

LA SEGURIDAD NUCLEAR EN LA FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES PARA REACTORES DE AGUA LIGERA

Federico RODRIGO VILASECA



Federico RODRIGO VILASECA es Licenciado en Ciencias Químicas por la Universidad Complutense de Madrid. Ingresó como Técnico Superior en la Junta de Energía Nuclear en 1969, donde fue destinado a la Dirección de Materiales y Combustibles Nucleares. En el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN en 1975, trabajó en la evaluación y dictamen de autorizaciones de instalaciones radiactivas y transportes. En 1979 fue responsable, como Jefe de Proyecto, de la autorización de puesta en marcha de la Planta Elefante de Ciudad Rodrigo siendo nombrado Jefe de Grupo de evaluación de instalaciones del ciclo del combustible en 1980. Durante 1980-81 fue Jefe del Proyecto para la autorización de construcción de la Fábrica de Combustibles de Juzbado, pasando en 1982 a ser funcionario del Cuerpo Técnico en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Actualmente es Jefe de Proyecto del CSN para las instalaciones de la Empresa Nacional del Uranio (ENUSA).

En este artículo se presenta una revisión de los aspectos de seguridad nuclear de las instalaciones del ciclo del combustible correspondiente a la etapa de fabricación de elementos combustibles para reactores de agua ligera.

Se describen los criterios aplicables de seguridad nuclear y protección radiológica, haciendo un estudio más detallado de los riesgos asociados al funcionamiento de estas instalaciones, identificando y cuantificando los accidentes más significativos.

Por último, se evalúa el impacto radiológico al medio ambiente producido en condiciones normales de funcionamiento, así como las consecuencias radiológicas de los accidentes base de proyecto.

INTRODUCCION

En casi toda la literatura técnica se denominan instalaciones del ciclo del combustible nuclear las plantas donde se elaboran las materias radiactivas y sustancias nucleares necesarias para la fabricación de los elementos combustibles, así como las instalaciones donde se reelaboran estos combustibles ya utilizados y se tratan los residuos generados. Por consiguiente, no se incluyen los reactores nucleares ni aquellas instalaciones que en la actualidad están englobadas dentro de las centrales nucleares.

Los procesos de elaboración y obtención de los combustibles nucleares, su reelaboración y gestión como consecuencia de la operación del reactor están separados en diversas etapas bien definidas. En la Fig. 1 se muestra un esquema del ciclo del combustible nuclear con reelaboración de los combustibles (ciclo cerrado).

La primera parte del ciclo reúne las etapas de extracción y tratamiento de minerales, conversión a hexafluoruro de ura-

nio (UF_6 , enriquecimiento de UF_6 y fabricación de elementos combustibles. Las dos primeras etapas presentan una problemática similar en relación con la seguridad nuclear, pues se trata de procesos en los que se purifica y elabora el uranio natural para obtener unos determinados compuestos de uranio nuclearmente puros (1).

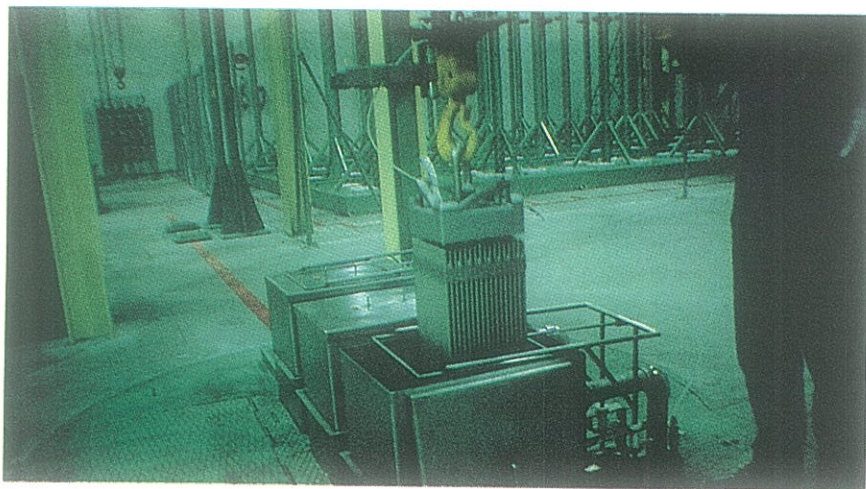
Las dos últimas etapas de esta primera parte del ciclo presentan a su vez unas características comunes, que aconsejan estudiarlas conjuntamente. Así, la Reglamentación Vigente (2) las clasifica como instalaciones nucleares, ya que en ellas se procesan sustancias nucleares, compuestos de uranio de bajo enriquecimiento. Por otra parte, en estas dos etapas aparecen los riesgos asociados a la existencia de material fisible y los inherentes a la manipulación de una sustancia nuclear volátil, el UF_6 .

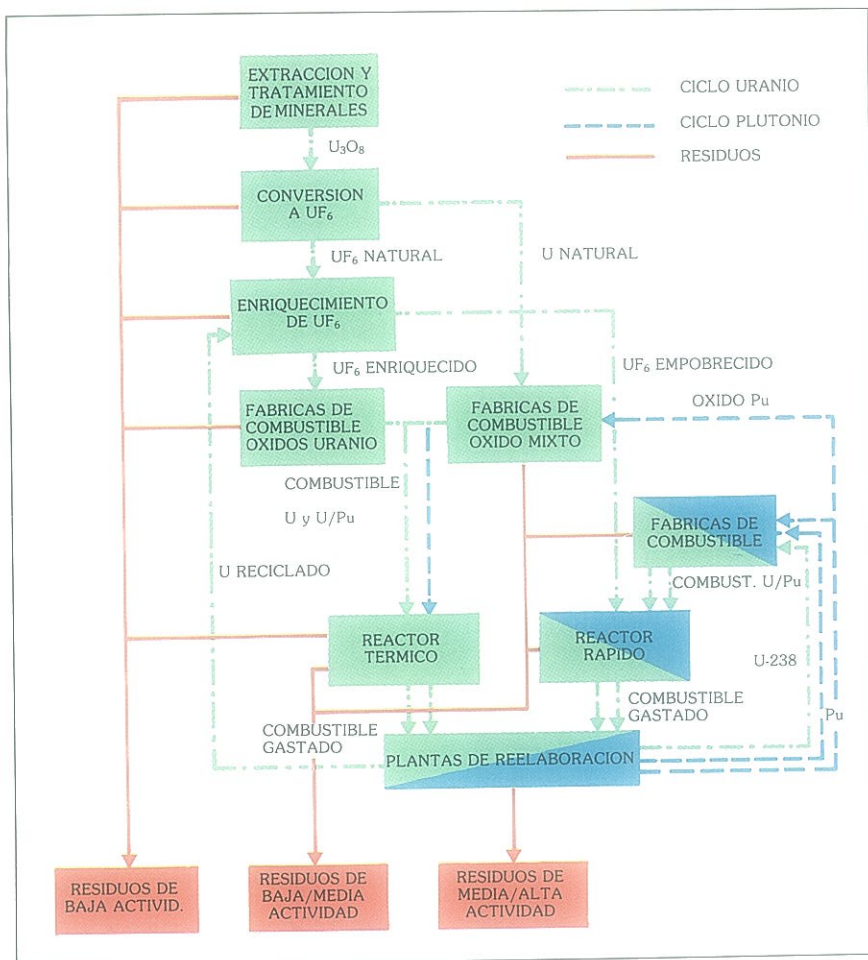
No obstante, todas las etapas del ciclo del combustible nuclear presentan una serie de aspectos comunes, que pueden resumirse en:

- Diversificación de operaciones físico-químicas.
- Manipulación de grandes cantidades de material radiactivo en forma dispersable.
- Tecnología en fase de revisión constante.
- Poca automatización en los procesos.
- Gran variedad de sucesos o accidentes previsibles.

Por consiguiente, deben ser analizadas y evaluadas desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica por especialistas en el tema.

La valoración de la seguridad nuclear en las instalaciones de enriquecimiento de uranio y fabricación de elementos com-





FI El ciclo del combustible nuclear.

bustibles debe centrarse principalmente en los siguientes temas:

- Criterios de seguridad en el proyecto, construcción y operación de cada instalación.
- Protección radiológica del personal de operación y público en general.
- Análisis de accidentes.
- Tratamiento y evacuación de los residuos radiactivos.

Por último, es preciso resaltar que para analizar el riesgo y la seguridad intrínseca de estas instalaciones se debe aplicar un elevado número de criterios, guías y normas técnicas de seguridad de muy diversa procedencia. La normativa específica sobre las instalaciones del ciclo del combustible no es muy abundante y en algunos casos hay que recurrir a las normas establecidas para centrales nucleares que son muy numerosas (3).

ANÁLISIS DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

El análisis de la seguridad es un estudio secuencial sobre la capacidad funcional de los sistemas para realizar las funciones de seguridad necesarias en las distintas situaciones postuladas de la instalación. Las situaciones postuladas pueden ser normales y anormales o transitorias. Las situaciones anormales o transitorias se definen como aquellas desviaciones de

los parámetros operacionales de la instalación que originan perturbaciones en las condiciones generales. Estas situaciones anormales se dividen en sucesos previsibles y accidentes, que son aquellos sucesos cuya probabilidad de ocurrencia es muy baja.

ESTUDIO DEL EMPLAZAMIENTO

La elección de un emplazamiento para las instalaciones de fabricación se realiza, como para todos los del ciclo, atendiendo a criterios relativos tanto a las necesidades que la propia industria exige como aquellos derivados del funcionamiento de la instalación y de la capacidad del medio para soportar las condiciones de operación.

Los estudios que se realizan en relación con la seguridad de un emplazamiento determinado son de los siguientes tipos:

1. Geográficos y topográficos.
2. Demográficos y económicos.
3. Meteorológicos y climatológicos.
4. Hidrogeológicos.
5. Hidrológicos.
6. Sísmicos.
7. Geológicos.

CRITERIOS GENERALES DE PROYECTO

Los criterios generales de proyecto tienen el propósito de definir los requisitos

mínimos a seguir en el proyecto, la fabricación, la construcción y la verificación funcional de aquellas estructuras, sistemas y componentes que importen a la seguridad nuclear.

En la valoración de los criterios de proyecto de las instalaciones de fabricación de combustibles hay que destacar los siguientes estudios:

1. Clasificación de estructuras, sistemas y componentes.
2. Análisis de la seguridad y funcionalidad del sistema de ventilación y filtración de gases.
3. Análisis de la seguridad de las redes de suministro de agua, así como de su distribución en el interior de la planta, para evitar un accidente de criticidad por moderación.
4. Estudio de la estanqueidad de las conducciones de efluentes radiactivos y sistemas de tratamiento de residuos.
5. Fiabilidad y redundancia en el funcionamiento de los sistemas de control, detección y alarma.

DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN Y PROCESOS DE FABRICACIÓN

La descripción detallada del proyecto de la instalación, así como del proceso de fabricación es fundamental para poder valorar la seguridad intrínseca de los sistemas, equipos y componentes involucrados. La descripción se centrará en los siguientes temas:

1. Obra civil.
2. Sistemas de ventilación contención.
3. Sistemas de suministro de agua y vapor.
4. Sistema eléctrico.
5. Sistema de fluidos especiales.
6. Sistema de tratamiento de efluentes.
7. Sistema contraincendios.
8. Procesos de fabricación.

CRITERIOS DE PROTECCIÓN RADIOLOGICA

Los criterios de protección radiológica están basados en las Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, los cuales pueden resumirse en tres principios básicos:

1. Ninguna práctica será adoptada si no produce un beneficio neto positivo en la protección radiológica.
2. Los niveles de exposición deben ser tan bajos como prácticamente sea posible (ALARA).
3. Las dosis equivalentes para los individuos no deberá exceder a los límites recomendados por la Comisión (4).

Tomando como base estos criterios se realiza el análisis del efecto radiológico del funcionamiento de la instalación tanto en condiciones normales como anormales o accidentales.

El análisis del efecto radiológico de una instalación en condiciones normales de

T I

FABRICACION DE COMBUSTIBLES

Forma Física	Tipo de Efluente	Concentración (*)	Límites Ambientales (**)
GASES	F ⁻	100 µg/m ³	0,5 µg/m ³
	U (aerosoles)	$1,40 \times 10^{-7}$ Bq/ml ($3,8 \times 10^{-12}$ µCi/ml)	$1,48 \times 10^{-7}$ Bq/ml (4×10^{-12} µCi/ml)
LIQUIDOS	F ⁻	200 mg/l	0,8-1,7 mg/l
	NO ₃ ⁻	280 mg/l	10 mg/l
	NH ₄ ⁺	420 mg/l	0,5 mg/l
	U	0,037 Bq/ml (1×10^{-6} µCi/ml)	0,74 Bq/ml (2×10^{-5} µCi/ml)
	Th-234	$1,84 \times 10^{-2}$ Bq/ml (5×10^{-7} µCi/ml)	1,11 Bq/ml (3×10^{-5} µCi/ml)
	Pa-234	$1,84 \times 10^{-2}$ Bq/ml (5×10^{-7} µCi/ml)	0,74 Bq/ml (2×10^{-5} µCi/ml)
SOLIDOS	U	0,01 µCi/g	-

(*) Concentraciones medias anuales en el punto de vertido.

(**) Límites fijados en 10 CFR 20 y en Normas EPA.

T II

ACTIVIDADES ANUALES DESCARGADAS AL MEDIO

Fabricación	Actividad	Efluentes gaseosos	Efluentes líquidos
Springfield	α y β	20 GBq/a (0,5 Ci)	102 TBq/a (3.050 Ci)
General Electric	Total	110 MBq/a (2,97 mCi)	14 GBq/a (0,38 Ci)
Westinghouse Electric Co.	Total	98,5 MBq/a (2,66 mCi)	5,9 GBq/a (0,16 Ci)
Enusa, Juzbado	Total	193 MBq/a (5,2 mCi)	12 GBq/a (0,325 Ci)

funcionamiento lleva consigo la determinación de las zonas afectadas y caminos de exposición, así como la valoración de las sustancias radiactivas que se espera van a ser vertidas al medio (términos fuentes). Por último, se delimitan los órganos humanos afectados (órgano crítico) y se calculan las dosis equivalentes individuales y colectivas. En la Tabla I se muestran los efluentes, químicos y radiactivos más significativos vertidos al medio en funcionamiento normal, por las instalaciones de enriquecimiento y fabricación de combustibles.

De los estudios anteriores se obtiene la actividad vertida al medio por encima de fondo radiactivo, que se fijará como límite de proyecto para el funcionamiento de estas instalaciones. La actividad vertida será la acumulada a lo largo de un año natural, pudiendo fijarse también límites de vertido máximo diario, trimestral y semestral. En la Tabla II se resumen las actividades medias descargadas por algunas instalaciones de enriquecimiento de uranio y fabricación de combustibles (10) (11). Se observa que el impacto al medio ambiente de las instalaciones de fabricación es mayor que las de enriquecimiento, en relación con los vertidos de efluentes líquidos. Los valores mostrados para la fábrica de Juzbado (ENUSA) corresponden a los límites fijados en su autorización y no a valores reales de actividades descargadas.

ANALISIS DE ACCIDENTES

En las instalaciones se adoptarán todos los criterios razonables para reducir la probabilidad y las consecuencias de un accidente. Esto lleva consigo el concepto de riesgo y la aceptabilidad del riesgo, así

como un balance entre la importancia de los posibles accidentes frente a las medidas de seguridad. Por consiguiente, el riesgo debe de definirse como una combinación de la probabilidad del suceso y la magnitud del daño. Por otra parte, en las consideraciones del riesgo al público hay que distinguir claramente entre el riesgo de los individuos que viven cerca de la planta y el asociado a la población en general.

El concepto de riesgo como una función de la probabilidad y las consecuencias (daño) requiere los siguientes análisis:

1. Identificación del suceso.
2. Estimación de la probabilidad o frecuencia de cada suceso.
3. Cuantificación de las consecuencias de tales sucesos en magnitudes apropiadas.

Identificación y clasificación de los accidentes

Para valorar los accidentes asociados a estas instalaciones es preciso conocer la naturaleza de los mismos, identificar los sucesos potencialmente peligrosos y clasificar dichos sucesos en base a su probabilidad de ocurrencia y magnitud del daño producido.

La naturaleza de los riesgos asociados a los procesos de enriquecimiento y fabricación de combustibles de uranio incluyen, entre otros, los típicos de muchas actividades industriales, tales como incendios y explosiones; así como los peculiares de toda industria nuclear. Estos dos tipos de riesgos están relacionados entre sí, puesto que los incendios y explosiones producen contaminación y exposición a la radiación. En la Tabla III se resumen las técnicas

de identificación y mecanismos de ocurrencia de los sucesos típicos en estas instalaciones.

Los posibles accidentes pueden clasificarse de conformidad con la normativa aplicable a centrales nucleares (5). No obstante, para estas instalaciones es conveniente agrupar y simplificar los sucesos y accidentes previsibles en tres categorías.

- *Accidente de categoría 1.* Incluyen aquellos accidentes que se espera que ocurran durante el funcionamiento de la instalación y sus efectos al medio ambiente se estiman mínimos.
- *Accidentes de categoría 2.* Incluyen aquellos accidentes que tienen una baja probabilidad de ocurrencia, a los efectos al medio ambiente serán graves.
- *Accidente de categoría 3.* Incluyen aquellos accidentes que no se esperan que ocurran durante toda la vida de la planta, y sus efectos al medio ambiente serán perjudiciales.

Esta clasificación corresponde a lo que en la literatura técnica se ha venido llamando: *sucesos previsibles, accidentes base de proyecto y accidentes originados por grandes acontecimientos*. En la Tabla IV se muestra una clasificación de los posibles accidentes en la fabricación de combustibles nucleares de óxido de uranio.

Estimación de la probabilidad de los accidentes

En la estimación de la probabilidad o frecuencia de un accidente, las técnicas empleadas principalmente son: análisis del árbol de fallos y los diagramas causa/efecto.

El propósito de construir un árbol de fallos es determinar la probabilidad de un suceso determinado. Esto suele realizarse aplicando los datos de fallos disponibles,

T III

IDENTIFICACION DE SUCEOS POTENCIALMENTE PELIGROSOS

TECNICAS DE IDENTIFICACION

- Árboles de sucesos.
- Análisis de efectos.
- Diagramas causa/efecto.
- Análisis de mecanismos.

MECANISMOS DEL SUCESO

- | | |
|-------------------------|--|
| Naturales: | - Terremotos. |
| | - Inundaciones. |
| | - Ciclones. |
| Físico-químicos: | - Fuegos. |
| | - Explosivos. |
| Mecánicos: | - Caída de recipientes o contenedores. |
| | - Corrosión. |
| | - Erosión. |
| | - Fallos instrumentales. |
| Errores humanos: | - Errores de operación. |
| | - Errores de control. |
| Nucleares: | - Criticidad. |

bien sean experimentales o teóricos, así como las técnicas estadísticas. En la Tabla V se muestra una estimación de la probabilidad de algunos accidentes potencialmente peligrosos en la fabricación de combustibles de óxido de uranio.

Evaluación del daño

El último paso del análisis de riesgos consiste en la valoración de las consecuencias del suceso o accidente. Para ello es necesario, primeramente, determinar la conducta de los materiales del proceso. Por consiguiente, deberán conocerse los siguientes valores:

1. Fracción del inventario total del material afectado que estará involucrado en el suceso.
2. Fracción de 1 que se vertirá en el suceso.
3. Fracción de 2 que se escapará del confinamiento a las áreas de trabajo y al medio anterior.

En la Tabla VI se señalan los productos de fisión formados en un accidente de criticidad, la actividad de los mismos y los factores de conversión de dosis correspondientes.

Como en el caso de la estimación de la probabilidad, debe disponerse de datos experimentales para poder fijar estos valores. A partir de ellos es posible calcular la dispersión en el medio ambiente de la actividad emitida por estas instalaciones

T IV

CLASIFICACION DE LOS ACCIDENTES EN LA FABRICACION DE COMBUSTIBLES DE OXIDO DE URANIO

A. SUCESOS PREVISIBLES

- Pérdida del suministro de energía eléctrica.
- Pérdida del suministro de agua.
- Fallo en el sistema de ventilación.
- Fallo de un filtro HEPA.
- Fallo de la instrumentación.
- Derrame de polvo de UO_2 , en el interior de la planta.
- Derrame de polvo de UO_2 , en el exterior de la planta.
- Vertido de UF_6 .
- Derrame de residuos radiactivos.
- Rotura de varillas de combustible.
- Fuegos parciales en sistemas, equipos y componentes.
- Errores de operación.
- Pérdida de contención de embalajes de transporte de material nuclear.

B. ACCIDENTES BASE DE PROYECTO

- Fuegos en filtros HEPA de salida al exterior.
- Pérdida de contención en lagunas de regulación de efluentes radiactivos líquidos.
- Explosión de un horno de sinterización.
- Accidente de criticidad.
- Rotura contenedor $U \neq 6$

C. ACCIDENTES ORIGINADOS POR GRANDES ACONTECIMIENTOS

- Inundaciones.
- Terremotos.
- Fuego generalizado.

T V

PROBABILIDAD DE ALGUNOS ACCIDENTES EN LA FABRICACION DE COMBUSTIBLES DE OXIDO DE URANIO

Tipo de accidente	Intervalo de probabilidad (año ⁻¹)	Definición
Derrame de polvo de UO_2	$1,0 - 2,5 \times 10^{-3}$	Suceso previsible
Fallo masivo de un contenedor de UO_2	$2,5 \times 10^{-3} - 2,5 \times 10^{-5}$	Accidente poco probable
Terremoto	$2,5 \times 10^{-5} - 2,5 \times 10^{-8}$	Accidente base de proyecto
Criticidad	$2,5 \times 10^{-5} - 2,5 \times 10^{-8}$	Accidente base de proyecto

T VI

ACTIVIDAD PRODUCIDA Y FACTORES DE CONVERSION DE DOSIS EN CASO DE ACCIDENTE DE CRITICIDAD

Isótopos Halógenos	Actividad (*) Bq/(Ci)	Todo el cuerpo (**) Inhalación mSv/Bq (Rem/Ci)
I-131	$0,31 \times 10^{11}$ (0,84)	$6,92 \times 10^{-7}$ ($2,56 \times 10^3$)
I-132	$6,29 \times 10^{12}$ ($1,70 \times 10^2$)	$3,91 \times 10^{-8}$ ($1,45 \times 10^2$)
I-133	$6,4 \times 10^{11}$ (17,3)	$1,53 \times 10^{-7}$ ($5,67 \times 10^2$)
I-134	$1,72 \times 10^{13}$ ($4,65 \times 10^2$)	$2,08 \times 10^{-8}$ ($7,70 \times 10^1$)
I-135	$1,75 \times 10^{12}$ (47,4)	$8,70 \times 10^{-8}$ ($3,22 \times 10^2$)

Gases nobles	Bq (Ci)	Exposición externa mSv/año/Bq/m ³ (Rem/año/Ci/m ³)
Kr-85 m	$1,29 \times 10^{11}$ (3,48)	$3,16 \times 10^{-4}$ ($1,17 \times 10^6$)
Kr-85	$1,40 \times 10^6$ ($3,8 \times 10^{-5}$)	$4,38 \times 10^{-6}$ ($1,61 \times 10^4$)
Kr-87	$3,70 \times 10^{12}$ (1×10^2)	$1,60 \times 10^{-3}$ ($5,92 \times 10^6$)
Kr-88	$2,45 \times 10^{12}$ (66,3)	$3,97 \times 10^{-3}$ ($1,47 \times 10^7$)
Xe-133 m	$5,54 \times 10^9$ (0,15)	$6,78 \times 10^{-5}$ ($2,51 \times 10^5$)
Xe-133	$1,04 \times 10^{11}$ (2,8)	$7,95 \times 10^{-5}$ ($2,94 \times 10^5$)
Xe-135 m	$1,21 \times 10^{12}$ (32,7)	$8,43 \times 10^{-4}$ ($3,12 \times 10^6$)
Xe-135	$9,20 \times 10^{11}$ (24,9)	$4,89 \times 10^{-4}$ ($1,81 \times 10^6$)
Xe-138	$3,89 \times 10^{13}$ ($1,05 \times 10^3$)	$2,39 \times 10^{-3}$ ($8,83 \times 10^6$)

(*) Para estos cálculos se considera que escapan el 50 % de los halógenos y todos los gases nobles.
 (**) Valores tomados de la Regulatory Guide 1.109 de la USNRC.

(impacto radiológico), usando normalmente programas de cálculo, y cuantificar el daño a la población circundante y público, en general.

ORGANIZACION Y GARANTIA DE CALIDAD

La organización prevista para supervisar el proyecto, construcción y operación, así como para garantizar la calidad, es fundamental para asegurar la aplicación estricta de los criterios de seguridad nuclear.

La garantía de calidad comprende todas las acciones planificadas y sistemáticas para proporcionar confianza adecuada de que una estructura, un sistema o un componente se comportará de manera satisfactoria en servicio. La garantía de calidad incluye el control de calidad, que comprende aquellas acciones de la garantía de calidad relacionadas con las características físicas de un material, una estructura, un componente o sistema, que suministre medios para controlar su calidad respecto a requerimientos determinados de antemano.

En la práctica se establece un Programa de garantía de calidad, de conformidad con la normativa aplicable, que contiene las normas de calidad y los requisitos mínimos correspondientes a cada estructura, sistema y componente, de acuerdo con su clasificación de proyecto.

FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

DESCRIPCION DEL PROCESO

La fabricación de combustibles nucleares para los reactores de agua ligera se basa en procesos muy similares, aunque el producto final (elemento combustible) sea distinto según el tipo de reactor a que vaya destinado (PWR, BWR, etc.).

El material combustible es óxido de uranio u óxidos mezclados de uranio y plutonio. La fabricación del combustible comprende las siguientes fases:

- Proceso químico de conversión del hexafluoruro de uranio, ligeramente enriquecido, en polvo de óxido de uranio de grado cerámico. Dicho proceso puede realizarse según métodos diferentes, conocidos como vía húmeda y vía seca, respectivamente.
- Proceso cerámico en el cual el polvo de UO_2 se transforma en pastillas cerámicas, mediante las operaciones de prensado, sinterización y rectificado.
- Proceso mecánico que comprende el montaje del elemento combustible.

En la fabricación de óxidos mezclados, el proceso cerámico presenta una prefase, que consiste en la mezcla de los óxidos de uranio y plutonio, previa dosificación de los mismos, antes de la granulación y pastillado.

ANÁLISIS DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

La experiencia en este tipo de plantas hace que la industria de fabricación de combustibles sea la más segura de esta primera parte del ciclo. Esto es debido, básicamente, a sus bien definidos procesos de fabricación y a la estabilidad química del material utilizado, óxido de uranio sólido.

Dada la baja radiactividad del uranio débilmente enriquecido, no son de esperar consecuencias graves en el medio ambiente, producidas por los accidentes postulados. No obstante, los criterios generales de seguridad para estas plantas exige un estudio detallado de la distribución y seguridad de las redes de suministro de agua para prevenir el accidente de criticidad, así como de los sistemas de confinamiento de material y residuos radiactivos, y de los sistemas de filtración de gases y ventilación para la protección del personal de operación y público en general.

La manipulación de material pulverulento aumenta el riesgo de contaminación y de inhalación de aerosoles emisores alfa, por lo que estas plantas deben de estar proyectadas de forma que se controle la propagación del material radiactivo. En la Tabla VII se muestra una valoración de los riesgos de contaminación y exposición a la radiación externa, así como los sistemas de control asociados. En la Figura II se esquematiza un sistema de confinamiento múltiple con zonas de depresión y sistema de ventilación adecuado para las instalaciones de fabricación de combustible donde se manipule óxidos en polvo. La utilización de filtros HEPA de alta eficacia está obligada en los sistemas de filtración de estas plantas.

ANÁLISIS DE ACCIDENTES

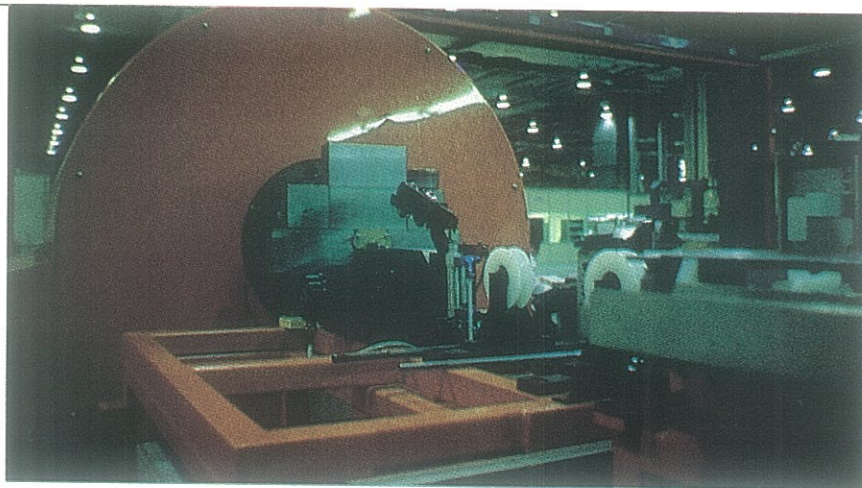
Entre los accidentes postulados por causas externas el más significativo es la inundación por su incidencia en la criticidad. No obstante, la mayoría de las plantas construidas tienen una baja probabilidad de inundación. Otros accidentes externos son la caída de aviones y los incendios que provocarían principalmente vertidos de UF_6 al medio ambiente.

Entre los accidentes base de proyecto de una planta de fabricación de combustible pueden considerarse los siguientes:

- Rotura de un contenedor de UF_6 .
- Criticidad.
- Explosión en un lecho fluidizado o de un horno de sinterización.
- Fuego en los filtros HEPA generales.
- Rotura de una laguna de regulación de efluentes radiactivos líquidos.

Los dos últimos accidentes pueden excluirse como base de proyecto en el caso de que los filtros HEPA sean de material incombustible y cuando la concentración de los líquidos en las lagunas de regulación se mantengan inferiores a 1,11 Bq/ml ($3 \times 10^{-5} \mu Ci/ml$).

En la Tabla VIII se muestran las exposiciones debidas a los accidentes base de proyecto en estas plantas. Los valores ob-



tenidos son inferiores a los límites de dos establecidos (8).

La rotura de un cilindro puede ocurrir en la estación de evaporación del proceso de conversión del UF_6 , óxido de uranio. Como el uranio de bajo enriquecimiento se transporta en cilindros de dos toneladas, la cantidad máxima de UF_6 no excederá ese valor, aunque normalmente

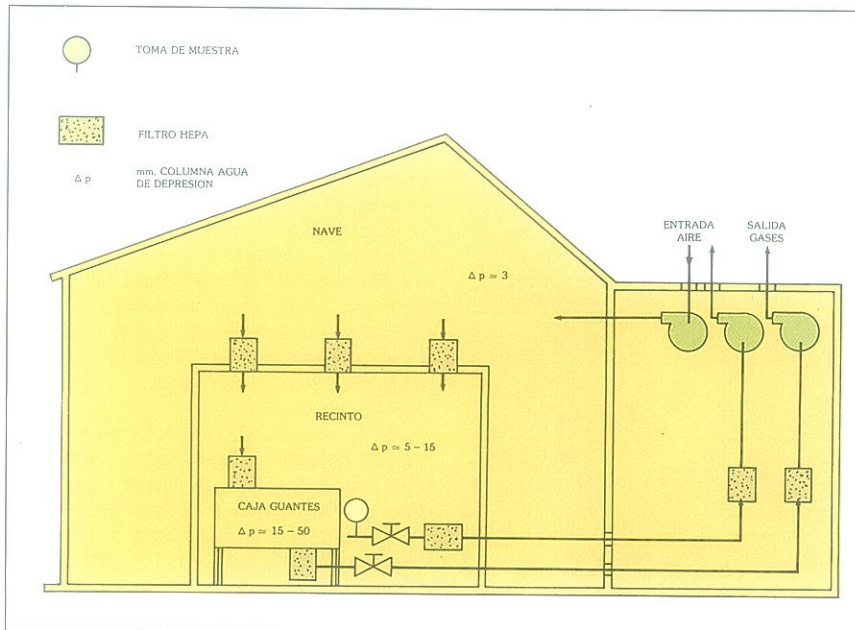
se estima un vertido al exterior de un 50 % del total.

En los lechos fluidizados y horno de sinterización se usa hidrógeno como un agente reductor, diluido generalmente con un gas inerte para prevenir los riesgos de explosión. Sin embargo, la mezcla explosiva puede originarse por la incompleta eliminación del aire en el horno frío antes

T VII PREVENCIÓN Y CONTROL DE RIESGOS

Tipo de riesgo	Parámetros radiológicos	Sistemas de control
Contaminación:	Forma física del material. Composición del material. Actividad específica y vida media del radionúclido. Naturaleza y energía de las radiaciones. Conducta del material en el organismo. Tiempo de exposición.	Inventario del material en los procesos. Sistemas de confinamiento de material. Purificación y filtración del aire. Sistemas de ventilación. División en zonas de creciente riesgo. Equipos de protección.
Exposición a la radiación externa:	Naturaleza y energía de las radiaciones. Tiempo de exposición. Distancia a la fuente emisora.	Blindajes. Control de áreas. Control de tiempos de exposición. Equipos de detección y alarmas.

F II Confinamiento múltiple con zonas de depresión y sistema de ventilación.



T VIII

EXPOSICIONES DEBIDAS A LOS ACCIDENTES BASE DE PROYECTO EN FABRICAS DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE OXIDO DE URANIO

Accidente	Distancia (m)	Cantidades Vertidas	Organo Critico	Dosis mSv (Rem)
Rotura de un cilindro UF ₆ (enriquecido)	100	700 kg UF ₆	Huesos	1 (0,10)
	550	1.130 kg UF ₆	Riñón Huesos Riñón	0,25 (2,50 × 10 ⁻²) 8,8 (0,88) 2,6 (0,26)
Críticidad	100	Todos los gases nobles y el 50 % de halógenos	Todo el cuerpo	13,0 (1,30)
	550	Todos los gases nobles y el 50 % de halógenos	Tiroides Todo el cuerpo Tiroides	6,60 (66) 4,90 (0,49) 82,0 (8,2)
Explosión de un horno de sinterización	100	0,3 kg UO ₂	Pulmón	2,4 × 10 ⁻⁴ (2,4 × 10 ⁻⁵)

T IX

CONTROL DE LA CRITICIDAD EN LA FABRICACION DE COMBUSTIBLES DE OXIDOS DE URANIO

	UO ₂ Polvo seco	Soluciones de Uranio
Parámetros fundamentales		
Moderación	H/U < 0,15	—
Enriquecimiento	U-235 ≈ 4,15 %	U-235 ≈ 4 %
Parámetros críticos		
Masa (kg)	24,0	69,0
Volumen (l)	27,5	70,0
Espesor de lámina (cm)	12,0	34,5
Diámetro del cilindro (cm)	28,5	17,5

uranio total ($U_t = U-235 + U-238$). En el análisis del accidente de criticidad debe aplicarse el criterio de la doble contingencia, que asegura la imposibilidad del accidente a menos que se produzcan dos errores independientes y coincidentes sobre uno o varios parámetros de la criticidad.

FABRICACION DE COMBUSTIBLE DE OXIDOS MEZCLADOS

Los problemas de seguridad de este tipo de fábricas son similares a los descritos para los óxidos de uranio. No obstante, la presencia de óxido de plutonio requiere algunas consideraciones especiales. Potencialmente, el riesgo de estas instalaciones es alto por el material que en ellas se elabora (plutonio e hijos de actínidos). Por tanto, los accidentes por causa exterior a la instalación, tales como explosiones, caídas de aviones, etc., que pueden producir pérdida del confinamiento y vertido de plutonio al medio ambiente, deben ser evaluadas más detalladamente.

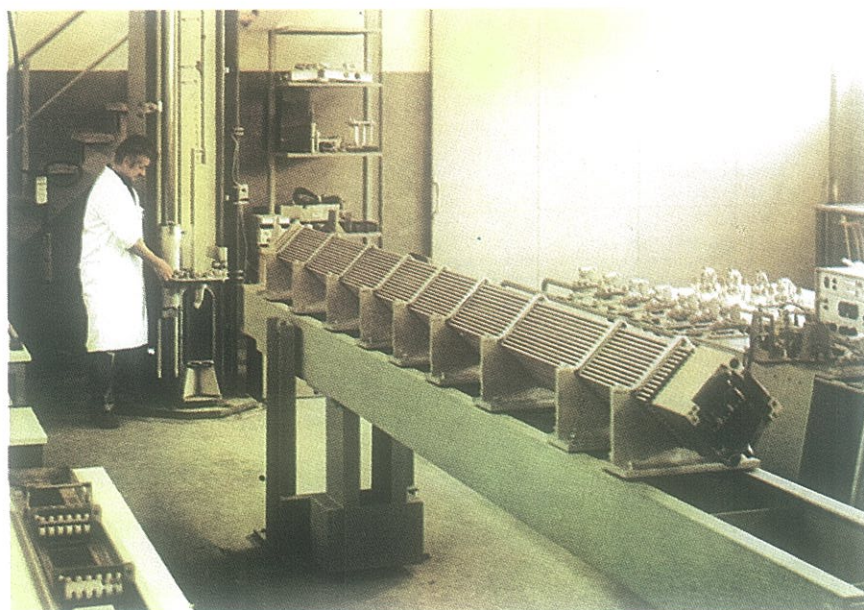
El control del accidente de criticidad debe ser más cuidadoso en los procesos secos, puesto que la masa crítica puede modificarse por la presencia del óxido de plutonio.

Por otra parte, el control de riesgos de incendios y explosiones dentro de la instalación debe acentuarse con sistemas de seguridad redundantes, así como con sistemas de protección y lucha contra incendios más sofisticados que los utilizados en las fábricas de combustibles de óxido de uranio. En la Tabla X se dan algunos criterios de seguridad para evitar un incendio de los filtros HEPA en los sistemas de ventilación y purificación del aire.

T X

CRITERIOS DE SEGURIDAD PARA LOS FILTROS HEPA

1. Material incombustible.
2. Aislamiento de las zonas de probabilidad de incendio.
3. Protección del sistema de filtración mediante válvulas, cortafuegos, detectores, alarmas, etc.
4. Lucha contra incendios mediante sistemas de rociadores de agua.



Banco de comprobación de elementos combustibles para reactores LWR en la JEN (España).

de la puesta en marcha o por fugas de aire al interior del horno. La presión desarrollada por una explosión puede ser suficiente para esparcir grandes cantidades de polvo de UO₂. No obstante, debido a los sistemas de filtración, el vertido de UO₂ al medio ambiente no producirá graves consecuencias radiológicas.

El accidente de criticidad es el más grave que puede producirse en estas instala-

ciones. Cuando solamente se maneja uranio con un enriquecimiento máximo del 5 % de U-235, los procesos secos son intrínsecamente seguros. En las etapas del proceso que utilizan fluidos hidrogenados, la presencia de moderación exige un control de la criticidad por masa o geometría. En la Tabla IX se dan algunos parámetros para el control de la criticidad, donde la masa de uranio se expresa como

Por último, las medidas de protección y seguridad en el manejo del plutonio deben ser extremadas, estimándose necesarias, entre otras, las siguientes:

A. El plutonio y los contenedores de plutonio estarán debidamente confinados en cajas de guantes, que estarán a depresión constante con respecto al exterior.

B. Las instalaciones se dotarán de sistemas de ventilación, utilizando líneas separadas para las cajas de guantes y el resto de los recintos.

C. Las cajas de guantes se ubicarán en recintos cerrados que actuarán de barrera de contención adicional.

D. El sistema de ventilación proporcionará una depresión creciente en la dirección de las áreas de mayor riesgo de contaminación. La renovación del aire en todas las zonas será de 2-8 veces por hora.

E. Se controlará de forma continua la contaminación ambiental mediante detectores.

CONCLUSIONES

No pueden establecerse niveles comparativos entre la seguridad de las instalaciones nucleares del ciclo del combustible y los reactores nucleares. En aquellas instalaciones, los niveles de radiación son menores y las secuencias de los posibles accidentes más lenta, por lo que presentan un menor riesgo potencial para el público en general. No obstante, las especiales características de los procesos desarrollados en ellas, el gran número de intervenciones humanas, así como la fácil dispersión de las sustancias radiactivas procesadas, hacen más frecuentes los pequeños accidentes con riesgo radiológico para el personal de operación.

Por otra parte, el impacto radiológico ambiental de estas plantas en condiciones normales de funcionamiento puede considerarse despreciable, dado los sistemas de purificación de aire y confinamiento del material de que están dotadas.

El estudio de los riesgos potenciales de

estas instalaciones deben centrarse en el análisis de los accidentes base de proyecto, siendo los más significativos el vertido masivo del UF₆, la criticidad, los incendios y las explosiones.

La fabricación de combustibles se considera como una de las etapas más seguras del ciclo. El accidente de criticidad es el que presenta un mayor riesgo radiológico para las zonas próximas a la instalación, si bien, su probabilidad de ocurrencia es muy baja.

En la fabricación de combustibles de óxidos mezclados, el riesgo potencial es más alto por la presencia de plutonio. Deben tomarse especiales medidas de seguridad para el confinamiento y manipulación de este material. Se consideran accidentes base de proyecto los fuegos y explosiones, así como el accidente de criticidad.

BIBLIOGRAFIA

- (1) SAN SEGUNDO, T., y RODRIGO, F.: *La seguridad nuclear en la extracción y transformación de minerales uraníferos*. Energía Nuclear, núm. 117, enero-febrero 1979.
- (2) BOLETIN OFICIAL DEL ESTADO: *Reglamento sobre las Instalaciones Nucleares y Radiactivas*. «B.O.E.» núm. 255, octubre 1972.
- (3) RODRIGO, F.: *Informe sobre la normativa técnico-legal de seguridad nuclear aplicada al proceso de autorización de instalaciones del ciclo del combustible nuclear*. DSN/069/81, marzo 1981 (Informe interno de la JEN).
- (4) ICRP: *Recommendation of the International Commission on Radiological Protection*. Publicación núm. 26, Pergamon Press, 1977.
- (5) USNRC: *Preparation of Environmental Reports for Nuclear Power Plants*. Regulatory Guide 4.2. Revisión 2, July 1976.
- (6) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY: *Nuclear power and its Fuel Cycle*. Vol. 3 the Nuclear Fuel Cycle, Proceedings of an International Conference Salzburg, May 1977.
- (7) ANSI STANDARD GUIDE: *For Nuclear Packaging of Uranium Hexafluoride for Transport*. ANSI, núm. 14-1, 1971.
- (8) U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION: *Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle*. WASH-1248, Ap. 1974.
- (9) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY: *Nuclear Power and its Fuel Cycle*. Vol. 5 Nuclear Safety. Proceeding of an International Conference. Salzburg, May 1977.
- (10) EXPERT GROUP TO RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT COMMITTEE: *The control of Radioactive Wastes*. Department of the Environment Scottish Office, September 1979.
- (11) Special Nuclear Material License Application for Wilmington Plant, Docket 70-113, General Electric, Co., January 1980, y Special Nuclear Material License Application for Pittsburg, Docket 70-1191, Westinghouse Electric Co., January 1980.

Viene de pág. 41.

la responsabilidad de emitir una «Certificación del Producto» que garantiza la calidad del mismo con el respaldo de todos los documentos que puedan demostrar dicha calidad y que obran en poder de Datos y Evaluaciones a disposición del cliente.

TRAZABILIDAD DEL PRODUCTO

El Manual de Trazabilidad o seguimiento lo compone una serie de documentos que se van generando desde la recepción de materiales, componentes, etc., a través de todo el proceso, hasta el montaje del elemento combustible incluido.

Tiene gran importancia porque permite, en cualquier momento, conocer qué barras y en qué disposición forman cada conjunto combustible, la identificación de los componentes de cada barra (tapones, tubos, muelles, pastillas), las operaciones de proceso e inspección a que han estado sometidos y los materiales o componentes con sus respectivos informes de recepción y certificaciones de origen.

ARCHIVO DE DATOS

Todos los documentos que se generan, tanto de inspección como los que se derivan de la misma, con todos los datos ob-

tenidos deben archivar, después de que el resumen de estos resultados se hayan reflejado en los correspondientes documentos de trazabilidad.

EVALUACION DE DATOS

No intentamos descubrir la importancia que tiene la evaluación estadística de los datos de inspección obtenidos durante la fabricación de un suministro.

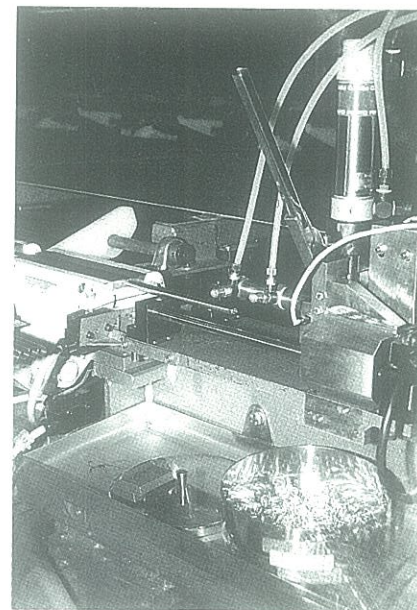
Esta evaluación permite conocer el nivel de calidad y la homogeneidad de la misma, y como consecuencia de la misma, estudiar y en su caso implantar las siguientes acciones:

- Implantar o suprimir algún punto de inspección en el proceso.
- Modificar en las Instrucciones de Control de Calidad aplicables en determinados puntos de inspección, o bien el método de inspección, o bien la frecuencia de la misma.

La evaluación de los datos se transmite a Producción y a Ingeniería del Producto para su conocimiento y posible utilización en sus respectivas responsabilidades.

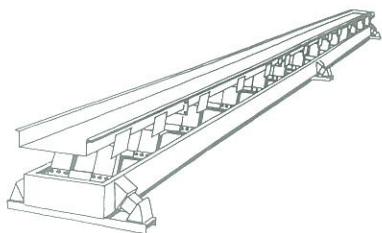
RESUMEN

Con este trabajo hemos intentado reflejar, de forma escueta en cada apartado

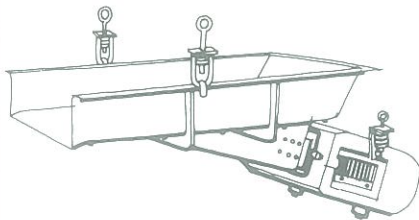


para poder exponer todos, las funciones de Control de Calidad desde la iniciación de los trámites contractuales hasta la entrega del suministro.

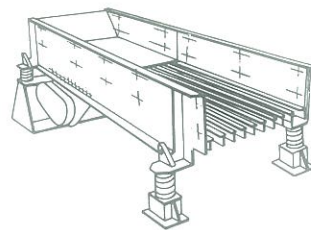
Se hace también mención de la implicación de Control de Calidad en la emisión de documentos, recogida de datos y evaluación de los mismos, resaltando la importancia de todas sus funciones para poder garantizar la calidad del combustible.



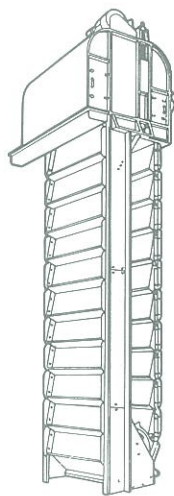
transportadores oscilantes máximas longitudes y caudales



alimentadores electromagnéticos hasta 2.000 t/h



grizzlies y scalpers para los trabajos más duros



rejillas móviles filtrantes



vibradores



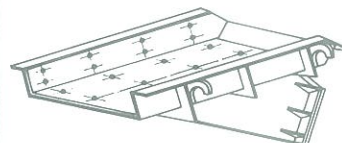
pequeños alimentadores idóneos para dosificación



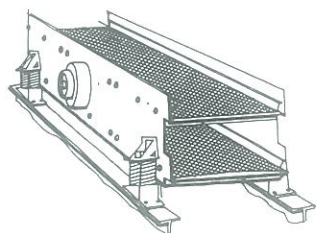
TARNOS

La línea más completa y las más altas prestaciones en:
EQUIPOS PARA MOVIMIENTO DE MATERIALES
Y PIEZAS

Camino de la Vega, 1
Polígono Industrial San Fernando II
Torrejón de Ardoz (Madrid)
Tel.: (91) 656 41 12 - Télex: 43208 TAR E



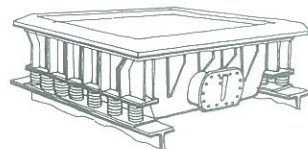
alimentadores electromecánicos hasta 6.000 t/h



cribas vibrantes más de 200 modelos



indicadores de nivel



desmoldeadores de fundición



- Monitores y Sistemas de Vigilancia de la Radiación en Areas y Procesos para Operación Normal y de Emergencia.
- Instrumentación Radiológica.
- Dosímetros de bolsillo digitales y analógicos.
- Cámaras de TV. resistentes a la radiación y sistemas de video.
- Instrumentación sísmica.
- Instrumentación hidrográfica.

EBERLINE

EBERLINE
AUTOMESS

PHYSIOTECHNIE
AUTOMESS

HYDROPRODUCTS

TELEDYNE GEOTECH

DISTRIBUIDOR EXCLUSIVO PARA ESPAÑA:

ELVIRIO, S.A.

Plaza Marques de Salamanca, 9
MADRID-6

Tels. 435 90 86 - 435 94 62 - Tlx. 22587 AUSTR E