CENTRAL NUCLEAR
JOSE CABRERA

CONTRIBUCION DE WESTINGHOUSE AL PROGRAMA DE ACTUALIZACION DE LA CN JOSE CABRERA

Siegfried HERMANI, Charles HUMPHREY y Joaquín MARTIN BERMEJO

Siegfried HERMANI es ingeniero mecánico por la Sttatliche Ingenieur Schule (S.I.S.) de Bielefeld (RFA). Desde 1963 hasta 1972 trabajó en el diseño de plantas petroquímicas en Alemania Federal, Canadá y EUA. En 1972 ingresó en el Departamento de Ingeniería de Westinghouse Internacional en Bruselas. Desde 1975 ha venido trabajando para Westinghouse Nuclear Española, principalmente en el área de Disposición de planta y sistemas para proyectos como Almaraz, Ascó y Vandellós. Durante los cinco últimos años ha estado dedicado fundamentalmente al programa de modificaciones (SEP) de la CN José Cabrera.

J. Charles HUMPHREY es Ingeniero Eléctrico por la Universidad de Sheffield, Reino Unido. En 1974 ingresó en Westinghouse Nuclear en Bruselas, como ingeniero de Instrumentación y Control. En 1975 fue transferido a Westinghouse Nuclear Española, participando en las fases de seguimiento de fabricación de equipos, construcción y puesta en marcha de centrales PWR, en los aspectos de instrumentación y control de sistemas. Desde 1981 ha estado dedicado al programa de actualización de la CN José Cabrera. En la actualidad participa como miembro del grupo de Ingeniería de Apoyo a la operación de CN Almaraz.

Joaquín MARTIN BERMEJO es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad de Zaragoza (1975). En 1976 ingresó en Westinghouse Nuclear Española donde ha trabajado en los departamentos de Proyectos y Seguridad Nuclear. En 1980 estuvo destinado en el OIEA en Viena. En 1982 fue transferido a las oficinas principales de Westinghouse en Pittsburgh. Desde julio de 1984 hasta octubre de 1985 participó en el programa de modificación (SEP) de CN José Cabrera. En la actualidad trabaja en el departamento de seguridad nuclear, en el área de análisis probabilístico de riesgos.

INTRODUCCION

La CN José Cabrera, pionera en España en la utilización de la energía nuclear para la generación de energía eléctrica, fue suministrada por Westinghouse en la década de los años sesenta, bajo un contrato llave en mano, y comenzó a producir electricidad en el año 1968 operando con un alto porcentaje de disponibilidad hasta la fecha. Este alto porcentaje de disponibilidad y su operación segura y eficiente, exenta de problemas durante casi dos décadas, la sitúan entre las más ejemplares del mundo.

A pesar de su excelente historial de operación, su diseño se remontaba a principio de los años sesenta. Desde aquellas fechas, y sobre todo, durante la década siguiente, la normativa nuclear avanza considerablemente en el país de referencia y en los países desarrollados que contemplan la opción nuclear como segura y económica. El accidente de la Isla de las Tres Millas (TMI) en el año 1979 termina por dar un avance definitivo al desarrollo de la normativa nuclear y el propietario de la central, UEFSA, decide en ese mismo año emprender un estudio preliminar de actualización de la Central que contemple la nueva normativa, las recomendaciones tras el accidente de la Isla de las Tres Millas y la experiencia de explotación de la propia Central.

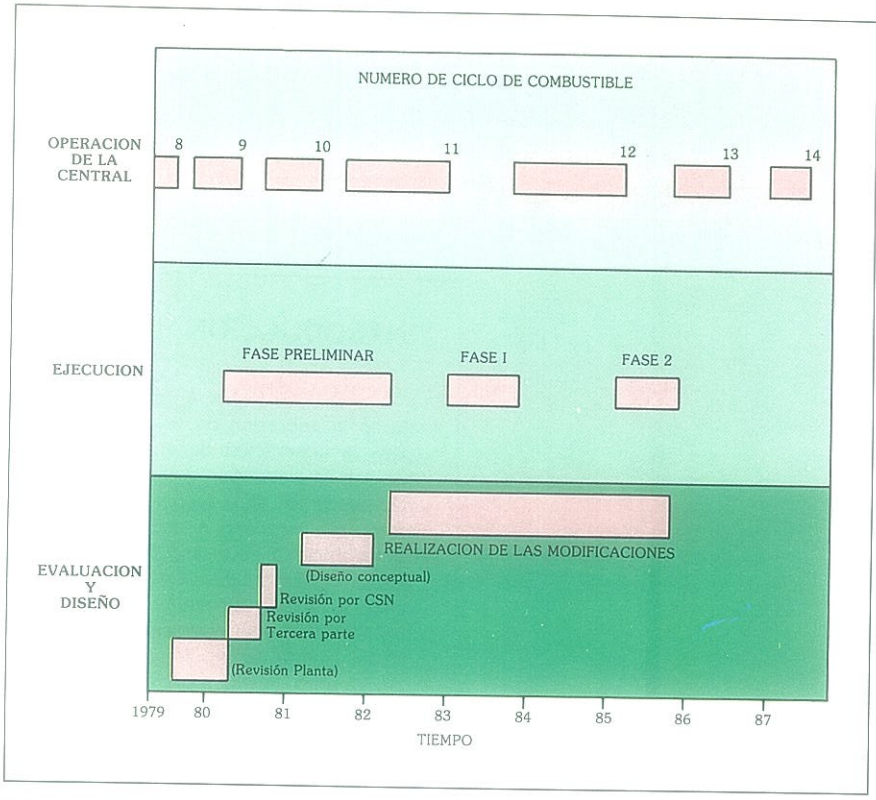
UEFSA encarga a Westinghouse, como suministrador, el citado estudio, y, posteriormente, el Proyecto que contempla el diseño de los sistemas a modificar, suministro de componentes, ejecución y dirección del mismo.

Para Westinghouse, suministrador mundial de Sistemas Nucleares de Generación de Vapor, la participación en el programa de actualización de la Central Nuclear José Cabrera supuso un reto, puesto que se trataba de un proyecto muy complejo, que implicó la necesidad de un enfoque totalmente distinto al utilizado en los proyectos nucleares convencionales.

El propósito de este artículo es el de describir someramente las distintas fases de ejecución, la organización adoptada, las modificaciones realizadas, y exponer algunas consideraciones sobre la disposición de nuevos equipos y sistemas en una planta en operación.

PROGRAMA

El programa de actualización se realizó en dos fases claramente diferenciadas y de acuerdo con el calendario de la Fig. I:



F I *Calendario de Programa de Actualización de la CN José Cabrera.*

- *Fase Preliminar:* Evaluación de la Central y elaboración del diseño conceptual.
- *Fase de Realización:* Elaboración del diseño final y ejecución.

FASE PRELIMINAR: EVALUACION/ DISEÑO CONCEPTUAL

La evaluación se llevó a cabo por un equipo de ingenieros de Westinghouse Nuclear Internacional trabajando en estrecha colaboración con el personal de UEFSA.

Este equipo realizó una revisión detallada de cada uno de los aspectos relacionados con la seguridad de la Central, para evaluar su situación con respecto a los nuevos criterios de seguridad.

Dicha evaluación incluyó las siguientes actividades:

- Comparación entre las bases y criterios utilizados para diseñar los equipos originales y los criterios actuales.
- Revisión del historial de funcionamiento, pruebas periódicas y mantenimiento.
- Recorrido por la Central para realizar inspección visual de los componentes, verificando su funcionamiento, las condiciones ambientales en las cuales tenían que funcionar y el diseño de soportes y disposición de equipos.

Considerando las indicaciones del Programa de Evaluación Sistemática de la NRC, las recomendaciones tras el accidente de la Isla de las Tres Millas y la experiencia de explotación de la propia Central, se evaluaron cerca de 200 puntos, y las conclusiones se resumieron en un informe.

En dicho informe se documentan las conclusiones para aquellos casos donde el nivel de seguridad se consideraba aceptable. Para las situaciones en que equipos y sistemas no cumplían en su totalidad con la normativa actualizada, se describen las posibles deficiencias, su impacto en la seguridad, y se esbozan unas soluciones de tipo conceptual.

Este informe fue revisado por otro grupo de Westinghouse en base a la experiencia adquirida en los EE. UU.

Las conclusiones definitivas de este estudio, y el programa de actuaciones recomendadas fue entregado a UEFSA que decidió contratar los servicios de una Tercera Parte para la revisión del programa de actualización, la cual mostró su acuerdo con las recomendaciones de Westinghouse.

A mediados de 1981, las conclusiones fueron presentadas por UEFSA al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el cual solicitó la presentación del diseño conceptual de las modificaciones en unos plazos determinados.

La elaboración del Diseño Conceptual comenzó en mayo de 1981, con objeto de definir un diseño integrado de las modificaciones lo suficientemente detallado que permitiera una estimación de los costes y plazo de ejecución del programa propuesto. Este trabajo fue realizado conjuntamente por Westinghouse y personal de UEFSA.

El trabajo de diseño incluía la reconfiguración de los sistemas de salvaguardias existentes, respaldada por reanálisis de accidentes realizados con metodologías y códigos de ordenador actualizados, su disposición preliminar, la de los sistemas nuevos o modificados y la definición de los cambios necesarios en la infraestructura de la Central.

Paralelamente se iniciaron estudios para analizar y documentar el estado de estructuras y componentes con objeto de evaluar adecuadamente sus funciones en situaciones normales o de accidentes.

Los resultados de esta fase se compilaron en el denominado «Documento Conceptual» el cual, junto con un programa de ejecución, constituyó la base para una presentación al CSN en mayo de 1982 a fin de explicar el alcance de programa de actualización.

Las reacciones iniciales del CSN fueron favorables en cuanto al contenido técnico del programa, pero pidió que fuera revisado para permitir un período de ejecución inferior al propuesto.

En julio de 1982, UEFSA presentó al CSN un programa alternativo que podía ser ejecutado en un plazo más breve de tiempo.

El Consejo de Seguridad Nuclear, después de evaluar detalladamente el programa propuesto, procedió a su aprobación en septiembre de 1982, que se formalizó en carta del Ministerio de Industria y Energía al Propietario, en la que se definía el alcance de las modificaciones a ejecutar.

FASE DE REALIZACION - DISEÑO FINAL Y EJECUCION

Esta fase comenzó en agosto de 1982 y concluyó en octubre de 1985 con la entrada de nuevo en funcionamiento de la Central. El trabajo en el emplazamiento se llevó a cabo en dos períodos divididos por un ciclo de funcionamiento a plena potencia.

Las tareas más importantes realizadas pueden agruparse en cinco áreas:

- Trabajo analítico relacionado con el diseño de los cambios y estudios necesarios para documentar el nivel requerido de seguridad de la Central después de las modificaciones.
- Rediseño/mejora de los sistemas relacionados con la seguridad en el área mecánica, incluyendo sus sistemas de soporte.
- Rediseño/mejora de la totalidad de los sistemas eléctricos.
- Mejora de los sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad, incluyendo los equipos de la sala de control.
- Disposición y ejecución de las modificaciones y de la obra civil asociada.

La metodología seguida en las dos fases del programa y la relación con el organismo regulador se muestran gráficamente en la Fig. II.

ORGANIZACION

Un proyecto de actualización en una central nuclear en operación presenta características muy diferentes a un proyecto nuclear convencional encaminado al di-

seño, construcción, montaje y puesta en marcha de una central nueva.

Concurren factores distintos a considerar, tales como:

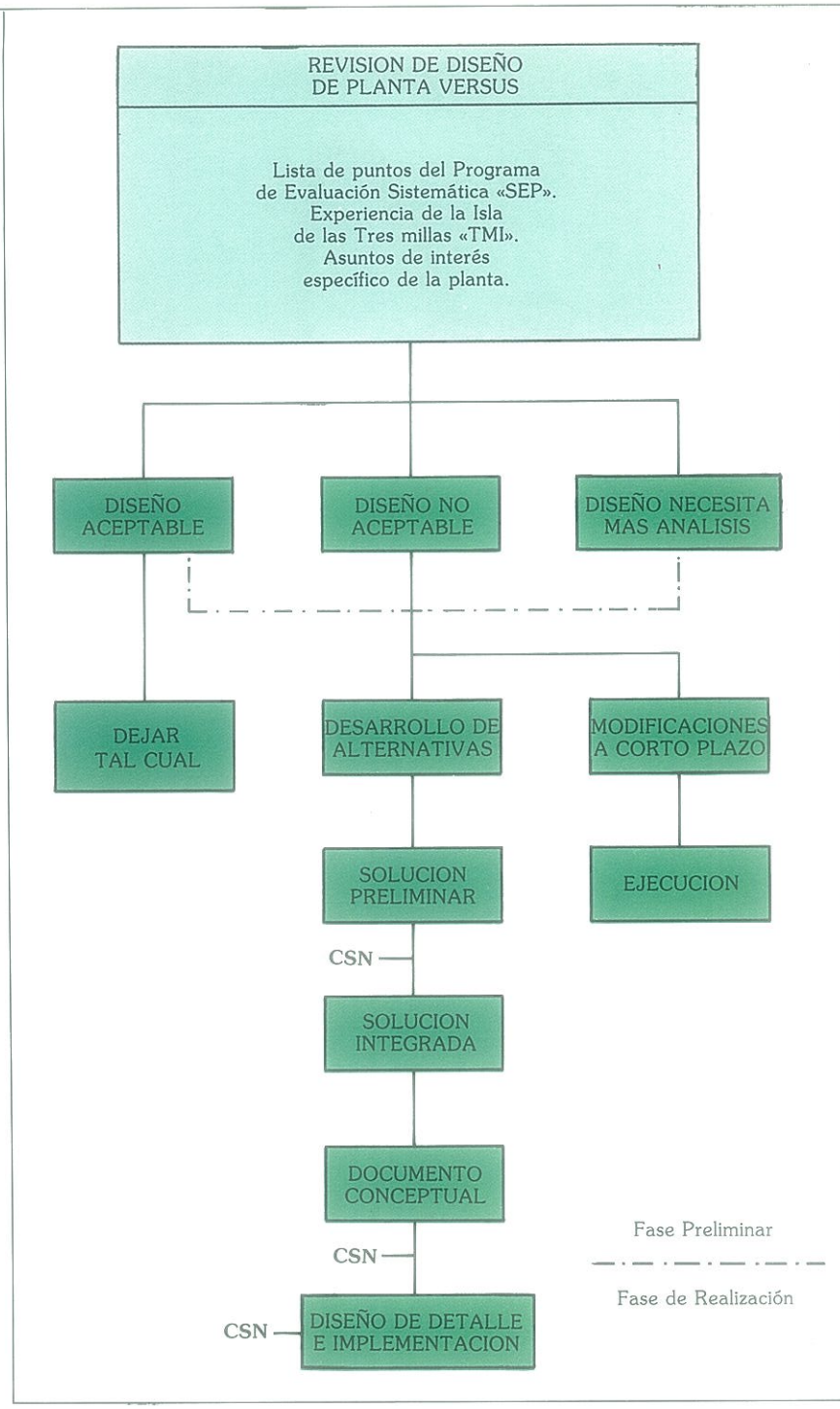
- La Central se encuentra produciendo electricidad durante la fase de diseño y acopio de materiales, y la parada se realiza en una fecha fija e inamovible, al tener que reemplazar el combustible nuclear, en la que hay que comenzar a ejecutar los trabajos de construcción y montaje en el interior de la Central, por lo que los plazos previstos son casi de obligado cumplimiento para no penalizar económicamente el rendimiento de la instalación.
- Las múltiples interfases, internas y externas, existentes entre la Propiedad, Suministrador Principal, Ingeniería, Suministradores y emplazamiento.
- La realización de trabajos de construcción, montaje y puesta en marcha en ambientes radioactivos.
- La necesidad de apoyar los grupos de construcción y puesta marcha con un equipo de ingeniería «in situ» que resuelva con prontitud los problemas encontrados durante la fase de instalación.
- Un proceso de licenciamiento contínuo con objeto de informar puntualmente al organismo regulador de los desarrollos del diseño y posteriores fases de montaje y puesta en marcha.

Todos estos factores han de ser tenidos en cuenta a la hora de definir el organigrama del proyecto y su organización, así como al seleccionar al personal a participar, ya que se precisa de un equipo humano técnicamente capacitado, altamente motivado, puesto que el trabajo es intenso y los plazos de ejecución cortos, y con una organización distinta de la habitual.

Westinghouse, considerando los factores anteriores y experiencias similares, utilizó desde el principio un grupo dedicado, con una dirección única de todas las actividades del proyecto, lo que ha sido vital para la coronación con éxito del mismo.

La fase de evaluación se realizó con un equipo reducido de personal con experiencia en el diseño de centrales y experiencia de operación en general, a fín de familiarizarse en el menor tiempo posible con los diez años de operación de la Central, a través de reuniones frecuentes con el personal de UEFSA encargado de la explotación.

Una vez terminada la fase de evaluación y adjudicada a Westinghouse la fase posterior del Proyecto, se decidió la formación del grupo dedicado al Proyecto de modificaciones José Cabrera. Este grupo, integrado como mínimo por un ingeniero especialista en cada una de las diversas disciplinas de la ingeniería y familiarizado con la fase de evaluación y el historial de la Central, recibió durante todo el proyecto el apoyo de especialistas en las diversas áreas técnico-administrativas, tales como planificación, gestión de compras, garantía de calidad, proceso de datos, etc.

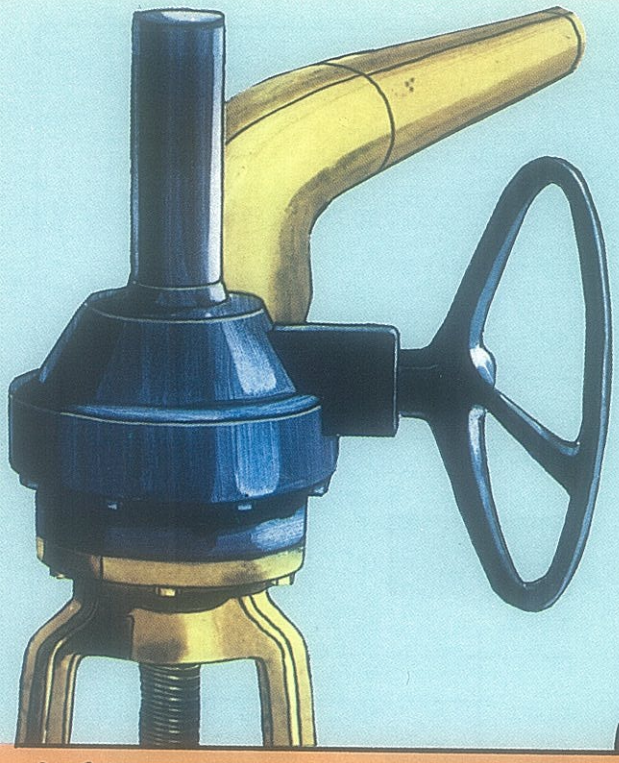


F II *Metodología.*

Durante las distintas fases de instalación y puesta en marcha, el grupo dedicado, una vez concluidos los trabajos de diseño y próximos los períodos de parada, desplazó su centro de gravedad hacia las actividades de construcción, montaje y puesta en marcha, integrándose en los equipos encargados de las mismas. Con ello se consiguió un apoyo contínuo a estos equipos, así como agilizar la resolución de problemas relativos al diseño como consecuencia de interferencias o desviaciones encontradas a la hora del montaje.

Además de los trabajos a realizar internamente, Westinghouse tuvo la responsabilidad de coordinar todas las actividades con la Ingeniería encargada del diseño de detalle así como todas las actividades a realizar en el emplazamiento, incluyendo supervisión de contratistas, lo que suponía una ardua labor para agilizar todos los problemas de interfases con objeto de mantener los plazos previstos.

Todas estas actividades se realizaron bajo la supervisión y dirección única del Jefe de Proyecto de Westinghouse según se indica en el organigrama de la Fig. III y todo el personal involucrado dependía directamente del mismo, lo que contribuyó significativamente a la realización de todos los trabajos en los plazos programados y la puesta en marcha definitiva de la Central en octubre de 1985 según los programas previstos.



ACTUATOR, S.A.

Carretera de Castellón Km. 4,800
Polígono Industrial San Valero, 7
50013 Zaragoza - Tel. 42 13 00
Telex 58799

Hemos suministrado MANDOS A DISTANCIA y ACTUADORES para todas las CENTRALES NUCLEARES de ESPAÑA.

Accionamiento de Válvulas

Actuadores mecánicos
Actuadores neumáticos
Mandos a distancia
Ingeniería de diseño y campo
Montaje

---

nps

nps ibérica, s.a.

licencia nps industries, inc.

Carretera de Castellón Km. 4,800
Polígono Industrial San Valero, 7
50013 Zaragoza - Tel. 42 13 00 - Telex 58799

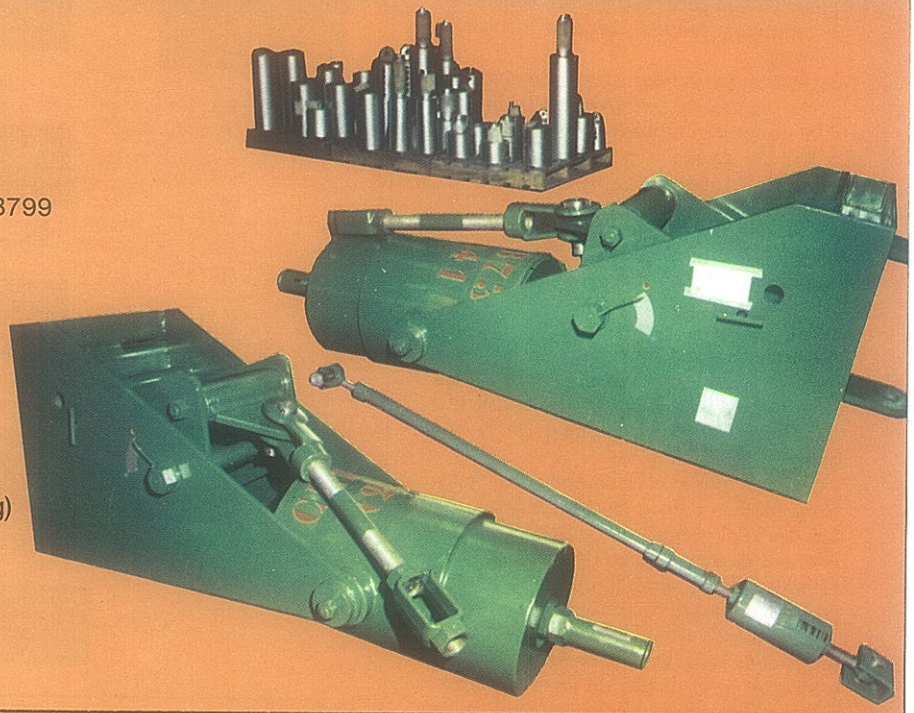
Desde su fundación presentes en todos los proyectos de Centrales en España.

Soportes para tuberías y equipos

Soportes rígidos
Soportes elásticos
Snubbers hidráulicos (Paul-Munroe)
Snubbers mecánicos (Anchor/Darling)
Antilátigos

Servicios

Ingeniería de soportaje
Ingeniería en campo

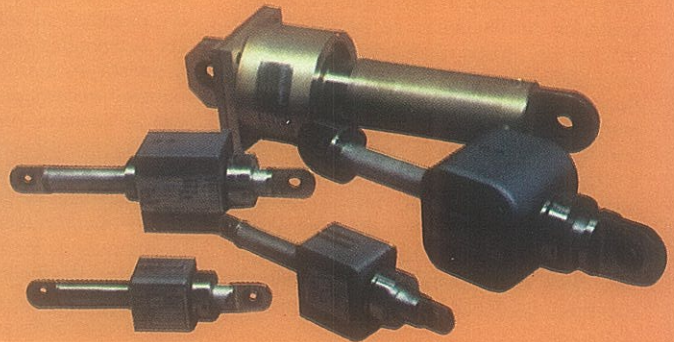


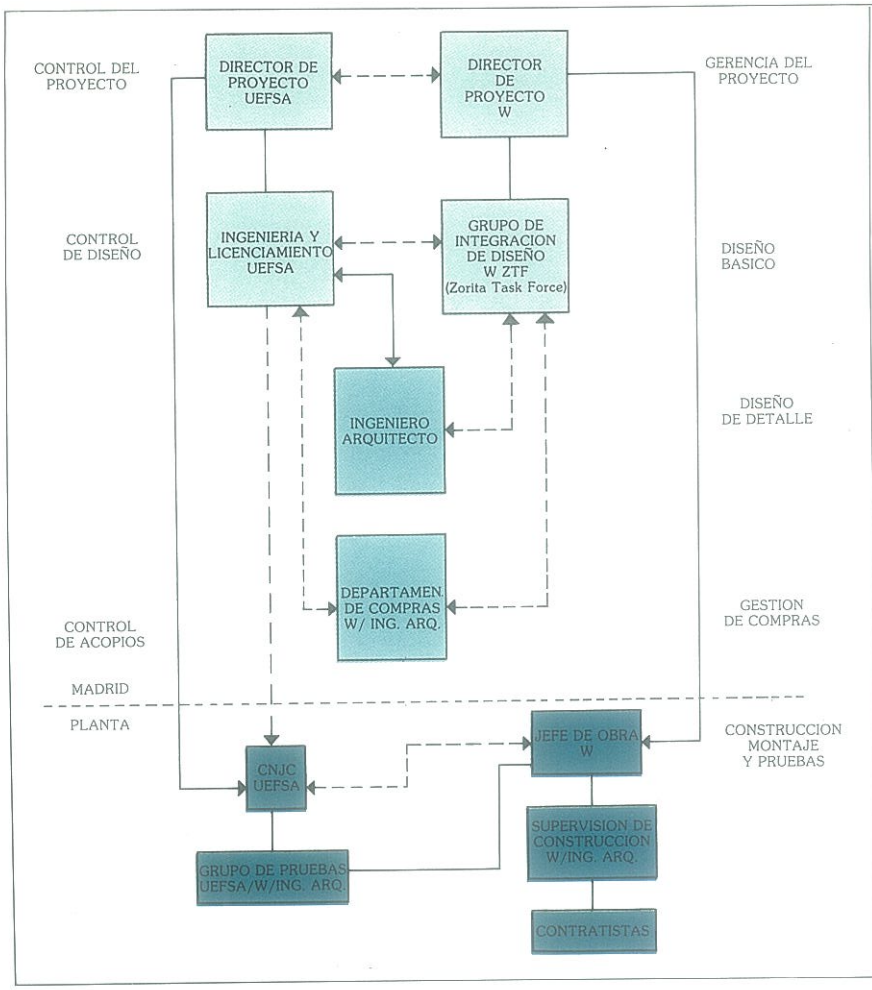
PAUL-MUNROE HYDRAULICS INC

Pipe Support Snubbers

Anchor/Darling

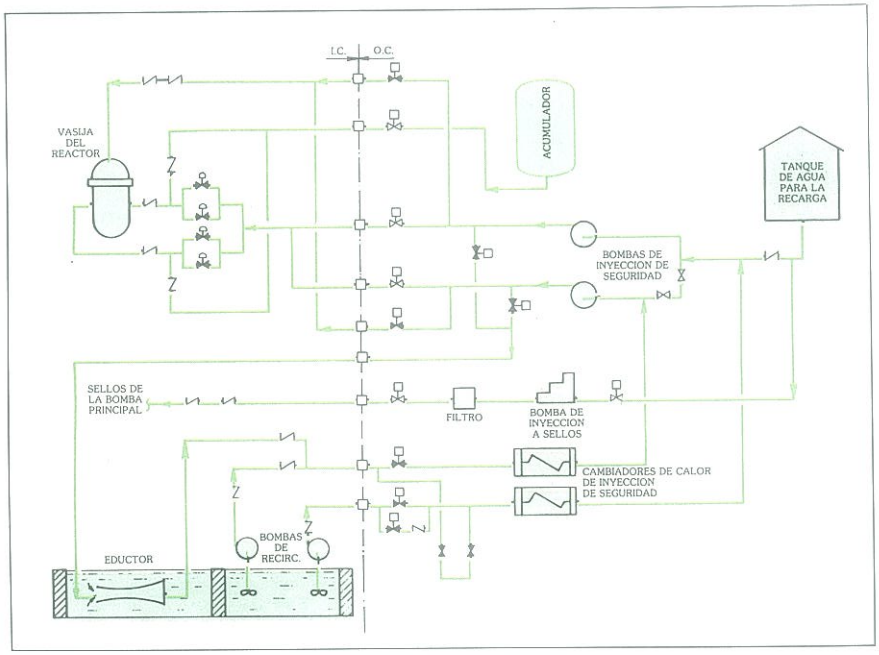
Mechanical Snubbers





F III *Organización del proyecto e interfases.*

F IV *Sistema de inyección de seguridad.*



DESCRIPCION DE LAS MODIFICACIONES

CRITERIOS Y CODIGOS

El diseño de los nuevos equipos y sistemas se realizó de acuerdo a los criterios, códigos y normativa vigentes el 1 de enero de 1981, salvo excepciones justificadas.

Para poder ejecutar la fase de Realización/Instalación dentro del período 1982-85, se establecieron las siguientes normas en la aplicación de los criterios a los componentes relacionados con la seguridad:

- Se revisó la fiabilidad y el cumplimiento con los requisitos funcionales de todos los componentes existentes relacionados con la seguridad, considerando las condiciones ambientales.
- Algunos de los componentes existentes que tenían funciones relacionadas con la seguridad no se reemplazaron, tras demostrarse una alta fiabilidad de funcionamiento en condiciones de accidentes base de diseño. Para ello se recurrió a justificaciones y juicios de tipo técnico, teniendo en cuenta su historial de operación y las pruebas realizadas.
- Otros componentes existentes que tenían funciones relacionadas con la seguridad fueron reemplazados por componentes nuevos por no ser totalmente fiables.
- Para los sistemas nuevos o modificados se instalaron componentes nuevos.
- Para el acopio de estos componentes nuevos (ya fuesen para reemplazar los existentes no fiables, o para sistemas nuevos o modificados) se utilizaron los siguientes criterios:
  - Cumplimiento con los códigos y normas vigentes el 1 de enero de 1981 siempre que los componentes se pudieran suministrar dentro del plazo previsto en el período de ejecución.
  - Para equipos con largos plazos de entrega se utilizaron componentes destinados originalmente a centrales cuya construcción había sido demorada, siempre que:
    - *a)* Sus características técnicas y sus bases de diseño cumplieran con las requeridas para la CN José Cabrera.
    - *b)* Se pudiese demostrar que estaban fabricados de acuerdo a códigos y normas equivalentes al menos, a los aplicados en las centrales españolas de la segunda generación.

REVISION DE LOS ANALISIS DE ACCIDENTES

Durante la fase del diseño original de la central se realizaron análisis de una serie de accidentes postulados para demostrar que se cumplían los criterios de aceptación vigentes entonces.

La experiencia adquirida en las numerosas centrales en operación, así como el desarrollo de programas de investigación, tanto analítica como experimental, modificaron los criterios de licenciamiento en este área, identificando nuevos aspectos y postulado de escenarios de accidentes no considerados previamente, a la vez que se imponían nuevos criterios de aceptación y modelos de evaluación actualizados.

Durante el tiempo de operación y hasta el momento de las modificaciones, la Propiedad ha ido revisando estos análisis y realizando otros nuevos con el fin de

acomodarse a los nuevos criterios de licenciamiento.

Una de las actividades esenciales en el programa de actualización de la CN José Cabrera ha sido el de reanalizar los análisis de accidentes base de diseño (DBA) con los siguientes criterios: (1) Dimensionar los nuevos sistemas y/o los cambios a efectuar en sistemas existentes, (2) Licenciar de acuerdo con la nueva normativa, y (3) Validar procedimientos de emergencia de la Central.

En todos estos análisis se utilizaron códigos y metodologías actuales aprobados por la NRC, así como modelos de evaluación sofisticados. Todo lo anterior, junto con las mejoras introducidas en los sistemas de protección y de salvaguardias, ha permitido demostrar que los criterios de aceptación se cumplían con suficiente margen, e incluso en algunos casos (LOCA, caída de barras de control) aumentar los márgenes de operación de la Central.

MODIFICACIONES EN LOS SISTEMAS DE FLUIDOS

Sistema de inyección de seguridad (SIS)

El sistema original consistía en dos bombas de inyección de seguridad, dos bombas de recirculación (situadas dentro de contención), así como de una línea de aspiración y una de descarga comunes a ambas.

Los objetivos de diseño para la modificación del SIS fueron:

- Garantizar la capacidad de funcionamiento del sistema durante un accidente base de diseño.
- El sistema debería de satisfacer el criterio de fallo único (activo o pasivo).
- Proporcionar acceso para mantenimiento post-accidente.

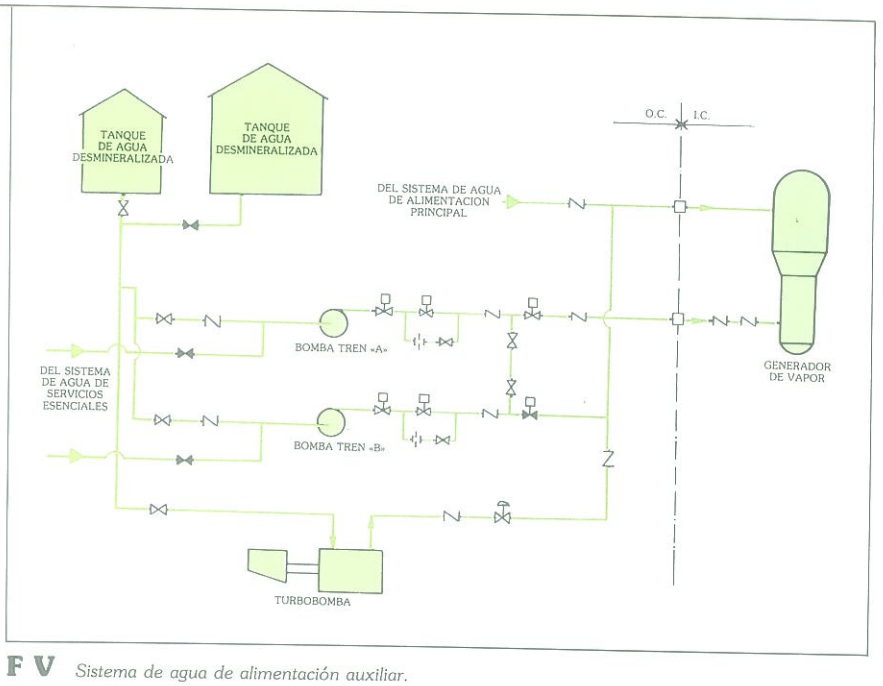
Para realizar estos objetivos se incorporaron los siguientes equipos:

- Tanque acumulador.
- Línea de inyección a rama caliente.
- Cambiadores de calor para el enfriamiento del agua del sumidero.
- Tanque de agua de recarga, de acero inoxidable.
- Bomba de inyección de emergencia a los sellos de la bomba principal.
- Línea de venteo de la vasija del reactor.
- Eductor como apoyo a las bombas de recirculación del SIS.

Además se realizaron las siguientes modificaciones:

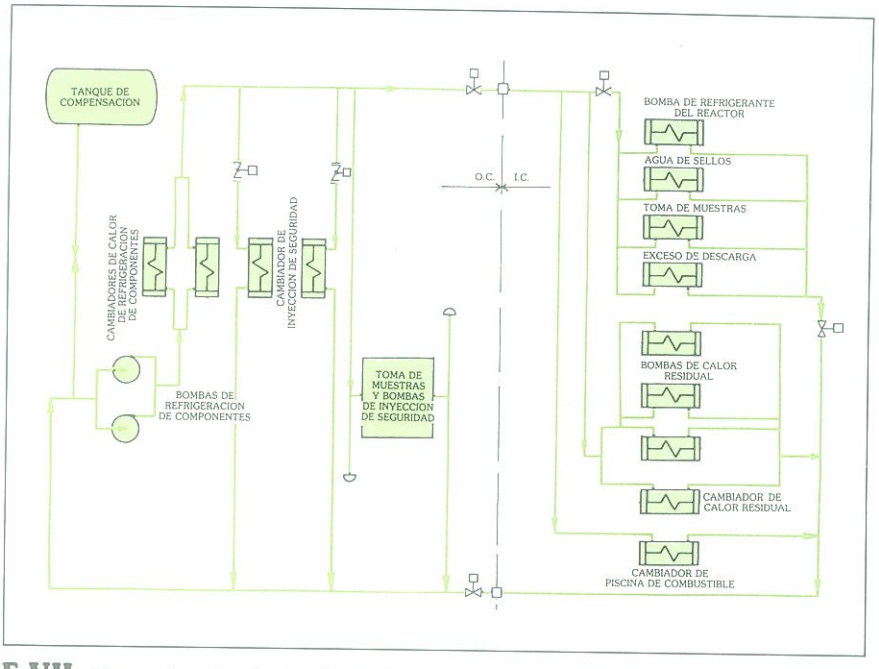
- Separación completa de trenes fuera de contención.
- Sustitución de los motores de las bombas de recirculación por otros nuevos cualificados.

La fig. IV muestra un diagrama de flujo simplificado del SIS.

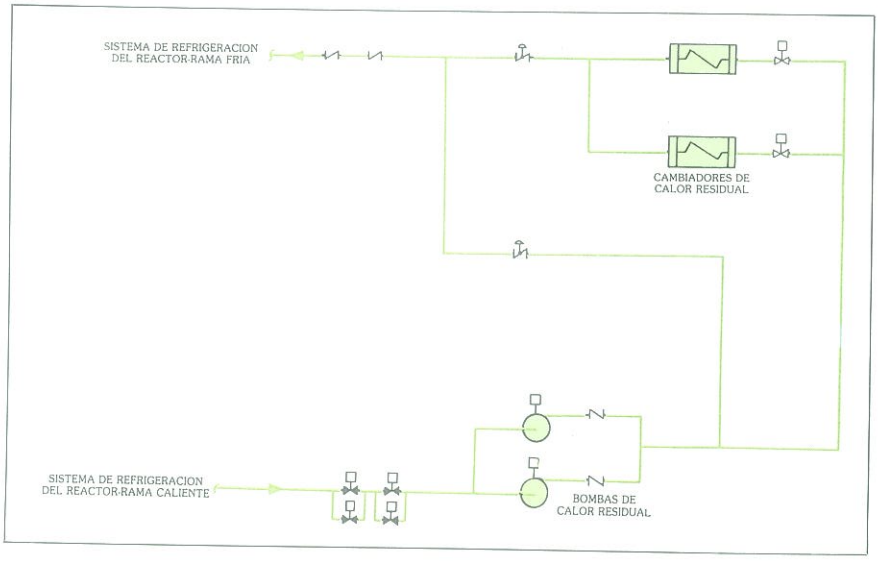


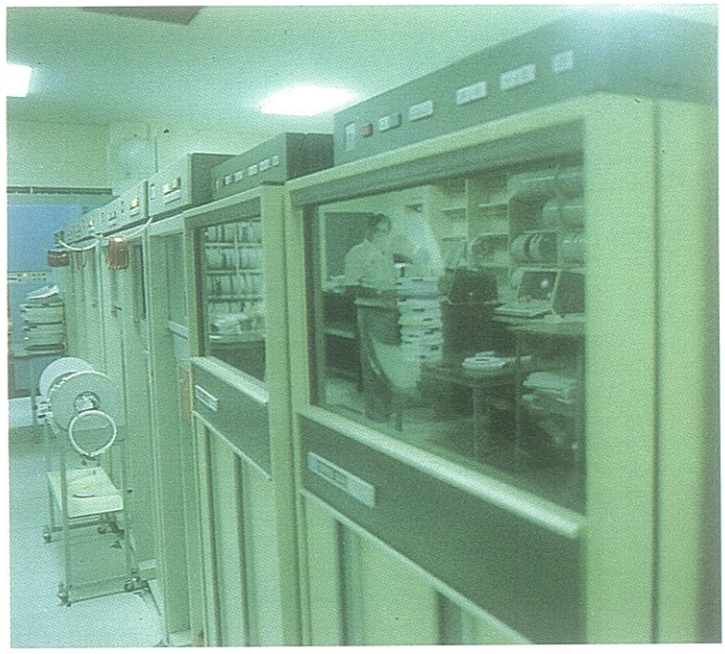
F V *Sistema de agua de alimentación auxiliar.*

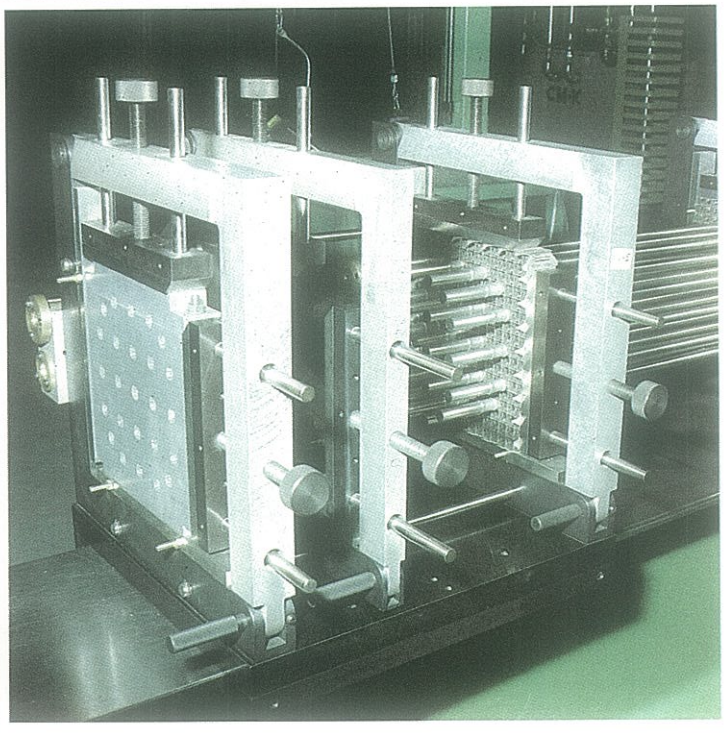
F VI *Sistema de refrigeración de componentes.*



F VII *Sistema de evaluación de calor residual.*







ENUSA garantiza el abastecimiento
de combustible a las centrales nucleares
en España, mediante la tecnología
más avanzada en el campo del diseño
y fabricación de elementos combustibles.

enusa

EMPRESA NACIONAL DEL URANIO, S. A.

Santiago Rusiñol, 12. Tel. 233 62 07
Télex 43042 URAN E. 28040 MADRID

Sistema de agua de alimentación de emergencia (AFWS)

El sistema de agua de alimentación de emergencia consistía básicamente en una turbobomba que inyectaba el agua directamente en la línea de agua de alimentación principal, y también por medio de una línea independiente, apoyando a las bombas de agua de alimentación normal, en el fondo del generador de vapor.

Después del accidente de TMI, los criterios de diseño de AFWS de las centrales nucleares fueron revisados, actualizándose la CN José Cabrera para el cumplimiento con los mismos. Por otras parte, en el caso particular de una central de un solo lazo, como es la de José Cabrera, un rápido aporte del agua al único generador de vapor es importante en condiciones de accidente, y por tanto se consideró de forma especial en el diseño de este sistema. Por ello, se añadieron al sistema dos bombas accionadas por motor, estando su línea de descarga conectada al fondo del generador de vapor.

La parte de tubería presurizada de la línea de descarga próxima al generador de vapor se ha diseñado como «Zona de no Rotura» (No Break Zone) de acuerdo con el «Standard Review Plan» 3.6.2., Att. BTP MEB 3-1, con objeto de:

- Eliminar la posibilidad de una rotura de la línea de descarga.
- Eliminar la posibilidad de una rotura en el fondo del Generador de Vapor.

La Fig. V muestra un esquema del sistema.

Sistema de agua de refrigeración de componentes (CCW)

El sistema original de agua de refrigeración de componentes estaba instalado en su totalidad en el interior del edificio de contención.

Debido principalmente a la adición de los cambiadores de calor del SIS, que están localizados fuera de contención, y al hecho de no existir componentes activos del sistema de salvaguardias dentro de contención, se decidió instalar prácticamente un sistema de CCW completamente nuevo fuera de contención conectándolo a las tuberías de CCW ya existentes.

En la Fig. VI se representa un esquema simplificado del sistema de agua de refrigeración de componentes.

Sistema de agua de servicios esenciales

El sistema de agua de servicios esenciales tiene como función el proporcionar agua de refrigeración a los equipos que deben funcionar en caso de accidente, pérdida de energía exterior o ambos a la vez.

El nuevo sistema contiene dos bombas, situadas en la estructura de toma del río Tajo, un filtro, la tubería y las válvulas asociadas, y se conectó con el sistema existente a través de dos válvulas de aislamiento.

Durante operación normal las bombas del sistema están paradas, pero arrancan automáticamente al recibir una señal de inyección de seguridad «S» o una señal de pérdida de energía eléctrica exterior.

Las bombas toman succión del río, a donde se devuelve el agua después de enfriar distintos componentes de seguridad.

Sistema de evacuación de calor residual (RHR)

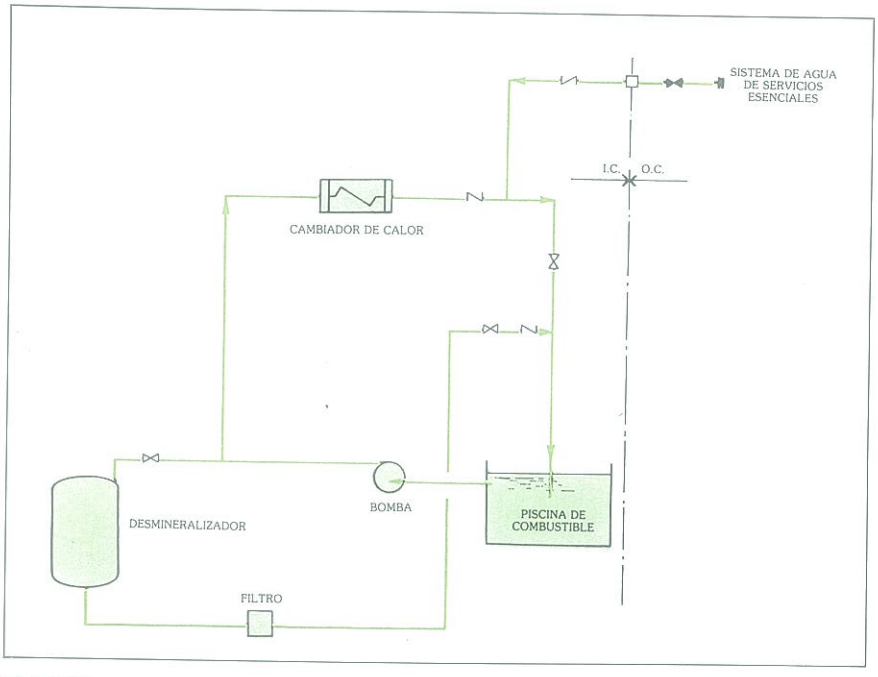
Las modificaciones al sistema de evacuación de calor residual original (dos bombas y dos cambiadores de calor), cuya localización dentro del edificio de contención se ha mantenido, consisten básicamente en lo siguiente:

- Sustitución de los motores de las bombas existentes por otros nuevos cualificados para condiciones de post-accidente dentro de contención.
- Duplicación en paralelo de las válvulas de aislamiento del sistema, para poder cumplir con el criterio de fallo único.

La Fig. VII muestra un diagrama simplificado de este sistema.

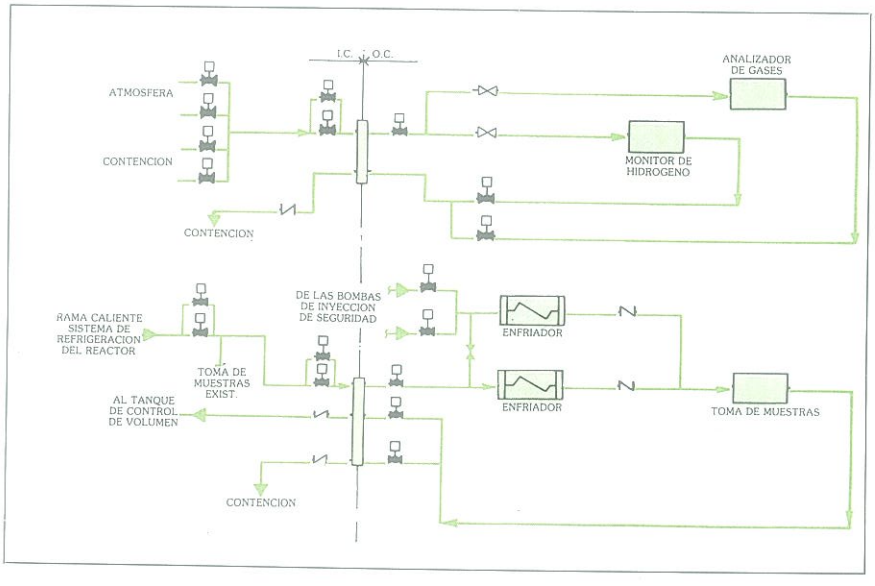
Sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado

Las modificaciones realizadas en este sistema, cuya localización dentro del edificio de contención no se ha variado, consistieron fundamentalmente en reempla-



F VIII *Sistema de refrigeración de la piscina de combustible.*

F IX *Sistema de toma de muestras postaccidente.*



zar sus componentes por otros cualificados o nuevos en el lazo de refrigeración dentro de contención.

Como primera acción correctora, la bomba de este sistema se ha situado en una cota más elevada para evitar riesgo de inundación en caso de LOCA o rotura en el secundario.

El proceso se completó con la sustitución del motor de la bomba por otro cualificado para condiciones de post accidente y el del cambiador de calor existente por uno nuevo que utilizaba agua de refrigeración componentes como sumidero de calor.

Como apoyo para condiciones pots-LOCA, a largo plazo, se suministró una conexión para aporte de agua de emergencia, desde fuera de contención para mantener un nivel adecuado en la piscina de combustible gastado.

En la Fig. VIII se muestra un diagrama simplificado de este sistema.

Sistema de toma de muestras post-accidente (PASS)

Las instalaciones existentes para toma de muestras del circuito primario estaban localizadas en su totalidad dentro de contención y por tanto no eran accesibles después de un accidente.

Como consecuencia del accidente de TMI, la toma de muestras del sistema de refrigerante del reactor después de un accidente base de diseño se convirtió en un requisito.

Para permitir la toma de muestras después de un accidente se incorporó un nuevo sistema de toma de muestras del sistema de refrigerante del reactor (conectado a la línea del sistema ya existente) y otro para toma de muestras del aire dentro de contención. Asímismo se instaló un sistema para la vigilancia contínua de la concentración de hidróge.no en el aire de contención.

En la Fig. IX se representa un esquema de este sistema.

Sistema eléctrico

El diseño original del sistema de alimentaciones eléctricas de la central y la adición de nuevas cargas hizo necesaria una revisión en lo que se refiere a la capacidad, naturaleza e idoneidad de las fuentes de alimentación de emergencia, así como a la repercusión de un fallo de modo común que afectara negativamente a las cargas relacionadas con la seguridad. En consecuencia, se desarrolló un diseño que permitiera que sistemas y componentes redundantes fueran alimentados y controlados de tal forma que la posibilidad de fallo único causante de una pérdida funcional fuera mínima a la vez que dotaba de nuevas fuentes de alimentación de emergencia que aumentaran la disponibilidad de estas alimentaciones. Todos los cambios se desarrollaron de acuerdo con los criterios actuales de clase 1E.

En la primera etapa de modificaciones se introdujeron ambos conceptos del diseño mediante la separación eléctrica de cargas de seguridad redundantes al conectarlas a fuentes principales de tensión alterna o contínua distintas. En la segunda etapa se extendió el alcance del cambio al cablear de acuerdo con una nueva disposición y rutado que asegurara un mayor grado de separación física, y al introducir sistemas de alimentación redundantes a los sistemas de control y protección del reactor así como nuevos cuadros de distribución cualificados.

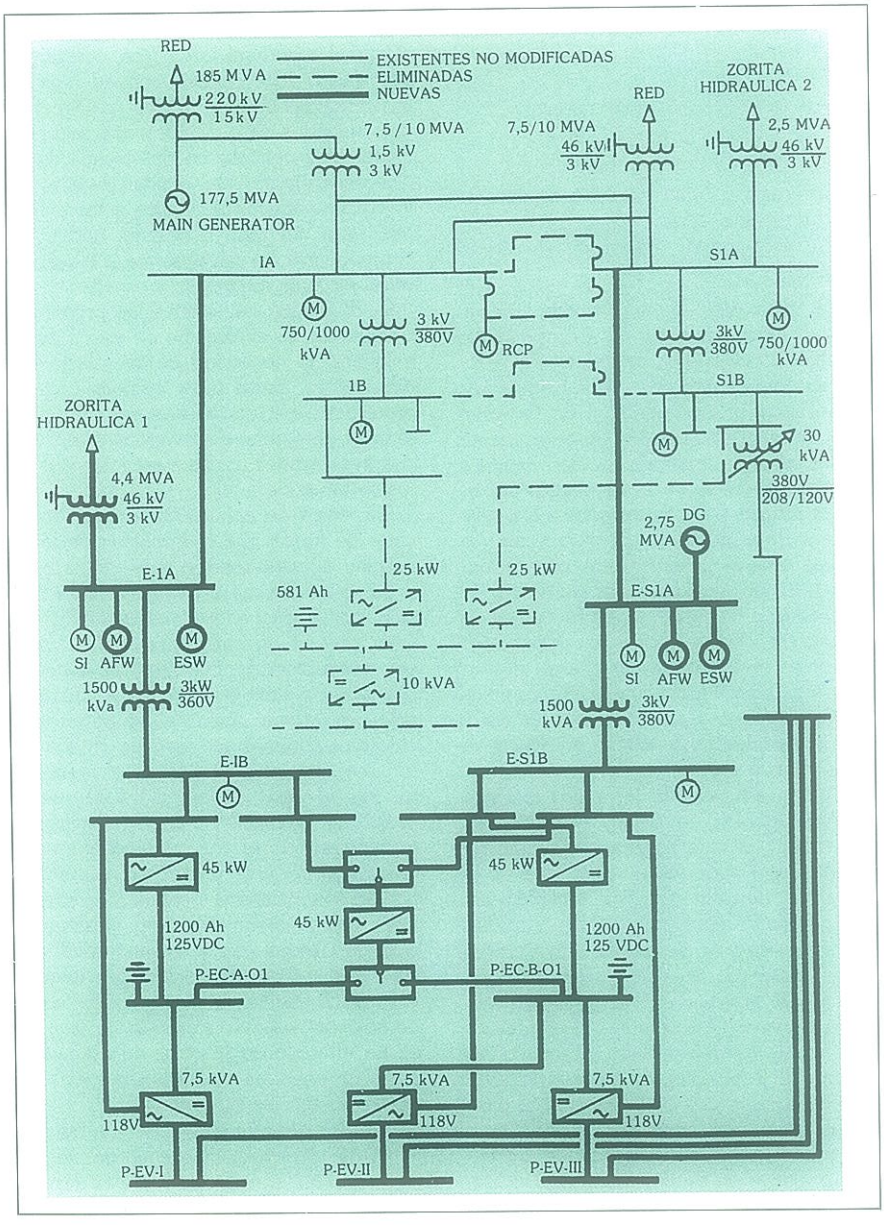
La instalación de cuadros de barras de 3KV y de distribución de 380V y centros de control de motores adicionales para cargas de salvaguardias ha resultado en una redistribución de cargas eléctricas de la central con el consiguiente aumento de reservas disponibles en los sistemas existentes a la vez que ha aportado una beneficiosa disminución de los coeficientes de carga de componentes.

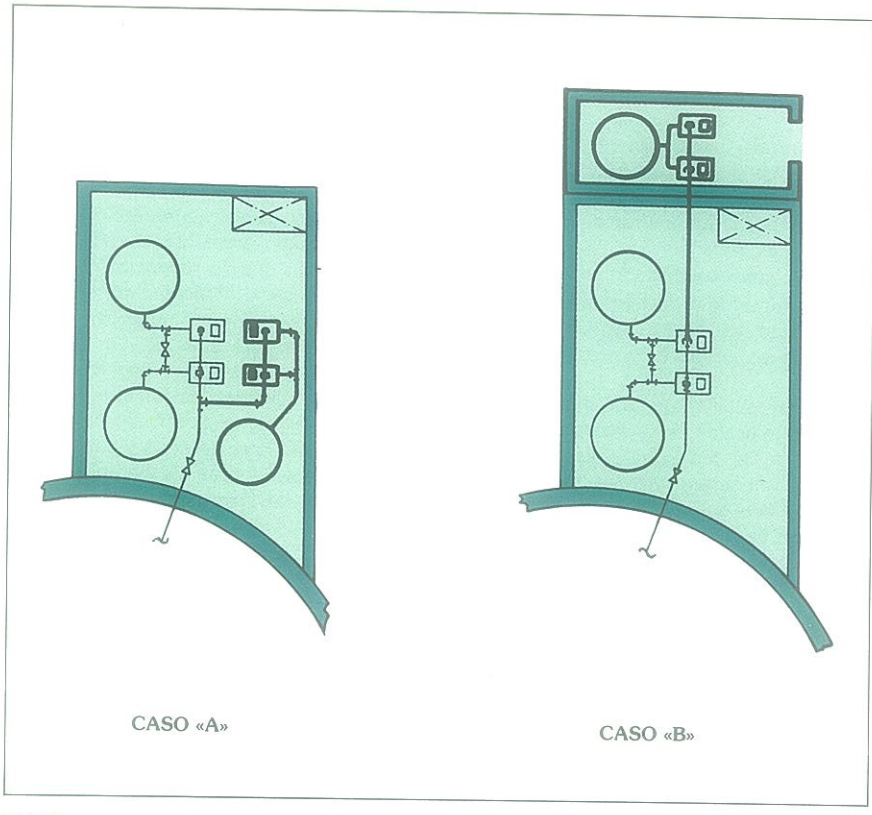
La Fig. X es una representación esquemática del sistema de alimentaciones y distribución eléctrica de la central antes y después de las modificaciones, donde se puede observar la separación conseguida a nivel de 3KV y 380V al eliminar el acomplamiento entre barras y la introducción de las nuevas barras de salvaguardia desde donde se alimenta a todas la cargas relacionadas con la seguridad, tanto nuevas como ya existentes.

Cambios de gran alcance se han llevado a cabo en los sistemas de corriente contínua y de alimentación a instrumentación vital. En el primero, la batería existente de 581 Ah ha sido sustituida por dos baterías nuevas del doble de capacidad cada una (1.200 Ah) alimentadas individualmente por un cargador de 45 KW. Se dispone de un tercer cargador de apoyo a uno de los dos anteriores. Tras su asignación a uno de los dos trenes, las cargas, tanto nuevas como existentes, quedan alimentadas a partir de nuevos cuadros de distribución.

El sistema anterior de alimentación vi-

F X *Sistema de alimentaciones y distribución eléctrica.*





F XI *Ejemplo de localización de componentes.*

tal para instrumentación, consistente en un inversor de 10 KVA alimentando, con un segundo inversor de apoyo, a una barra vital de 118V c.a. ha sido sustituido por un sistema de tres barras o canales independientes, cada uno alimentado desde un inversor de 7,5 KVA nuevo o desde «semi vitales» como fuente de suministro alternativo. Las cargas tales como lazos de instrumentación de protección se alimentan desde nuevos cuadros de distribución y cableado nuevo con separación física.

La transferencia de las distintas fuentes de alimentación así como la secuencia de conexión y arranque de las cargas de salvaguardia se realiza ahora de forma automática. Finalmente cabe resaltar la disponibilidad de dos fuentes de alimentación de emergencia externa a barras de 3 KV, al haber añadido a la ya existente una línea proveniente de la central hidroeléctrica de Zorita y un generador Diesel asegurando de esta forma una mayor fiabilidad y diversidad del sistema de alimentación de emergencia.

Sistemas de instrumentación y control

Las modificaciones realizadas en el área de la instrumentación y control han sido motivadas fundamentalmente por las siguientes consideraciones:

- Resultados de la evaluación de los sistemas de instrumentación y control.
- Análisis de accidentes.
- Normativa vigente.
- Modificaciones realizadas a los sistemas relacionados con la seguridad (ECCS, Sistema de Agua de Alimentación de Emergencia, etc.).
- Instrucciones de operación de emergencia.

La evaluación llevada a cabo en un primer lugar identificó la necesidad de cambios en el sistema de disparo del reactor, sistema de actuación de salvaguardias tecnológicas e incorporación de un sistema de instrumentación post accidente cualificado. La mayoría de los cambios fueron originados por la instalación de sistemas nuevos o modificaciones a los existentes. Otros cambios, concretamente las nuevas señales de presión de contención, han sido introducidos para aumentar la diversidad y fiabilidad de las funciones de protección contra accidentes resultantes de rotura de líneas de alta energía dentro de contención. Finalmente, otros cambios fueron necesarios para adecuar los sistemas a los criterios de diseño recogidos en la normativa vigente.

Como resultado de las modificaciones en los sistemas de fluidos mecánicos y eléctricos y a la consiguiente revisión de los requisitos funcionales en el área de la iniciación de salvaguardias tecnológicas, fue necesario añadir un número considerable de sistemas de control e instrumentación adicional así como sustituir algún sistema de actuación e integrar estas modificaciones con los sistemas existentes en la Central. Asimismo, hubo de tenerse en cuenta la instalación de instrumentación calificada sísmica y ambientalmente para seguimiento post accidente y facilitar a los operadores la recuperación de la Central y mitigación de los efectos de un posible accidente. La incorporación de sistemas de salvaguardias nuevos o las modificaciones a los existentes con iniciación manual tanto como automática, requirió aumentar drásticamente el sistema de actuación de salvaguardias tecnológicas, lo que se logró con su sustitución total.

Dentro del ámbito de la evaluación del sistema de protección del reactor de la Central y una vez revisados los cálculos de análisis de accidentes, quedó demostrado que este sistema cumple con sus requisitos funcionales, no siendo necesaria la incorporación de funciones nuevas. Por lo tanto, las únicas modificaciones realizadas en este capítulo son la separación eléctrica de los canales de instrumentación redundantes existentes, al proceder su fuente de suministro eléctrico de las tres barras de instrumentación vital de 118 V c.a., introducidas dentro del alcance de las modificaciones del sistema eléctrico. De esta forma se asegura una mayor disponibilidad del sistema y se disminuyen las posibilidades de disparos innecesarios debidos a la interrupción del suministro eléctrico a la única barra disponible en el diseño anterior.

El sistema de actuación de salvaguardias tecnológicas está formado por dos etapas. La primera, analógica, constituida por dos o tres canales redundantes de instrumentación que miden parámetros determinados de la planta y una segunda, digital, que consiste en dos trenes de lógica redundante que reciben señales de la instrumentación analógica y las combinan para, en caso necesario, actuar los componentes de salvaguardia a través de relés esclavos múltiples.

A diferencia del sistema de protección del reactor, la evaluación de este sistema evidenció la necesidad de introducir modificaciones, tanto para cumplir con los requisitos de actuación diversa como para ampliar el número de componentes actuados introducidos en las modificaciones de los sistemas de fluídos.

La lógica de actuación ha sido modificada de forma que la iniciación de la inyección de seguridad, o señal S, se haga a partir de lógicas 2 de 3 en «baja presión del presionador», existentes, y en «alta presión de contención» (HI-1), nuevas, asegurando la diversidad de la actuación y respaldada por la actuación manual sobre el sistema. Asimismo se ha introducido un permisivo que permite el bloqueo manual de la señal S y llevar al reactor a parada fría por debajo del valor de la presión de actuación y cuya reposición o desbloqueo se realiza automáticamente.

La incorporación de nuevos componentes de salvaguardias y nuevas funciones tales como «aislamiento del sistema de agua de alimentación», «arranque del diesel», «aislamiento de contención» (fase A y B) ha requerido una ampliación considerable del sistema existente, si bien no se ha alterado su filosofía de actuación.

En resumen las modificaciones más importantes son las siguientes:

- *Señal.* Alta presión en contención (HI-1). *Función.* Inyección de seguridad, señal S aislamiento de la contención, fase A.

- *Señal.* Alta presión en contención (HI-2). *Función.* Aislamiento de la contención, fase B limitación de aporte de masa y energía a la contención.
- *Señal.* Baja presión del presionador (P11). *Función.* Permisivo de bloqueo de la inyección de seguridad. Reposición automática y apertura válvula de aislamiento del acumulador.
- *Señal.* Aislamiento del agua de alimentación principal. *Función.* Limitación de aporte de masa y energía a la contención. Protección contra enfriamiento excesivo del primario.
- *Señal.* Actuación del sistema de agua de alimentación de emergencia. *Función.* Asegurar evacuación de calor del primario.

La presentación de información adicional a los operadores, así como la redistribución de las actuaciones manuales sobre los sistemas y sus componentes de una forma racional exigió importantes cambios en los paneles principales de sala de control, la sustitución de panel de control de sistemas de salvaguardia y la introducción de nuevos paneles. Fue necesario por lo tanto crear espacio en la sala de control para alojar los equipos nuevos como las nuevas cabinas de instrumentación clase 1E que albergan todos los lazos de instrumentación de protección y de vigilancia post-accidente a las cabinas de relés de salvaguardia donde se encuentran los dos nuevos trenes redundantes de lógica de actuación de salvaguardias que sustituyen al sistema anterior. En estrecha colaboración con personal de la Central se diseñaron los nuevos paneles de control y las modificaciones a los existentes para conjugar la relación hombre máquina más idónea y la experiencia de operación de años anteriores sin perturbar más allá de lo imprescindible los procedimientos de operación existentes.

CONSIDERACIONES GENERALES SOBRE DISPOSICION DE EQUIPOS

Un programa de actualización de una central nuclear tiene como objetivos principales el conseguir mejoras en su operación y/o incorporar los requisitos de seguridad posteriores a su puesta en marcha. No obstante, la aplicación de nuevos criterios de seguridad ha de realizarse en un contexto global y mientras es acertado incorporarlas a una Central de nuevo diseño, puede ser perjudicial para la seguridad de centrales en operación si no se consideran todas las posibles implicaciones de su incorporación.

Todas las mejoras de un programa de actualización han de ser específicas e integrables en el diseño/distribución de equipos existentes en la planta para no afectar la seguridad y operación de la Central.

La actualización de sistemas en una central nuclear en operación, así como la incorporación de otros nuevos, tiene como resultado la instalación de nuevos componentes, tuberías, cableado, etc.

La instalación de nuevos componentes y accesorios puede realizarse, según se indica en las Figs. XI y XII:

- *Dentro* de un edificio existente en la Central.
- *Fuera* de los edificios existentes en la Central (lo que requiere un nuevo edificio).

El hecho de ubicar el equipo nuevo dentro de un edificio existente en la Central, conlleva muy probablemente, que la planta tenga que parar durante el proceso de instalación, puesto que el personal tendrá que trabajar dentro del área controlada.

La ubicación de un equipo fuera de los edificios existentes en la Central, permite que ésta continue operando durante el proceso de instalación, y tenga que parar sólo durante la conexión del nuevo equipo al sistema existente. Esta solución casi siempre supone la construcción de un nuevo edificio.

Ambas soluciones tienen sus ventajas, que tendrán que ser evaluadas para cada modificación particular.

En el caso de instalar los nuevos componentes en el interior de un edificio existente, se presentan tres opciones:

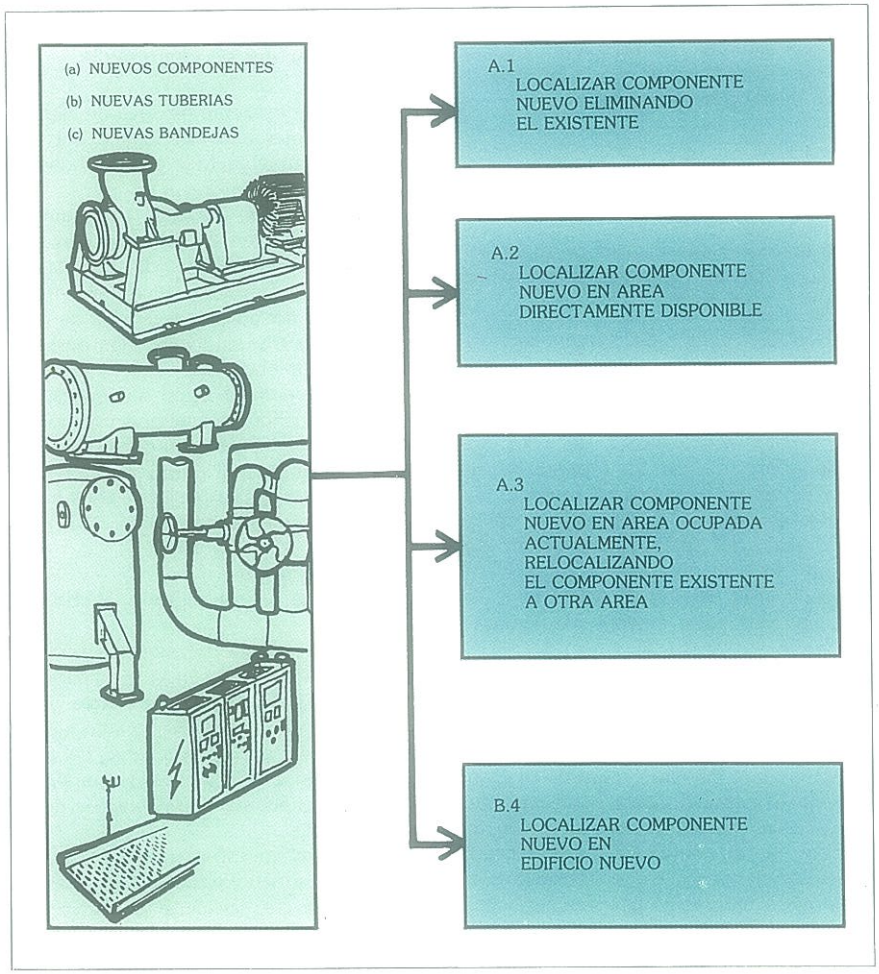
- *A.1.* Instalación en el lugar de uno existente que tenga que ser sustituido.
- *A.2.* Instalación en un área libre disponible.
- *A.3.* Instalación en un área que esté ocupada, lo que requiere el traslado del componente existente a otra zona.

Las distintas opciones para la disposición de nuevos componentes han de ser evaluadas considerando los siguientes factores:

- Trazado de tuberías e interconexión con los sistemas existentes.
- Separación de trenes.
- Sistemas radioactivos y no radioactivos.
- Criterios sobre rotura de líneas de alta energía.
- Zonas potenciales de incendio.
- Capacidad de las estructuras existentes.
- Acceso a la instalación .
- Posibilidad de acceso para reparación/mantenimiento durante operación normal.
- Posibilidad de acceso para reparación/mantenimiento después de un accidente base de diseño (DBA).
- Aspectos económicos.

Es de capital importancia que las modificaciones de sistemas y la disposición de nuevos equipos no se realicen como

F XII *Alternativas para la implantación de nuevos componentes, tuberías y bandejas.*



cambios individuales, sino que han de ser, por el contrario, evaluados conjuntamente con los existentes e incorporados de una forma apropiada para conseguir una solución final integrada.

Las centrales nucleares en general, no favorecen los trabajos de actualización. Frecuentemente la disposición original de la planta es muy compacta, para no desperdiciar el costoso volumen edificado. Además, los distintos niveles de radiación hacen que la planificación (toma de dimensiones reales, etc.) y mucho más la instalación de las modificaciones sea una tarea complicada.

La ejecución de modificaciones de equipos tiene que estar programada cuidadosamente para evitar o disminuir el daño a los sistemas existentes.

EJEMPLOS DE DISPOSICION DE EQUIPOS EN EL PROGRAMA DE ACTUALIZACION CN JOSE CABRERA

En el estudio de disposición de equipos del programa de actualización de la CN José Cabrera, se utilizaron los planos existentes de disposición y trazado de tuberías de la Central, para encontrar el espacio apropiado para componentes nuevos, y trazado de tuberías y de cables y se realizaron numerosas visitas a la Central para comprobar la disposición existente y las distintas alternativas para la nueva, a fin de evitar interferencias durante el proceso de instalación.

A continuación se comentan algunos ejemplos significativos asociados con la nueva disposición de equipos.

Sistema de inyección de seguridad (SIS)

Se realizaron modificaciones importantes al sistema de inyección de seguridad existente:

- El colector común del sistema se trasladó fuera de la contención, en dos sistemas de trenes separados, en cada tren se añadió un cambiador de calor SIS para la evacuación de calor del agua del sumidero. La separación física de trenes se consiguió situando las tuberías del tren A por debajo de la elevación del suelo. El cambiador de calor del tren A se colocó sobre el cimiento y el del tren B por debajo de la exclusa para equipos de la contención.
- Instalación de un tanque acumulador de 1.350 pies cúbicos. Los acumuladores están normalmente situados dentro de la contención próximos a la rama fría del lazo primario, pero en el caso de la CN José Cabrera prácticamente no había espacio disponible dentro ni fuera de la contención para instalar este componente tan voluminoso por lo que se construyó una extensión del edificio auxiliar, próximo a la contención.
- Se añadió un eductor dentro de contención para complementar las dos bombas de recirculación SIS cualificadas. El eductor, con su estructura individual para el filtrado de agua de aspiración, se situó en el suelo de la contención en un área disponible.
- Se añadieron pantallas de blindaje para separar, en caso de accidente, los componentes de los trenes del SIS, que son altamente radioactivos, de otras áreas de la Central. Se añadieron conexiones de limpieza/drenaje a las tuberias del SIS para permitir la limpieza post-accidente que permitiera tener acceso para la reparación de un tren del SIS en caso de fallo potencial.

Sistema de agua de refrigeración de componentes

Se eliminó el sistema existente de agua de refrigeración de componentes (CCW), situado dentro de contención y de diseño e instaló un nuevo sistema situado fuera de contención.

Las bombas de CCW, cambiadores de calor y tanque de compensación fueron instalados en la ampliación del edificio auxiliar donde se encuentra el acumulador. Esta ampliación del edificio auxiliar se encuentra en el área de radiación controlada y es accesible desde el exterior para mantenimiento/reparación después de un DBA.

Sistema de agua de alimentación de emergencia

La bomba existente de agua de alimentación de emergencia accionada por turbina, fue complementada con dos bombas accionadas por motor.

La localización de estas dos bombas creó problemas en un principio. Sin embargo, tras una decisión del propietario de la Central de relocalizar el taller y varias oficinas del edificio de la sala de control, se encontró una localización perfecta para estas dos bombas.

Estas dos bombas están situadas próximas a su fuente de aspiración (evitando problemas de NPSH), y también relativamente próximas a la pared de la contención. Las bombas están localizadas en el área no controlada y siempre accesibles.

Sistema de toma de muestras post-accidente (PASS)

El nuevo sistema de muestras post-accidente (PASS), incluyendo el analizador de hidrógeno, fue situado en el área de la sala de análisis radioquímico y laboratorio.

Se necesitó un gran esfuerzo en obra civil para situar en ese área el componente pesado y altamente radioactivo de la unidad PASS.

La sala de muestras y laboratorio, es accesible desde el exterior en condiciones de accidente. Las líneas de muestra están trazadas en principio a través de los compartimentos de las bombas del SIS.

Sistemas eléctricos

Debido a la relocalización del taller y algunas oficinas del edificio de la sala de control a un nuevo edificio, quedó disponible un edificio casi completo de dos plantas para acoger los nuevos componentes eléctricos como el centro de control de motores, transformadores, cargadores, baterías, etc.

Los componentes eléctricos del tren B están localizados en la planta baja mientras que los componentes del tren A están en la planta superior.

El nuevo diesel fue instalado en un edificio nuevo, justo en la parte exterior del edificio de la sala de control.

En resumen, durante la fase de planificación del programa de actualización de la CN José Cabrera, se desarrollaron las modificaciones y adiciones de sistemas requeridas, considerando en *paralelo* la disposición existente en la Central, para verificar una óptima ejecución desde un punto de vista múltple: seguridad, operación, disposición de equipos y económico.

Los resultados fueron los siguientes:

1. Todos los componentes relacionados con la seguridad están situados en estructuras existentes verificadas o en nuevas estructuras.
2. El sistema de inyección de seguridad está separado y localizado en compartimentos de trenes, permitiendo la reparación de un tren, si fuera necesaria, después de un DBA.
3. Los componentes mecánicos y la estación de toma de muestras requeridas después de un DBA están situados en el edificio auxiliar mecánico (área controlada) y siempre accesible.
4. Los componentes eléctricos y las bombas de agua de alimentación auxiliar están situados en el nuevo edificio auxiliar eléctrico (área no controlada) y siempre accesible.
5. Los componentes mecánicos/eléctricos requeridos después de un DBA y situados dentro de contención fueron reemplazados por componentes cualificados.

CONCLUSION

Con la terminación del programa de actualización de la CN José Cabrera, se han conseguido los objetivos propuestos de equiparar el nivel de cumplimiento con la normativa vigente al de centrales de reciente construcción, coordinando las actividades de diseño y períodos de parada de la Central, para incorporación de modificaciones, de forma que el programa tuviera el menor impacto posible en la producción.

Desde la conclusión del programa hasta la actualidad ha transcurrido un año, en el que la Central ha estado operando a plena carga sin incidentes con un factor de disponibilidad superior al 95 %.