es por tiro natural, lo cual en caso de incendio es del todo insuficiente para controlar los humos y el calor, debiendo instalarse como mínimo un número mayor de extractores y compuertas de aislamiento y cortafuegos, ventiladores en los locales en que sea necesario, esclarecimiento de estos sistemas con el sistema de detección y control a distancia y alimentadores de barras seguras.

Debe mejorarse el sistema de ventilación, no existiendo compuertas cortafuegos en conductos, ya que con la disposición existente en las Salas sería muy difícil controlar el incendio y evacuar los humos y el calor correctamente.

En las Salas de Baterías con el sistema de ventilación existente no se podría controlar la acumulación de hidrógeno (no existen detectores), debiendo hacer las modificaciones oportunas para mantener una concentración de hidrógeno inferior al 2% en volumen.

2.2. Ventilación de la Sala de Control y Local Tica

Consideramos aquí la función VEOA que es la que se encarga del acondicionamiento de aire de la Sala de Calculadores y Electrónica, Sala de Control y locales anexos. Es un circuito cerrado con aportación continua parcial de aire exterior para renovación.

Está integrado por:

- Etapa de frío. Compuesta de 3 grupos frigoríficos (01GF, 02GF y 03GF), de 64.500 Fg/h c.u. en paralelo, situados en el casetón norte del nivel de Terraza (+ 32 m.) que enfrían el agua que circula por medio de dos bombas (01PO y 02PO) alimentando tres baterías de enfriamiento del aire situadas 2 en los conductos que van a la Sala de Electrónica y TICA y 1 en el conducto que va a la Sala de Control. El gas frigorífico es refrigerado en cada uno de los tres grupos frigoríficos por agua del EDOR. Además hay instalados 2 grupos frigoríficos de refuerzo para casos extremos de 27.000 Fg/h c.u., alimentando cada uno a una batería de frío de expansión directa de gas, situadas en los dos conductos que van a la Sala Electrónica y TICA. Los grupos están refrigerados por aire. Están situados en el casetón intermedio del nivel terraza (+32 m.).
- Etapa de calefacción. Compuesta de tres baterías de calentamiento de aire, dos de ellas alimentadas por agua sobrecalentada (EXOE) y una eléctrica.
- Ventiladores de circulación de aire. Hay cuatro: tres de funcionamiento normal 01VO, 02VO (Salas de TICA y Electrónica) y 04VO (Sala de Control y locales anexos) y uno de reserva 02VO. Estos ventiladores están situados en el casetón intermedio del nivel 32 (terrace).

Normalmente está en servicio la bomba de agua fría 01PO y cuando ésta se desenergiza, o falla, se pone en servicio automáticamente la 02PO, la cual se para al ponerse en tensión y arrancar de nuevo la 01PO.

El ventilador de reserva 03VO está alineado para apoyar al 01VO y al 02VO, poniéndose en servicio al pararse uno de ellos.

Si quedase fuera de servicio el 04VO, habría que poner en la cabina del 03VO el control en local, y alinear el circuito para que éste ventilador pudiese enviar aire al circuito de Sala de Control.

El sistema de circulación de aire (ventilación y extracción) está dividido en dos circuitos independientes, el que acondiciona las sales de Electrónica y TICA y el que va a la Sala de Control y locales anexos.

Existe una toma exterior, para renovación del aire, conectada a los conductos de aspiración de los ventiladores de los dos circuitos a través de compuertas de regulación.

La elección del régimen de funcionamiento se efectúa en la Sala de Control por medio de un conmutador de tres posiciones: PARADA - INVIERNO - VERANO:

PARADA: Todos los componentes parados, excepto las válvulas que tienen alimentación distinta, si se desenergizan en el armario local se cierran.

INVIERNO: Ventiladores en marcha y válvulas de control modulado, controladas por los termostatos de ambiente y de conductos de aire.

VERANO: Ventiladores en marcha, grupos frigoríficos principales en tensión y la bomba de agua fría 01PO en marcha, las válvulas de control estarán modulando, controladas por los termostatos de ambiente y de conductos de aire.

Los grupos frigoríficos de refuerzo funcionan en automático, una vez puestos en marcha, controlados por sus automatismos.

La alimentación de los distintos componentes de los grupos principales es como sigue:

- Los grupos frigoríficos, las bombas de agua fría y los ventiladores 01/02/03 VO se alimentan de barras seguras distintas de 380 voltios, (DS2/3/4B los grupos y bombas, y DS3/4C los ventiladores.
- Los automatismos se alimentan de 2 barras seguras distintas de 220 voltios y de las pletinas correspondientes de 48 voltios.
- Los grupos frigoríficos de refuerzo se alimentan de una barra segura distinta a las de los grupos principales DS1B.

La regulación del caudal de aire a la Sala de Control y locales anejos se consigue por una compuerta de regulación situada en el conducto de extracción de aire; la regulación y distribución del caudal del aire de la Sala de Electrónica y TICA se consigue por medio de compuertas colocadas en los conductos de extracción y de impulsión de aire.

Si falla la tensión de 48 V continua, se pararía toda la instalación de acondicionamiento con lo cual, si esta situación se prolongara durante bastante tiempo en época calurosa, se podrían producir averías en la electrónica, especialmente en los calculadores. Las platinas de 48 volts. se alimentan de la DSOK, por lo que es improbable que se pierda.

En caso de fallo de la alimentación de 220 volts., resultarían afectadas las válvulas de regulación de las baterías, que irían al cierre, con lo cual habría que regular con las válvulas manuales de by-pass, así como la regulación común e individual de los compresores. Sería difícil que fallase ésta alimentación por suministrarse de las barras seguras DS2X y DS4X y quedaría en caso de fallo único al menos un compresor.

En los casos de fallo de alimentación de 380 volts, como cada uno de los 3 grupos principales (3 x 40%) y los dos grupos de refuerzo (2 x 20%) se alimentan de barras seguras distintas, con lo cual con fallo único estarían disponibles tres principales o dos principales y los dos de refuerzo quedando la capacidad de refrigeración al 120%.

Las dos bombas de agua fría existentes son del 100% cada una y se alimentan de barras seguras distintas

La sala de TICA y Electrónica dispone de 2 ventiladores (01VO y 02VA) para funcionamiento normal y de uno de reserva para (03VO), los cuales se alimentan de barras seguras distintas, siendo cada uno del 50%, con lo cual en el caso de fallo único, quedaría al 100% la capacidad de acondicionamiento del VEOA en ésta Sala.

La Sala de Control tiene un ventilador de 04VO, que se alimenta de una barra no segura y en reserva el 03VO que se alimenta de barra segura, aunque su puesta en servicio es manual local. Cada uno ellos es del 100%.

La refrigeración de los grupos frigoríficos es por medio de los dos circuitos del EDOR, refrigerando por uno de ellos dos grupos frigoríficos y por el otro el restante. Cada grupo frigorífico puede ser refrigerado por cualquiera de los dos circuitos. Un fallo simple en EDOR no afectaría a la refrigeración

No existe un sistema de vigilancia de radiactividad ni unidades redundantes de filtración de emergencia en la Sala de Control para detectar y reducir los niveles de radiación, incluyendo unidades de filtración con filtros de carbón activo y filtros HEPA (alta eficacia). Tampoco existen detectores de humo en la toma de aire exterior.

En consecuencia las mejoras del sistema de acondicionamiento de aire de la Sala de Control y Sala de Electrónica deberían seguir los siguientes puntos (teniendo en cuenta las condiciones de habitabilidad de la Sala de Control):

- Separación de la ventilación de la Sala de Control, Sala de Electrónica y locales anexos.
- Aumentar la capacidad de refrigeración
- Mejorar el aislamiento y la estanqueidad respecto al resto del edificio y al exterior.
- Conseguir una Sala de Control aislada y habitable, con capacidad para establecer una sobrepresión en ella, que pueda actuar en recirculación caso de ser necesario, con dos trenes redundantes y unidades de filtración que estarán relacionados con la seguridad.

El sistema de aire acondicionado y filtración de la Sala de Control, debe ser un sistema relacionado con la Seguridad, por tanto, deberá estar diseñado con la redundancia de equipos para asegurar totalmente su funcionamiento bajo condiciones normales y de emergencia. Deberá disponer de elementos para detectar y limitar la introducción de material radiactivo en la Sala de Control y eliminar materias radiactivas o ajenas al ambiente. Todo ello para lograr que la ventilación y aislamiento de la Sala de Control sea tal que constituya un sistema aislado y habitable en caso de accidente.

Se deberán instalar detectores de humos en las tomas de aire exterior que permitan aislar la toma de aire afectada.

3. Ventilación en las zonas de almacenamiento de combustible irradiado

En la zona de piscinas hay dos ventiladores y tres extractores en el techo.

La celda caliente se debe mantener siempre en depresión y el combustible, en ella almacenado refrigerado.

Los tres extractores destinados a mantener esa depresión, reciben alimentación de un cuadro de 380 voltios a través de un cuadro común, de forma que un fallo grave en este cuadro podría afectar a los tres extractores.

Esto podría provocar la elevación de la temperatura del combustible que estuviere almacenado y un riesgo de incendio a medio plazo, lo cual podría afectar a la seguridad.

En resumen, el sistema de ventilación de las zonas de almacenamiento de combustible irradiado, debe mejorarse en cuanto a capacidad de aislamiento del edificio en sí y descarga controlada de efluentes gaseosos al exterior, en función de las consecuencias radiológicas de un accidente de manejo de combustible irradiado, o de la rotura de vainas de un cierto número de elementos en las piscinas, asimismo se

deberá evitar el fallo en modo común que puede producirse de los extractores de la celda caliente (MEC).

4. Ventilación de los locales de la DRG y depuración de CO₂

Tiene dos extractores del 100% pudiendo darse el fallo común, al estar uno parado y producirse un fallo de la tensión de alimentación del otro, produciendo una elevación de la concentración del CO₂ y de la actividad del ambiente, así como de temperatura en general.

5. En los demás edificios, Calderas Auxiliares, Central Principal (IPE), Estación de Bombeo, los sistemas de ventilación existentes son deficientes en cuanto a capacidad y disposición para el cumplimiento de los objetivos de los sistemas HVAC, de mantener las condiciones ambientales de personas y equipos, ayudar al sistema de protección contra incendios (definición en toda la Central), etc.

Hay que indicar que el sistema de HVAC de la C. N. Vandellós I es un sistema industrial.

2. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

2.1. Tal como se ha venido indicando en este informe, el sistema de HVAC que actualmente existe en la Central de Vandellós I es totalmente industrial, por lo que la Propiedad deberá implantar un Sistema de Ventilación y Aire Acondicionado que cumpla con los requisitos generales de diseño incluidos en el Apartado 3.3 de este Informe, que incluirá como mínimo lo requerido en los puntos siguientes:

2.1.1. Se deberá disponer en Sala de Control de un Sistema de HVAC, relacionado con la seguridad y diseñado con la redundancia de equipos para asegurar totalmente su funcionamiento en condiciones de emergencia.

En síntesis las mejoras del sistema de acondicionamiento de aire de la Sala de Control y Sala de Electrónica deberían seguir los siguientes puntos:

- Separación de la Ventilación de la Sala de Control, Sala de Electrónica y locales anexos
- Aumentar la capacidad de refrigeración
- Mejorar el aislamiento y la estanqueidad respecto al resto del Edificio y Exterior
- Conseguir una Sala de Control aislada y habitable con capacidad para establecer una sobrepresión en ella que pueda pasar al modo de recirculación caso de ser necesario.

2.1.2. Establecer un sistema de HVAC en las zonas de almacenamiento de combustible relacionado con la seguridad, con la redundancia de equipos necesaria para su funcionamiento en condiciones de emergencia, con la capacidad de aislamiento del Edificio en si y descarga controlada de

efluentes gaseosos al exterior, en función de las consecuencias radiológicas de un accidente de manejo de combustible irradiado, o de la rotura de vainas de un cierto número de elementos en las piscinas así como dotar al Edificio de presión negativa.

2.1.3. Dotar al Edificio del Reactor de un sistema de HVAC de seguridad de acuerdo con los criterios expuestos en Apartado 3.3, en cuanto a la vigilancia exhaustiva de control de la concentración de CO_2 en la cava, elevación de la temperatura y control de radionucleidos.

2.1.4. Dotar a las Salas de Baterías de un sistema de HVAC capaz de mantener una concentración de hidrógeno inferior al 2% en volumen.

2.1.5. Establecer en todos los demás Edificios de la Central (Calderas, Turbinas, Estación de Bombeo, etc.) sistemas de HVAC que cumplan con los criterios generales de diseño expuestos en el Apartado 3.3 (Unidades enfriadoras, ventiladores, compuertas cortafuego, de aislamiento y equilibrio, etc.). En todas estos Edificios la ventilación es prácticamente inexistente, por tiro natural.

2.2. Criterios de diseño

En este Apartado incluiremos los criterios básicos que debe cumplir los sistemas de ventilación de la Central Nuclear de Vandellós I, que se derivan de la aplicación de los Criterios, Códigos y Normas que normalmente se utilizan en las Centrales Nucleares Españolas. Dichos criterios son los siguientes:

2.2.1. Mantener durante operación normal de la Central los niveles de radiactividad en los efluentes gaseosos "tan bajos como sean razonablemente alcanzables" (Criterios ALARA 10 CFR 50 Apéndice I).

2.2.2. Proporcionar la seguridad adecuada para los sistemas de almacenaje y manejo de combustible tanto en condiciones normales como en accidente. (Criterio General de Diseño nº 18, apartado 3.3)

2.2.3. Limitar la emisión de partículas y gases radiactivos en condiciones de accidente de acuerdo con los requisitos y bases de los cálculos radiológicos del emplazamiento (10CFR 100).

2.2.4. Proteger al personal de la Central para mantener su exposición a la radiactividad tan baja como sea práctico (Guía Regulatoria 8.8. y 10 CFR 20)

2.2.5. Proteger al personal de la Sala de Control contra la radiación después de un accidente (Criterio General de Diseño 12, apartado 3.3).

2.2.6. Mantener las condiciones ambientales de acuerdo con el criterio de funcionamiento de los equipos.

2.2.7. Aplicar a los sistemas de ventilación de seguridad el criterio de fallo único (10 CFR 50 Apéndice A)

2.2.8. Considerar redundancias debido a las limitaciones de las especificaciones técnicas (10 CFR 50.36).

2.2.9. Cumplir con los requisitos de protección contra incendios de la Guía Reguladora 1.120 y BTP CMEB 9.5.1.

2.3. Normativa Aplicable

- Standard Review Plan 9.4.1. "Control Room Area Ventilation System"
- Standard Review Plan 9.4.2. "Spent Fuel Pool Area Ventilation"
- Standard Review Plan 9.4.3. "Auxiliary and Radwaste Area Ventilation System"
- Standard Review Plan 9.4.4. "Turbine Area Ventilation System"
- Guías Reguladoras
- Regulatory Guide 1.13. "Fuel Storage Facility Design Bases"
- Regulatory Guide 1.29. "Seismic Design Classification"
- Regulatory Guide 1.52. "Design, Testing and Maintenance Criteria Adsorption Units of Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants"
- Regulatory Guide 1.140. "Design, Fusting and Maintenance Criteria for Manual Ventilation Exhaust System for Atmosphere Cleanup System Air Filtration and Adsorption Units of Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants"
- Otras guías
- ANSI/ASME N509 - "Nuclear Power Plant Air Cleaning Units and Components"
- ANSI N510 "Testing of Nuclear Air Cleaning System"
- AMCA "Air Movement and Control Association"
- ASHRAE "American Society of Heating, Refrigeration and Air Conditioning Engineers"
- SMACNA "Sheet Metal and Air-Conditioning Contractors National Association"
- ANI "Air Conditioning and Refrigeration Institute"
- ASME/ASTM

3.4.8.6. ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

1. SITUACION DE LA INSTALACION EN SU DISEÑO ACTUAL

1.1. CARGA TERMICA Y TEMPERATURAS

La potencia calorífica a extraer de las piscinas es de 434 Kw en condiciones normales y de 852 Kw en excepcionales.

Cada cambiador de refrigeración está diseñado para una potencia calorífica de 800 Kw con una temperatura de diseño del agua de mar de 25°C.

Se ha fijado como criterio de diseño la temperatura máxima del agua de las piscinas en 30°C, como consecuencia del incremento de la velocidad de corrosión de las vainas de los elementos combustibles, por efecto de la temperatura.

En verano la temperatura del agua de mar de refrigeración de los cambiadores alcanza los 28°C.

Las Especificaciones técnicas establecen una temperatura máxima del agua de las piscinas de 40°C.

1.2. SISTEMA DE REFRIGERACION

Su objeto es evacuar el calor generado por los elementos combustibles almacenados en la piscina.

El agua caliente sale de las piscinas por vertederos de nivel regulable, va al tanque de regulación, del que aspiran las bombas, que llevan el agua a los cambiadores de calor donde se enfría, y vuelve a las piscinas por la parte inferior por unas tuberías con válvulas reguladoras de caudal.

El tanque de regulación sirve para absorber los transitorios de introducción y extracción de un castillo de transporte, el arranque y parada de bombas, variación de temperatura, etc.

Las bombas son tres instaladas en paralelo, del 50 % de capacidad, con un caudal nominal de 160 m³/h. Sus motores están alimentados de barras normales a través de la función STOA. En el incidente del 19 de Octubre de 1989, estas bombas se pararon como consecuencia de la inundación, y estuvieron paradas varias horas. El agua de las piscinas alcanzó una temperatura de 27°C.

Los cambiadores de calor son dos dispuestos en paralelo, de placas de titanio. Están refrigerados por agua de mar a través de dos circuitos de la función SPOR. Cada circuito del SPOR está conectado a dos bombas, pudiendo alimentar cualquiera de las cuatro a los dos circuitos. Los motores de estas bombas reciben alimentación eléctrica de barras seguras distintas.

La carga térmica de diseño de cada cambiador es de 800 Kw.

1.3. LIMPIEZA Y PURIFICACION DEL AGUA

Para limpiar el agua de las piscinas existen dos filtros dispuestos en paralelo, que toman el agua a la salida de los cambiadores de refrigeración, circulándola mediante una bomba.

Los filtros son tipo cartucho, formados por cartuchos de celulosa con resina fenólica y un paso de partículas de 5 micras.

El caudal de filtrado es de 80 m³/h.

La limpieza de los filtros se efectúa automáticamente mediante un presostato que mide la pérdida de carga a través de filtro. Y es a contracorriente con el agua filtrada de salida, el agua de limpieza se lleva al tanque de recogida de efluentes.

Se trata un caudal normal de hasta 5 m³/h y excepcional de 10 m³/h.

La puesta en marcha y la parada de la depuración es manual. Se toma el agua de la descarga de la piscina al tanque de regulación, abriendo una válvula neumática. La regulación del caudal es manual y se controla mediante un rotámetro.

El agua debe tener un pH de 11,5, para lo que se añaden carbonato e hidróxido sódico.

1.4. APORTACION DE AGUA

Existen dos vías de alimentación de agua desmineralizada al sistema.

La primera suministra agua desmineralizada pura, con un caudal permanente de 10 m³/h, y excepcional para llenado de las piscinas de 80 m³/h.

La segunda suministra agua desmineralizada con amoníaco, se usa en casos muy excepcionales, y su caudal es de unos 60 m³/h.

La red de agua desmineralizada alimenta automáticamente el tanque de consumo de agua desmineralizada a través de una válvula neumática automática controlada por interruptores de nivel.

Este tanque alimenta a su vez, por gravedad, el tanque de regulación, y mediante una bomba, con un caudal de 20 m³/h, las demás necesidades de agua desmineralizada.

1.5. PISCINAS, NIVEL, FUGAS

Las piscinas son cinco, en ellas se efectúan las distintas operaciones a que se someten los elementos combustibles después de su utilización en el reactor, y se almacenan hasta llevarlos fuera de la Central.

Están formadas por unas cubas de acero inoxidable con uniones soldadas, sobre un armazón de hormigón armado.

Las uniones entre piscinas están dotadas de compuertas estancas que permiten aislar una piscina de las restantes en caso de que fuera necesario su vaciado por razón de algún incidente.

Las piscinas tienen instrumentación de nivel con alarmas y acción de parada de las bombas de refrigeración por nivel bajo.

La tubería de salida de las piscinas a refrigeración, comienza en los rebosaderos, por lo que si se rompiera fuera de las piscinas solo se vaciarían hasta el nivel del rebosadero.

Las tuberías de entrada de la refrigeración van hasta la parte baja de las piscinas. Si una de estas tuberías se rompe fuera de las piscinas, a una cota inferior al nivel del agua en ellas, por efecto sifón se podrían vaciar las piscinas.

Las piscinas disponen de un sistema de detección de fugas mediante drenajes situados entre la chapa de acero inoxidable y el hormigón armado. Estos drenajes van a un pozo. Existe un ensayo de vigilancia diaria del nivel en el pozo de recogida de fugas.

El vaciado de las piscinas se efectúa mediante una bomba que aspira de un colector con ramales a todas las piscinas. Estos ramales se pueden independizar y tienen una válvula de retención de pie en su extremo inferior. La descarga de la bomba se lleva al sistema de tratamiento de efluentes o bien a otra piscina mediante una manguera flexible temporal.

1.6. ALMACENAMIENTO Y MANIPULACION DEL COMBUSTIBLE

Los elementos combustibles con su camisa de grafito se pasan del edificio de combustible irradiado a la piscina de almacenamiento, por medio de rodillos se trasladan a la piscina de descamisado en donde se separan la camisa que se lleva a la piscina de almacenamiento diverso, y el combustible que se mete en una caja y se lleva a la piscina de almacenamiento de combustible irradiado, donde se almacenan durante un tiempo.

Para trasladarlos fuera de la Central, en esta misma piscina se introducen en el castillo que se lava exteriormente en la piscina de lavado, y se procede a retirarlo.

Para manipular el material existente en las piscinas hay los siguientes equipos:

- Puente-pértiga de la piscina de prealmacenamiento
- Puente de la piscina de almacenamiento
- Puente-pértiga de la piscina de almacenamiento diverso
- Puente-grúa de 70 Tm
- Puente-grúa de 2 Tm

1.7. ACTIVIDAD

La radiactividad del agua de las piscinas proviene de los elementos activos de las vainas, y en caso de rotura de estas de los productos de fisión del combustible, especialmente Cs-137. Para medir la actividad

del agua de las piscinas, se efectúan ensayos diarios y existe una sonda sumergida con lectura local.

Por diseño, el circuito de agua de las piscinas, en los cambiadores está a mayor presión que el de agua de mar (función SPOR). Por lo que en caso de perforación en las placas saldría agua potencialmente contaminada hacia el mar.

Según el documento de Hifrensa "Proposición de un sistema de vigilancia de fugas de agua de piscinas al circuito SPOR". Revisión 0, se encuentra en fase avanzada de estudio la instalación de medidores de actividad en los circuitos SPOR, con señal de alarma.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

A continuación se evalúan los distintos aspectos del diseño del almacenamiento del combustible irradiado, descritos en el capítulo anterior.

2.1. CARGA TERMICA Y TEMPERATURAS

No hay normativa directamente aplicable a este sistema.

En la práctica se ha constatado que los valores de carga térmica reales coinciden con los teóricos.

En verano la temperatura del agua de mar alcanza los 28°C.

En las piscinas, según criterio de diseño no se pueden superar los 30°C.

Con estos valores de temperaturas resulta difícil conseguir los 30°C en las piscinas de combustible irradiado durante el verano.

El informe de Hifrensa establece como conclusiones que para no superar los 30°C se debe limitar el número de elementos combustibles almacenados o bien instalar un foco frío adicional, e indica que debe modificarse en las Especificaciones de funcionamiento el valor de 40°C, como temperatura máxima de agua de las piscinas.

El CSN considera aceptable la temperatura de agua de las piscinas de 32°C durante 6 meses o temperaturas superiores durante menos tiempo.

Con este incremento de la temperatura límite admisible puede no ser necesaria la solución de limitar el número de elementos combustibles almacenados o instalar un foco frío adicional, aunque si se supera la temperatura límite establecida habría que adoptar una de estas soluciones.

El valor de la temperatura máxima del agua de las piscinas indicado en las Especificaciones de funcionamiento deberá justificarse y modificarse adaptándolo al que se establezca, y fijando un tiempo máximo en que es admisible esta temperatura.

2.2. SISTEMA DE REFRIGERACION

A este sistema le es aplicable el criterio general que trata de sistemas que transfieren calor de sistemas importantes para la seguridad al sumidero final de calor. También le aplica el criterio general, que exige capacidad para evacuar el calor producido por el combustible gastado.

Se exige además redundancia de componentes. El diseño actual no dispone de dos circuitos redundantes en cuanto a tuberías, ni en cuanto a bombas.

El sistema de refrigeración debe tener dos conjuntos de equipo de bombeo y evacuación de calor, del 100% de capacidad unitaria y redundantes. Los equipos de ambas redundancias deben estar separados, bien por distancia o mediante barreras.

La alimentación eléctrica a los equipos y componentes de cada redundancia debe hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.

En caso que los dos circuitos de refrigeración no sean totalmente independientes. Hifrensa debe efectuar un estudio que demuestre que con la disposición de tuberías propuesta, la probabilidad de ocurrencia de un suceso único que haga perder la refrigeración de las piscinas no alcanza un valor significativo.

2.3. LIMPIEZA Y PURIFICACION DEL AGUA

Cumple con el Criterio general de diseño que pide la existencia de filtrado en el sistema de almacenamiento de combustible.

Cumple también con la Guía reguladora 1.13, posición reguladora 6, que requiere que el fallo u operación defectuosa de los sistemas que mantienen la calidad del agua no den lugar a que se descubra el combustible. Este sistema conecta con el de refrigeración; en el punto 5.5 se evalúa su rotura y se establecen las medidas a tomar para evitar que por su fallo tenga lugar el descubrimiento del combustible.

De acuerdo con el Standard Review Plan 9.1.3, procedimiento de revisión 5, este sistema no ha de ser de seguridad.

El informe de Hifrensa, no incluye en sus conclusiones nada en relación con este sistema.

2.4. APORTACION DE AGUA

El Standard Review Plan 9.1.3, procedimiento de revisión 1.f, y la Guía reguladora 1.13, posición reguladora 8, exigen un sistema de aportación relacionado con la seguridad y otro sistema de aportación, que puede no ser relacionado con la seguridad, pero sí ha de serlo la fuente de que tome el agua.

Las conclusiones del informe de Hifrensa no incluye temas de este sistema.

2.5. PISCINAS, NIVEL, FUGAS

El diseño está de acuerdo con el Criterio general que exige que haya sistemas que contengan y, confinen el combustible irradiado.

Cumple con la Guía reguladora 1.13, punto 6, que exige que no haya drenajes, sistemas hidráulicos o mecánicos conectados permanentemente u otros elementos, que puedan dar lugar a que se descubra el combustible. Aunque no se indica expresamente, las piscinas no disponen de drenajes, ya que su vaciado se hace con una bomba que aspira de su interior, y las tuberías de aspiración tienen válvulas de retención de pie.

También se cumple el punto 7 de la Guía reguladora 1.13 que exige que se genere una alarma si el nivel en las piscinas baja por debajo de uno predeterminado.

El SRP 9.1.3 en su procedimiento de revisión 1.e exige que en caso que se produzca el fallo de alguna tubería el nivel de agua no baje de un determinado nivel. Como solución para las tuberías que entran en las piscinas, propone la instalación de válvulas de retención o dispositivos rompe-sifón.

El mismo SRP en su procedimiento de revisión 3.a, exige la existencia de un sistema de detección de fugas, que pueden ser sumideros con alarma.

Según se ha tratado en el capítulo de descripción, la rotura de la tubería de entrada del agua refrigerada a las piscinas, si ocurre fuera de ellas, y a un nivel inferior al del agua, por efecto sifón pueden vaciarse las piscinas.

Aunque hay instrumentación de nivel en las piscinas y en el pozo de recogida de fugas, para asegurarse que no se vacían las piscinas deben instalarse en las tuberías de entrada válvulas de retención o dispositivos rompe-sifón.

El pozo de recogida de fugas debe tener un interruptor de nivel con alarma.

2.6. ALMACENAMIENTO Y MANIPULACION DEL COMBUSTIBLE

El almacenamiento y manejo del combustible en C.N. Vandellós I cumple con el espíritu de la Guía reguladora 1.13, posición reguladora 5, que trata de los requisitos a cumplir para el manejo de cargas pesadas. La pérdida de alimentación eléctrica hace que los equipos se paren sin consecuencias. La falta de aire comprimido hace que las pértigas de los puentes vayan a su posición baja sin soltar el elemento. Existen enclavamientos eléctricos, en la manipulación de las cajas en la piscina de almacenamiento hay enclavamiento eléctrico y mecánico. La caída de un elemento combustible o una caja será de poca altura y amortiguada por el agua, las roturas de vainas que se pueden producir en ambos casos serán puntuales y perfectamente controlables por los sistemas de purificación.

Se considera aceptable el almacenamiento y manejo de combustible.

2.7. ACTIVIDAD

Según indica el Standard Review Plan 9.2.1 en su procedimiento de revisión 3.d, deben tomarse medidas para detectar la salida de contaminación radiactiva de los sistemas de refrigeración hacia el foco frío, para efectuar esta detección se considera aceptable instalar monitores de radiación en la descarga del sistema de refrigeración por agua de mar (SPOR).

El agua de refrigeración de las piscinas tiene por diseño mayor presión en los cambiadores que la de la función SPOR, por lo que en caso que se produjeran perforaciones en las placas de los cambiadores se descargaría al mar agua contaminada.

Por ello deben instalarse en los circuitos de salida monitores de radiación.

Se ha recibido información de Hifrensa que indica que está en fase avanzada de estudio la instalación de medidores de actividad con alarma en los circuitos de salida de la función SPOR.

El CSN considera que debe instalarse un medidor de actividad del agua de las piscinas en continuo, con indicación y alarma remota.

2.8. ASPECTOS QUIMICOS

En el aspecto químico se deben señalar las especificaciones del agua, tomándolas como punto de partida para posteriores comentarios.

- Temperatura agua limitada a 30°C
- pH del agua desmineralizada de 11,5 que se controla por adiciones de carbonato e hidróxido sódicos.
- La concentración de cloruro, Cl^- , menor de 1 ppm

Existe una disparidad en ciertos valores apuntados, sobre este tema en los diferentes documentos presentados, como por ejemplo:

- Documento 1831 VA 3101, pag. 37/44:

Se observan, con relación al IPE VIII-6, discordancias respecto a temperatura, pH y contenido en cloruros

La temperatura límite del agua de piscinas se puede fijar en 32°C.

Y, por último, HIFRENSA a través de sus documentos, expone que el pH es regulado por carbonato sódico e hidróxido sódico, exentos de cloruros y con la finalidad de mitigar la baja resistencia a la corrosión del material de las vainas del combustible frente al agua, sodio, etc. (Conviene recordar que en un principio C.N. Vandellós en las piscinas y debido a la insuficiencia del sistema de filtración, que posteriormente se mejoró, existía una turbidez originada por la precipitación de

hidróxido de magnesio, por las variaciones locales de pH y resuspensión de grafito depositado en el fondo de la piscina).

En la documentación de HIFRENSA, se hace una referencia comparativa de las roturas de vainas acaecidas en los CC.NN. de SLA 1, 2 y Vandellós I, en el transcurso de los años 1.983 a 1.988, en las piscinas de almacenamiento, durante el tiempo de residencia en las mismas:

	<u>SLA1</u>	<u>SLA2</u>	<u>VANI</u>
1.983	1	2	10
1.984	0	0	4
1.985	2	1	1
1.986	0	3	5
1.987	0	5	4
1.988	1	4	1
	---	---	---
TOTAL	4	15	25

Y se apuntan como causas de esas roturas:

- . Golpes recibidos
- . Almacenamiento prolongado
- . Temperatura agua piscinas
- . pH, etc.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

De acuerdo con la documentación evaluada, los criterios de aceptación, y las consideraciones hechas en el capítulo de evaluación, se proponen las siguientes modificaciones en relación con el sistema de almacenamiento de combustible irradiado:

1. Podría establecerse previa justificación documentada una temperatura límite del agua de las piscinas superior a 30°C, que solamente sería admisible durante un tiempo limitado. En caso de que se prevea que puede superarse esta nueva temperatura límite o bien el tiempo máximo, debe adoptarse la solución de limitar el número de elementos combustibles almacenados o bien instalar un foco frío adicional.
2. El valor de la temperatura máxima del agua de las piscinas que se indica en las Especificaciones de Funcionamiento, debe modificarse adaptándolo al que se fije de acuerdo con la conclusión anterior, y estableciendo un tiempo máximo en que es admisible esta temperatura.
3. El sistema de refrigeración debe tener dos conjuntos de equipos de bombeo y evacuación de calor, del 100% de capacidad unitaria y redundantes. Los equipos de ambas redundancias deben estar separados, bien distantes o mediante barreras.

4. La alimentación eléctrica a los equipos y componentes del sistema de refrigeración redundantes, debe hacerse de trenes de seguridad redundantes, separados física y eléctricamente.
5. En caso que los dos circuitos de refrigeración no sean totalmente independientes, Hifrensa debe efectuar un estudio que demuestre que con la disposición de tuberías propuesta, la probabilidad de ocurrencia de un suceso único que haga perder el sistema no alcanza un valor significativo.
6. Deben existir dos aportaciones de agua a las piscinas una relacionada con la seguridad, y otra que puede no ser relacionada con la seguridad, pero sí ha de serlo la fuente de donde provenga el agua.
7. Las tuberías de entrada de agua refrigerada a las piscinas deben disponer de una válvula de retención o un dispositivo rompe-vacio, para evitar que por rotura de una de estas tuberías puedan vaciarse las piscinas.
8. El sumidero de recogida de fugas de las piscinas debe tener un interruptor de nivel con alarma.
9. Se instalarán medidores de actividad con alarma en las tuberías de descarga de la función SPOR.
10. Se instalará un medidor de actividad del agua de las piscinas en continuo, con indicación y alarma remota.
11. Se llevará a cabo una investigación del efecto de la temperatura y del pH del agua de la piscina sobre la integridad de las vainas del combustible, que permita realizar una definición precisa del control del pH con la adición de carbonato e hidróxido sódico y, se hará una puesta al día de un programa de vigilancia del agua de la piscina a través de análisis químicos periódicos o permanentes.
12. Se dispondrá de medios de vigilancia para detectar y controlar los defectos y fugas en las vainas del combustible.
13. Se deberá realizar una definición precisa del control del pH con la adición de carbonato e hidróxido sódico, y
14. Se hará una puesta al día de un programa de vigilancia del agua de la piscina a través de análisis químicos periódicos.

3.4.8.7. MANEJO DE CARGAS PESADAS

1. SITUACION ACTUAL

HIFRENSA, ha presentado al CSN, en relación con el manejo de cargas pesadas, una descripción relativa a las siguientes grúas:

- Semipórticos de mantenimiento de las turbosoplantes
- Puente grúa de servicio de la nave del reactor
- Puente grúa de 2T sobre la piscina de combustible
- Carro-grúa de 70T del edificio de las piscinas

Para cada una de las grúas anteriores C.N. Vandellós I describe las características técnicas generales, examina las consecuencias de los fallos posibles, indica los dispositivos de control de sus movimientos, identifica los dispositivos de frenado e indica las operaciones de mantenimiento.

. Semipórticos de mantenimiento de turbosoplantes:

Son cuatro semipórticos, uno por turbosoplante. El semipórtico está constituido por una jamba en forma de pórtico y una viga horizontal, prolongada en voladizo.

Está grúa manipula carga con las turbosoplantes paradas, durante su mantenimiento, pero con ciertas funciones de seguridad activas como la de estanqueidad y bloqueo, que pueden perderse como consecuencia del impacto por caída de carga sobre la turbosoplante.

. Puente grúa de servicio de la nave del reactor:

Está formado por dos vigas maestras unidas en sus extremos por dos yugos. Entre estas vigas se desplaza un carro con distintos mecanismos de elevación.

La caída de carga de esta grúa puede dañar elementos de seguridad de puestos en la nave del reactor.

. Puente grúa sobre la piscina de combustible:

Está constituido por 2 vigas en forma de cajón rigidamente unidos sobre los que se desplaza un carro con mecanismo de elevación.

La caída de carga de esta grúa puede dañar el combustible almacenado en la piscina.

. Carro grúa del edificio de las piscinas:

Realizado para el manejo de los castillos de plomo. Manipula además los contenedores de vainas, con el consiguiente riesgo.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Para cada una de las gruas anteriores C.N. Vandellós I describe las características técnicas generales, examina las consecuencias de los fallos posibles, indica los dispositivos de control de sus movimientos, identifica los dispositivos de frenado e indica las operaciones de mantenimiento.

HIFRENSA identifica la situación actual como sigue:

- . No existe redundancia suficiente de protección entre sobrecargas, sobrevelocidades y sobrecarrera.
- . No existe duplicidad en el sistema de frenado y bloqueo de carga suspendida con el consiguiente riesgo de caída de esta ante un eventual fallo de sistema único.
- . No se ha constatado la existencia de sistemas manuales como recomienda la normativa actual.
- . No se ha podido constatar la existencia de zonas restringidas a paso de cargas, ni de zonas establecidas para ello, por lo que la evaluación de daños producidos por una eventual caída de carga, o una operación inaceptable, se tendría que extender a todo el área batida por la guía.
- . Las actividades que se realizan actualmente en cuanto al mantenimiento de las gruas deberían concretarse y eventualmente ampliarse, estableciendo un programa de vigilancia y ensayos periódicos.
- . En base a las diferencias encontradas respecto a la normativa actual, deberá efectuarse un estudio más detallado para delimitar más exactamente las consecuencias del manejo de cargas críticas sobre componentes importantes por la seguridad, y establecer las protecciones adecuadas, o soluciones alternativas.

3. CRITERIOS APLICABLES Y MODIFICACIONES

Los criterios aplicables son los que aparecen en la siguiente normativa:

- . ANSI B30.2-1976 "Overhead and gantry cranes" Cap. 2-3
- . IAEA. Safety Guides 50-SG-D10 "Fuel Handling and storage systems in Nuclear Power Plants".
- . ANSI N14.6 "Standard for special lifting devices"
- . NUREG-0612 "Control of heavy loads at Nuclear Power Plants"
- . ANSI B30.9 "Slings"
- . NUREG-0554 "Single-failure-proof cranes for nuclear power plants".

Dichos criterios se traducen básicamente a:

- 1) Proporcionar suficiente entrenamiento de operadores, diseño del sistema de manipulación, instrucciones de manipulación de cargas e inspección del equipo para asegurar la operación fiable de los sistemas de manejo.

- 2) Definir caminos de carga a través de procedimientos y entrenamiento de operadores para impedir que las cargas pesadas sean llevadas sobre o cerca del combustible irradiado o sistemas de seguridad.
- 3) Instalar topes mecánicos o eléctricos para prevenir el movimiento de cargas pesadas sobre combustible irradiado o sistemas de seguridad.

La aplicación de los principios anteriores llevan a proponer las siguientes acciones:

- . Para limitar los riesgos de caída de cargas, las gruas deberán poseer una redundancia de sistemas de protección automática contra las sobrecargas, sobre velocidades y sobrecarrera; C.N. Vandellós I deberá verificar la existencia de esta redundancia e implantarla en caso de que no exista.
- . Los caminos de carga deberán efectuarse en los límites definidos. C.N. Vandellós I deberá tomar las acciones necesarias.
- . Independientemente de las reglas de la "Federation Europeenne de la Manutention", C.N. Vandellós I deberá aplicar las normas identificadas en este apartado.
- . Se deberá implantar un programa de inspección y mantenimiento, aplicable no solo a las gruas en sí, sino a toda la cadena de sustentación.
- . Si no se pudiese demostrar la fiabilidad de los sistemas de sustentación, se deberá realizar un estudio que analice las consecuencias de la caída de cargas a lo largo de los caminos definidos.
- . C.N. Vandellós I deberá identificar todas las gruas existentes en la central y las cargas susceptibles de ser manejadas por cada una de ellas.

3.4.8.8. SISTEMA DE SUMINISTRO DE VAPOR AUXILIAR.

1.- SITUACION ACTUAL.

La Central Auxiliar cumple la triple función de asegurar los suministros permanentes de: Vapor auxiliar a las turbo-soplantes para los arranques y paradas del reactor; Vapor para la generación de energía eléctrica socorrida; y aire comprimido a los componentes neumáticos de las funciones de seguridad.

Adicionalmente, la Central Auxiliar proporciona el vapor necesario para la producción de agua sobrecalentada, requerida en los cambiadores de: Ventilación en parada del reactor; recalentamiento del CO₂; y acondicionamientos varios.

La producción de vapor es realizada por cuatro calderas independientes, que en configuración normal forman cuatro conjuntos-bloques con los turbo-alternadores de energía eléctrica socorrida, la turbo-soplante correspondiente y los auxiliares requeridos.

Una parrilla de colectores permite efectuar configuraciones cruzadas, para atender los suministros en caso de fallo o indisponibilidad de uno o varios conjuntos.

En la sala de mando de la Central Auxiliar se dispone de un cuadro sinoptico que indica la posición de las válvulas de accionamiento manual de la parrilla, así como de indicadores luminosos de alarmas y estado de otros accionadores.

Estas alarmas se envían, previo agrupamiento por conjuntos, a la sala de mando principal a través del TICA.

Además una red contraincendio, alimentada con agua procedente de los depósitos de agua bruta, cubre la Central Auxiliar y sus anexos.

2.- ANALISIS DE SEGURIDAD.

La disposición de la Central Auxiliar, la hace vulnerable a fallos de modo común, (incendio, explosión, inundación, rotura de tuberías, etc.) al no disponer de separación física, como es el caso de los grupos turbogeneradores (GX_i), de los cuadros de distribución eléctrica (DX_i), ó de los tanques de alimentación de calderas (PXOP).

La misma instalación de aire comprimido, al estar reagrupada en un único emplazamiento, presenta puntos sensibles a los fallos de modo común, que deberían ser protegidos.

Así mismo constituye un área vulnerable a fallos de modo común, la galería que comunica la Central Auxiliar con el edificio de Auxiliares Eléctricos. Por esta galería pasan los cables que alimentan a las barras DSiA desde las correspondientes barras DXiA, las tuberías de alimentación en vapor auxiliar a las turbo-soplantes, las tuberías de agua de retorno de los tanques de transferencia (TFOR), las tuberías de aporte

combinado de vapor principal a los grupos auxiliares y las tuberías de distribución de aire comprimido.

Los citados fallos determinarían la pérdida de alimentación eléctrica asegurada, la pérdida de soplado del reactor o la pérdida de aire de regulación, que afectarían a funciones de seguridad.

3.- CONCLUSIONES

Reanalizar las consecuencias de pérdida total de Central Auxiliar y de los sistemas allí situados, para definir si son o no función soporte de seguridad.

Establecer para las funciones soporte de seguridad, las condiciones límite de operación y su requisitos de vigilancia.

Establecer aislamientos entre los consumidores, según cumplan o no misiones de seguridad.

Reanalizar las alarmas e informaciones esenciales de los sistemas ubicados en Central Auxiliar que deben transmitirse a la Sala de Control.

3.4.8.9. SISTEMA DE ALMACENAMIENTO Y TRANSFERENCIA DE AGUA DESMINERALIZADA

1. SITUACION ACTUAL

El sistema de almacenamiento y distribución de agua desmineralizada consta de dos tanques de almacenamiento, dos circuitos de distribución de los tanques a los distintos consumidores, dos circuitos de suministro desde la estación de producción de agua desmineralizada, a los tanques de almacenamiento y a las piscinas de combustible.

Los tanques de almacenamiento tienen un volumen útil de 540m^3 cada uno, están situados en el exterior, en el nivel + 16.

Los dos circuitos de distribución salen de ambos tanques y van a los distintos puntos de consumo.

Los consumidores principales son:

- Piscinas de combustible (STOD)
- Agua sobrecalentada (EXOE)
- Circuitos agua-vapor de las centrales principal y auxiliar
- Circuitos contra incendios de la central principal
- Circuitos contra incendios, tanques de primer socorro de los transformadores principales
- Circuitos contra incendios de la central auxiliar
- Socorro del sistema EDOR
- Refrigeración del aceite de estanqueidad de las turbosoplantes
- Refrigeración de los compresores de aire comprimido (ACiC)
- Socorro del sistema TFOR, alimentación a las calderas auxiliares

Además alimenta también a las funciones:

- Refrigeración por agua desmineralizada (EDOR)
- Refrigeración del cajón (RCOC)
- Refrigeración de los cambiadores de parada (RAiE)

A través del tanque de la función EDOF de adición de fosfato

De las dos cadenas de desmineralización hay una conexión para suministrar agua desmineralizada con un pH de 7 a las piscinas de combustible irradiado.

También de ambas cadenas de desmineralización se envía agua con un pH de 9 a los dos tanques de almacenamiento y a los equipos de preparación de hidracina y fosfato para las calderas auxiliares.

Este sistema no está relacionado con la seguridad.

2. ANALISIS DE SEGURIDAD

Se requiere un sistema de almacenamiento y transferencia de agua desmineralizada relacionado con la seguridad, que aporte agua a la piscina de combustible irradiado, y a los sistemas relacionados con la seguridad que lo necesiten.

Los sistemas relacionados con la seguridad establecerán la necesidad o no de la aportación de agua desmineralizada. Los sistemas en circuito cerrado, tanto de agua como de agua-vapor, en principio dispondrán de aportación de agua desmineralizada, salvo que se demuestre que se dispone de una reserva de agua suficiente para realizar las funciones de seguridad del sistema, considerando las condiciones más desfavorables en cuanto a proceso y fugas.

Los circuitos de aportación relacionados con la seguridad serán dos, independientes y redundantes. Las alimentaciones eléctricas a equipos y componentes de cada circuito, se harán de trenes de seguridad, redundantes, separados física y eléctricamente. Si este sistema requiere servicios de otros, estos cumplirán también los criterios de seguridad, redundancia, independencia y separación.

El volumen de agua desmineralizada almacenado será suficiente para cubrir las aportaciones previstas, considerando unas necesidades de los sistemas y unas coincidencias de sistemas a aportar suficientemente conservadoras.

Para dimensionar las tuberías del sistema, se establecerán unos caudales de aportación, así como una coincidencia en el tiempo de varias aportaciones bajo criterios conservadores.

Si alguna de estas aportaciones debe llevar aditivos químicos para anticorrosión, regulación de pH, etc. se dispondrán los sistemas de acondicionamiento químico pertinentes.

Las Especificaciones de Funcionamiento de la Central incluirán los volúmenes mínimos de agua desmineralizada que deben contener los tanques, así como otras variables que se consideren importantes para la seguridad.

3. CRITERIOS APLICABLES Y ESTUDIOS Y MODIFICACIONES A REALIZAR

- Debe haber un sistema de almacenamiento y transferencia de agua desmineralizada relacionado con la seguridad, este sistema debe aportar agua desmineralizada a las piscinas de combustible irradiado y a todos los sistemas relacionados con la seguridad que lo requieran.
- Los sistemas en circuito cerrado y relacionados con la seguridad, ya sean de agua o de agua-vapor, deben llevar aportación de seguridad, salvo que se demuestre de forma incuestionable que esta aportación no es necesaria para realizar las funciones de seguridad del sistema en las condiciones más desfavorables.
- Existirán dos circuitos de aportación, relacionados con la seguridad independientes, redundantes y con equipos y tuberías separados. Las alimentaciones eléctricas y los sistemas que sirvan al de agua desmineralizada serán de seguridad, redundantes, separados física y eléctricamente.

- Se dispondrá de un volumen almacenado de agua desmineralizada suficiente para efectuar las aportaciones previstas, considerando unas necesidades de los sistemas y unas coincidencias en las aportaciones suficientemente conservadoras.
- Las tuberías se dimensionarán para los caudales de aportación establecidos, considerando coincidencias de los consumos en el tiempo conservadoramente.
- Si se considera necesario alguna de estas aportaciones llevará acondicionamiento químico.
- Las Especificaciones de funcionamiento incluirán, al menos, los volúmenes mínimos de agua desmineralizada que deben contener los tanques.

3.4.9. PROTECCION RADIOLOGICA

3.4.9.1. PROTECCION RADIOLOGICA OPERACIONAL

1. INTRODUCCION

El accidente ocurrido en C.N. VANDELLOS I ha dado lugar a una revisión del sistema de vigilancia post-accidental cuyas conclusiones son muy oportunas de implementar antes de la puesta en marcha de la central.

Por otro lado, otros aspectos de la protección radiológica operacional que, si bien estaban cubiertos en lo fundamental, también deben incorporarse de modo que C.N. VANDELLOS I se equipare en cuanto a la prevención de la exposición de los trabajadores, con otras centrales de construcción más reciente.

Por último, las modificaciones que se vayan a llevar a cabo en la planta, tanto si se realizan como consecuencia del condicionado del CSN como si lo hace HIFRENSA por iniciativa propia, deben afrontarse teniendo en cuenta la aplicación del criterio ALARA.

2. DOSIMETRIA OPERACIONAL

El método seguido para controlar las dosis individuales operacionales, mediante el empleo de dosímetros de pluma y libros de registro de entradas y salidas del personal de las zonas de trabajo, si bien permite el conocimiento de estas dosis acumuladas durante la estancia en zona controlada, no cumple la función preventiva de avisar a sus portadores, mediante una señal luminosa o auditiva, de un posible aumento súbito de la tasa de dosis, como lo hacen los dosímetros operacionales digitales. Estos dosímetros, ampliamente utilizados en el resto de las centrales españolas, permiten además un control automatizado de las dosis operacionales, tanto individuales como colectivas.

Se considera, por tanto, necesario que C.N. VANDELLOS I implante un sistema de dosimetría operacional digital que suponga, fundamentalmente, una mejora notable en la prevención de la exposición de los trabajadores y, además, la posibilidad de informatizar el control de las dosis operacionales.

3. DETECTORES DE LA CONTAMINACION SUPERFICIAL DE LAS PERSONAS

Los monitores de la contaminación superficial de los trabajadores que actualmente utiliza C.N. VANDELLOS I no disponen de señal de alarma que indique la superación del correspondiente nivel de referencia. Por otro lado, el control llevado a cabo para que ningún trabajador pueda salir de la zona controlada sin realizar este tipo de medida se basa exclusivamente en la presencia de una persona del Servicio de PR. Es un criterio general de la protección radiológica dejar para un control operacional lo estrictamente necesario, especialmente cuando existen soluciones de diseño aceptables.

Parece igualmente oportuno que en C.N. VANDELLOS I se instalen a la salida de zona controlada ("CAJON") varios detectores de contaminación superficial de las personas tipo p $\acute{o$ rtico, dotados de se $\acute{n$ al de alarma para indicar la superaci $\acute{o$ n del nivel de referencia establecido y que impidan, por dise $\acute{n$ o, que se puedan eludir este tipo de controles.

4. CRITERIO ALARA

Con objeto de que las modificaciones que se vayan a afrontar en C.N. VANDELLOS I, tanto si derivan del condicionado del CSN como si responden a la propia iniciativa de HIFRENSA, se lleven a cabo con el menor riesgo para el p $\acute{u$ blico y los trabajadores, es imprescindible incorporar el criterio ALARA en el dise $\acute{n$ o y construcci $\acute{o$ n de las mismas.

Para ello, deber \acute{a} crearse el correspondiente grupo ALARA, formado por t $\acute{e$ cnicos con amplios conocimientos de las actividades de la instalaci $\acute{o$ n, de sus riesgos, de las distintas alternativas de dise $\acute{n$ o y equipos a seleccionar, as \acute{i} como de las t $\acute{e$ cnicas de vigilancia y protecci $\acute{o$ n radiol $\acute{o$ gica. Es aconsejable que los responsables de la protecci $\acute{o$ n radiol $\acute{o$ gica durante la explotaci $\acute{o$ n formen parte de este grupo.

Este grupo debe intervenir en la preparaci $\acute{o$ n de criterios de dise $\acute{n$ o y especificaciones para la selecci $\acute{o$ n de los equipos, la formaci $\acute{o$ n e informaci $\acute{o$ n de dise $\acute{n$ adores y constructores, auditor $\acute{i$ as de dise $\acute{n$ o y construcci $\acute{o$ n, revisi $\acute{o$ n del dise $\acute{n$ o e inspecci $\acute{o$ n de la construcci $\acute{o$ n, as \acute{i} como la informaci $\acute{o$ n a la direcci $\acute{o$ n de las desviaciones respecto al dise $\acute{n$ o.

Deber \acute{a} dotarse a este grupo de los medios humanos, competencias y autoridad suficientes para llevar a cabo su objetivo de garantizar que el criterio ALARA se incorpore al dise $\acute{n$ o y construcci $\acute{o$ n de las modificaciones.

5. ESTUDIO RADIOLOGICO

Un estudio radiol $\acute{o$ gico exhaustivo de la planta tal y como se encuentra en la actualidad, tras el incidente, y despu $\acute{e$ s de realizar las modificaciones correspondientes, es fundamental para conocer si el nivel de riesgo en las distintas instalaciones, $\acute{a$ reas y cub $\acute{i$ culos ha variado, y en consecuencia, redefinir las zonas vigiladas y controladas de la misma.

6. MANUAL Y PROCEDIMIENTOS DE PROTECCION RADIOLOGICA

Es imprescindible que antes de la puesta en marcha de la planta, $\acute{e$ sta disponga de un Manual de Protecci $\acute{o$ n Radiol $\acute{o$ gica actualizado, que incorpore modificaciones coherentes con la revisi $\acute{o$ n del sistema de vigilancia post-accidente, del sistema de dosimetr $\acute{i$ a operacional, del sistema de detecci $\acute{o$ n de la contaminaci $\acute{o$ n superficial de las personas y del estudio radiol $\acute{o$ gico realizado.

Por $\acute{u$ ltimo, deber $\acute{a$ n elaborarse los procedimientos de protecci $\acute{o$ n radiol $\acute{o$ gica pendientes, as \acute{i} como actualizar aqu $\acute{e$ llos que se vean afectados por las modificaciones en la planta.

7. ESTUDIOS Y MODIFICACIONES REQUERIDAS

De la discusión anterior derivan los siguientes requerimientos:

- *Deberá realizarse una revisión del sistema de vigilancia post-accidente, especialmente en lo referente a las variables tipo E, con el fin de cubrir los rangos de medida adecuados a las condiciones de la planta y del medioambiente, durante y después de un accidente. Se considera aceptable tomar como base la filosofía contenida en la RG-1.97 de la US-NRC para los LWR's.*
- *Deberá implantarse un sistema de dosimetría operacional digital que permita prevenir exposiciones innecesarias y un control automatizado de las dosis operacionales acumuladas, tanto individuales como colectivas.*
- *Deberán instalarse a la salida de zona controlada varios detectores de contaminación superficial de las personas tipo pórtico, dotados de señal de alarma y que impidan por diseño que se puedan eludir este tipo de controles.*
- *Deberá incorporarse el criterio ALARA en el diseño y construcción de las modificaciones que vayan a afrontarse para la puesta en marcha de la instalación. Para ello, deberá crearse el correspondiente grupo ALARA, dotado de suficientes medios humanos, competencias y autoridad para llevar a cabo su objetivo.*
- *Deberá realizarse un estudio radiológico de la planta, tal y como se encuentra en estos momentos y después de realizar las modificaciones, a fin de conocer si el nivel de riesgo en las distintas instalaciones, áreas y cubículos ha variado, y en consecuencia, redefinir las zonas vigiladas y controladas de la misma.*
- *Deberán modificarse el Manual de Protección Radiológica y los procedimientos correspondientes, de acuerdo con la revisión del sistema de vigilancia post-accidente, del sistema de dosimetría operacional, del sistema de vigilancia de la contaminación superficial de las personas y del estudio radiológico realizado.*

3.4.9.2. REVISION DE LAS ETF DE EMISION DE EFLUENTES RADIATIVOS

1. OBJETIVO

El objetivo de este apartado es establecer las condiciones a los que debe ajustarse C.N. Vandellós I para su puesta en marcha, con respecto a los siguientes puntos:

- Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
 - . Radiológicas
 - . Del circuito de refrigeración
- Sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos
- Sistema de vigilancia de la radiación de proceso y efluentes, y lectura y registro de datos en sala de control.

2. ESPECIFICACIONES TECNICAS RADIOLOGICAS (ETR)

El CSN está llevando a cabo un proceso de normalización de las ETF de todas las centrales nucleares españolas, al cual debe incorporarse C.N. Vandellós I antes de reiniciar su operación.

Este proceso de normalización se debe abordar en dos vertientes:

- Primera, relacionada con la actividad de CO_2 del cajón y con la tasa de fugas, tomando como modelo las Especificaciones Técnicas Estandar (STS) de la USNRC para centrales de agua ligera, contenidas en los documentos NUREG-452 (para PWR) y NUREG-123 (para BWR).
- Segunda, relacionada con las Especificaciones Técnicas Radiológicas (ETR), tomando como modelo las ETR Estandar contenidas en los documentos NUREG-472 (para PWR) y NUREG-473 (para BWR).

Dadas las características de C.N. Vandellós I y dado que los modelos adaptados por el CSN no contemplan las centrales de grafito-gas, es necesario que, como paso previo al proceso de normalización, C.N. Vandellós I efectúa un estudio de la aplicabilidad de dichos modelos a esta Central.

En función del resultado de este estudio, el titular de la instalación deberá elaborar unas ETF relativas a la actividad del CO_2 del cajón y a la tasa de fugas, y unas ETR que se adapten a la filosofía y estructura general de las STS y en base a los criterios establecidos en el Programa MERITS sobre Reestructuración y Mejora de las ETF.

Todo este proceso lleva implícito en primer lugar, el desarrollo de un capítulo de las Bases de las ETF, y en segundo lugar, la elaboración del documento "Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE)".

3. SISTEMA DE TRATAMIENTO DE EFLUENTES LIQUIDOS (STEL)

Como consecuencia de los problemas surgidos por el aumento de la actividad del agua de la piscina y en repercusión en la capacidad de tratamiento de los efluentes líquidos, C.N. Vandellós I presentó al CSN una propuesta de modificación del (STEL) de la planta que consistía en separar la línea de tratamiento del agua de piscina para su reutilización, de la línea de tratamiento de los restantes efluentes. Con esto se independizarían los dos desmineralizadores del sistema, quedando uno para el tratamiento del agua a descargar y el otro para la recirculación del agua de piscina.

Esta propuesta no fue considerada aceptable por el CSN.

Posteriormente, y en base a la experiencia acumulada, el titular decidió mantener la disposición original, con los dos desmineralizadores de resinas descontaminantes en serie y añadir un tanque adicional con resinas decolorantes.

Esta situación de STEL está en estudio por el CSN, y dado que no se dispone de un proyecto actualizado y completo de la misma, que incluya la descripción de la situación definitiva del mismo, es necesario que C.N. Vandellós I presente documentación actualizada del diseño del STEL y estudie la aplicabilidad al mismo de la R.G. 1.143 de modo que, en las condiciones más desfavorables de operación del sistema, se garantice el cumplimiento de:

- los límites de vertidos establecidos en las ETR
- las condiciones exigidas para el agua de las piscinas.

4. SISTEMA DE VIGILANCIA DE LA RADIACION DE PROCESO Y EFLUENTES

4.1. Vigilancia de la actividad del CO_2 del cajón (Función MROC)

En las ETF definitivas se deberá incluir la función MROC, indicándose las características de los monitores relacionados con el control de la actividad del CO_2 .

Por otro lado, se justificará previamente la idoneidad del método seleccionado (análisis radioquímico o control por monitores) para la vigilancia de la actividad del CO_2 del cajón.

4.2. Vigilancia de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos

El primer aspecto a considerar es la idoneidad de la instrumentación existente actualmente para realizar la vigilancia y control de la actividad liberada al medio ambiente, tanto en condiciones normales de operación como en caso de accidente.

Dicha idoneidad deberá ser justificada por C.N. Vandellós I con el fin de garantizar el cumplimiento de los límites establecidos en las ETR en condiciones normales de operación y transitorios operacionales previstos, y en base a las conclusiones del análisis de los posibles accidentes base de diseño que se puedan producir.

Los puntos de tarado de alarma/disparo de los monitores de vigilancia y control de la actividad liberada al medio ambiente en condiciones normales de operación, se fijarán de acuerdo con la metodología y parámetros del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior.

4.3. Lectura y registro en sala de control de los monitores de proceso y efluentes

El sistema de vigilancia de la radiación de proceso y efluentes deberá incorporar en la sala de control la lectura y/o registro individual de los monitores correspondientes.

Por otro lado, deberá ser posible realizar consultas del registro histórico y en tiempo real de los valores medidos por los equipos con el fin de poder verificar el cumplimiento de las ETF.

5. VIGILANCIA MEDIOAMBIENTAL

Considerando que C.N. Vandellós I sólo dispone de dos equipos de medida de tasa de radiación ambiental localizados en el emplazamiento, el CSN estima necesario la instalación de una red más amplia con lectura y registro individual en sala de control.

6. ESTUDIOS Y MODIFICACIONES REQUERIDAS

De la evaluación realizada se desprenden los siguientes requerimientos como condiciones previas para la puesta en marcha de C.N. Vandellós I:

- Estudiar la aplicabilidad a C.N. Vandellós I de las Especificaciones Técnicas Radiológicas Standard, adoptadas por el CSN como modelo para la normalización de las Especificaciones Técnicas Radiológicas (ETR) de las CCNN españolas (NUREG-472 y 473), adaptadas a la Generic Letter 89-01.
- Presentar al CSN una propuesta de ETR, en base a los resultados del estudio anterior.
- Adaptar las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de C.N. Vandellós I a la filosofía general de las Especificaciones Técnicas Standard (NUREG-452 y NUREG-123) en lo que se refiere a:
 - . Justificación de los límites establecidos para la actividad del CO_2 del cajón y de la tasa de fugas.
 - . Requisitos de vigilancia de la actividad del CO_2 .
 - . Acciones a tomar en caso de superación de límites.
- Actualizar el diseño del sistema de tratamiento de efluentes líquidos y según los requerimientos de la R.G.- 1.143, de modo que, en las condiciones más desfavorables de operación del sistema, se garantice el cumplimiento de:
 - . Los límites de vertido establecidos en las ETR.

. Las condiciones exigidas para el agua de la piscina.

- *Incluir la función MROC de vigilancia de la actividad del CO₂ del cajón de las ETF definitivas.*
- *Justificar el método seleccionado para la vigilancia de la actividad del CO₂ del cajón.*
- *Justificar la idoneidad de la instrumentación de vigilancia de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos para poder controlar la actividad liberada al medio ambiente en condiciones normales de operación y en caso de accidente.*
- *El sistema de vigilancia de la radiación de proceso y efluentes deberá incorporar la lectura y/o registro individual en sala de control, incorporando las recomendaciones de la Guía de Seguridad 1.4 del CSN.*
- *El sistema informático deberá permitir las consultas del registro histórico y en tiempo real de los valores medidos por los equipos para su inspección y auditoría con el fin de verificar el cumplimiento de las ETR.*
- *Desarrollar y/o actualizar los procedimientos relativos a la vigilancia y control de la actividad del CO₂.*
- *Instalar una red de medida de tasa de radiación ambiental en continuo, con cuyo número y localización tendrá en cuenta las direcciones de vientos dominantes y con lectura y registro individual en sala de control.*

3.4.9.3. SISTEMAS DE ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

1. SITUACION DE C.N. VANDELLOS 1

Los residuos generados en la instalación son los siguientes:

- 1) Camisas de grafito de los elementos combustibles quemados, con hilos de acero que contienen la práctica totalidad de la actividad de cada camisa.
- 2) Resinas gastadas procedentes del sistema de tratamiento del agua de la piscina de combustible irradiado.
- 3) Residuos tecnológicos compactables (trapos, plásticos, etc).
- 4) Residuos sólidos varios no embidonados en forma de piezas metálicas contaminadas.
- 5) Dos elementos combustibles irradiados que, de acuerdo con la contabilidad de éstos, se encuentran no localizables, probablemente entre las camisas de grafito.

La situación de almacenamiento de los residuos en la planta es la siguiente:

C.N. Vandellós 1 dispone actualmente de dos silos (1 y 2), dentro del emplazamiento autorizado para almacenar en ellos parte de los residuos generados. El resto se almacenan en pozos, tanques y bidones sin recibir ningún tipo de acondicionamiento.

SILO 1

Contiene a 31 de octubre de 1989 47.170 camisas de grafito y tiene una capacidad para 120.000 camisas. Contiene además el contenido de 929 bidones de residuos varios (compactables y piezas metálicas) que fueron descargadas al silo en bolsas de plástico.

Por otra parte, el silo 1 contiene probablemente dos elementos combustibles irradiados que fueron extraviados. Ante esta situación la JUNTA DE ENERGIA NUCLEAR decidió en 1977 la clausura del silo, situación en la que se encuentra en la actualidad.

SILO 2

En octubre de 1989 contiene un total de 106.698 camisas de grafito con una actividad aproximada de 130.000 Ci aproximadamente. La capacidad estimada del silo es de 120.000 camisas.

ALMACEN DE BIDONES

Su objetivo es el almacenamiento de bidones conteniendo residuos de media y baja actividad sin acondicionar (trapos, papel, plásticos) generalmente compactables. Los residuos son introducidos sin acondicionar en bidones de 220 litros. El almacén dispone de capacidad para 650 bidones

aproximadamente. Sin embargo en octubre de 1989 existía un acumulado total de 684 bidones.

ALMACENAMIENTO EN POZOS

Se utilizan para almacenar piezas metálicas. En la actualidad existen 28 pozos y están ocupados 3 de ellos.

FOSAS DE LODOS

Almacenan resinas procedentes del sistema de purificación de la piscina de combustible, zeolitas y lodos en húmedo. A finales de octubre de 1989 contiene 31,3 m³ de resinas sin acondicionar. La capacidad de almacenamiento es de 70 m³.

Las actuaciones recientes del CSN en relación con estos temas han sido las siguientes:

- En 1986 el CSN mantuvo una reunión con HIFRENSA en la que se llegó al acuerdo de que ésta presentaría un plan de acción para que, en el plazo de 3 años:
 - . Estuviese operativo un sistema de acondicionamiento y almacenamiento de camisas que evitase la necesidad de un tercer silo y que incluyera la recuperación y acondicionamiento de las camisas almacenadas en los silos 1 y 2.
 - . Elaborase y pusiese en práctica un plan de acondicionamiento de resinas.
 - . Elaborase y pusiese en práctica un plan para el acondicionamiento de residuos tecnológicos compactables.
- En junio de 1987 y marzo de 1988 se realizan inspecciones a la planta reiterando a HIFRENSA las acciones acometidas en relación con los acuerdos adoptados. Tras la última inspección se requiere a HIFRENSA en acta la presentación de un plan urgente de actuación.
- En julio de 1988 HIFRENSA remite al CSN el documento : "Plan de Gestión de Residuos Radiactivos", el cual es encontrado claramente insuficiente y demostrativo de que no se han adoptado soluciones operativas.
- En febrero de 1989 HIFRENSA remite al CSN el documento "Compendio de estrategias de acondicionamiento de residuos consultadas" y propone a la Dirección Técnica del CSN:
 - . Iniciar la ocupación de un tercer silo, ya construido en el emplazamiento.
 - . Incorporarse a los proyectos desarrollados por EDF y el CEA en relación con la gestión de residuos en centrales francesas de tecnología GCR.

- . Utilización de un sistema de reducción de volumen (compactación) para aumentar la capacidad del almacén de bidones.
- . Si fuese necesario, por colmatación de la capacidad del silo 2, se apunta también la posibilidad de reapertura del silo 1.
- En Agosto de 1989 HIFRENSA solicita a la Dirección Provincial del Ministerio de Industria y Energía de Tarragona la reapertura del silo de grafito nº 1 de la central, en previsión de que las modificaciones a realizar en el silo 3 se prolongasen más allá del momento de colmatación del silo 2 y pudiese quedar entorpecido el proceso de explotación y almacenamiento de camisas derivado.
- En septiembre de 1989 HIFRENSA remite al CSN una nueva versión actualizada del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos de media y baja generados en la central.
- El 9 de octubre de 1989 la Dirección Técnica solicitó información adicional para completar la evaluación técnica de la solicitud de autorización de reapertura del silo 1. Por otra parte de HIFRENSA no se ha remitido aún la información requerida.

2. EVALUACION EN RELACION CON LA SEGURIDAD Y PROTECCION RADIOLOGICA

La Central Nuclear de Vandellós I, de acuerdo a la reglamentación vigente, debería disponer de un sistema de acondicionamiento y de los correspondientes almacenamientos temporales de bultos producidos. Sin embargo, cuando la central fue autorizada, no existían requisitos reglamentarios en tal sentido y se adoptó la solución técnica de diseño de la central francesa de referencia.

La inexistencia de estos sistemas y en general la ausencia de una planificación de la gestión de residuos producidos en la planta, ha conducido a la situación actual en la que se encuentran sin clasificar, con mínima segregación en función de las características peculiares de cada clase y en condiciones de almacenamiento inadecuadas:

2.1. Desde el punto de vista de la situación radiofísico-química de los residuos:

- . Las camisas de grafito se encuentran en los silos sin estar separadas de los estribos, que a su vez contienen la mayor parte de la actividad.
- . En el silo 1 coexisten además, junto a camisas de grafito, bolsas de residuos compactables y elementos combustibles. La situación desde el punto de vista físico-químico, aunque difícil de predecir, puede presentar problemas que se agudizarán probablemente con el paso del tiempo.
- . En la actualidad existe tecnología suficiente para proceder al acondicionamiento de las camisas de grafito.

- Con respecto a las resinas almacenadas en las fosas, es necesario realizar un estudio de caracterización físico-química y radiológica antes de proceder a su acondicionamiento.

2.2. Desde el punto de vista de la situación de los almacenes temporales:

- En la actualidad para las camisas de grafito existen los almacenamientos, SILO-1 y SILO-2.
- La existencia de dos elementos combustibles irradiados ilocalizables, constituye una situación que puede dar lugar a numerosos problemas, asociados a su posible rotura y a la gran cantidad de actividad que pueden contener.
- Los residuos compactables vertidos al Silo 1 sin cumplir ningún requisito habitual para el almacenamiento temporal están expuestos a deteriorarse, dando lugar a la dispersión de la actividad que contienen e incluso a contaminarse aún más por su contacto con las camisas y los 2 elementos combustibles.
- La situación del resto de los residuos (resinas, piezas metálicas y bidones de compactables) no difiere esencialmente de la existente en otras centrales salvo en lo relativo al acondicionamiento.
- En la actualidad HIFRENSA lleva a cabo un programa de vigilancia de la estanqueidad de los silos de grafito basado en la medición mensual de niveles de agua en el interior de los silos y el drenado de los mismos cuando los niveles anteriores superan 30 cm. Existe además un programa de vigilancia periódica de las catas de recogida de agua de filtraciones a través del muro exterior de los silos (Barranco de Lleira, zona límite del recinto de la instalación). Aunque estas actuaciones se consideran adecuadas, no dejan de evidenciar el problema de falta de aislamiento y hermeticidad de los silos y el consiguiente posible deterioro de los residuos que almacenan.
- La situación actual de los Silos 1 y Silo 2 requiere una revisión de las condiciones de seguridad (detección y mitigación de incendios, drenaje, impermeabilizaciones, condiciones de hermeticidad) que requiere la solicitud a HIFRENSA de las actuaciones necesarias.

En consecuencia, para la puesta en marcha de la instalación se considera necesario que se impongan las condiciones que se señalan en el siguiente apartado, en orden a garantizar la seguridad y protección radiológica, hacer cumplir el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes y situar a C.N. Vandellós I en la línea de actuación del resto de las centrales nucleares españolas respecto a la gestión de residuos.

3. ESTUDIOS Y MODIFICACIONES REQUERIDAS.

- La instalación deberá disponer de los sistemas necesarios para el tratamiento y acondicionamiento de los diferentes tipos de residuos sólidos generados como consecuencia de la operación de la planta. A estos efectos deberá presentarse la correspondiente solicitud de

autorización de puesta en marcha del sistema, todo ello con la documentación técnica preceptiva necesaria de acuerdo al Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

- Los criterios y requisitos de seguridad aplicables al proyecto de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos sólidos serán los contenidos en la Regulatory Guide 1.143 de la USNRC o cualquier otra normativa aplicable, siempre que se demuestre un nivel de seguridad nuclear y protección radiológica equivalente.
- El diseño de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos incorporará las previsiones necesarias para garantizar la segregación de los residuos que tengan distintas características físico-químicas y radiológicas y la mínima producción de residuos secundarios, considerando que el objetivo básico es la obtención de productos finales cuya estabilidad a largo plazo está plenamente garantizada.
- Respecto a los residuos almacenados en los denominados SILO-1 y SILO-2, HIFRENSA deberá presentar al CSN, el proyecto específico para la extracción y acondicionamiento de dichos residuos en condiciones de seguridad. Previamente, HIFRENSA remitirá al CSN un estudio de seguridad actualizado de los silos de grafito y el programa de mejoras complementarias que se deriven, en orden a garantizar la seguridad radiológica de los mismos.
- Se dispondrá en la instalación de los medios e instalaciones adecuadas para el almacenamiento temporal, de forma segura, de los bultos de residuos sólidos que se produzcan.

3.4.10. CARACTERISTICAS DEL EMPLAZAMIENTO

3.4.10.1. ALCANCE

Bajo el epígrafe de esta sección del informe se expone el análisis técnico relacionado con temas de emplazamiento de la C.N. Vandellós I, en el que se considera la situación actual de la citada central, las acciones propuestas por HIFRENSA y su incidencia sobre la mejora de la seguridad y, por último, las propuestas de actuación que considera necesarias el C.S.N. a la vista del Programa de Revaluación de la Seguridad que se sigue en la Central Nuclear Vandellós I.

El análisis técnico aquí descrito se refiere exclusivamente a las características del emplazamiento y a sus repercusiones en la seguridad de la Central. En particular, los aspectos considerados son los siguientes:

- A) Demografía: Distribución de la población.
- B) Agresiones externas producidas por transportes e industrias vecinas.
- C) Meteorología.
 - a) Inundaciones por precipitación máxima probable.
 - b) Viento de diseño.
 - c) Programa de medidas meteorológicas.
 - d) Condiciones de dispersión atmosférica en accidente.
 - e) Condiciones de dispersión atmosférica en operación normal.
 - f) Condiciones de dispersión atmosférica para el cálculo de la habitabilidad de la Sala de Control.
- D) Hidrología marina.
- E) Hidrogeología.
- F) Sismología.

El objetivo de este análisis es la revisión del grado de seguridad de la Central a la vista de:

- a) La experiencia de funcionamiento durante los años de su explotación.
- b) Los resultados del Programa de Revaluación.
- c) El grado de cumplimiento de los criterios y normativa sobre Seguridad Nuclear desarrollados con fecha posterior a la construcción de la Central y aplicables a la misma.

3.4.10.2. DEMOGRAFIA

1. SITUACION ACTUAL

HIFRENSA estima que los datos existentes en el Informe Final de Seguridad de Vandellós I referentes a distribución de la población son insuficientes y obsoletos, por lo que propone una actualización de los mismos de acuerdo con la normativa aplicable.

Por otra parte, HIFRENSA propone definir la "zona protegida" en función de las consecuencias del accidente base de diseño.

2. CONSECUENCIAS PARA LA SEGURIDAD

Las propuestas de HIFRENSA, si bien no tienen consecuencias sobre la seguridad de la C.N. Vandellós I, sí la tienen sobre la planificación de la respuesta a las situaciones de emergencia radiológica.

3. PROPUESTA DE ACTUACION Y JUSTIFICACION

Respecto a la distribución de la población, es aceptable la propuesta de HIFRENSA de actualizar los datos de distribución de la población de Vandellós I hasta un radio de 10 Km.

En cuanto a la definición de la zona protegida, es aceptable la propuesta de HIFRENSA, que define la zona protegida en función de las consecuencias del accidente base de diseño. Este tipo de definición es precisamente el criterio general seguido en el C.S.N., quien exige, en todo caso, definir un radio que delimite conservadoramente la superficie de la zona protegida.

En cuanto a población transeúnte, no considerada expresamente por HIFRENSA aunque podría estar implícita en su propuesta, es necesario que se incluyan los datos correspondientes.

Las propuestas de actuación presentadas por HIFRENSA son aceptables, puesto que coinciden con los criterios aplicados por el C.S.N. a otras centrales nucleares, que están contenidos en la normativa siguiente:

- 10 CFR 100, Reactor Site Criteria
- 10 CFR 50, Domestic Licensing of Production and Utilitation Facilities
- Regulatory Guide 1.70 (Standard Format)
- Standard Review Plan (NUREG - 0800)

3.4.10.3. RIESGOS EXTERNOS

1. SITUACION ACTUAL

En 1986 HIFRENSA, en su Anteproyecto del Programa de Revaluación de la Seguridad, consideró la necesidad de evaluar la seguridad de la Central frente a riesgos externos que no fueron contemplados originalmente y que razonablemente pueden postularse, tales como:

- Materiales tóxicos o inflamables transportados por el ferrocarril Valencia-Tarragona, carretera nacional N-340 y autopista Valencia-Barcelona.
- Explosión de tanques de combustible.
- Efectos derivados de Vandellós II.
- Riesgos derivados del gaseoducto Barcelona-Valencia.
- Riesgos derivados del transporte, trasiego y almacenamiento de anhídrido carbónico.
- Incendios forestales.

En 1987 redactó HIFRENSA los criterios con los que realizaría la evaluación de los riesgos, que están contenidos en la normativa siguiente: 10 CFR 50, 10 CFR 100, NUREG-0800, R.G. 1.78, R.G. 1.91, NUREG/CR-1748 y guía OIEA 50-SG-S5.

Posteriormente, en Julio de 1987, en el Informe Preliminar de Riesgos Externos define los sucesos provocadores de:

- Sobrepresión en estructuras relacionadas con la seguridad.
- Toxicidad en el personal de emplazamiento de la Central.
- Fuego en estructuras relacionadas con la seguridad y de origen externo al emplazamiento.
- Colisión en la Estructura de Toma.
- Derramamiento de líquidos.

y estima al mismo tiempo el riesgo derivado de tales sucesos.

Como consecuencia de la evaluación de los documentos presentados por HIFRENSA, se pone de manifiesto la existencia de riesgos no considerados o cuyos efectos no habían sido tratados de acuerdo con la normativa aplicable. Debido a esto, HIFRENSA realiza en 1989 una revisión de los riesgos externos inducidos, ampliando información respecto a:

- Sobrepresión por explosión de sólidos.
- Sobrepresión por explosión de líquidos.
- Sobrepresión por ignición retardada de gases inflamables.

La posición actual del C.S.N. es que las agresiones de origen externo deben ser analizadas identificando los riesgos, sus probabilidades y consecuencias y verificando la existencia de una protección suficiente en lo que concierne a las funciones de seguridad del reactor, a saber: parada segura, refrigeración a largo plazo, confinamiento de productos radiactivos y Central Auxiliar. Se propone, además, que en el análisis a realizar se contemple la metodología seguida en Francia para la evaluación de tales riesgos.

Como resumen de la situación actual puede concluirse que:

- No se deducen riesgos significativos para la C.N. Vandellós I como consecuencia del transporte de sustancias peligrosas por vía marítima, al pasar la ruta mercante a 18 millas de la misma.
- No se deducen riesgos significativos por impacto de aviones, puesto que su probabilidad estimada para el emplazamiento de C.N. Vandellós II está muy por debajo del límite que se considera admisible en el S.R.P.
- Es necesario completar el análisis de riesgos como consecuencia del transporte de sustancias peligrosas por la autopista A-7 o el ferrocarril Valencia-Tarragona.
- Es necesario completar el análisis de riesgos considerando la influencia de Vandellós II.

2. CONSECUENCIAS PARA LA SEGURIDAD

Los riesgos inducidos por agresiones externas potenciales, debidas al ámbito industrial del entorno y a las vías de comunicación vecinas, sobre el emplazamiento de la Central influyen en dos aspectos fundamentales:

A) Originando explosiones que den lugar a "tormentas de fuego", sobrepresiones y onda sísmica asociada que puedan afectar a estructuras de seguridad, tales como:

- . Depósito DA3
- . Depósitos de Fuel
- . Almacén de uranio
- . Almacenamiento de hidrógeno
- . Depósitos de anhídrido carbónico
- . Cajón del reactor
- . Silos de grafito
- . Edificio de piscinas
- . Central auxiliar
- . Tanque de decantación de Fuel

B) Originando nubes o derrames de líquidos o gases tóxicos y humos, derivados de un incendio, que puedan afectar fundamentalmente a la Sala de Control.

Estos riesgos han de quedar claramente definidos para considerar si ha lugar o no a la protección de estructuras y equipos que permitan: a) la parada del reactor y la evacuación de la potencia residual, b) el almacenamiento de combustible gastado y c) el confinamiento de efluentes radiactivos.

3. PROPUESTA DE ACTUACION Y JUSTIFICACION

El Titular debe completar el estudio de los riesgos inducidos por el transporte por ferrocarril de sustancias explosivas, tóxicas o peligro-

sas y verificar que las funciones de seguridad del reactor (parada segura, refrigeración y confinamiento de productos radiactivos), así como la Sala de Control del reactor, están efectivamente protegidas a la vista de las agresiones ligadas al transporte por ferrocarril y a la Central Nuclear de Vandellós II.

Los riesgos más importantes a estudiar son:

- La elevación anormal de temperatura debido a un incendio exterior al emplazamiento.
- La onda de presión aérea debida a una explosión.
- Los proyectiles generados por una explosión.
- Las nieblas o nubes resultantes de gases tóxicos o corrosivos y de gases y humos derivados de un incendio.

Tanto la normativa del O.I.E.A. como la norteamericana y la francesa, recomiendan la identificación de estos riesgos y la protección de las estructuras de seguridad que puedan verse afectadas.

3.4.10.4. METEOROLOGIA

1. INUNDACIONES POR PRECIPITACION MAXIMA PROBABLE

1.1. Situación actual

De acuerdo a los capítulos del Standard Review Plan (NUREG-0800) 2.4.2: "Floods", 2.4.3: "Probable maximum flood on streams and rivers" y 2.4.5: "Probable maximum surge and seiche flooding", en el emplazamiento deben conocerse las consecuencias de las siguientes situaciones:

- a) Inundación Máxima Probable producida por la Precipitación Máxima Probable en cuencas de ríos próximas. En C.N. Vandellós I este no es el caso, ya que la ausencia de cuencas vertientes, exceptuando el barranco de Lleria, y la capacidad de drenaje del emplazamiento en condiciones normales del nivel de agua del mar, hacen este riesgo despreciable.
- b) Inundación Máxima Probable producida por la Precipitación Máxima Probable local. Al igual que en el caso anterior, la situación costera hace poco crítico este riesgo al posibilitar la libre evacuación al mar del agua caída.
- c) La combinación más crítica de Precipitación de Diseño (menos severa que la Precipitación Máxima Probable local) y algún tipo de oleaje por tormenta y/o viento (surges), que sobreeleve el nivel medio del mar y ocurra simultáneamente a la primera.

En los tres casos se trata de conocer el nivel que se espera que alcancen las aguas en el emplazamiento, para determinar si se producen o no inundaciones que perturben o impidan la refrigeración del reactor en parada segura. Sin embargo, hasta el momento, C.N. Vandellós I no ha calculado niveles por inundación.

1.2. Consecuencias para la seguridad

El desconocimiento actual del nivel crítico de inundación a consecuencia de la combinación más desfavorable de Precipitación de Diseño e inundación de origen marino (surges), podría suponer la inoperatividad de la refrigeración en parada segura, si dicho nivel crítico de inundación superase la cota de la plataforma de la Estación de Bombeo.

1.3. Propuesta de actuación y justificación

C.N. Vandellós I debería realizar el cálculo del nivel de inundación en el emplazamiento como consecuencia de la Precipitación de Diseño, que ocurra simultáneamente con una subida del nivel medio del agua del mar por tormentas y/o viento, de acuerdo al apdo. 2.4.5 del Standard Format (RG 1.70) y apdo. 2.4.5 del Standard Review Plan (NUREG-0800); demostrando que el nivel alcanzado es inferior al existente como resguardo en la Estación de Bombeo del sistema de refrigeración en parada segura, o que la disminución de la capacidad de drenaje del sistema de alcantarillado en esta situación no produce efectos perjudi-

ciales para la seguridad. Dicho estudio se corresponde con el indicado en el apartado 3.4.10.5 de este informe.

2. VIENTO DE DISEÑO

2.1. Situación actual

La Central está diseñada para soportar las cargas de viento correspondientes a las siguientes presiones dinámicas:

<u>Altura (m)</u>	<u>Presión dinámica (Kg/m²)</u>
0-30	100
31-100	125

que según la norma española MV 101-1962 corresponderían a una situación topográfica expuesta y a las siguientes velocidades del viento:

<u>Altura (m)</u>	<u>Racha máxima (Km/h)</u>
0-30	144
31-100	161

El C.S.N. no aceptó en su día dichos valores de rachas máximas por considerar que no eran conservadores, exigiendo un nuevo estudio que siguiera la metodología contemplada por la Guía de Seguridad del OIEA nº 50-SG-S11A, ANSI A58.1 y ANSI/ANS-2.3. Los resultados de dicho estudio fueron los siguientes:

a) Racha máxima a 10 m. de altura: 204 Km/h.

b) Variación con la altura: $V_h = V_{10} (h/10)^{0.068}$

Dado que los nuevos valores suponen un aumento considerable, del 41,6% a 10 m. y del 40.4% a 45 m., el diseño de la C.N. Vandellós I frente a cargas de viento debería recalcularse.

2.2. Consecuencias para la seguridad

Como el viento de diseño utilizado es inferior al máximo admitido, la Central está sometida actualmente a un riesgo mayor que el previsto para cargas de viento sobre estructuras.

2.3. Propuesta de actuación y justificación

C.N. Vandellós I debería recalcular todas las cargas efectivas del viento sobre estructuras, componentes y sistemas expuestos al mismo, incluidos los que soportan filtros de gases y partículas radiactivas, de acuerdo al viento de diseño indicado anteriormente. La necesidad queda justificada por la discrepancia del 40 % entre los vientos utilizados para el diseño de la Central y los estimados por el C.S.N. para el emplazamiento.

3. PROGRAMA DE MEDIDAS METEOROLOGICAS

3.1. Situación actual

La estación meteorológica dispone de una "unidad de difusión atmosférica" y de una "unidad convencional". La primera consta de dos torres meteorológicas de diferente altura, ubicadas una junto a la línea de costa y la otra tierra adentro, tal y como se requiere a un emplazamiento costero. Ambas torres disponen de varios niveles de medida dotados con diversos sensores meteorológicos, cuyas características de umbral, rango y exactitud de los sensores cumplen los requisitos recomendados en el ANSI/ANS-2.5.

La Sala de Control de C.N. Vandellós I dispone de una impresora conectada al ordenador de la estación meteorológica, en la que se registran los promedios de 15 minutos de todos los datos meteorológicos. Dicha impresora está alimentada eléctricamente por barra segura y no existen registradores analógicos de las variables meteorológicas.

Los niveles de medida de gradientes térmicos entre 10 y 29 m. en ambos mástiles son insuficientes para cumplir la exactitud exigida en el ANSI/ANS-2.5. Una solución técnica consensuada por ambas partes, ha consistido en suplementar dichos mástiles (antes de Mayo de 1990) con la instalación de una veleta a 10 m. en la torre junto a la costa y otra a 29 m. en la torre interior, determinando en continuo la desviación típica de la dirección horizontal en ambos niveles.

Los equipos están sometidos a un correcto mantenimiento y calibración. Por otro lado existen planes para modificar parte de los equipos de la estación meteorológica, dado el envejecimiento de los mismos.

3.2. Consecuencias para la seguridad

La situación actual del programa de medidas meteorológicas presenta los siguientes problemas:

- a) Riesgo de falta de datos meteorológicos en Sala de Control, debido a la inexistencia de redundancia y vías y equipos de recepción y registro de datos meteorológicos en tiempo real en Sala de Control. En caso de fallo del ordenador HP-1000 de la estación o de la impresora de Sala de Control, durante una emergencia nuclear no se dispondría de esta información ni por parte de los operadores ni por el Gobierno Civil o el C.S.N.
- b) Deficiente calidad de los datos de estabilidad atmosférica y, en consecuencia, de los factores de dispersión (X/Q), debido a la insuficiente distancia vertical de medida entre los termómetros que miden gradientes de temperatura.

3.3. Propuesta de actuación y justificación

C.N. de Vandellós I deberá incorporar todos los cambios y mejoras proyectados, tanto en lo referente a sustitución de equipos cerca del final de su vida operativa como de superación del problema de los gra-

dientes térmicos. Asimismo, deberá duplicar el sistema de transmisión de datos a Sala de Control e incorporar el registro analógico de las variables meteorológicas en la misma.

4. CONDICIONES DE DISPERSION ATMOSFERICA EN ACCIDENTE

4.1. Situación actual

El Titular ha deducido las condiciones de transporte y difusión atmosférica de la zona en caso de accidente que afectarían a la población del entorno (a los operadores de la Sala de Control se analiza en otro apartado del presente informe).

De su estudio cabe hacer los siguientes comentarios:

- a) **Datos meteorológicos utilizados:** Son los correspondientes al período 1984-1987. Como en dicho período no se efectuó un control de calidad adecuado, lo correcto sería recalcular las condiciones de dispersión, utilizando el período Julio/87 a Junio/89 o hasta Junio/90 si el nuevo estudio propuesto se realizara en el segundo semestre de este año.
- b) **Alturas de emisión:** HIFRENSA emplea correctamente la normativa aplicable (R.G. 1.145) en lo referente a considerar como emisiones a nivel del suelo los vertidos producidos en las situaciones accidentales previstas.
- c) **Puntos receptores:** Sólo se han calculado los factores de dispersión en los puntos de la valla, seleccionando de los 16 sectores el valor máximo.

No se han calculado dichos factores en puntos del entorno, con el fin de conocer los límites de la Zona Protegida y de la Zona Bajo Control del Explotador. Tampoco calcula C.N. Vandellós I los factores de dispersión en lugares habitados comprendidos en la zona de actuación del Plan de Emergencia Nuclear.

El Titular no ha calculado factores de deposición relativa, que aunque no son exigibles por la normativa U.S.A. sí es práctica usual en la CEE (Recomendación de la Comisión del 03.02.82 referente a la aplicación del Artículo 37 del tratado de EURATOM).

- d) **Metodología:** Se aplica la R.G. 1.145 y el Código PAVAN (NUREG/CR-2858) que la desarrolla.

4.2. Propuesta de actuación y justificación

El Titular deberá actualizar los factores de dispersión atmosférica en accidente, aplicando los datos meteorológicos desde Julio/87. Dichos factores serían calculados en los lugares habitados comprendidos en la zona de actuación del Plan Básico de Emergencia Nuclear, y en todos los puntos necesarios para definir, según el 10 CFR 100, los límites de las Zonas Bajo Control y Protegida.

5. CONDICIONES DE DISPERSION ATMOSFERICA EN OPERACION NORMAL

5.1. Situación actual

El Titular ha analizado las condiciones de transporte y difusión atmosférica de la zona en caso de operación normal.

Del estudio de dichos documentos se deducen los siguientes comentarios:

a) Datos meteorológicos utilizados: Cabe decir lo mismo que en el apdo. 4.1. anterior. Es significativo que el propio Titular valore negativamente los datos utilizados al estar asociados, según él, a un funcionamiento "irregular" de la estación meteorológica.

b) Alturas de emisión: Se han considerado dos tipos de emisiones, continuas y por purga. Las primeras se liberan a través de la chimenea de ventilación o de baja presión. La purga, que se hace una sola vez al año, se efectúa por la chimenea de vaciados o de alta presión.

Estos puntos de evacuación tienen las siguientes alturas (sobre el nivel del suelo) y velocidades de emisión:

- Ventilación: 73.5 m y 6 m/s.
- Vaciados: 76.5 m y 25 m/s.

c) Puntos receptores: Se calculan los factores de dispersión y deposición medios anuales en trapezios circulares según las 16 direcciones de la brújula, a distancias desde el reactor distintas de las usualmente utilizadas en España. Por otro lado, el Titular calcula dichos factores en los límites de la zona de exclusión y de la zona de baja densidad de población, -sin sentido práctico para el caso de operación normal. Asimismo, se calculan dichos factores en los puntos de la valla, que es el límite de la zona de acceso restringido al público.

d) Metodología: Dada la peculiaridad de las emisiones por tandas, es necesario distinguir dos casos: el de los factores de dispersión aplicables a vertidos en continuo (chimenea de ventilación) y los aplicables a vertidos en tandas (chimenea de vaciados utilizada una vez por año durante 28 h. seguidas).

En el primer caso se trata de conocer los factores de dispersión medios anuales que afectan al público. La metodología es la de la R.G. 1.111 y el Titular la aplica correctamente por medio del código XOQDOQ (NUREG/CR-2919).

En el segundo caso, los factores de dispersión aplicables son siempre mayores que los de emisión continua y la metodología para deducirlos es muy diferente. El Titular no ha empleado la correcta.

5.2. Propuesta de actuación y justificación

C.N. Vandellós I deberá revisar sus estimaciones de X/Q y D/Q en condiciones de operación normal en los siguientes términos:

- a) Utilización de un periodo de datos meteorológicos con origen en Julio/87.
- b) Cálculo de los factores de dispersión y deposición relativas a la población en los mismos sectores que se utilizan en el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.
- c) Aplicación de la metodología del NUREG-0133 para el cálculo específico de los factores de dispersión y deposición atmosféricos máximos asociados a las tandas de emisión.

6. CONDICIONES DE DISPERSION ATMOSFERICA PARA EL CALCULO DE HABITABILIDAD DE LA SALA DE CONTROL

6.1. Situación actual

6.1.1. Referente a productos radiactivos.

Del estudio de los documentos presentados por C.N. Vandellós I sobre este tema se concluye que la metodología utilizada por HIFRENSA para el cálculo de los factores de dispersión atmosférica en las tomas de aire de ventilación de la Sala de Control difiere de la considerada por el C.S.N., la cual resulta de aplicar estrictamente la metodología recomendada en el S.R.P. que es más conservadora.

6.1.2. Referente a productos tóxicos.

En caso de accidente del que resulte liberación gaseosa de productos tóxicos transportados o almacenados en un radio de 8 km (líquidos y gases licuados o comprimidos), estos podrían alcanzar la toma de ventilación de Sala de Control. El cálculo de las concentraciones correspondientes efectuado por C.N. Vandellós I indica que se superarían las concentraciones permitidas dentro de la Sala de Control para varios productos.

En la evaluación independiente realizada se han obtenido las mismas conclusiones desfavorables. En dicha evaluación se ha supuesto una tasa de intercambio de aire con el exterior de 1.2 h^{-1} , que es la más desfavorable dentro de las contempladas en la R.G. 1.78, ya que el Titular no especifica cuál es la tasa de intercambio real de la Sala de Control.

6.2. Consecuencias para la seguridad

6.2.1. Referente a productos radiológicos

Los valores de X/Q obtenidos en la evaluación independiente son mayores que los calculados por el Titular, lo que supondría a igualdad de

términos fuente, unas concentraciones en Sala de Control mayores que las estimadas por C.N. Vandellós I.

6.2.2. Referente a productos tóxicos.

La Sala de Control no sería habitable para varios productos químicamente tóxicos almacenados en C.N. Vandellós I y transportados por la autopista A-7 o por ferrocarril. La consecuencia, en caso de accidente en el almacén o transporte de dicha sustancias, podría ser la imposibilidad de llevar a parada segura el reactor.

6.3. Propuesta de actuación y justificación

6.3.1. Referente a productos radiactivos

C.N. Vandellós I deberá actualizar el cálculo de los factores de dispersión atmosférica en las tomas de aire de ventilación de la Sala de Control, siguiendo estrictamente la metodología recomendada en el cap. 6.4. del S.R.P., o en caso de utilizar otra alternativa, demostrando que es más conservadora.

6.3.2. Referente a productos tóxicos

El Titular deberá efectuar un nuevo estudio de habitabilidad de Sala de Control según la R.G. 1.78, incluyendo:

- a) Consideración del inventario actualizado, incluida la predicción conservadora de los productos químicamente tóxicos que serían almacenados y transportados en los alrededores.
- b) Adaptación de las condiciones de aislamiento de la Sala, de forma que no se superen en ningún caso los límites de toxicidad a los operadores en caso de accidente con liberación de las sustancias anteriores.
- c) Verificación real, en la Sala de Control mejorada, de la tasa de intercambio de aire con el exterior.

3.4.10.5. HIDROLOGIA MARINA

1. SITUACION ACTUAL

Dada la situación topográfica de la Central respecto al nivel del mar, puede descartarse razonablemente el riesgo de inundación de origen marino. Sin embargo, la situación es completamente diferente para la Estación de Bombeo, ubicada junto al mar. No se ha comprobado satisfactoriamente que las bombas importantes para la seguridad puedan operar sin riesgo en todo momento; incluso en el caso de una sobreelevación máxima del nivel del agua debido a la concurrencia de fenómenos marinos extremos.

2. CONSECUENCIAS PARA LA SEGURIDAD

La Estación de Bombeo alberga todas la tomas de agua para los diversos sistemas de refrigeración y circulación de la Central, tanto los que funcionan en operación normal como los que son necesarios en caso de accidente. Dada la naturaleza vital de los sistemas de refrigeración de emergencia, su disponibilidad debe estar asegurada permanentemente y deben ofrecer garantía de servicio. En estas circunstancias, es posible la pérdida de estos sistemas por fallo eléctrico en las bombas de impulsión, debido a una sobreelevación extrema del nivel máximo del mar y a la inundación consiguiente de la zona de motores.

3. PROPUESTA DE ACTUACION Y JUSTIFICACION

El Titular justificará que las bombas importantes para la seguridad situadas en la Estación de Bombeo, no se verán afectadas en su funcionamiento por el nivel máximo del mar que se pueda alcanzar debido a la concurrencia razonable de fenómenos marinos extremos.

Lo que se solicita es la comprobación directa de que las bombas de los sistemas de refrigeración de emergencia quedan a resguardo de las máximas fluctuaciones esperables del nivel del mar, incluso en condiciones extremas. Para estimar ese nivel máximo del mar sería aceptable un estudio similar al realizado por la central de Vandellós II, ubicada en el mismo emplazamiento y requerida anteriormente por el C.S.N. para justificar extremos similares.

3.4.10.6. HIDROGEOLOGIA

1. SITUACION ACTUAL

En los archivos del C.S.N. no figura ningún documento referente a estudios de caracterización y comportamiento hidrogeológico del emplazamiento de Vandellós I. Dada la época de licenciamiento de la Central, no se requirieron en su día estudios de este tipo por parte de la autoridad reguladora para la concesión de la Autorización de Construcción ni del Permiso de Explotación reglamentarios. Por otra parte, el Titular no incluyó en el Programa de Revaluación de la Seguridad de su instalación ningún punto referente a la hidrogeología del emplazamiento.

2. CONSECUENCIAS PARA LA SEGURIDAD

La descripción hidrogeológica de todo emplazamiento nuclear y la vigilancia y control de sus aguas subterráneas son requisitos obligados que recogen las principales normativas de seguridad actuales y, en particular, es norma del C.S.N. para las instalaciones nucleares y radiactivas. El motivo es doble. Por una parte, las características hidrogeológicas del emplazamiento tienen una repercusión directa en la seguridad de las cimentaciones y de las estructuras que forman parte de las instalaciones nucleares. Por otro lado, el comportamiento hidrogeológico y el flujo de las aguas subterráneas influyen directamente en la dispersión y transporte de los efluentes líquidos radiactivos, tanto los vertidos en operación normal como, todavía más importante, los vertidos indebidamente en condiciones de accidente.

3. PROPUESTA DE ACTUACION Y JUSTIFICACION

En cuanto a la seguridad de las cimentaciones el Titular deberá ampliar la información sobre las características geotécnicas del subsuelo que estén relacionadas directamente con la circulación de las aguas subterráneas

En cuanto al comportamiento hidrogeológico el Titular deberá establecer una red de control de las aguas subterráneas en el área de emplazamiento de la Central, de modo que permita el seguimiento de:

- la situación de los niveles de agua subterránea,
- la calidad química de las aguas subterráneas.

Para ello, las mediciones y muestreos que se realicen deberán ser periódicos, comenzando semanalmente hasta que se caracterice el acuífero y su dinámica.

Se considera que la central de Vandellós I debe proceder al establecimiento de una red de vigilancia y control de las aguas subterráneas, tal y como se especifica en la propuesta anterior. Con los datos obtenidos de la red de control se podrá desarrollar una caracterización del comportamiento del agua subterránea en el emplazamiento de C.N. Vandellós I.

3.4.10.7. SISMOLOGIA

1. SITUACION ACTUAL

En la época de licenciamiento de la C.N. Vandellós I se aplicó la Norma Sismorresistente PG S-1 de 1968 al diseño sísmico de la misma como requisito obligado para la concesión del Permiso de Construcción. Actualmente, la normativa nuclear al efecto es radicalmente distinta y se exige a toda nueva instalación nuclear un diseño sísmico más riguroso de sus estructuras, sistemas y componentes que estén relacionados con la seguridad.

Al definir HIFRENSA el Programa de Revaluación de la Seguridad incluyó entre las áreas a revisar una dedicada a "fenómenos sísmicos", indicando que establecería un terremoto de diseño basado en la sismicidad histórica del emplazamiento y que propondría una metodología para el análisis sísmico de las estructuras.

Lo que ha hecho el Titular hasta la fecha ha sido definir como terremoto máximo previsible en el emplazamiento uno de intensidad VI-VII MSK, basándose en los sismos históricos y en las características tectónicas de las áreas circundantes, y establecer una aceleración horizontal máxima asociada a ese terremoto de valor 0,09 g. No ha propuesto, sin embargo, una metodología para el análisis sísmico de las estructuras, porque argumenta que la Central no requiere necesariamente reanálisis sísmico partiendo de dos premisas: una, que la sismicidad del emplazamiento de la C.N. Vandellós I es ligeramente inferior a la del emplazamiento de su central de referencia (Saint-Laurent-des-Eaux A ó SLA en Francia); otra, que en la reevaluación de su central de referencia SLA no se ha efectuado reanálisis sísmico alguno.

La aceleración que el titular asigna al emplazamiento de Vandellós I como valor de diseño no está justificada aceptablemente, porque la metodología seguida para su obtención es sólo aproximada y nada conservadora. Actualmente HIFRENSA tiene en curso un estudio sísmico de la zona con el objeto de definir el valor de la aceleración máxima horizontal que se emplearía en el reanálisis sísmico.

El C.S.N. considera, en oposición a la opinión del Titular, que la central de Vandellós I, por exigencias de seguridad nuclear, necesita ser reanalizada sísmicamente de acuerdo con la metodología moderna reglamentada al efecto. Además, resulta errónea la argumentación de HIFRENSA respecto a que la sismicidad de Vandellós es inferior a la del emplazamiento de la central francesa SLA, puesto que la intensidad máxima histórica en la región de Saint-Laurent-des-Eaux es de VI MSK, mientras que en Vandellós ha resultado ser VI-VII MSK según afirma el Titular.

2. CONSECUENCIAS PARA LA SEGURIDAD

El cambio radical habido en la normativa nuclear en cuanto a la consideración del diseño sísmico desde que se licenció la C.N. Vandellós I hasta hoy, es de por sí claramente explicativo de la importancia que se da a los estudios de sismología en la actualidad. De hecho, se obliga a

definir un sismo máximo previsible en el emplazamiento y se exige que la central sea capaz de soportarlo sin daño en sus estructuras y sistemas vitales. Con este requisito se asegura razonablemente que, caso de ocurrir un terremoto en el emplazamiento, la central sea capaz de ir a una situación de parada del reactor, mantenerla de forma continuada mediante los sistemas de extracción del calor residual y conservar íntegros los sistemas de confinamiento del combustible y de los productos radiactivos. La exigencia del diseño sísmico cambia totalmente el panorama de la seguridad nuclear, reduciendo considerablemente los riesgos asociados a la ocurrencia de accidentes por fenómenos naturales extremos de origen geológico.

3. PROPUESTA DE ACTUACION Y JUSTIFICACION

El Titular deberá realizar un estudio completo de la sismicidad del emplazamiento de la Central, revisando los sismos históricos que resulten críticos y analizando específicamente las leyes de correlación intensidad-aceleración que resulten aplicables. Como resultado de dicho estudio se definirá la intensidad sísmica que corresponda al emplazamiento, la aceleración horizontal máxima asociada y el espectro de respuesta del suelo que deba aplicarse para el análisis sísmico de las estructuras y edificios de seguridad.

Las fases de este estudio, que pueden ser objeto de interpretación más precisa y que repercuten decisivamente en los resultados finales, son fundamentalmente dos: consideración de sismos históricos que resulten críticos y aplicación de leyes de correlación intensidad-aceleración.

La metodología general para realizar los estudios de sismología en el emplazamiento debe ser la misma que viene aplicándose a las centrales nucleares españolas. Esta metodología es la recomendada en el código americano 10 CFR 100, Apéndice A, y desarrollada en el NUREG - 0800 (S.R.P.) y en las Guías Regulatorias 1.60 y 1.70 de la N.R.C. americana, un aspecto importante de dicha metodología se refiere al conocimiento geotécnico del subsuelo con el que se asienta la planta.

3.4.11. ANALISIS DE ACCIDENTES

1. ASPECTOS GENERALES

La mayor parte del análisis de accidentes de Vandellós I está basado en cálculos realizados a finales de los años sesenta, con una metodología y herramientas de cálculo muy simplificados, que han evolucionado considerablemente. Los códigos de cálculo utilizados actualmente contienen una modelación más detallada de los fenómenos y tienen una mayor capacidad predictiva de la evolución de la planta durante los transitorios. Además, a lo largo de la explotación de la central se han introducido algunas modificaciones en los sistemas o se ha producido la degradación de algunos equipos que hacen necesario incluir nuevos escenarios o nuevas hipótesis en los accidentes analizados. Por otro lado, la normativa también ha cambiado y se ha generalizado a nivel internacional la aplicación de una serie de criterios de diseño que no fueron considerados en el diseño de esta central.

Por todo ello, se ha considerado necesario que Vandellós I se plantee la revisión del análisis de accidentes, como ya se ha realizado también en la central de referencia. Esta revisión deberá hacerse con una metodología actualizada y suficientemente documentada, debiendo incluir, además de los cálculos realizados y los resultados de los mismos, los siguientes aspectos:

- a) Una descripción adecuada de los códigos utilizados con los fenómenos físicos considerados y la modelación matemática de los mismos, el proceso de validación seguido por dichos códigos, la nodalización de la planta utilizada, etc.
- b) Una descripción detallada de los datos de entrada, con una justificación adecuada de aquellos que no sean datos específicos de Vandellós I.
- c) Una identificación clara de los sistemas de seguridad a los que se les da crédito en cada uno de los accidentes, incluyendo puntos de tarado considerados para su actuación, tiempo de retardo, capacidad de los mismos, etc.
- d) Se identificarán claramente los transitorios considerados como base de diseño para establecer los puntos de tarado del Sistema de Protección del Reactor y se justificarán mediante análisis dichos puntos de tarado.
- e) Se establecerán los valores límites de la presión, temperatura, etc. sobre los diferentes componentes del reactor: combustible, estructuras, soportes, cajón y piel de estanqueidad, soplantes, etc., que no deberán ser superados en las diferentes condiciones de accidentes.

2. ACCIDENTES POSTULADOS

Deberán revisarse los siguientes accidentes mencionados en el Informe de Seguridad de C.N. Vandellós I:

- Incidentes de reactividad
- Fallo de la circulación de CO_2
- Fallo de la alimentación de agua al cambiador principal
- Fallo de la ventilación de parada
- Fallo de la estanqueidad CO_2 /agua-vapor del cambiador principal
- Incidentes en la cadena de manutención del combustible
- Fallo del circuito de agua bruta dulce
- Fallo del circuito de agua desmineralizada de refrigeración
- Pérdida de un circuito de aire comprimido
- Pérdida de los sistemas de control y regulación
- Incidentes en la estación de tratamiento de efluentes líquidos radiactivos
- Consecuencias de la construcción de nuevas unidades en el emplazamiento de la central

Deberán realizarse el análisis de los siguientes accidentes:

- Pérdida de soplado con el reactor a potencia
- Pérdida de soplado con el reactor parado y despresurizado
- Pérdida de la ventilación de parada
- Accidentes de despresurización lenta o rápida del cajón
- Rotura de las tuberías de agua o de vapor
- Accidentes de reactividad
- Pérdida de la alimentación de agua del cambiador principal
- Pérdida del agua desmineralizada
- Pérdida de suministro eléctrico
- Pérdida del aire comprimido
- Pérdida de la central auxiliar
- Inundaciones externas e internas
- Pérdida total del suministro de agua fría
- Accidentes relacionados con los grupos turboalternadores
- Consecuencias del accidente base de diseño de Vandellós II
- Accidentes durante el manejo del combustible irradiado
- Pérdida de refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado
- Rotura de varios colectores de agua o vapor en el interior del cajón.

3. ACCIDENTES PRINCIPALES

A continuación se pasa a discutir brevemente los principales accidentes que deben ser reanalizados dentro del esquema del actual análisis de accidentes y las modificaciones de la planta que se derivan de dichos reanálisis.

a) DESPRESURIZACION DEL CAJON

a.1) Despresurización rápida del cajón

El máximo accidente de despresurización actualmente contemplado es el de pérdida de un tapón de carga, que da lugar a una superficie de descompresión de $0,05 \text{ m}^2$. Los resultados del análisis indican que no se superan los límites de seguridad del combustible. Sin embargo, pueden producirse diferencias de presión importantes entre el vapor y el CO_2 que aumenten el riesgo de roturas de tubos del cambiador princi-

pal. En condiciones de CO_2 despresurizado, el cambiador de parada no es eficaz para refrigerar el núcleo, debido a los bajos caudales de circulación natural que se generan a bajas densidades. Por tanto, una indisponibilidad del cambiador principal en estas condiciones, deja sin posibilidad de refrigeración al núcleo y no es aceptable.

Dado el estado en que se encuentran los tubos del cambiador principal, el único medio de garantizar la integridad del cambiador frente a un accidente de despresurización del cajón, es la realización de pruebas periódicas con diferencias de presión entre el vapor y el CO_2 , envolventes de las máximas que puedan aparecer en el análisis de éste accidente.

Además, en la central de referencia se ha introducido una cadena de regulación para abrir las electroválvulas de alivio de vapor y reducir la diferencia de presión entre el vapor y el CO_2 , en caso de que dicha presión supere los 15 bar.

a.2) Despresurización lenta del cajón

La rotura de tuberías de CO_2 en la cava produce una despresurización del cajón más lenta que el caso anterior, ya que los diámetros de las mismas son inferiores al de un pozo de carga. Sin embargo, deben considerarse porque el ambiente térmico que generan en la cava puede dejar fuera de servicio algunos equipos necesarios para el funcionamiento seguro de la instalación. A fin de evitar estos problemas, se ha dispuesto un sistema de rociado de la cava, cuya misión es limitar la subida de temperatura en esta zona en caso de rotura de tuberías, tanto de CO_2 como de agua y vapor.

El actual circuito de aspersión de la cava puede ser insuficiente para hacer frente a una despresurización lenta del cajón por rotura de tuberías de CO_2 en la cava, ya que el tiempo de despresurización se estima en unas dos horas y media aproximadamente y el depósito del circuito puede no tener capacidad suficiente. Además el sistema no es redundante.

Por tanto, se deberán analizar los posibles casos de despresurización del cajón por rotura de tuberías de CO_2 en la cava y se introducirán en el circuito de rociado de la cava las modificaciones necesarias para que pueda hacer frente a las situaciones consideradas.

Modificaciones o análisis requeridos

1. Se deberá realizar un reanálisis del máximo accidente previsible de despresurización del cajón, para determinar la máxima diferencia de presión entre el vapor y el CO_2 que se puede alcanzar en el accidente.
2. Se deberá realizar una prueba periódica del cambiador principal, sometiéndolo a una diferencia de presión entre el vapor y el CO_2 , envolvente de la máxima calculada en el análisis del accidente de despresurización del cajón.

3. Se introducirá una cadena de regulación para limitar las diferencias de presión entre el vapor y el CO_2 que puedan generarse.
4. Se analizarán los posibles casos de despresurización del cajón por rotura de tuberías de CO_2 en la cava y se dotará al sistema de rocío de la cava de capacidad suficiente para hacer frente a tales situaciones, suponiendo el fallo único del circuito más limitante.

b) INCIDENTES DE REACTIVIDAD

Los incidentes contemplados en el análisis de seguridad actual son la subida intempestiva del grupo de pilotaje de barras de control por un fallo de la regulación, como incidente global de reactividad, y la subida de un subgrupo de regulación espacial o de largo término como incidentes locales. No se han considerado incidentes locales debidos a la extracción incontrolada de una sola barra.

En la central de referencia se ha introducido una nueva cadena de gradiente de temperatura para proteger al reactor contra incidentes locales de reactividad. La metodología de análisis de este tipo de accidentes ha sido revisada y se han ajustado los umbrales de actuación, tanto de la nueva cadena de gradiente de temperatura como las ya existentes de potencia neutrónica, en base a los nuevos cálculos. Además, el análisis de los márgenes de antireactividad disponible en el reactor, ha llevado a especificar unas reglas para las barras de control que se pueden depositar sobre los amortiguadores en el curso de las operaciones de renovación del combustible.

Modificaciones o análisis requeridos

1. Se reanalizarán los incidentes globales y locales de reactividad que puedan producirse, aplicando la metodología actualizada. Con estos análisis se justificarán los umbrales a que deben ajustarse las cadenas de seguridad de potencia neutrónica y de gradiente de temperatura.
2. Se analizarán los márgenes de antirreactividad disponibles en el reactor en las condiciones más limitativas de funcionamiento y se establecerán las normas sobre las barras de control que pueden ser depositadas sobre los amortiguadores en el curso de la renovación del combustible, para mantener los márgenes requeridos.

c) PERDIDA DE SOPLADO

Los accidentes de pérdida total de soplado habían sido ya considerados en los análisis de seguridad de Vandellós I, sin embargo, en la central de referencia han sido reanalizados para establecer las condiciones de funcionamiento del cambiador de parada como sistema de refrigeración de emergencia.

En la normativa actual se requiere que los sistemas de emergencia sean capaces de cumplir su misión aún suponiendo el fallo único más limitante del mismo. Por tanto, en los análisis que se realicen en Vandellós I se deberá tener en cuenta el cumplimiento de este criterio.

En los análisis realizados en la central de referencia, se ha llegado a la conclusión de que este sistema de refrigeración de emergencia es eficaz siempre que el reactor esté presurizado. Pero si se produce una pérdida de soplado en el proceso de parada de la central, cuando ya se ha disminuido la presión del CO_2 , las bajas densidades del refrigerante hacen que el caudal de circulación natural que se establece sea insuficiente para refrigerar el núcleo. Un aporte adicional de CO_2 en estas condiciones puede ser suficiente para que se establezcan los caudales adecuados. En la central de referencia se ha instalado un dispositivo de realimentación de CO_2 al cajón por una segunda vía, para ser utilizado en estos casos y en otros accidentes con despresurización del cajón. Un dispositivo semejante deberá ser instalado en Vandellós I.

Modificaciones o análisis requeridos

1. Se deberán reanalizar los accidentes de pérdida de soplado en las distintas fases de operación para establecer la eficacia y las condiciones de funcionamiento del cambiador de parada como sistema de refrigeración de emergencia. La capacidad de este sistema deberá demostrarse suponiendo el fallo único más limitante del mismo.

2. Se deberá instalar un dispositivo de realimentación de CO_2 al cajón por una segunda vía, capaz de hacer frente a los accidentes de pérdida de soplado con el reactor despresurizado.

d) PERDIDA DE AGUA DE ALIMENTACION

En el análisis de accidentes actual no se considera la pérdida completa de agua de alimentación. Los estudios de rotura de tuberías de agua y vapor en el exterior del cajón, realizados en la central de referencia, demuestran que es posible que se produzca una situación de pérdida completa del cambiador. En estos casos y a condición de que el cajón esté presurizado, el cambiador de parada puede ser suficiente para extraer el calor residual del núcleo. Sin embargo, no se ha previsto ninguna señal automática que ponga en funcionamiento el cambiador de parada en estas situaciones, sino que debe ser una actuación manual. El accidente deberá ser analizado para ver de cuánto tiempo se dispone para poner en marcha el cambiador de parada y se deberán incorporar las instrucciones pertinentes en los correspondientes procedimientos de emergencia.

Las roturas de tuberías de agua y vapor en la cava, no solo dan lugar a pérdida del cambiador principal, sino que también degradan el ambiente térmico en la cava, afectando al correcto funcionamiento de equipos de seguridad localizados en la misma. El sistema de rociado de la cava tiene como misión mantener la temperatura por debajo de los valores requeridos para el correcto funcionamiento de dichos equipos. Se deberán analizar los diferentes casos posibles de roturas de tuberías de agua y vapor en la cava y comprobar la capacidad del sistema de aspersión de la cava, para garantizar las condiciones de funcionamiento de aquellos componentes necesarios para la seguridad de la planta.

Modificaciones o análisis requeridos

1. Se deberá analizar el accidente de pérdida completa de agua de alimentación e incorporar en los procedimientos de operación de emergencia las conclusiones del mismo.
2. Se deberán analizar los diferentes casos de rotura de tuberías de agua de alimentación y vapor en la cava, para garantizar que el sistema de aspersión de la misma es capaz de mantener las condiciones necesarias para el funcionamiento de los equipos necesarios para la seguridad.

e) PERDIDA DE VENTILACION EN PARADA

En el análisis de seguridad actual están considerados los fallos de los diferentes componentes del sistema de ventilación en parada, siendo crítica la pérdida de los ventiladores para la refrigeración del núcleo. La alternativa considerada es la puesta en marcha de una turbosoplante y el cuarto de cambiador asociado. Sin embargo, puede haber una causa común por fallo en la alimentación eléctrica que lleve a la pérdida simultánea de la ventilación en parada y las turbosoplantes. Esta situación puede evitarse si se dotase al sistema de ventilación en parada de una alimentación eléctrica, independiente, a partir de generadores.

Además, al ser considerado el sistema como de seguridad, deberá someterse a controles y pruebas periódicas.

Modificaciones o análisis requeridos

1. El sistema de ventilación en parada deberá tener una fuente de alimentación eléctrica independiente, para evitar el fallo en modo común por pérdida de energía eléctrica con las turbosoplantes.
2. El sistema de ventilación en parada deberá ser considerado como de seguridad y ser sometido a pruebas periódicas como tal.

f) ACCIDENTES CON DEGRADACION DEL NUCLEO

Estos accidentes, fuera de la base de diseño, deben ser considerados para identificar los posibles escenarios que puedan llevar a fusión del núcleo, conocer la evolución de los fenómenos que se producen en esas condiciones y establecer las medidas preventivas o mitigadoras que se deben tomar en cada caso.

En Vandellós I se han identificado algunos sucesos que pueden llevar a fusión del núcleo y degradación de estructuras internas al cajón, como son los accidentes de despresurización con pérdida del cambiador principal o pérdida de soplado. Este proceso de identificación se deberá completar para elaborar la lista de los accidentes fuera de la base de diseño que deban ser considerados y los correspondientes procedimientos de emergencia para hacer frente a tales situaciones.

Además, se deberán realizar los estudios necesarios para conocer la fenomenología de los sucesos que puedan producirse en este tipo de accidentes y el comportamiento de los materiales, el cajón y las estructuras internas del reactor en tales circunstancias.

3.4.12. ESPECIFICACIONES TECNICAS DE FUNCIONAMIENTO

El área del Programa de Reevaluación de la Seguridad correspondiente a las Especificaciones Técnicas de la planta fue evaluada por la Dirección Técnica del CSN en 1988. Como resultado de dicha evaluación, se concluyó y comunicó al explotador, que la C.N. Vandellós I deberá revisar sus Especificaciones Técnicas, teniendo en cuenta que la estructura y el contenido actual de las mismas las hace de difícil interpretación, respetando los siguientes criterios:

- Deberá existir un capítulo de definiciones y otro de normas administrativas.
- Se distinguirá entre límites de seguridad y condiciones límites de operación.
- En el capítulo de límites de seguridad y puntos límite de tarado de los sistemas de seguridad se indicará, para cada uno de ellos, la aplicabilidad, las acciones y la justificación teórica de lo anterior expresada en forma de "bases".
- En el capítulo de condiciones limitativas de operación se indicará, para cada sistema, la aplicabilidad, las condiciones limitativas de operación, los requisitos de vigilancia y la justificación teórica de lo anterior (expresada independientemente en forma de "bases").
- Se deberá utilizar como modelo, en lo posible, las especificaciones técnicas de funcionamiento actualmente en desarrollo para las centrales de agua ligera. Se considera recomendable el empleo para identificar las estructuras, sistemas y componentes a incluir en las ETF's de los criterios del "NRC's Interim Policy Statement on Technical Specifications Improvements" y para elaborar el contenido de las ETF's la "Writer's guide for preparation of technical specifications" del Programa Merits.

En el mes de Julio de 1989, Hifrensa presentó al CSN la lista de estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad, identificando los seleccionados para el desarrollo de ETF's, una propuesta de formato y contenido de las ETF's de la planta y la metodología de trabajo a emplear en su desarrollo. Posteriormente tuvo lugar una reunión entre Hifrensa y el CSN sobre el particular, durante la cual los técnicos del CSN expusieron sus comentarios sobre la propuesta formulada por C.N. Vandellós I y establecieron una sistemática de supervisión del trabajo que Hifrensa fuera progresivamente desarrollado, hasta la presentación al CSN de una propuesta de revisión de las ETF's en el nuevo formato y de una propuesta de requisitos de control y vigilancia a incorporar en los documentos controlados de la central para aquellas estructuras, sistemas y componentes potencialmente relacionados con la seguridad y no incluidos en las ETF's.

Como consecuencia de la nueva concepción del Programa de Reevaluación de la Seguridad de la Central, será preciso que Hifrensa revise la lista de estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad, así como los seleccionados para el desarrollo de ETF's, debiendo continuar la

elaboración de la nueva versión de las ETF's de acuerdo con el formato, contenido y metodología propuestos al CSN, realimentados con los comentarios referidos anteriormente.

Independientemente del proceso de elaboración de una nueva versión de las ETF's descrito, existe el asociado a la regularización de la situación administrativa de las ETF's de la planta que deberá proseguir según se describe en el apartado de revisión de la documentación oficial de explotación, debiendo finalizar a corto plazo ya que las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento son aplicables en los diferentes modos de operación, es decir, operación a potencia, central parada y refrigerada con soplantes, RAiE o ventilación en parada (como es la situación actual).

3.4.13. CONSIGNAS DE OPERACION EN EMERGENCIA

La Dirección Técnica del CSN evaluó en 1988 el área del Programa de Reevaluación de la Seguridad correspondiente a las consignas de operación en emergencia, concluyendo como resultado y comunicando al explotador, que deberá elaborar las consignas de operación en emergencia correspondientes a todos los incidentes y accidentes postulados en el Estudio Final de Seguridad de la Central.

Durante el año 1989 la C.N. Vandellós I ha elaborado las consignas de operación en emergencia asociadas a algunos de los supuestos contemplados en el análisis de accidentes de la instalación, por lo que Hifrensa deberá finalizar el proceso de elaboración, redactando todas las consignas correspondientes a los incidentes y accidentes que deban ser postulados según la conclusión al respecto del Programa de Reevaluación de la Seguridad.

Tal y como en su día el CSN requirió a Hifrensa, la estructura y contenido de las consignas de operación en emergencia deberán ser adecuadas y equiparables a las de los procedimientos de operación en emergencia de otras centrales nucleares en explotación, considerándose conveniente que en la elaboración de las mismas participen los operadores de la instalación.

3.4.14. PARTICIPACION EN EL PROGRAMA INTEGRADO DE REALIZACION Y UTILIZACION DE LOS ANALISIS PROBABILISTICOS DE SEGURIDAD EN ESPAÑA

Dentro del Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España, aprobado por el CSN en 1986, está prevista la realización de una forma escalonada, de los APS a cada una de las centrales nucleares españolas. A la central de Vandellós I junto con las de la 3ª generación C.N. Vandellós II y Trillo, no les ha sido requerido hasta el momento por el CSN el comienzo de su APS.

El CSN remitió a Hifrensa en Julio de 1986 el "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España", aprobado por el Pleno del CSN en Junio de ese mismo año, y posteriormente, en Febrero de 1989, requirió al explotador que le comunicase la situación en que se encontraban las diferentes actividades preparatorias de la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad.

Siguiendo el Programa Integrado, cada APS se viene realizando con un alcance ligeramente superior al anterior, para favorecer el uso de recursos nacionales en la realización de los estudios y la asimilación de tecnología. El APS previo al de Vandellós I ha comenzado con el alcance de estimar la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daños al núcleo, debidos a causas internas e incluyendo los incendios e inundaciones y de escape al exterior de diversas cantidades de radionucleidos en caso de accidente con daño al núcleo y fallo de la contención, para incidentes que ocurrieran estando el reactor en operación a potencia.

El APS de Vandellós I deberá de tener el alcance descrito en el párrafo anterior, añadiendo, de acuerdo a la filosofía del Programa Integrado, el que la posibilidad de este tipo de accidentes, y estimación de su probabilidad de ocurrencia y de escape de productos de fisión al exterior, se deberá analizar para todo tipo de modos de operación del reactor, incluyendo el de parada, para analizar así de forma detallada la fiabilidad de los medios de extracción del calor residual en esta central.

Dicho estudio, que necesitará un proyecto de duración aproximada de dos años, y una fase de preparación del mismo de unos seis meses, deberá comenzar a organizarse lo antes posible, una vez que el CSN haya transmitido a Hifrensa los objetivos y alcance general del estudio, que se han resumido en los párrafos anteriores.

El APS se realizará sobre la base de la nueva configuración de la central, que resultará de la aplicación de los requerimientos de este informe, pudiendo constituir una forma de optimizar esa configuración correcta, dentro del cumplimiento de los requisitos generales que aquí se establecen.

3.5. ORGANIZACION

Si el proceso de Reevaluación de la Seguridad de C.N. Vandellós I se llevara a cabo solamente en lo referente a la revisión de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad de la instalación, su planteamiento no sería completo. Es preciso, por tanto, desarrollar complementariamente una revisión en profundidad de la organización de Hifrensa, requiriendo las modificaciones y mejoras en la misma que fueran necesarias, para garantizar que la instalación contara con el apoyo técnico necesario, tanto en operación normal como en situación incidental, y que su estructura y medios seran los requeridos para que sea operada, mantenida y supervisada en condiciones óptimas para la seguridad.

Un primer requisito se refiere a la implantación de la sistemática de Garantía de Calidad como filosofía de trabajo, basada en tres premisas básicas: la elaboración de procedimientos que regularicen todas las actividades, fijando de antemano los requisitos aplicables y evitando la improvisación; la constancia documental de cada actividad desarrollada; y la posibilidad de supervisar la ejecución de cada actividad mediante la auditoría de la constancia documental.

Asimismo, la revisión de la organización implica el desarrollo de una estructura de apoyo técnico a la explotación, que de a Hifrensa una autonomía en este aspecto de la que actualmente carece.

Deberán existir, por otra parte, programas de formación y actualización de conocimientos del personal de explotación, con objeto de que la seguridad conseguida por diseño tecnológicamente, no se degrade a causa de errores humanos al intervenir los operarios en las diferentes actividades inherentes a la instalación y de conseguir optimizar al máximo la interfase hombre-máquina. Este requisito es parte importante en la sistemática de Garantía de Calidad, pues según la misma, ninguna actividad debe llevarse a cabo sin tener la formación adecuada para ello.

Por último, y como desarrollo del concepto de seguridad a ultranza, si a pesar de haber adoptado todas los medios preventivos posibles, ocurrirse una emergencia, la central nuclear de Vandellós I deberá contar con los medios adecuados para afrontar la situación.

3.5.1. IMPLANTACION DEL PROGRAMA DE GARANTIA DE CALIDAD

El Permiso de Explotación Definitivo de la C.N. Vandellós I establece, en una de sus condiciones, el requisito de que dicha central deberá disponer de un Sistema de Garantía de Calidad Documental.

Como se expuso anteriormente, el CSN durante los últimos años ha efectuado un seguimiento continuo de la implantación de dicho Programa de Garantía de Calidad, contando la C.N. Vandellós I, en este momento, con un Manual de Garantía de Calidad en revisión 2, apreciado favorablemente por el CSN y un avanzado estado de implantación de la sistemática de Garantía de Calidad. En las áreas del Programa de Garantía de Calidad de C.N. Vandellós I auditadas por los técnicos del CSN, las principales no conformidades encontradas se refieren al control de los documentos del archivo de Garantía de Calidad, a la definición de documentación controlada, a la aplicación del Programa de Garantía de Calidad a la adquisición de suministros, a la elaboración de programas escritos de auditorías de Garantía de Calidad, a la sistemática de elaboración, conformado e identificación de los procedimientos sometidos a Garantía de Calidad y a la elaboración de procedimientos de mantenimiento. Dichas no conformidades han sido comunicadas al explotador como conclusión de cada una de las auditorías realizadas.

En consecuencia, Hifrensa deberá proseguir con la implantación del Programa de Garantía de Calidad de la C.N. Vandellós I, proponiendo y adoptando medidas correctoras para las desviaciones detectadas por el CSN identificadas anteriormente. Dentro de este proceso, y como consecuencia del Programa de Reevaluación de la Seguridad, deberá realizarse la revisión y actualización de toda la documentación de explotación, para introducir en ella las modificaciones asociadas al mismo, así como elaborar los manuales, programas y procedimientos que los desarrollen, para sistematizar las nuevas actividades de vigilancia y control que la C.N. Vandellós I no realizaba con anterioridad.

3.5.2. MEJORA DE LA ORGANIZACION DEL TITULAR PARA SITUACIONES DE EMERGENCIA

En la actualidad la organización de C.N. Vandellós I no satisface las recomendaciones de la Guía de Seguridad 1.3 del CSN "Plan de emergencia en centrales nucleares" de Mayo de 1987, fundamentalmente en lo que se refiere a disponer de un centro de control de emergencia independiente de la sala de control de la central y a los sistemas de comunicaciones disponibles para situaciones de emergencia.

Por otra parte, la última revisión del Plan de Emergencia Interior presentado por el titular para su aprobación por el CSN, es anterior a la publicación del Plan Básico de Emergencia Nuclear, aprobado por Acuerdo del Consejo de Ministros en Marzo de 1989 y necesita ser revisado en aspectos tales como la clasificación de los sucesos iniciadores que dan lugar a las diferentes categorías de accidentes contempladas en el PLABEN y en el PENTA y medios disponibles para situaciones de emergencia entre otros, por lo que no ha sido aprobado por el CSN.

A la vista de lo anterior, se considera necesario que el titular modifique su organización para mejorar la capacidad de respuesta ante situaciones de emergencia y en particular llevará a cabo las siguientes acciones:

1. El titular revisará el Plan de Emergencia Interior y los procedimientos de detalle asociados al mismo para satisfacer los requisitos aplicables del Plan Básico de Emergencia Nuclear y la Guía de Seguridad del CSN 1.3 "Plan de emergencia en centrales nucleares" de Mayo de 1987.

En particular revisará la organización de emergencia y los medios disponibles para satisfacer los requisitos del apartado 6 de la citada Guía 1.3 "Instalaciones y equipos para situaciones de emergencia", que se refieren a centro de control de emergencia, sistemas de comunicaciones, instalaciones de evaluación e instalaciones y equipos de protección, médicas y de primeros auxilios.

El titular presentará al CSN una justificación de aquellos apartados de la Guía que no pueda satisfacer adecuadamente, proponiendo en todos los casos una solución alternativa.

En lo que se refiere a los sistemas de comunicaciones se tendrán previstos sistemas alternativos, tanto para el interior del emplazamiento como para comunicarse con el exterior, incluyendo en cada sistema, la redundancia y diversidad que fueran necesarias, tanto para transmitir como para recibir información durante el transcurso de una emergencia. Como mínimo, se contará con medios de comunicación adicionales por teléfono, telex, telefax u otros entre la sala de control de la central, el centro de control en casos de emergencia, el centro exterior de emergencia, los grupos móviles y la sede del titular, otros centros designados de ayuda técnica, el Consejo de Seguridad Nuclear y otras autoridades.

2. Se mantendrá operativo el sistema actual de interrogación remota desde el CSN a la estación meteorológica de Vandellós, para obtener en tiempo

real la información de los parámetros meteorológicos necesarios en una situación de emergencia.

3. Por otra parte, y de acuerdo con la Resolución del Pleno del Consejo del 12.12.89, transmitida a la Dirección General de la Energía y al Presidente de Unesa en escrito de fecha 12.12.89, desarrollará el proyecto para mejorar los sistemas de comunicaciones entre el CSN y la central, incluyendo una red para la transmisión automática al CSN de diferentes parámetros operativos, radiológicos y meteorológicos, en tiempo real.

La lista de parámetros seleccionados que se contemplarán para la citada red de transmisión de datos, se analizarán conjuntamente con el titular. Para el resto de los aspectos administrativos y de gestión de la citada red (operatividad, pruebas periódicas, etc.) será de aplicación lo requerido con carácter general a todas las centrales nucleares españolas y que se recoge básicamente en la Generic Letter 89/15 de la Nuclear Regulatory Commission (U.S.N.R.C) de Agosto de 1989.

3.5.3. DESARROLLO DE UNA ESTRUCTURA DE APOYO TECNICO A EXPLOTACION

Desde que el Consejo de Seguridad Nuclear impuso a la C.N. Vandellós I la realización de un Programa de Reevaluación de la Seguridad, en diferentes ocasiones ha manifestado a Hifrensa su preocupación por la carencia de medios técnicos (materiales y humanos) necesarios para acometerlo.

Por otra parte, el programa de clausura de las centrales UNGG francesas de diseño análogo a la C.N. Vandellós I agudiza el problema, ya que dicha central carece en este momento de autonomía suficiente en materia de análisis, cálculo, supervisión, mantenimiento, ... de aspectos de la instalación directamente relacionados con la seguridad nuclear. Durante los años que ha estado en operación la C.N. Vandellós I se ha apoyado en las organizaciones (suministrador principal, suministradores de bienes de equipo, otras centrales nucleares UNGG, ingenierías, ...) del país de origen de la tecnología, por lo que a partir de ahora deberá llevar a cabo las actividades necesarias para garantizar que, con posterioridad a la próxima parada definitiva de las centrales nucleares grafito-gas francesas, dispondrá del apoyo técnico imprescindible para la seguridad operacional de la instalación.

3.5.4. ELABORACION DE UN PROGRAMA DE FORMACION Y ACTUALIZACION DE CONOCIMIENTOS DEL PERSONAL DE EXPLOTACION

El Permiso de Explotación Definitivo de la C.N. Vandellós I establecía, asimismo, que esta debería disponer de programas de formación y actualización de conocimientos del personal de explotación.

Hasta el momento, Hifrensa ha desarrollado los Programas de Formación correspondientes al personal candidato a la obtención de Licencias y Títulos, según establece el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, pero no programas generales para todo el personal de explotación. Por otra parte, en la elaboración de las consignas de operación en emergencia ha participado, como el CSN requirió, el personal de operación, adquiriendo la formación y actualización de conocimientos que el desarrollo de tal actividad supone.

Como conclusión, Hifrensa deberá elaborar, en lo sucesivo, programas periódicos de formación y actualización de conocimientos para todo el personal de explotación de la C.N. Vandellós I (Operación, Protección Radiológica, Mantenimiento, Protección Contra incendios ...) y no solo los candidatos a la obtención de licencias y títulos.

Una vez concluido el Programa de Reevaluación de la Seguridad, se dedicará atención prioritaria, en los programas de formación y actualización de conocimientos, al objetivo de conseguir una familiarización del personal de explotación con los cambios de todo tipo (modificaciones de diseño, revisiones documentales, nuevos documentos, ...) derivados del P.R.S.

3.6. REVISION DE LA DOCUMENTACION OFICIAL DE EXPLOTACION

Otra condición establecida por el Permiso de Explotación Definitivo de la Central Nuclear de Vandellós I, se refiere a la revisión de la documentación oficial de explotación.

En el momento de producirse el accidente del 19 de octubre de 1.989, estaba en curso el proceso de regularización de la situación administrativa de la documentación oficial de explotación de la C.N. Vandellós I. La revisión 1, de febrero de 1.989, del Manual de Protección Radiológica y la revisión 2, de marzo de 1.988, de las Especificaciones Técnicas habían sido evaluadas ya por el CSN y los requisitos derivados transmitidos a HIFRENSA. El Plan de Emergencia Interior y el Reglamento de Funcionamiento, que había sido remitido al CSN en el mes de septiembre, se encontraban en evaluación. Referente al Estudio de Seguridad, HIFRENSA iba a presentar al CSN una nueva revisión al concluir el Programa de Reevaluación de la Seguridad.

Teniendo en cuenta que la situación actual de la central es la de ventilación en parada, que corresponde a uno de los modos de funcionamiento previstos, se desprende que tanto el Manual de Protección Radiológica, como las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, como el Plan de Emergencia Interior y Reglamento de Funcionamiento siguen teniendo aplicación, por lo que coherentemente habrá que continuar con el proceso de aprobación de la documentación oficial de explotación.

Tal como se expone en el punto 2.2. de este informe, será necesaria la presentación de una revisión de toda la documentación oficial de explotación en aplicación del Capítulo V del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

En particular, el Plan de Emergencia Interior, C.N. Vandellós I, deberá revisar el mismo de acuerdo con el Plan Básico de Emergencia Nuclear, aprobado por Acuerdo del Consejo de Ministros en Marzo de 1989, con la Guía de Seguridad del CSN núm. 1.3 "Planes de Emergencia en Centrales Nucleares" publicada en mayo de 1987 y con la Guía de Seguridad del CSN núm. 1.6 "Sucesos Notificables en Centrales Nucleares en Explotación" recientemente aprobada por el Pleno del C.S.N. y someter la nueva revisión a la aprobación oficial.

Con relación al Reglamento de Funcionamiento, HIFRENSA deberá revisar el mismo para adecuarlo a la nueva organización de la C.N. Vandellós I sometiéndolo posteriormente a aprobación oficial, y debiendo detallar en dicha revisión los aspectos siguientes:

- Organización y funciones del personal de explotación
- Relación completa del personal con responsabilidad nuclear con indicación de la cualificación y competencias técnicas requeridas en cada caso.
- Identificación y descripción de la documentación oficial de explotación y de las normas generales de explotación.

- Condiciones de conservación y archivo de documentos.
- Dado que las ETF's no disponen de un apartado de normas administrativas, el Reglamento de Funcionamiento deberá conservar como la revisión actual del mismo un anexo con las normas administrativas. Este anexo contendrá al menos la misma información que su revisión que su revisión actual y deberá ajustarse a la Guía de Seguridad del CSN núm. 1.6 "Sucesos Notificables en Centrales Nucleares en Explotación", recientemente aprobada por el Pleno del CSN.

Por otra parte, tal y como se expone en el apartado 3.2. de este infe, por aplicación del capítulo V del RIRN, en la tramitación del nuevo Permiso de Explotación Provisional, HIFRENSA debería presentar además de un Programa de Pruebas Nucleares la Revisión actualizada del Estudio de Seguridad, del Reglamento de Funcionamiento, de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, del Plan de Emergencia Interior y del Estudio de la Participación Española en la Construcción.

4. RESUMEN Y CONCLUSIONES

- 1) El suceso iniciador ya identificado ha sido el fallo mecánico, con desprendimiento masivo de alabes de un rotor en el cuerpo de alta presión de la turbina del generador número 2 de la central. Como consecuencia de este fallo resultó afectado el generador eléctrico, liberándose el hidrógeno que lo refrigera lo que, junto con la rotura de las tuberías y el consiguiente vertido del aceite de lubricación de la turbina, provocó un incendio de grandes proporciones que afectó a gran número de sistemas relacionados con la seguridad de la central. El incendio provocó asimismo, la rotura de una junta del condensador y la inundación con agua de mar de las plantas inferiores de diversos edificios, lo que produjo la inoperabilidad de varios sistemas relacionados con la seguridad.
- 2) El incidente ha sido, por tanto, importante desde el punto de vista de la seguridad, sin embargo no ha producido en ningún momento ni contaminación de zonas, ni de las personas involucradas en las labores de recuperación de la planta, ni vertidos radiactivos al exterior superiores a los que supone la operación normal de la central.

En la escala internacional de clasificación de sucesos ocurridos en centrales nucleares en función de su gravedad (OIEA-NEA, Febrero 1990), este incidente queda incluido en el nivel 3 bajo la denominación de "incidentes serios".

- 3) El Plan de Emergencia Interior de C.N. Vandellós I no fue aplicado en ningún momento por la organización de la central. El incidente no fue declarado como emergencia, no se categorizó ni se envió ninguna documentación escrita en la forma preestablecida.

Las consecuencias fueron que, activado el Plan de Emergencia Nuclear de Tarragona por el Gobierno Civil, no se dispuso en las primeras horas del incidente de la información detallada y precisa del estado de la central necesaria para facilitar la adopción de las correspondiente medidas establecidas en el PENTA.

- 4) Dos de las cinco grandes modificaciones requeridas por el CSN a la C.N. Vandellós I (mejora de la protección contra incendios para garantizar la máxima independencia de las cuatro vías de soplado y utilización del circuito RAiE como sistema de refrigeración de último socorro) guardan una relación directa con las consecuencias del incidente ocurrido.

Lo mismo puede decirse de diversos aspectos del Programa de Reevaluación de la Seguridad: la mejora de la protección contra incendios global de la instalación, el estudio y consecuente prevención de las inundaciones internas, el estudio de la refrigeración por soplado y de la refrigeración en parada, la habitabilidad de la sala de control en todas las condiciones del accidente, la separación física entre sistemas eléctricos y de instrumentación y control redundantes, la separación física entre sistemas eléctricos y de instrumentación y control importantes y no importantes para la seguridad, la redundancia y separación física del sistema de aire comprimido de control y regulación y la independencia entre sus partes de seguridad y no seguridad.

- 5) El suceso ha corroborado la importancia del cumplimiento de los requisitos establecidos por el CSN a la C.N. Vandellós I, pudiendo afirmarse que la evolución del incidente hubiera sido más favorable en caso de haber estado implantadas las modificaciones referidas y las derivadas del Programa de Reevaluación de la Seguridad.

Por otra parte, a partir del análisis del incidente, se ha hecho una reconsideración del alcance de algunas áreas del Programa de Reevaluación.

- 6) Con fecha 24 de Noviembre de 1989, el CSN propuso al Ministerio de Industria y Energía la suspensión de la Condición 3ª del Permiso, en lo que afecta a la operación a potencia de la central, permaneciendo ésta en parada segura. Por Orden Ministerial del 27 de noviembre de 1989 (B.O.E. 286 de 29 de noviembre de 1989) el Departamento resolvió en este sentido.
- 7) Dado el largo periodo en que la central deberá estar parada durante las labores de recuperación de equipo y de implantación de todas las modificaciones, incluidas las derivadas del Programa de Evaluación, el CSN ha requerido a HIFRENSA la elaboración e implantación de un Programa de Mantenimiento de los equipos, sistemas y componentes de la central, una puesta al día de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento aplicables a la condición de parada segura de la central y un Programa de Evaluación de daños de los equipos y de las acciones para su posible recuperación.
- 8) Para garantizar la seguridad operacional de la C.N. Vandellós I el explotador deberá efectuar las modificaciones que quedan por realizar de las exigidas por el CSN en 1988, así como las que resulten aplicables una vez sea realizada la Evaluación de la Seguridad de la Central de acuerdo con el contenido del punto 3 de este informe, que se expone de forma resumida a continuación y que deberá ser integrada en el Informe Final de Seguridad para su apreciación favorable por el CSN:

8.1. Clasificación de estructuras, sistemas y componentes.

Se realizará una clasificación de estructuras, sistemas y componentes de seguridad a efectos de aplicación de los criterios generales de diseño expuestos en el apartado 3.3. Se consideran sistemas de seguridad los que cumplan cualquiera de los siguientes criterios:

- A. Sistemas que tengan como misión la integridad de la primera y segunda barrera.
- B. Sistemas que tengan como misión llevar al reactor a parada segura y mantenerlo en este estado.
- C. Sistemas que tengan como misión prevenir o mitigar consecuencias de accidentes potenciales o que puedan dar como resultado dosis al exterior superiores a las admisibles.

8.2. Protección contra fenómenos internos y externos

Se realizarán en las estructuras sistemas y componentes de seguridad así como en la disposición de planta las modificaciones necesarias para garantizar la protección, al nivel de la normativa actual, contra fenómenos sísmi-

cos, inundaciones internas, rotura de tuberías, protección contra proyectiles y condiciones ambientales adversas. Particularmente se llevarán a cabo las acciones correctoras que se deriven de los siguientes estudios:

- Una comprobación frente al sismo de diseño de todas las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad.
- Un análisis de riesgos compartimento por compartimento y riesgo por riesgo.

8.3. Reactor y combustible.

Se deberá disponer de herramientas de cálculo suficientemente contrastadas para la realización de análisis mecánicos, nucleares y fluidotérmicos del reactor, sus partes y componentes; realizando un reanálisis mecánico del combustible, el apilamiento y las estructuras internas del núcleo, que considere todas las cargas posibles incluidas las sísmicas.

Se realizarán los análisis, ensayos y medidas necesarios para caracterizar detalladamente el estado actual de todas las partes del reactor como consecuencia de todos los procesos de degradación sufridos, como corrosión, agrietamiento, deformaciones, etc., presentando adicionalmente modelos de comportamiento fisicoquímico y programas de vigilancia y mantenimiento para la vida previsible de la central.

8.4. Protección del cajón

El cajón como segunda y última barrera de confinamiento se someterá a una revisión de diseño estructural. Se efectuará una determinación de los límites de confinamiento y de la capacidad de aislamiento, elaborándose también un programa de vigilancia y mantenimiento acorde con su consideración en los principios generales de diseño.

Los sistemas de protección del cajón como, refrigeración, instrumentación de vigilancia y sobrepresión, tendrán carácter de sistemas de seguridad a los efectos de aplicación de todos los criterios generales de diseño.

8.5. Refrigeración del reactor

Los análisis de accidentes efectuados hasta el momento establecen la consideración del cambiador principal y del soplado como sistemas de seguridad necesarios para hacer frente a un accidente de despresurización del cajón. En consecuencia:

- El cambiador principal será sometido a un proceso de inspección, incluyendo una prueba hidrostática para garantizar que el deterioro sufrido durante la explotación de la central no impedirá el cumplimiento de sus funciones de seguridad durante su posible vida útil.
- Las turbosoplantes, en cuanto que forman parte de la barrera de presión y deben garantizar la refrigeración del núcleo en los accidentes de despresurización del cajón, deberán cumplir los criterios exigidos a las funciones de seguridad, así como sus sistemas auxiliares.

- Las bombas de alimentación complementarias, las bombas de extracción, los condensadores de las turbosoplantes y los tanques de alimentación complementarios son sistemas necesarios para mantener la parada segura y deberán cumplir todos los requisitos exigibles a los sistemas de seguridad.

El sistema de refrigeración de parada cumplirá funciones de sistema de refrigeración de emergencia; en consecuencia deberá cumplir todos los requisitos exigidos a los sistemas de seguridad. Las funciones de refrigeración de emergencia asumidas por este sistema exigen la realización de análisis complementarios sobre su comportamiento y el de las estructuras internas del cajón en las condiciones de presión y temperatura que se alcanzan en los diversos accidentes.

Se realizará un análisis de la capacidad del sistema de alimentación y reposición de CO_2 para almacenar las reservas suficientes y suministrar los caudales necesarios en las condiciones de accidente de despresurización, realizándose además las modificaciones necesarias para garantizar en cualquier circunstancia las funciones de refrigeración y estanqueidad encomendadas al sistema.

8.6. Habitabilidad de Sala de Control

La Sala de Control deberá ser dotada de medios de aislamiento, ventilación y demás medidas de protección que permitan garantizar la habitabilidad de la misma en caso de accidente con consecuencias radiológicas, incendios y potenciales escapes de productos tóxicos.

8.7. Regulación y control

Se realizará un análisis global de los sistemas de control y protección del reactor aplicando los criterios y normas que se relacionan en el punto 3.3; especialmente se aplicarán las medidas necesarias de redundancia, independencia y separación física a las cadenas cableadas del sistema de protección del reactor.

Se dotará a la central de instrumentación de vigilancia post-accidente de acuerdo con la Regulatory Guide de la USNRC 1.97 revisión 3. Adicionalmente se dispondrá de un sistema de muestreo post-accidente.

En caso de que el uso de los calculadores sea necesario para el control de equipos relacionados con la seguridad o para la instrumentación post-accidente, se deberá incorporar un nuevo sistema que garantice la operabilidad de estas funciones; de ser este un ordenador le serán aplicables las normas de la USNRC R.G. 1.152 y 1.153.

Se dispondrá de una sala de control alternativa que permita el control de los sistemas necesarios para la parada segura en caso de abandono de la sala de control principal.

8.8. Alimentación eléctrica

Se identificarán los equipos eléctricos cuyo funcionamiento es necesario en caso de pérdida de las fuentes eléctricas internas y externas instaladas actualmente, para evitar un accidente que pueda tener consecuencias inaceptables.

Se instalarán fuentes de emergencia adicionales (generadores diesel) que cumplan todos los requisitos exigidos por los criterios generales incluidos en el punto 3.3. de este informe, especialmente los de independencia y separación física entre sí y con las fuentes actuales.

Los sistemas de seguridad serán dotados de fuentes de corriente continua asociados a las nuevas fuentes de corriente alterna de emergencia, cumpliendo con los criterios generales del punto 3.3.

Se realizará un estudio de fiabilidad de la red exterior que facilite una estimación de la probabilidad de pérdida de tensión externa, debiendo acometerse la instalación de una segunda línea de alimentación exterior, independiente de la existente de 400 Kv, si los resultados del estudio de fiabilidad no son aceptables.

Se reanalizará la coordinación de protecciones de los sistemas eléctricos.

8.9. Sistemas auxiliares

Se revisará el diseño de los sistemas auxiliares y se realizarán las modificaciones precisas en los clasificados de seguridad (filtrado de la estación de bombeo, agua de mar de refrigeración, refrigeración de componentes, refrigeración de la piscina de combustible irradiado, sistema de aire comprimido y ventilación) de forma que se cumplan los criterios del punto 3.3, atendiendo especialmente a la redundancia, independencia, separación física y alimentaciones eléctricas aseguradas.

Se reanalizará el funcionamiento del Dispositivo Principal de Manutención para garantizar que puede realizar sus funciones de seguridad en diferentes incidentes operativos y sucesos postulables.

Se realizan las modificaciones y estudios correspondientes al sistema de protección contraincendios, que se detallan en el punto 3.4.8.3. de este informe, aplicando la BTP CMEB 9.5-1 revisión 2, la Regulatory Guide 1.120 y el apéndice R del 10 CFR 50.

8.10. Protección radiológica.

Se mejorarán las disposiciones y medios para la protección radiológica operacional incluyendo la implantación de un sistema de dosimetría operacional digital que permita un control automatizado de dosis y la instalación de detectores de contaminación superficial de tipo pórtico en la salida de zona controlada.

Se establecerán unas Especificaciones Técnicas Radiológicas según las E.T. Standar adoptadas en el resto de las centrales nucleares españolas (NUREG-472, 473).

Se actualizará el diseño del sistema de tratamiento de efluentes líquidos según el requerimiento de la RG-1.143.

El sistema de vigilancia de la radiación de proceso y efluentes deberá incorporar la lectura y registro individual en la sala de control adaptándose a la guía de seguridad 1.4 del CSN.

Se instalará una red de medida de la tasa de radiación ambiental, en continuo, cuyo número de detectores y localizaciones tendrá en cuenta las direcciones de vientos dominantes. Esta red dispondrá de lectura y registro individual en la sala de control.

La central deberá disponer de los sistemas necesarios para el tratamiento y acondicionamiento de los diferentes tipos de residuos sólidos generados como consecuencia de la operación de la planta diseñados de acuerdo con la RG 1.143. El diseño de estos sistemas incorporará las previsiones necesarias para garantizar la segregación de los residuos que tengan distintas características físico-químicas y radiológicas y la mínima producción de residuos secundarios.

Respecto a los residuos almacenados en los denominados SILO-1 y SILO-2, se deberá presentar el proyecto específico para la extracción y acondicionamiento de dichos residuos en condiciones de seguridad.

8.11. Características del emplazamiento.

Se actualizarán los datos que caracterizan el emplazamiento de la central y se analizará su impacto sobre la planta, presentando los siguientes estudios:

- **Estudio de la demografía en un radio de 10 Km tomando en consideración la población transeúnte.**
- **Estudio de riesgos inducidos por el transporte en ferrocarril y carretera de sustancias explosivas, tóxicas o peligrosas.**
- **Estudios de actualización de parámetros meteorológicos: Precipitación máxima probable, recálculo de cargas efectivas sobre estructuras con nuevos valores del viento de diseño, nuevo programa de medidas meteorológicas, cálculos actualizados sobre condiciones de dispersión en operación normal y accidente.**
- **Estudio de hidrología marina justificando el mantenimiento de las funciones de seguridad en la estación de bombeo, considerando fenómenos marinos extremos.**
- **Estudio hidrogeológico del emplazamiento, para lo cual se deberá establecer una red de vigilancia de las aguas subterráneas.**
- **Estudio sísmico del emplazamiento tomando en consideración las características geotécnicas del subsuelo en que se asienta la central para determinar la aceleración sísmica de diseño.**

8.12. Análisis de Accidentes.

Se deberán reanalizar los accidentes incluidos en el Informe de Seguridad y analizar los accidentes que se relacionan a continuación. Estos análisis se efectuarán con metodologías actualizadas y contrastadas, quedando adecuadamente documentados.

- Pérdida de soplado con el reactor a potencia
- Pérdida de soplado con el reactor parado y despresurizado
- Pérdida de la ventilación de parada
- Accidentes de despresurización lenta o rápida del cajón.
- Rotura de las tuberías de agua o de vapor
- Accidentes de reactividad
- Pérdida de la alimentación de agua del cambiador principal
- Pérdida del agua desmineralizada
- Pérdida del suministro eléctrico
- Pérdida de aire comprimido
- Pérdida de la central auxiliar
- Inundaciones externas e internas
- Pérdida total del suministro de agua fría
- Accidentes relacionados con los grupos turboalternadores
- Consecuencias del accidente base de diseño de Vandellós II
- Accidentes durante el manejo del combustible irradiado
- Pérdida de refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado
- Rotura de varios colectores de agua o vapor en el interior del cajón

Con los resultados obtenidos en los análisis de accidentes efectuados se establecerán las modificaciones necesarias para garantizar la seguridad de la central.

Adicionalmente se estudiarán los accidentes con degradación del núcleo, elaborando una lista de accidentes fuera de la base de diseño, analizando la fenomenología de estos sucesos, el comportamiento de los materiales, el cajón y las estructuras internas y estableciendo las medidas preventivas o mitigadoras para hacer frente a los mismos.

8.13. Análisis probabilístico de seguridad.

Siguiendo el Programa Integrado de realización de APS, establecido por el CSN para las centrales nucleares españolas, se realizará el correspondiente a Vandellós I con el objetivo de estimar la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daños al núcleo, debidos a causas internas, incluidos los incendios e inundaciones, y de escape al exterior de diversas cantidades de radionucleidos en caso de accidente con daño al núcleo y fallo de la contención, para incidentes que ocurrieran estando el reactor en operación a potencia o en parada.

El APS se realizará sobre la base de la nueva configuración de la central, que resultará de la aplicación de los requerimientos de este informe, pudiendo constituir una forma de optimizar esa configuración, dentro del cumplimiento de los requisitos generales que aquí se establecen.

8.14. Respuesta ante situaciones de emergencia.

El titular revisará el Plan de Emergencia Interior y los procedimientos de detalle asociados al mismo para satisfacer los requisitos aplicables del Plan Básico de Emergencia Nuclear y la Guía de Seguridad del CSN 1.3 "Plan de emergencia en central nucleares" de mayo de 1987.

En lo que se refiere a los sistemas de comunicación se tendrán previsto sistemas alternativos, tanto para el interior del emplazamiento como para comunicarse con el exterior, incluyendo en cada sistema, la redundancia y diversidad que fueran necesarias, tanto para transmitir como para recibir información durante el transcurso de una emergencia. Como mínimo, se contará con medios de comunicación adicionales por teléfono, télex, telefax u otros entre la sala de control de la central, el centro de control en casos de emergencia, los grupos móviles y la sede del titular, otros centros designados de ayuda técnica y el Consejo de Seguridad Nuclear y autoridades que figuran en el PENTA.

Se desarrollará e implantará una red para transmisión automática al C.S.N, en tiempo real, de diferentes parámetros operativos de la Central, así como radiológicos y meteorológicos, al igual que se ha solicitado al resto de las centrales.

8.15. Organización.

Teniendo en cuenta el programa de clausura de las centrales UNGG francesas de diseño análogo a C.N. Vandellós 1, la puesta en marcha y operación de la central y las acciones que se requieran para las mismas, exigirán la creación de un grupo de apoyo técnico con suficientes medios materiales y humanos, cuya capacidad permita suplir, en su caso, a las organizaciones del país de origen de la tecnología actualmente disponibles.

La organización del Titular se debe actualizar y adaptar a la situación actual de parada y, en futuro, a las posibles situaciones a que conduzcan las decisiones que se adopten.

8.16. Documentación oficial de explotación.

Para la puesta en marcha de la central, adicionalmente a la documentación de licencia cuya revisión se requiere según el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, deberá presentarse una revisión actualizada del Manual de Protección Radiológica y elaborar procedimientos de operación de emergencia correspondientes a todos los incidentes y accidentes postulados.

- 9) La vuelta a la operación de la central se realizaría ateniéndose a lo establecido en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas que en su artículo 35 impone para las modificaciones de gran entidad un trámite similar al de las autorizaciones de Puesta en Marcha (capítulo V. Título 2) implicando:

- La obtención de un permiso de explotación provisional, sustentado en la identificación y descripción de las modificaciones que se proponen
- La presentación de una revisión actualizada de toda la documentación de licencia

- *La ejecución de un programa de pruebas nucleares*

- 10) *Previamente a la iniciación del trámite reglamentario citado en el párrafo anterior Vandellós I deberá presentar un Informe Final de Evaluación de la Seguridad que recoja en detalle las modificaciones y estudios necesarios para la actualización de la seguridad, de acuerdo con el punto 8, el cual deberá ser apreciado favorablemente por el CSN.*

LISTA DE ABREVIATURAS

AAiA	- Bombas de alimentación complementaria o auxiliar
ABP	- Presión intermedia.
AC	- Corriente alterna.
ACiC (i=1 y 2), ACOD	- Funciones que constituyen el sistema de aire comprimido (producción y distribución).
ACO/	- Compresores del circuito de aire comprimido de servicios auxiliares.
ANSI	- Guía de la Sociedad Nuclear Americana.
AP	- Alta presión.
ASME	- Sociedad de Ingeniería Mecánica y Estructural de Estados Unidos de America.
API	- Instituto Americano del Petroleo.
BWR	- Reactor de agua en ebullición.
BP	- Baja presión.
CAiV / (i=0 a 4)	- Función de vacío de los condensadores de las turbosoplantes
CC	- Corriente continua.
CECOP	- Centro de Emergencias del Gobierno Civil.
C.N.	- Central Nuclear.
CROM	- Función de parada rápida del reactor por potencia neutrónica y periodo.
CROS	- Función de parada rápida del reactor desde sala de control.
CROT	- Función de parada rápida del reactor
CROV, CROG	- Funciones de parada rápida del reactor por alta temperatura CO ₂ a la salida del reactor.
CSN	- Consejo de Seguridad Nuclear.
CTNE	- Compañía Telefónica Nacional de España.

- DEPP - Días equivalentes a plena potencia
- DGi / (i=0,1 y 2) - Barras eléctricas normales.
- DPM - Máquina integrada de carga de combustible.
- DSOP - Función de alimentación en 115 V a equipos de potencia superior a 25 w.
- DRG - Función de detección funcional de rotura de vaina.
- DRGG - Función de detección Autónoma de rotura de vaina.
- DSiA,B ó C / (i=1,2,3 y 4) - Barras eléctricas socorridas de 5,5KV y 380 V.
- DSOM - Función de distribución eléctrica de socorro en 115 V a disyuntores, contactores..
- DSOP - Función de distribución en 115 V a equipos de potencia > 25w.
- DSOQ - Función de distribución eléctrica de socorro en 48 V. normal.
- DSOR - Función de distribución eléctrica de socorro en 48 V. de seguridad.
- DXiA / (i=1,2,3 y 4) - Barras eléctricas alimentadas de los turboalternadores GXi.
- DXiB - Barras vitales.
- DXiQ / (i=1 a 4) - Función de alimentación en 48 V. a automatismos y cadena de regulación de cada conjunto turbo-grupo-caldera auxiliar.
- DXOM - Función de alimentación en 115 V. a equipo de central auxiliar.
- DXOR - Función de alimentación en 48 V. única y redundante con la función anterior.
- EAOF - Función que constituye el sistema de acondicionamiento de agua de calderas.
- EDOD, EDOK, TFOR - Funciones que constituyen el sistema de agua desmineralizada (distribución, almacenamiento y transferencia).
- EDOR - Función que constituye el sistema de refrigeración de componentes.
- END - Ensayos no destructivos.
- FEOQ - FEIP - Funciones que constituyen los sistemas de PCI de central principal y transformadores principales.
- GAO - Grupo de análisis operativo de la organización de emergencia del CSN.

G-M	- Detector Geiger-Müller
GPI / (i=1 y 2)	- Grupos turboalternadores principales.
GXi / (i=1,2,3 y 4)	- Turboalternadores de la central auxiliar.
HIFRENSA	- Compañía Hispano Francesa, S.A., explotadora de la central nuclear de Vandellós I.
IFS	- Informe final de seguridad.
IPE	- Se emplea en dos acepciones: Edificio de producción eléctrica o de turbinas Informe preliminar de evaluación
IPSN	- Instituto de Protección y de la Seguridad Nuclear de Francia.
ISO	- Organización Internacional de Normativa.
I&C	- Instrumentación y control.
LWR	- Reactor de agua ligera
MIE	- Ministerio de Industria y Energía.
MR	- Monitor de radiación.
MROA	- Medidas de radioprotección. Actividad ambiente.
MROC	- Medidas de radioprotección. Actividad del CO ₂ .
MROR	- Medidas de radioprotección. Actividad en la chimenea.
NEA	- Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico (OCDE).
NRC	- Organismo Regulador en materia de Energía Nuclear de EE.UU.
OIEA	- Organismo Internacional de Energía Atómica.
PAiD 01VA y 02VA	- Válvulas de conexión de los condensadores de las turbosoplantes con el tanque de transferencia TFOR, antes y después de las bombas de extracción de condensadores.
PCI	- Protección contra incendios.
PM	- Ensayos por partículas magnéticas.
PAiX 01VA	- Válvula de regulación del agua desde condensador de las TS a tanque de alimentación complementaria.
PED	- Permiso de Explotación Definitivo.

PENTA	- Plan de Emergencia de Tarragona.
PEP	- Permiso de Explotación Provisional.
PRS	- Programa de Reevaluación de la Seguridad.
RAOR, RAiE / (i=1 a 6)	- Funciones que constituyen el sistema de refrigeración en parada (llenado y refrigeración).
RAOV, RAOC	- Funciones que constituyen el sistema de ventilación en parada.
Rapport DAS	- Informe del Departamento de Análisis de Seguridad del IPSN.
RBiT / (i=1 a 4)	- Función de regulación general alimentación 48 V de regulación y tratamiento de defectos.
RCOC	- Función que constituye el sistema de refrigeración del cajón.
RDOT	- Función de regulación general del cambiador; alimentación en 48 V.
RFOE	- Compresores de CO ₂ depurado al cajón.
RFOM	- Función de regulación de la masa de CO ₂ al cajón.
RFOS	- Función de seguridad de sobrepresión del cajón.
SALEM	- Sala de Emergencias.
SCSIN	- Servicio central de seguridad de instalaciones nucleares de Francia.
SIP	- Suceso iniciador postulado.
SPOR	- Función que constituye el sistema de refrigeración general por agua de mar.
STOD	- Función que constituye el sistema de refrigeración de agua de piscinas de combustible irradiado.
TICA	- Ordenador de proceso
TIOB	- Ordenador de parámetros fundamentales del reactor.
TL	- Dosímetro de termoluminiscencia.
TS	- Turbosoplante.
TSiE	- Función de estanqueidad de las turbosoplantes (Aceite y CO ₂).
UNGG	- Uranio-natural, grafito-gas (reactores del mismo tipo de C.N. Vandellós I).

US

- *Ensayos de ultrasonidos.*

VDI

- *Asociación Alemana de Ingenieros Mecánicos.*