

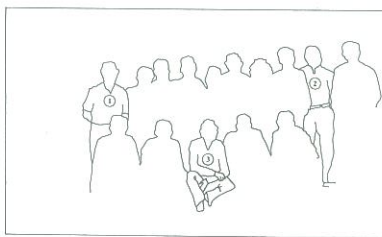
APS. LA EXPERIENCIA DE SANTA MARIA DE GAROÑA

ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD

José ROMERO ALBA, Julio GONZALEZ FERNANDEZ y Valentín ARROYO FERNANDEZ



Componentes del grupo de trabajo que realizó el Análisis Probabilístico de Seguridad de Santa María de Garoña.



LOS AUTORES EN LA FOTOGRAFIA

- 1 José Romero Alba.
- 2 Julio González Fernández.
- 3 Valentín Arroyo Fernández.

Julio GONZALEZ FERNANDEZ es Ph. D. en Física por la Universidad de Manchester y Profesor Titular del Departamento de Ingeniería Energética de la ESII de Bilbao.

Cuenta con nueve años de experiencia en la Ingeniería de Centrales Nucleares y es miembro del Departamento de Ingeniería y Proyectos de NUCLENOR, S. A.

Valentín ARROYO FERNANDEZ es Dr. Ingeniero de Caminos por la Universidad de Santander y Profesor del Departamento de Matemáticas de la ETSI de Caminos de Santander.

Posee doce años de experiencia en el campo de la Informática, y en la actualidad dirige el Centro de Cálculo del Departamento de Matemáticas, que cuenta con un Cyber 180-810.

José ROMERO ALBA es Ingeniero de Telecomunicaciones por la Escuela de Ingenieros de Madrid. En INITEC ha sido Jefe de Grupo de Instrumentación y Control de las centrales térmicas de Alcudia, Velilla, Jinamar, de las centrales nucleares de Lemóniz y Escatrón y de la central solar de Almería. En la actualidad es Jefe de Grupo de Instrumentación del proyecto de Apoyo a la Explotación de la C.N. de Ascó.

ORIGEN Y OBJETIVOS DEL ESTUDIO

La existencia en España de varias centrales con más de diez años de operación, las llamadas centrales de la «primera generación», indujo al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), siguiendo la filosofía del «Systematic Evaluation Program» (SEP) de la US Nuclear Regulatory Commission (NRC), a evaluar la seguridad de las mismas y, en el caso que nos ocupa, a solicitar un Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) con el fin de obtener elementos de juicio adicionales a los criterios clásicos de licenciamiento.

La realización del Análisis Probabilístico de Seguridad fue requerida a NUCLENOR mediante Resolución de la Dirección General de la Energía de agosto de 1983, como condición a la concesión del Permiso de Explotación Provisional de 1984.

Los objetivos del APS requerido a Santa María de Garoña fueron establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear y se presentan a continuación:

- En primer lugar, el estudio debería aportar elementos de juicio adicionales a los criterios de licenciamiento deterministas que permiten tomar decisiones sobre la necesidad de realizar modificaciones en el diseño.

En efecto, un estudio de esta naturaleza permite detectar aquellas características del diseño que contribuyen al riesgo global de modo significativo. Además de esto, la experiencia demuestra que puede haber aspectos relevantes difícilmente identificables mediante un análisis determinista.

Adicionalmente permite introducir consideraciones de prioridades y de coste-beneficio en el proceso de decisión en relación con las modificaciones del diseño que se requieran.

- El estudio debería permitir obtener una visión general de la central que asegurara que no se dejan de considerar aspectos importantes para la seguridad.

Con este propósito en la realización de los trabajos debería de intervenir el personal de explotación, a fin de que con su experiencia y conocimiento de la central, el análisis fuera más profundo y que a su vez el estudio resultase un medio para alertarles sobre los aspectos negativos y positivos del diseño y operación de la misma.

El alcance del estudio requerido es similar al de los realizados dentro del

IREP (Interim Reliability Evaluation Program). El análisis de riesgos nivel I de Millstone fue el estudio de referencia establecido por el Consejo de Seguridad Nuclear, en cuanto al grado de detalle para el de Santa María de Garoña.

- El tercer objetivo de la realización de este estudio fue conseguir una introducción amplia de estas técnicas en España, evitando en lo posible gastos de divisas.

De manera explícita el Consejo de Seguridad Nuclear requirió la participación de empresas de ingeniería españolas en el proyecto, tanto para la realización del mismo, por parte de NUCLENOR, como por su parte, para realizar una evaluación independiente y paralela de éste.

La misión del consultor extranjero contratado por NUCLENOR no fue, por tanto, la de asumir la responsabilidad del estudio, sino la de facilitar y abreviar el proceso de asimilación de las técnicas que se aplicarían. De estos servicios de consultoría fueron beneficiarias de modo indirecto todas las organizaciones implicadas.

NUCLENOR, siguiendo las directrices del Consejo de Seguridad Nuclear, maximizó la participación nacional, involucrando a varias organizaciones españolas en la realización del proyecto (Ingeniería, Universidad y Junta de Energía Nuclear), tal como se describe en otros apartados del artículo.

El Consejo de Seguridad Nuclear, a su vez realizó el seguimiento y la evaluación continuada en línea con los objetivos que estableció, maximizando la participación nacional, asignando a miembros del Servicio de Análisis de Sistemas y contratando los servicios de OPTIPLANT.

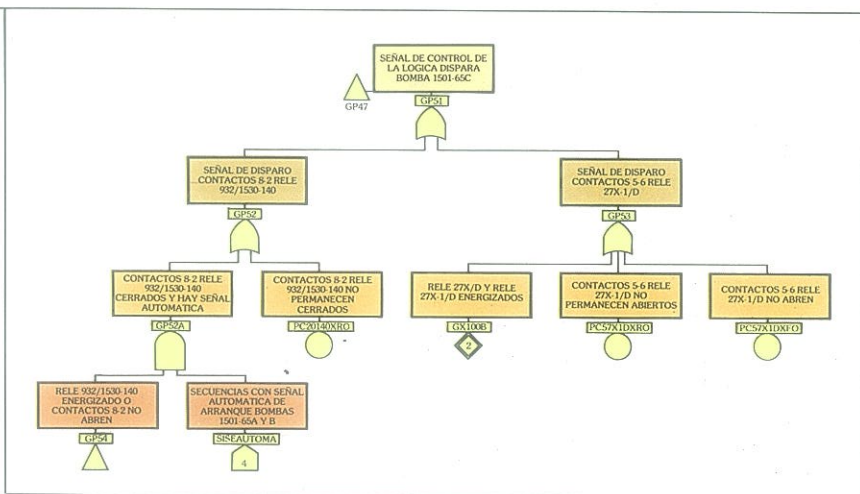
PLANTEAMIENTO GENERAL Y ORGANIZACION DEL PROYECTO

Como respuesta a los objetivos establecidos por el CSN para el proyecto, el equipo que NUCLENOR configuró para su realización estuvo constituido por miembros de las siguientes organizaciones:

- NUCLENOR.
- Un Consultor Estadounidense (Science Applications Inc.).
- Una Empresa de Ingeniería Española (INITEC).
- Instituciones Académicas (Universidad de Santander y Fundación Leonardo Torres Quevedo).

Por otra parte, y a iniciativa de NUCLENOR, se creó un Grupo de Evaluación Independiente que supervisó y evaluó de manera continua la realización del estudio y que estuvo formado por:

- Un Consultor Estadounidense (Risk Management Associates).
- Un representante de la Junta de



Salida gráfica del Programa WAM-FTD.

Energía Nuclear (don Alfonso Pérez Rodríguez).

- Don Agustín Alonso Santos, Catedrático de Tecnología Nuclear de ETSII de la Universidad Politécnica de Madrid, asistido por un grupo de trabajo integrado en la citada Cátedra.

El trabajo se realizó en dos fases. La primera, con una duración de cuatro meses tuvo lugar en las oficinas de Science Applications (SAI) en USA. La segunda tuvo lugar en las oficinas habilitadas por NUCLENOR en Santander (España).

Los objetivos de la primera fase consistieron en el entrenamiento previo del personal del equipo perteneciente a NUCLENOR e INITEC en las técnicas del APS por parte del personal especializado de SAI, y en la realización de un estudio preliminar de alcance limitado

(mini-PRA) para Garoña, así como en la elaboración del programa de trabajo a realizar en la segunda fase.

La segunda fase comprendió la realización del APS completo, siguiendo las directrices del programa de trabajo elaborado y que fundamentalmente abarcó las siete tareas descritas en la metodología del IREP.

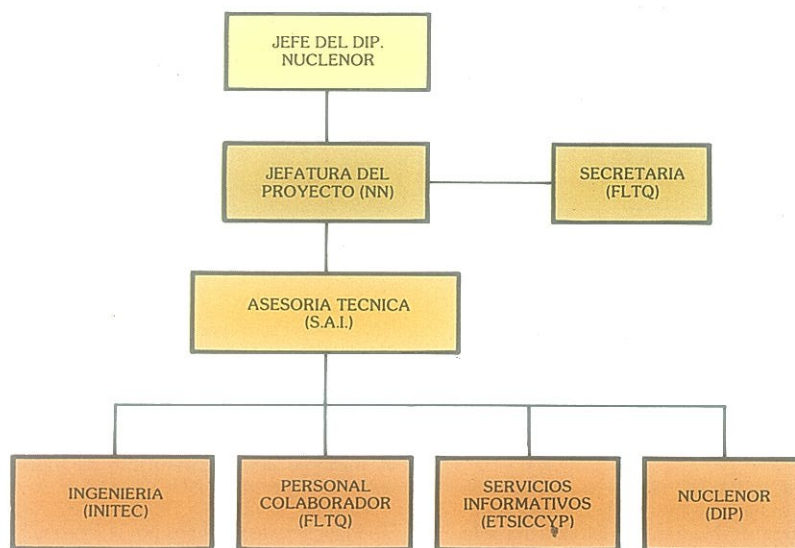
El organigrama del proyecto durante la segunda fase se representa en la figura 1.

El proyecto se estructuró de la siguiente forma:

- Jefatura del Proyecto, integrada por personal de NUCLENOR y responsable de la gestión administrativa, contratación de servicios y formalización de acuerdos con organismos colaboradores.

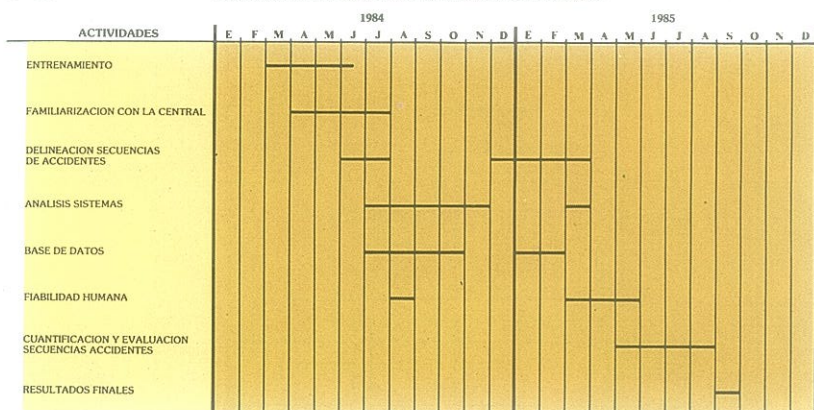
FI

ORGANIGRAMA DEL PROYECTO DE ANÁLISIS DE RIESGOS



LEYENDA

DIP - DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA Y PROYECTOS
 NN - NUCLENOR
 SAI - SCIENCE APPLICATIONS, INC.
 FLTQ - FUNDACION LEONARDO TORRES QUEVEDO
 ETSICCP - ESCUELA TECNICA SUPERIOR DE INGENIEROS DE CAMINOS, CANALES Y PUERTOS



- Asesoría Técnica del Proyecto dependiente de la Jefatura del mismo y responsable de los aspectos técnicos, tales como distribución de tareas, asignación de recursos, esclarecimiento de criterios y cumplimiento de los objetivos del programa de trabajo.
- Ingeniería, formada por técnicos de INITEC, dependientes de la Asesoría Técnica y que participó en todas las tareas del proyecto y en el desarrollo y aplicación de los programas de ordenador.
- Fundación Leonardo Torres Quevedo, a través de la cual se canaliza la colaboración del Departamento de Matemáticas de la ETSICYP de la Universidad de Santander (DMA) y que se traduce en la prestación de servicios informáticos, administrativos, de asesoramiento científico y en la aportación de personal dependiente de la Asesoría Técnica y que colaboran asimismo en el desarrollo de detalle del proyecto.
- Personal Técnico perteneciente a NUCLENOR dependiente de la Asesoría Técnica y que participa en el desarrollo en detalle del proyecto.

El desglose por especialidades del

personal que ha participado en la fase de realización práctica es:

- Un Jefe de Proyecto y un Jefe Adjunto, ambos con experiencia previa en la gestión de proyectos nucleares y pertenecientes a NUCLENOR.
- Un Asesor con experiencia previa en la realización de PRA dentro del programa IREP (SAI).
- Tres Analistas de Sistemas, con experiencia previa en el diseño de sistemas mecánicos, eléctricos y de instrumentación y control en Centrales Nucleares, pertenecientes a la plantilla de INITEC, y encargados de la elaboración de los modelos de árboles de fallo y sucesos.
- Un Técnico de NUCLENOR con diez años de experiencia como operador de reactor y Jefe de Turno.
- Dos Especialistas en Informática encargados de la puesta a punto y gestión de los diferentes códigos en el ordenador de NUCLENOR. (INITEC y Universidad de Santander).
- Dos Analistas de Datos, a tiempo parcial, encargados de la recopilación y análisis de datos de fallos de equipos tanto de carácter genérico como específico de la Central (INITEC y Fundación Torres Quevedo).

- Tres Analistas de Sistemas sin experiencia previa, en período de formación, desarrollando diferentes tareas de ayuda al resto del equipo.

La dedicación total para la realización del proyecto se estima en dieciséis hombres/año.

DESARROLLO DEL PROYECTO

Dadas las peculiaridades especiales y la falta de experiencia en España para acometer un Proyecto de Análisis Probabilístico de Seguridad de esta entidad, NUCLENOR decidió desarrollarlo en dos fases bien diferenciadas.

La primera fase comenzó a principios del mes de marzo del año 1984, en las oficinas de Science Applications, Inc. (SAI) de Mountain View (California). Los objetivos fundamentales fueron tres:

- Formación y entrenamiento.
- Familiarización con la documentación de la central y con su diseño.
- Elaboración de un Mini-PRA que confirmará la viabilidad de la ejecución del proyecto basada en la formación alcanzada.

El Mini-PRA sirvió como documentación de partida para el desarrollo posterior de alguna de las actividades principales del proyecto («Análisis de Sistemas», «Delineación de las Secuencias de Accidentes»), de acuerdo con el NUREG/CR-2728 «Interim, Reliability Evaluation Program» (IREP).

La especialización del personal en las distintas áreas indicadas en el IREP, comenzó en este período (análisis de sistemas, códigos, base de datos, etc.). La dirección y coordinación de esta fase fue realizada por SAI bajo la supervisión de NUCLENOR.

Participaron en esta fase dos personas de NUCLENOR (una de ellas procedente de Ingeniería y la otra de Operación), una persona perteneciente a la Fundación Torres Quevedo y cuatro personas de INITEC.

En paralelo, en la Universidad de Santander (Departamento de Matemáticas Aplicadas a la Ingeniería), se formaban otras cuatro personas que colaborarían eficazmente en el posterior desarrollo del proyecto.

Este primer período finalizó en el mes de junio de 1984. A finales del citado mes, comenzó la segunda fase. Esta última se desarrolló íntegramente en la Universidad de Santander (Escuela Superior de Ingenieros de Caminos). Para ello, el equipo fue dotado de los medios humanos, técnicos e informáticos necesarios para la buena marcha y consecución de los objetivos del proyecto.

Debido a la heterogeneidad del equipo de trabajo y las peculiaridades asociadas a un Proyecto de Análisis Probabilístico de Seguridad, se elaboró un Manual de Procedimientos. Este documento definió las relaciones entre las diferentes organizaciones que participaron en el proyecto y estableció una sistemática de

F III Vista general del Sistema Informático del Proyecto.



trabajo que permitió elaborar un producto de un nivel de calidad consecuente con la importancia del trabajo.

Se completó la actividad de «Familiarización con la Central» (IREP) con estudio y análisis de los transitorios de operación y las oportunas visitas a la central.

A continuación se iniciaron las diferentes actividades correspondientes a la «Delineación de las Secuencias de Accidente», «Análisis de Sistemas» y «Base de Datos». En cuanto al aspecto informático se comenzaron a elaborar y poner en servicio los procedimientos para el acceso y manejo de códigos. Se constituyó un archivo maestro oficial de acceso restringido y se validaron convenientemente los programas antes de su utilización.

Se realizó un estudio detallado de la aplicabilidad de los sucesos iniciadores genéricos definidos en el documento EPRI-NP 2230. Asimismo, se identificaron algunos sucesos iniciadores específicos. Este estudio fue fundamental para la revisión de los árboles de sucesos realizados durante la primera fase, en EE.UU.

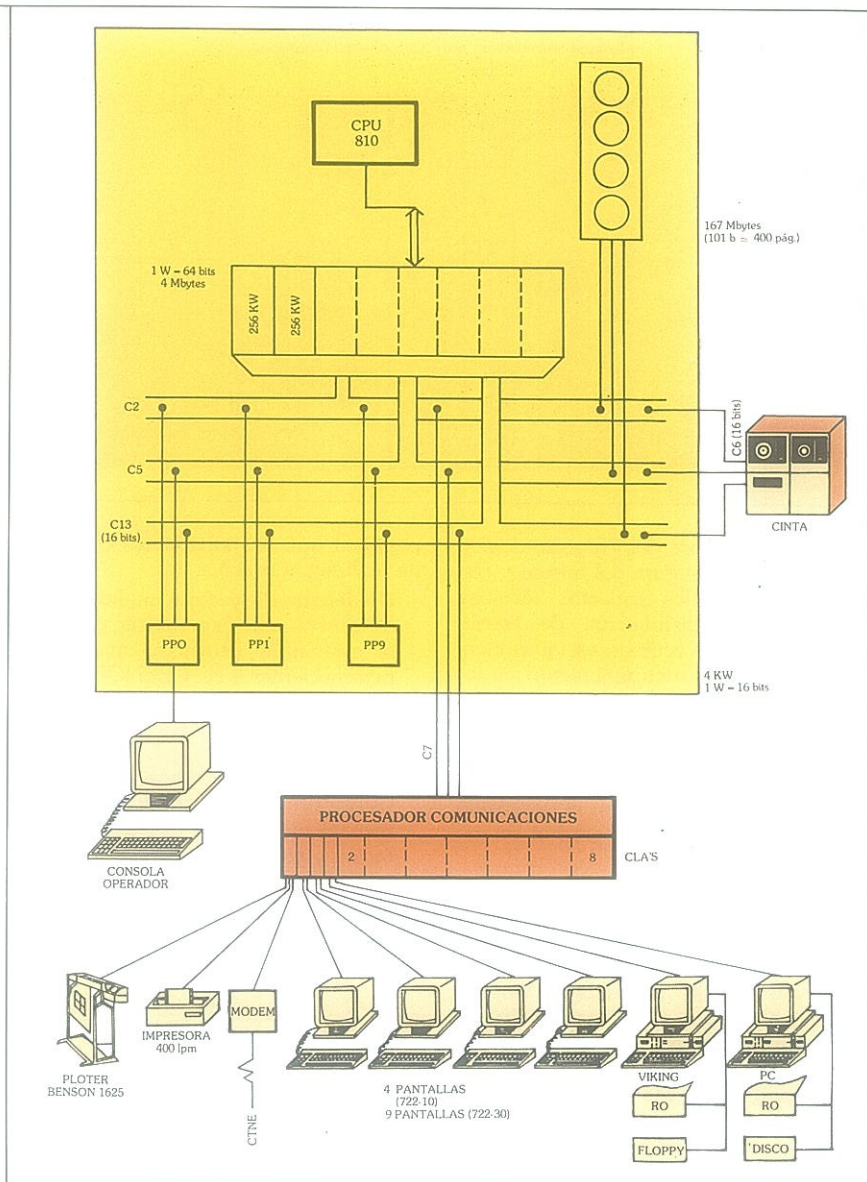
Posteriormente se calcula la frecuencia de los sucesos iniciadores. Para roturas de tuberías se emplearon las frecuencias indicadas, para cada tamaño de tuberías, en el WASH-1400. En cuanto a transitorios de operación se utilizó un estimador bayesiano para calcular la frecuencia combinada (datos genéricos y específicos). La frecuencia de ocurrencia por año genérica fue obtenida del EPRI-2230. En aquellos casos donde no se disponía de datos la frecuencia se evaluó considerando que seguía una ley poissoniana y utilizando como estimador puntual la mediana de una distribución χ^2 de Pearson.

Los sistemas fueron modelados y desarrollados basándose en los criterios de éxito, y de acuerdo con el modo operativo que correspondía a cada grupo de sucesos iniciadores. Dentro de estos últimos se analizaron las circunstancias especiales de funcionamiento y se adaptaron los modelos de los sistemas a cada una de las secuencias de accidente.

En paralelo a las actividades mencionadas se elaboró una base de datos aplicable a la CN de Garoña, adecuadamente documentada. La base genérica empleada se elaboró extrayendo los datos (tasas de fallos, factores de error), de los siguientes documentos:

- IREP (NUREG/CR-2728).
- WASH-1400.
- IEEE-500 Reliability Data.
- NPRDS Nuclear Plant Reliability Data System.
- NUREG/CR-1905.
- NUREG/CR-1635.
- BROWNS FERRY PRA.

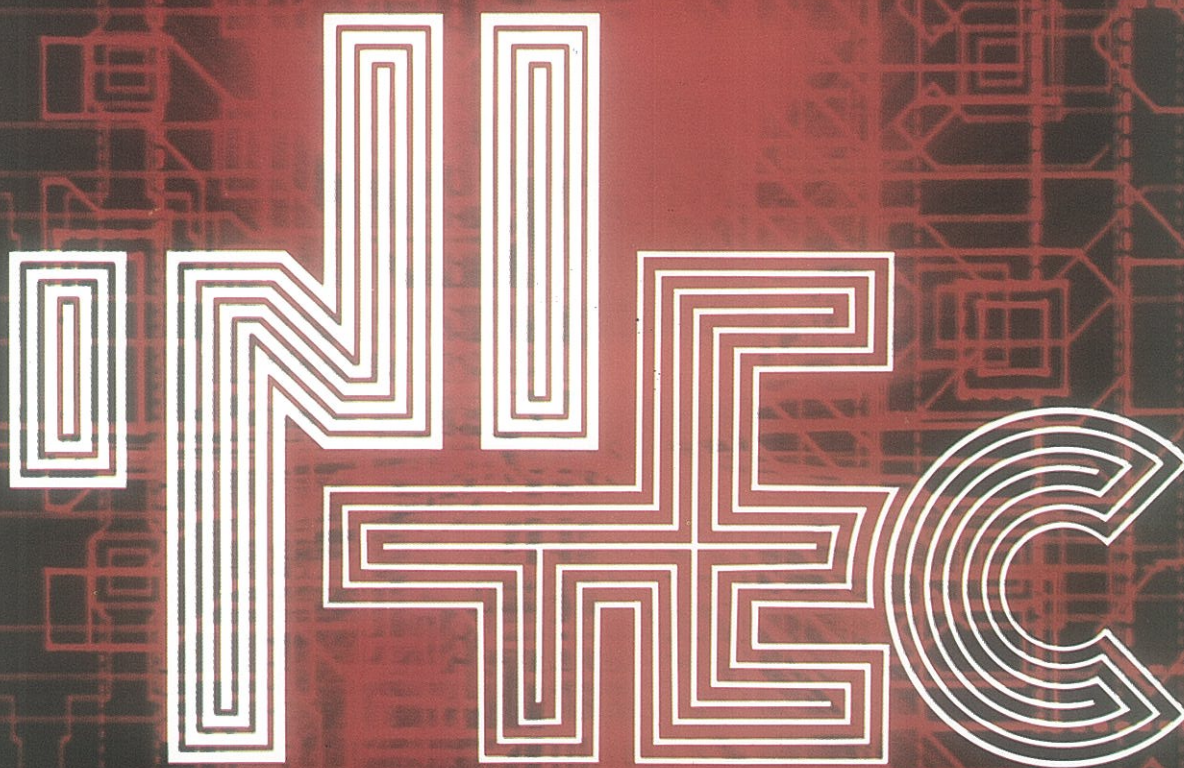
Se trató de hacer una comparación entre las tasas de fallos genéricas y las estimadas para la central a partir de datos específicos. Dentro de las limitaciones de esta comparación, no se apreciaron desviaciones importantes respecto a



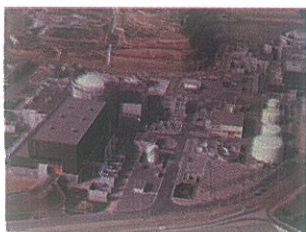
FIV Esquema del sistema informático del Proyecto.

FV Vista general de la CN de Santa María de Garoña.



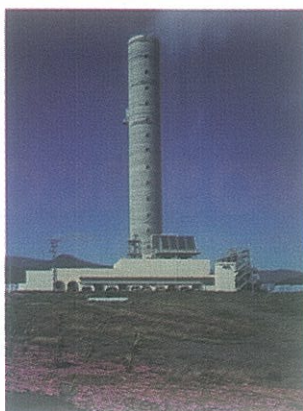


Ingeniería Energética.

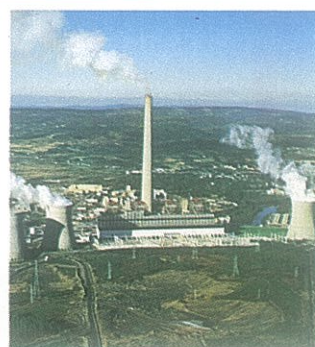


Sus actividades, apoyadas en la más avanzada tecnología, incluyen, dentro del Sector Energético:

- Centrales térmicas
- Centrales nucleares
- Centrales hidroeléctricas
- Subestaciones
- Plantas duales
- Diesel y turbinas de gas
- Líneas transporte energía eléctrica
- Ahorro energético
- Estudios e informes
- Energía solar y alternativas



2.000 Técnicos altamente cualificados en los diferentes campos de la Ingeniería, desarrollan todo tipo de trabajos, desde estudios y proyectos en el sector de Ingeniería Civil, hasta las más modernas realizaciones en Plantas de Producción de Energía e Industriales, así como realizaciones "Llave en mano".



APORTA ALGO MAS QUE EXPERIENCIA.

Padilla, 17 Tel.: 447 01 00.
Telex: 22995 AUXIE E
MADRID-6

ORIENTACION SICOLOGICA

Márquese
objetivos a la
altura de su
capacidad y
acordes con su
personalidad.

**Siga el camino
vocacional
y aptitudinal**



Consiga el mayor
rendimiento de
su inteligencia,
aptitudes,
personalidad y
motivaciones.

**Conózcalas
primero**

I. PRONOSTICO ACADEMICO Y ORIENTACION/RENDIMIENTO ESCOLAR

II. ORIENTACION PROFESIONAL

III. SELECCION DE PERSONAL

IV. DIAGNOSTICO Y EVALUACION SICOLOGICA, ORIENTACION TERAPEUTICA Y TRATAMIENTO

*SOLICITE DOCUMENTACION
COMPLETA A:*



S.A. LIDAS

GESTION DE PERSONAL

Santiago de Compostela, 64
Teléfono: 730 50 47 - 28034 MADRID

las tasas de fallo genéricas. Las indisponibilidades debidas a pruebas y mantenimiento se obtuvieron a partir de la experiencia operativa de la Central (13,5 años).

Los datos para la evaluación (probabilidad de fallo) de los errores humanos fueron extraídos, en principio, del NUREG/CR-1278 (HUMAN RELIABILITY ANALYSIS WITH EMPHASIS ON NUCLEAR POWER PLANT APPLICATIONS). Posteriormente se estudiaron y evaluaron aquellos errores humanos de operación (latentes), de comisión y de respuesta que, como consecuencia de la cuantificación de las secuencias de accidente, aparecían en los conjuntos mínimos dominantes.

La estructura de cada árbol de fallo fue introducida en un fichero de acceso restringido del ordenador. Se corrieron los árboles de fallo con sus soportes mediante el código WAMBAM para determinar la frecuencia de corte adecuada a cada árbol completo para, posteriormente, utilizarla en la ejecución del código SETS. Se obtuvieron los conjuntos mínimos dominantes de cada uno de los árboles de los sistemas con sus soportes.

Terminada esta fase del proyecto se inició la actividad de «Cuantificación de las secuencias de accidente». Se utilizó el código SETS. En principio se ejecutaron todas las secuencias de accidente para determinar las dominantes (frecuencia mayor de 1×10^{-6}).

En las secuencias de accidente dominantes se identificaron aquellos modos de fallo cuya probabilidad es susceptible de ser modificada como consecuencia de posibles acciones correctoras por parte del operador o al análisis detallado de la fiabilidad humana.

En la figura II se indica un programa resumido con las actividades principales desarrolladas a lo largo del proyecto.

INFORMATICA DEL PROYECTO

Vamos a exponer los recursos informáticos utilizados en el APS de la Central Nuclear de Garoña, describiendo dos de sus componentes básicos: códigos y computador.

En nuestro caso, la selección de códigos —previa a la del computador— se concretó en la serie WAM —conjunto de programas desarrollados por Science Applications (SAI) y promovidos por The Electric Power Research Institute (EPRI)—, y en el SETS —escrito por R. B. Worrell bajo el patrocinio de la NRC—, junto con otros códigos complementarios.

El conjunto de códigos que constituyen la serie WAM están escritos en un Fortran IV standard, por lo que pueden ser fácilmente implantados en un conjunto amplio de computadores. Algunos programas de esta serie han sido adaptados para funcionar en un PC-IBM o compatibles. NUCLENOR tiene licencia de uso de dichos códigos.

Dentro de este conjunto existe un grupo de programas publicados y so-

portados por SAI, que permiten realizar el análisis cuantitativo de la indisponibilidad de un árbol de fallos, el análisis cualitativo de un árbol de fallos —obtención y cuantificación de conjuntos mínimos de fallo (cut sets)—, identificación de subárboles independientes dentro de un árbol de fallo y análisis de incertidumbre.

Aparte de estos códigos y como complemento, existe una serie de programas de utilidad que o bien han sido adaptados o bien desarrollados en su totalidad por el equipo encargado de realizar el proyecto, y están orientados a conseguir mayor facilidad y fiabilidad en la explotación de dichos códigos.

El SETS, por el contrario, es un código de uso público. No obstante, tiene una fuerte dependencia de la máquina sobre la que se utiliza —uso explícito de la estructura de 60 bits/palabra propia de ciertos modelos de CDC, estructura de ficheros no standard, específica de los sistemas operativos de CDC (NOS)—. Las versiones que nosotros tenemos, por tanto, sólo pueden implantarse en un Cyber. El SETS, en esencia, permite el análisis cualitativo y cuantitativo de un árbol. Como programas complementarios del SETS se han utilizado otros que permiten el dibujo de árboles de fallo y el análisis de incertidumbre y de importancia de las secuencias dominantes.

La opción «SETS» fue considerada más idónea que la WAM en aquellas tareas en las que cabe elegir entre una y otra. El SETS es un código más experimentado y su carácter de uso público lo hace más atractivo de cara a futuros trabajos. Por otro lado, no hemos conseguido validar satisfactoriamente algunos códigos de la serie WAM —caso del WAMCUT II y del WAMFM.

La codificación de los datos definitivos de los árboles de fallos de un APS resulta considerablemente tediosa y monótona. Por otra parte, la generación de programa de usuarios que requiere el código SETS resulta bastante compleja dado el tamaño y estructura de los árboles de fallo diseñados. Para paliar estos problemas se han escrito algunos programas que facilitan el uso de este código y nos permiten comunicar ambas series de códigos, aprovechando las ventajas de ambos. El procedimiento seguido a lo largo del APS de Garoña se describe a continuación brevemente:

El árbol de fallos diseñado por el analista se introduce en el computador —utilizando el editor del sistema—, según un formato de zonas muy simple. A continuación se transforma al formato de WAMBAM y se verifican posibles errores en la definición del árbol. Esta fase se puede ejecutar tanto en un IBM-PC como en un CDC.

Una vez codificado un sistema frontal y sus sistemas soportes, se unen y se elige un suceso superior (top-event), eliminándose el resto de sucesos superiores no deseados. En esta fase también se efectúa una verificación de errores en el árbol.

La cuantificación del árbol mediante

el código WAMBAM nos permite definir un valor de la probabilidad de truncación a utilizar con el código SETS. Del formato WAM se pasa al formato SETS mediante utilidades adaptadas por el proyecto y se genera el programa de usuario a partir de un análisis del árbol por niveles. Como resultado de la ejecución de SETS, se obtienen los conjuntos mínimos de fallo y la ecuación booleana del árbol que será utilizada para construir las secuencias y ser ejecutadas por SETS.

Dentro del APS se ha desarrollado un código que, partiendo de la ecuación lógica de un suceso final, permite su análisis y cuantificación, encuentra la ecuación equivalente más sencilla, genera una función polinómica que permite hacer análisis de incertidumbre (SPASM) y produce los datos necesarios para el análisis de las secuencias dominantes de dicho suceso final (IMPORTANCE).

Finalmente hemos utilizado códigos que, a partir de las definiciones de los árboles de fallo almacenadas en el computador, producen el correspondiente dibujo en papel por medio de un plotter.

El sistema informático utilizado en la ejecución de los códigos y procedimientos de computador, se muestra en las figuras III y IV. Dicho sistema está integrado por los siguientes equipos:

- Un procesador Cyber 180-810 con cuatro Mbytes de memoria. El procesador utiliza 64 bits bajo el sistema operativo NOS/VE y 60 bits bajo el sistema operativo NOS.
- Diez procesadores periféricos de 16 bits. Cada uno con una memoria de 8 Kbytes, gestionan la entrada y salida del sistema.
- Memoria auxiliar consistente en 668 Mbytes (cuatro unidades de discos de 167 Mbytes/unidad), y una unidad de cinta que permite grabar en densidades de 1600 y 6250 bpi.

Las terminales asíncronas (trece pantallas, una pantalla gráfica, una impresora de 400 lpm, una impresora matricial-gráfica de 200 cps y un plotter de hoja suelta y tamaño de dibujo máximo A0) se conectan todas ellas a un computador front-end (NPU), que a su vez se comunica con el CDC a través de un canal Cyber de 12 bits.

Dentro del equipo informático, y conectados con la NPU, se encuentran un IBM-PC y un DIGITAL-PC, los cuales pueden trabajar en modo local —independencia total del computador central—, como terminal del Cyber o bien transfiriendo ficheros de un equipo al otro.

La configuración expuesta anteriormente no refleja el equipo mínimo necesario para realizar el APS, sino la configuración actual en la que, aparte de este proyecto, se llevan a cabo otras actividades. El Departamento de Matemáticas de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Caminos tiene en vigor un contrato de colaboración con la em-

presa NUCLENOR para la explotación de este sistema.

El APS ha utilizado como almacenamiento permanente de librerías de programas, ficheros de datos que constituyen la descripción de los árboles de fallo y otros ficheros necesarios para ejecuciones posteriores, una cantidad próxima a 130 Mbytes.

Respecto a la utilización del procesador central, los primeros árboles se comienzan a introducir en el computador en febrero de 1985. Las actividades informáticas se prolongan hasta el mes de diciembre, concentrándose la mayor parte del trabajo de computador en los meses de abril, mayo y junio, con un consumo total próximo a las 407 horas de procesador central. Durante este tiempo, la validación de los códigos, edición de los árboles de fallo y ejecución de los códigos del APS, dio lugar a 2.600 trabajos interactivos —realizados desde consola—, 2.700 trabajos batch, 1.423 horas de utilización de consola, 1.035.000 líneas impresas en papel y 2.100 dibujos —DIN A4— en plotter.

EXPERIENCIAS Y RESULTADOS MAS RELEVANTES

Comenzaremos este apartado discutiendo los resultados del análisis que han servido o pueden servir en un futuro próximo para introducir mejoras concretas en el diseño y operación de la Central. Posteriormente hacemos referencia a otros resultados o experiencias del estudio de carácter más general.

Ya hemos comentado en el apartado anterior que como consecuencia de estos estudios, y antes de la terminación del mismo, se aprobaron modificaciones de diseño y operación.

Este primer grupo de modificaciones surgieron, principalmente, del análisis de fiabilidad de sistemas. De la consideración de las causas más probables de la indisponibilidad de los sistemas analizados se identificaron aspectos de diseño y operación cuya modificación o mejora suponen una ganancia significativa en la seguridad de la Central o, cuando menos, en la fiabilidad de algunos de sus sistemas.

El conjunto más importante de modificaciones de esta fase del estudio afecta a procedimientos de prueba o calibración de sistemas y componentes, y tiene por objeto realizar una comprobación más completa de la operabilidad de los circuitos de activación y control de los sistemas de seguridad, aumentándose así la fiabilidad de los mismos.

Un segundo grupo de mejoras contempla la inclusión de la verificación del estado de ciertos equipos y componentes de sistemas de seguridad en las rondas periódicas del personal de operación.

Los resultados más relevantes del estudio han surgido, como cabía esperar, durante el análisis de secuencias de accidente en las últimas etapas del estudio. Desde el punto de vista de su con-

tribución a la frecuencia estimada de daños al núcleo del reactor, los transitorios se revelan como sucesos más importantes que las roturas de tuberías. Entre las causas desencadenantes de transitorios destacan los fallos eléctricos y, en particular, los fallos en las barras de corriente continua.

Se han identificado modos de fallos de sistemas de emergencia debidos a una causa común. También se han identificado modos de fallos de sistemas que contribuyen significativamente a alguna secuencia de accidente, y que se puedan evitar o, al menos, hacer mucho menos probables, mediante cambios en los procedimientos de prueba o en la frecuencia de las mismas.

Estos resultados han permitido, en bastantes casos, introducir modificaciones que imposibilitan la ocurrencia de una serie de transitorios, o que mejoran la disponibilidad y fiabilidad de algunos sistemas, en especial los sistemas soporte. En este sentido cabe destacar las modificaciones tendentes a evitar que la pérdida de una barra de corriente continua sea, por sí sola, causa de un disparo de central.

En otros casos, los resultados indican que determinado aspecto del diseño o la operación es mejorable, siendo necesario un estudio adicional para identificar la modificación más conveniente. Este es el caso de algunos de los fallos de causa común identificados.

Además de los aspectos mencionados y relativos al diseño, también se ha detectado durante la fase de análisis de secuencias de accidente la conveniencia de introducir cambios adicionales de naturaleza similar a los ya mencionados al hablar del estudio sobre fiabilidad de sistemas. Estos cambios afectan a procedimientos de prueba o calibración, así como de operación, y afectan, fundamentalmente, a la frecuencia de las pruebas y al número de componentes actuados durante las mismas.

A modo de conclusión de esta descripción somera de los resultados del APS de la Central de Santa María de Garoña, se puede decir que el análisis de resultados se ha realizado y se van a realizar un buen número de modificaciones de carácter diverso que suponen una reducción apreciable de la frecuencia estimada de daños al núcleo del reactor: $5,4 \times 10^{-4}$ año⁻¹ (en valor medio). La eliminación de los transitorios iniciados por faltas en las barras de corriente continua supone una reducción del 34 % en dicha frecuencia.

Tanto en el modelado de sistemas como en el análisis de secuencias de accidentes se han hecho hipótesis que son claramente pesimistas. La fiabilidad humana es un área donde se han hecho hipótesis de este tipo.

Los supuestos pesimistas tienden a mayorar los resultados, así como a introducir un cierto sesgo a los mismos. Sin embargo, las incertidumbres que esto conlleva no afectan a las conclusiones principales expuestas.

Además de estos resultados de inme-

diata aplicación a la Central, merece la pena comentar el grado de cumplimiento de los objetivos. A la vista del trabajo desarrollado se constata que los objetivos iniciales eran razonables y en buena medida se han alcanzado.

El Análisis Probabilístico de Seguridad se ha revelado como una metodología útil de evaluación. En determinadas áreas aventaja claramente a los métodos de evaluación propuestos por la regulación prescriptiva tradicional. La interacción entre sistemas de seguridad y sistemas de control es una de estas áreas.

La valoración de las modificaciones introducidas en la Central como consecuencia del Programa de Evaluación Sistemática (SEP) no ha podido llevarse a efecto hasta el momento de una manera general. Esto ha sido debido a la necesidad de realizar el SEP y el APS en paralelo. Esta tarea se completará en el marco de las actividades futuras que se discuten en el siguiente apartado.

La participación del grupo de explotación de la central en el proyecto fue intensa.

En este sentido, las modificaciones introducidas en el diseño fueron discutidas, concretadas y finalmente aprobadas por el grupo de operación, de acuerdo con el procedimiento general de NUCLENOR al respecto.

En cuanto a la transferencia de tecnología entendemos que el objetivo se ha alcanzado plenamente. El equipo que ha realizado el trabajo ha adquirido los conocimientos y cuenta con los medios necesarios para realizar un estudio de características similares al que nos ocupa. Esto permite, y de hecho ya se está haciendo, introducir modificaciones en el estudio y corregir errores a fin de mantener el estudio actualizado.

La experiencia de la colaboración entre NUCLENOR y el Departamento de Matemáticas Aplicadas en este proyecto ha resultado satisfactoria para ambas partes, y, en consecuencia, se ha establecido un nuevo acuerdo con objetivos más generales y a más largo plazo.

El Grupo de Evaluación Independiente ha contribuido a mejorar la calidad del estudio con un análisis meticuloso de los documentos, que se pone de manifiesto en los informes emitidos por los miembros del grupo después de cada una de las reuniones mantenidas a lo largo del proyecto.

La evaluación continua llevada a cabo por representantes del Consejo de Seguridad Nuclear motivó la decisión de documentar oficialmente los diversos trabajos a medida que se iban realizando, a fin de posibilitar dicha evaluación sobre bases concretas. Se puede afirmar que el CSN ha realizado una evaluación exhaustiva y pormenorizada del proyecto. Dicha evaluación ha concluido poco después que el propio proyecto.

Las discrepancias sustanciales habidas a lo largo del proyecto han sido documentadas, discutidas y resueltas a lo largo del mismo. Las tareas pendientes requeridas por el CSN pueden conside-

rarse en términos generales como justificaciones o comprobaciones adicionales, o bien mejoras que van más allá del alcance fijado inicialmente.

Esta situación se considera como altamente satisfactoria para el proyecto y se reconoce que ha servido para mejorar la calidad del mismo en diversas áreas. Todo ello ha sido posible a causa de la experiencia previa y capacidad de las personas asignadas a esta labor por parte del CSN.

ACTIVIDADES FUTURAS

El estudio, en su estado actual, se considera válido y aplicable en diversas áreas, tales como:

- Evaluación de las Especificaciones Técnicas (frecuencia de pruebas y condiciones limitativas de operación).
- Formación de personal. El análisis de transitorios y de sistemas constituye una aportación útil para un mejor conocimiento de la Central.
- Seguridad Industrial.
- Análisis de modificaciones futuras.

Ya se ha dicho que desde el principio del proyecto se ha tenido la intención de mantener el estudio actualizado, de modo que sirva de herramienta de evaluación permanente. Este objetivo lleva implícita una actividad constante de acomodación del estudio a la realidad cambiante de la Central.

Adicionalmente se están contemplando como actividades futuras a distintos

plazos un conjunto diverso de tareas que van desde la corrección de errores de importancia menor, hasta el desarrollo de análisis más sofisticados que los utilizados dentro de la metodología del IREP.

Con carácter inmediato se van a acometer los estudios de fiabilidad necesarios para definir las modificaciones óptimas para eliminar o, cuando menos, reducir significativamente la importancia de los fallos de causa común indicados anteriormente.

Por otra parte se va a efectuar un análisis detallado de los fallos humanos más relevantes identificados en el estudio. También se van a reconsiderar las secuencias de accidente en las que aparezcan dos acciones humanas, siempre y cuando dichas acciones puedan ser consideradas como dependientes, como pueden serlo los errores motivados por un diagnóstico incorrecto. Esta actividad se realizará utilizando las técnicas de Fiabilidad Humana disponibles que se consideren más adecuadas.

Simultáneamente se tratará de formular hipótesis más ajustadas a la realidad para algunas situaciones concretas. A modo de ejemplo citaremos la determinación de las condiciones límites para la pérdida de bombas de sistemas de refrigeración de emergencia por cavitación excesiva de las mismas.

Finalizadas estas actividades, e introducidas en el estudio las numerosas modificaciones llevadas a cabo en la Central por diversos motivos durante la

última parada de recarga, se procederá a ejecutar nuevamente las tareas de cálculo: fiabilidad de sistemas, secuencias de accidentes, incertidumbre, etc. Al final de este proceso se dispondrá de unos resultados que reflejen más exactamente el diseño y operación en la actualidad y que permitan apreciar el efecto global de las modificaciones realizadas recientemente.

Para esta fase de cálculo se espera disponer de nuevas versiones de algunos programas de computador que incluyen mejoras interesantes.

Además de estas tareas de carácter inmediato y concreto se está considerando la posibilidad de disponer de un modelo computerizado de la Central capaz de simular los transitorios más probables. Este modelo permitiría revisar los criterios de éxito utilizados en la definición de secuencias de accidente. También sería de utilidad para tratar adecuadamente los sistemas no relacionados con la seguridad, tales como el Sistema de Agua de Alimentación, Sistema de Accionamiento de Barras de Control, y otros.

Este desarrollo introducirá mayor realismo en la definición de secuencias de accidente, lo cual resulta necesario para hacer el estudio relevante en áreas tales como el análisis de los procedimientos de operación y programas de entrenamiento. Este desarrollo representa un avance significativo respecto a la metodología propuesta en el IREP.



CSN

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Las Guías de Seguridad contienen los métodos recomendados por el CSN, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la Reglamentación nuclear española vigente

COLECCION GUIAS DE SEGURIDAD DEL CSN

GUIAS PUBLICADAS

GS-7.1/85 Requisitos Técnico-administrativos para los servicios de Dosimetría Personal Individual. 150 ptas.

GS-10.1/85 Guía básica de Garantía de Calidad para Instalaciones nucleares. 100 ptas.

Pedidos contra reembolso:
HABILITACION - CONSEJO
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Sor Angela de la Cruz, 3
28020 MADRID
Tlf. 456 18 12