SEGURIDAD NUCLEAR PARA PREVENCION DE LA CRITICIDAD. APLICACION A LA FABRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE JUZBADO

Juan SERRANO FUENTES

INTRODUCCION. CONSIDERACIONES GENERALES

Por seguridad nuclear en el área de prevención de la criticidad se entenderá el conjunto de disposiciones tomadas para reducir la probabilidad de un accidente de criticidad a niveles mínimos, cuando se almacena o manipula material fisionable. Por tanto, todos los procesos con material fisionable deberán ser revisados durante el diseño de la instalación para detectar las posibles configuraciones críticas que pudieran producirse, y en consecuencia establecer los requisitos de seguridad sobre los equipos y el proceso, que impidan alcanzar las condiciones de criticidad.

Una medida del acercamiento a las condiciones de criticidad se tendrá por el valor de reactividad calculado para la configuración en estudio, representado por el valor de K_{ef}. Para asegurar la subcriticidad de una configuración determinada el valor de K_{ef} debe ser inferior a 1,0 en un márgen de subcriticidad, que según la norma ANS/ANS-57.2 (1), nunca debe ser inferior a 0,02.

Existen multitud de factores que afectan a la criticidad.

Entre ellos destacaremos los siguientes:

- Cantidad de material fisionable.
- Reflexión neutrónica.
- Geometría.
- Densidad.
- Enriquecimiento.
- Presencia de venenos neutrónicos.
- Interacción neutrónica.
- Moderación.
- Tipo de material fisionable.

La influencia de estas variables se contemplará en el análisis de criticidad. Los criterios y requisitos que se aplican para impedir la criticidad se describen más adelante.

Los valores para el análisis de criticidad se obtendrán de datos experimentales o mediante cálculos suficientemente validados.

Entre los documentos utilizados como fuente de datos experimentales destacan los siguientes:

AHSB Handbook	(2).
TID-7028	(3).
LA-3366	(4).
ARH-600	(5).

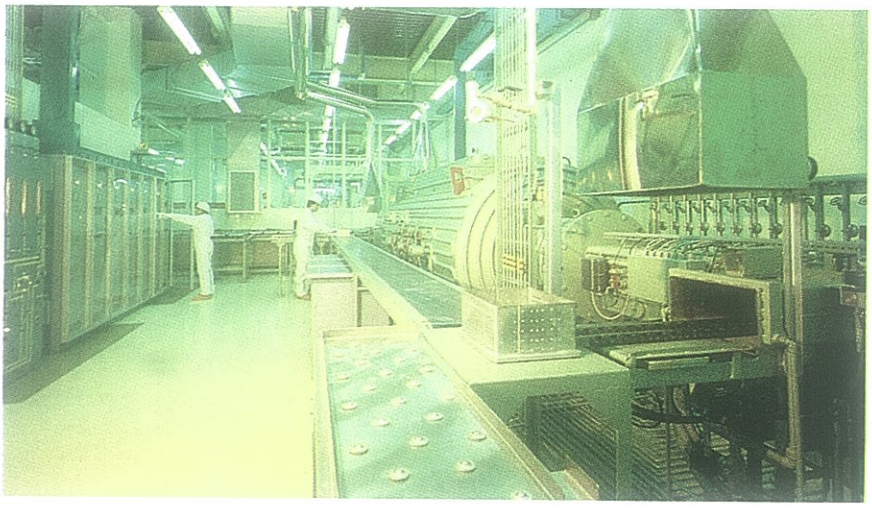
Los datos contenidos en estos documentos permiten establecer valores límites para ciertos parámetros de las unidades de material fisionable, a los que se denominará Valores Máximos Permitidos (VMP), que aseguran su subcriticidad en cualquier circunstancia cuando dichas unidades están neutrónicamente aisladas. Sin embargo, la situación más frecuente es la de interacción neutrónica entre unidades de material fisionable.

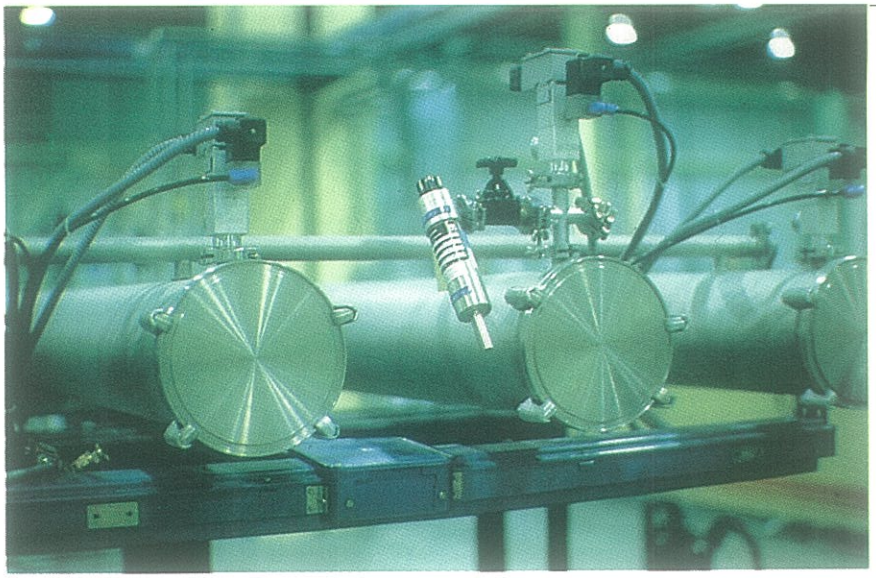
En general, los datos experimentales disponibles resultan insuficientes. Cuando estos faltan, se puede recurrir a una gran variedad de programas de ordenador que permiten calcular los valores necesarios para el análisis de criticidad.

Para la utilización de tales programas se exige que sus resultados hayan sido contrastados con datos experimentales apropiados. Los requisitos para su validación se establecen en la norma ANSI/ANS-8.1-1983 (6).

En este artículo se hace una descripción de los métodos de cálculo más utilizados para el análisis de criticidad.

Juan SERRANO FUENTES es Licenciado en Ciencias Físicas y Diplomado en Ingeniería Nuclear. Su experiencia profesional se concentra fundamentalmente en el diseño neutrónico de reactores PWR y BWR. Trabaja en ENUSA desde 1974 y en la actualidad desempeña el cargo de Jefe del Departamento de Diseño Nuclear de la División del Combustible.





Finalmente, en este artículo se describe el proceso seguido en el desarrollo de una capacidad propia para el análisis y prevención de la criticidad, aplicada al caso de la Fábrica de Juzbado.

CRITERIOS Y REQUISITOS DE SEGURIDAD NUCLEAR PARA CRITICIDAD

Como directriz principal para la seguridad nuclear, se procurará que en todas las actividades con material fisionable la probabilidad de que ocurra un accidente de criticidad quede reducida a los niveles más bajos posibles.

Cuando se analizan las condiciones para imponer unos límites que garanticen la seguridad se deben considerar aquéllas que sean más desfavorables y se puedan alcanzar durante el proceso o por cualquier accidente posible. No obstante, algunas condiciones pueden considerarse como increibles, si están específicamente excluidas por consideraciones técnicas o de diseño.

Los límites se establecerán a partir de datos experimentales siempre que sea posible. En ausencia de medidas experimentales directamente aplicables, se utilizarán cálculos teóricos, siempre que la validez del método de cálculo esté suficientemente contrastada con datos experimentales.

Todos los límites deben incluir márgenes de seguridad adecuados.

El límite superior que se impone a la K_{ef} para las condiciones más desfavorables se define habitualmente para tres niveles diferentes de confianza en la exactitud de los cálculos:

1. $K_{ef} \leq 0{,}97$, cuando existen datos experimentales fiables para sistemas similares o apenas requieren extrapolación.
2. $K_{ef} \leq 0{,}95$, cuando los datos experimentales que existen para sistemas similares son escasos y necesita una extrapolación considerable.
3. $K_{ef} \leq 0{,}90$, cuando no existen datos experimentales previos sobre los que basar los cálculos teóricos.

En general, distinguiremos dos tipos de requisitos: administrativos y técnicos.

REQUISITOS ADMINISTRATIVOS

Como filosofía básica, el diseño de la instalación incorporará suficientes factores de seguridad tales que se requieran, al menos, dos cambios improbables, independientes y concurrentes para que sea posible un accidente de criticidad.

El método preferido para asegurar el control de la criticidad será el control por geometría segura, siempre que sea compatible con las necesidades del proceso.

Por orden de prioridad, aquellos criterios que se deben usar para prevenir la criticidad son los siguientes:

- Geometría segura en cualquier condición.
- Geometría segura en condiciones especiales. En este caso se supone que el mantenimiento de las condiciones especiales requiere un mínimo de control administrativo fácil de aplicar.
- Venenos fijos, que impiden que se alcance la criticidad en las condiciones más desfavorables. En este caso se exige una inspección periódica que garantice la permanencia del veneno.
- Controles administrativos para limitar la masa, la concentración o los venenos disueltos, cuando no es posible o práctico evitar la criticidad por cualquiera de los procedimientos anteriores.

El uso de controles administrativos debe ser reducido al mínimo, y debe asegurarse que no se alcanzará la criticidad aunque exista un error u omisión en su aplicación.

No obstante lo dicho, hay que señalar que existe una tendencia creciente a utilizar controles administrativos para limitar las condiciones de moderación, basados en la experiencia acumulada con los resultados de los métodos analíticos y, por consiguiente, en la confianza adquirida en sus predicciones. Además, el control de la criticidad por geometría segura resulta con frecuencia difícil de armonizar con las necesidades del proceso, por lo que se tiende a sustituirlo por controles administrativos más fáciles de aplicar.

Como norma general, para cualquier cambio en el proceso se necesitará el análisis de criticidad correspondiente, que demuestre y documente su seguridad nuclear antes de incorporarlo definitivamente.

El análisis de criticidad cumplirá los requisitos de verificación exigidos por las Normas de Seguridad y el Plan de Garantía de Calidad.

Los requisitos de seguridad derivados del análisis de criticidad, serán incorporados a los procedimientos de control de la criticidad y dados a conocer a los operarios de la instalación, asegurando su difusión por los medios establecidos (carteles, programas de entrenamiento, especificaciones, etc.).

La organización de seguridad nuclear será responsable de establecer límites seguros para la cantidad, geometría, concentración y espaciado del material nuclear fisionable, derivados de las conclusiones del análisis de criticidad, así como determinar las condiciones normales de operación y las de posibles accidentes, y su impacto en el control de la criticidad. Asimismo, llevará a cabo inspecciones periódicas para verificar el cumplimiento de los procedimientos de control de la criticidad.

REQUISITOS TECNICOS

El análisis de criticidad tendrá en cuenta como mínimo las siguientes condiciones:

- Máximo grado de moderación y reflexión previsible.
- Heterogeneidad potencial del sistema (por efecto del tamaño de las partículas, densidad del material por separación del material fisionable del moderador, etc.).
- Posibilidad de acumulación de material nuclear en lugares inaccesibles o no previstos.
- Interacción entre unidades subcríticas, incluyendo la posibilidad de moderación óptima o máxima entre unidades.
- Capacidad de absorción, reflexión y moderación de los materiales de construcción del equipo, paredes, personal, etc., que pueda encontrarse en contacto con el material nuclear.

En el análisis de criticidad se utilizarán datos experimentales o métodos analíticos suficientemente validados, que cumplan los requisitos de la norma ANSI/ANS-8.1-1983 (6).

El proceso de validación consistirá en la determinación del sesgo del método de cálculo y sus incertidumbres. El sesgo se define como la medida de la discrepancia sistemática entre los resultados del método de cálculo y los datos de los experimentos a los que se aplica.

Siguiendo la norma ANSI/ANS-8.17 (9), el cumplimiento del límite

de K_{ef} se verifica mediante la expresión general,

$$Ks - \xi + \Delta Kc + \Delta Ks \leq 1{,}0 - \Delta Km,$$

donde Ks, es el valor mejor estimado de K_{ef}; ξ, es el sesgo del método de cálculo; ΔKc, es la incertidumbre en la determinación del sesgo; ΔKs, es la incertidumbre en el valor mejor estimado y ΔKm, es el margen establecido de subcriticidad.

Para el caso frecuente donde se exige un margen de subcriticidad $\Delta Km = 0{,}05$, la expresión anterior se transforma en la más típica:

K_{ef} (incluidas todas las incertidumbres) $\leq 0{,}95$.

METODOS DE CALCULO PARA EL ANALISIS DE CRITICIDAD

Por orden de importancia en su empleo para el análisis de criticidad, agruparemos los métodos de cálculo para su descripción de la forma siguiente:

1. Métodos de Monte Carlo.
2. Métodos simplificados.
3. Métodos de difusión y transporte.

METODOS DE MONTE CARLO

Para aquellos problemas que requieren una descripción geométrica compleja en tres dimensiones o un alto grado de precisión en los resultados, es necesario utilizar métodos de Monte Carlo. Estos programas resuelven la ecuación del transporte de Boltzman simulando por procedimientos estadísticos la propagación de los neutrones a través del modelo geométrico empleado.

Los programas de Monte Carlo seleccionados han sido los siguientes:

- MORSE.
- KENO IV.
- MERIT.
- SCALE/KENO.

Cada uno de ellos tiene ventajas específicas en su utilización, pero entre todos destacaremos el sistema SCALE, que se describe a continuación.

El sistema SCALE se compone esquemáticamente de los siguientes módulos:

- Módulo Director.
- Módulo de Control.
- Módulos Funcionales.
- Librerías de Datos.

El Módulo Director realiza la interfase entre el conjunto del Ordenador y su Sistema Operativo por un lado, y los Módulos Funcionales por otro. Por tanto, el Módulo Director hay que adaptarlo al tipo de Ordenador que se utilice y al Sistema Operativo del mismo (7).

Los Módulos de Control desencadenan las secuencias de cálculo llamando a los Módulos Funcionales. Además, simplifican la preparación de la entrada de datos y generan las entradas a los Módulos Funcionales.

Las secuencias de cálculo contenidas en los Módulos de Control para cálculos de criticidad se denominan CSAS1, CSAS2 y CSAS4.

Para los cálculos de criticidad, el SCALE dispone de las siguientes librerías básicas de secciones eficaces:

16 Grupos energéticos (de HANSEN-ROACH).
27 Grupos energéticos (condensada de la de 218).
123 Grupos energéticos (GAM-THERMOS).
218 Grupos energéticos (basada en datos de ENDF/B-IV).

Los datos de estas librerías básicas son procesados por programas que generan nuevas librerías de secciones eficaces, adaptadas al problema específico que se trata de resolver.

En el proceso de manipulación se incluyen los efectos de autoblindaje y temperatura, utilizando para el tratamiento de las resonancias los métodos de Bondarenko y de Nordheim, realizado con los programas BONAMI y NITAWL respectivamente (8).

Se dispone, además, de la posibilidad de tener secciones eficaces homogeneizadas por celda o por región, utilizando el programa unidimensional de transporte XSDRNPM.

Para cálculos de K_{ef} el sistema incluye el programa KENO en las versiones IV y V, que utilliza el método de Monte Carlo en tres dimensiones y las secciones eficaces generadas en los pasos anteriores.

El empleo de las secuencias automáticas supone desencadenar a partir de una entrada de datos simplificada los procesos de cálculo siguientes:

- CSAS1: BONAMI + NITAWL + XSDRNPM.
  - Como resultado se obtienen secciones eficaces homogeneizadas y la reactividad calculada por el método de ordenadas discretas.
- CSAS2: BONAMI + NITAWL + XSDRNPM + KENO IV.
  - Como resultado se obtiene la reactividad calculada por el método de Monte Carlo.
- CSAS4: BONAMI + NITAWL + XSDRNPM + KENO V.
  - Similar a CSAS2, pero incluye, además, una opción para la optimización del paso de malla de una distribución regular de unidades de material fisionable hasta obtener un K_{ef} prefijado.

El sistema SCALE se ha utilizado como el método de cálculo de referencia para el análisis de criticidad, por las ventajas que tiene para una representación tridimensional precisa de los conjuntos de material fisionable y sus interacciones, así como su buen comportamiento probado para un rango muy amplio de geometrías y características materiales de los sistemas estudiados. Su sencillez y rapidez de uso, la unicidad de sus resultados y, sobre todo, ser una herramienta de cálculo homologada por la NRC, son las ventajas fundamentales del sistema SCALE, especialmente aconsejado para evaluaciones de licenciamiento de diseños de instalaciones con combustible nuclear.

METODOS DE CALCULO SIMPLIFICADOS

En este apartado se incluyen aquellos procedimientos para el análisis de criticidad que sólo necesitan cálculos manuales o recursos de ordenador mínimos.

Se pueden agrupar de la forma siguiente:

- Unidades aisladas. Uso de Manuales de Criticidad.
- Criticidad de distribuciones de unidades, usando los métodos de la densidad equivalente y de la superficial.
- Métodos del ángulo sólido.

Los dos últimos se aplican a conjuntos de unidades que interaccionan neutrónicamente entre sí.

Unidades aisladas. Uso de Manuales de Criticidad

En la bibliografía técnica disponible se pueden encontrar los resultados de multitud de experimentos realizados expresamente para determinar los límites de seguridad de procesos específicos. Estos valores experimentales se han usado con profusión en la validación de métodos de cálculo y en el establecimiento de límites de seguridad para unidades aisladas, que denominaremos Valores Máximos Permitidos (VMP).

En la bibliografía se puede encontrar una gran diversidad de estos límites. Esta aparente disparidad viene motivada por el grado de definición que se utiliza en el estudio al que se aplican. En general, a mayor grado de definición o limitación en el intervalo de aplicación de los límites, encontramos límites menos restrictivos.

Los valores de los parámetros críticos que se obtienen de experimentos críticos se refieren normalmente a la masa, volumen, dimensiones o concentraciones. Cuando tales valores se conocen, se aceptan generalmente como «normalmente subcríticos» los valores máximos siguientes:

Parámetro	Normalmente Subcrítico
Masa	75 % del crítico
Volúmen	76 % del crítico
Dimensión	70-93 % del crítico (dependiendo del material fisionable y de la dimensión considerada).
Concentración	50 % del crítico

Métodos de la densidad equivalente y superficial

Uno de los métodos utilizado para analizar un sistema de unidades subcríticas que interaccionan entre sí, es el método de la densidad equivalente, que sirve para

determinar el número de unidades que hacen crítica una distribución de las mismas.

El método se basa en el principio de que la masa crítica de una esfera desnuda depende exponencialmente de la densidad del material de la esfera. De manera análoga, la masa crítica de una distribución de unidades dependerá exponencialmente de la densidad del material en la distribución.

Una vez que se ha calculado la masa crítica de la distribución de unidades se puede determinar el número de unidades que la hace crítica dividiendo por la masa de la unidad. En la práctica, este número se reducirá para tener en cuenta el grado de reflexión y moderación neutrónica ambiental, así como por errores de acumulación de unidades.

Este método tiene sus limitaciones. Sólo se utilizará cuando:

1. Todas las unidades del sistema sean idénticas.
2. La separación entre unidades de una distribución plana debe ser mayor que dos veces el diámetro del contenedor de la unidad.

El método de la densidad superficial puede considerarse como complementario del anterior, y nos servirá fundamentalmente para establecer una separación mínima entre unidades de una distribución plana, que garantice la subcriticidad del conjunto.

En este método se limitan las dimensiones o la masa de las unidades y se les asignan áreas que son proporcionales al volumen o a la masa de cada unidad. El criterio para determinar estas áreas se basa en el espesor crítico de una losa infinita reflejada del mismo material, al que se le aplica un factor de conservadurismo. Las unidades se analizan individualmente, considerando sus dimensiones superficiales y sus áreas equivalentes. La disposición segura de las unidades se realiza, bien modificando sus densidades superficiales, o asegurando que no existe solapamiento entre las áreas equivalentes correspondientes a cada unidad.

Este método es generalmente aplicable a grandes distribuciones planas de unidades, cuando no se requiere demasiada precisión en la separación de unidades.

Métodos del ángulo sólido («Solid Angle Calculation»)

El análisis de las interacciones neutrónicas entre unidades subcríticas de material fisionable mediante la metodología del ángulo sólido, tiene los aspectos fundamentales siguientes:

- Muy barato.
- Un conservadurismo considerable.
- Importantes restricciones de uso.

El procedimiento del ángulo sólido aplicado a la interacción neutrónica entre unidades de un sistema, se basa en la relación establecida entre el K_{ef} de la unidad de referencia y el máximo ángulo sólido permitido para todas las unidades que interaccionan con dicha unidad.

Primero se necesita conocer el K_{ef} de la unidad aislada para condiciones de moderación óptima y no reflexión, por cualquiera de los procedimientos de cálculo disponibles. Lógicamente, el K_{ef} debería calcularse con los métodos simplificados, sin necesidad de recurrir a cálculos caros de Monte Carlo o Transporte que contradirían las ventajas del método.

A continuación se modelará la geometría adecuada para las unidades y su disposición espacial.

El paso siguiente consistirá en calcular el ángulo sólido subtendido desde cada unidad y compararlo con el máximo ángulo sólido permitido por la función Ω_{max} (K_{ef}).

En algunos casos especiales se ha demostrado que el método SAC no es conservador, por lo que deben tenerse claramente en cuenta las limitaciones para su uso.

METODOS DE CALCULO DE DIFUSION Y TRANSPORTE

Cuando las geometrías y materiales son sencillos, los métodos de cálculo más tradicionalmente usados han sido los de difusión o transporte (Sn). Básicamente, consisten en programas que resuelven la ecuación del transporte neutrónico en multigrupos y en 1 ó 2 dimensiones.

Los datos de entrada habituales para estos programas son, densidades, secciones eficaces macroscópicas, espectros de fisión, especificaciones geométricas y criterios de convergencia. Para el cálculo de las secciones eficaces en el formato requerido por estos programas, es típico recurrir a programas sofisticados de cálculos de celda que procesan las librerías públicas de secciones eficaces hasta promediarlas en pocos grupos energéticos.

Sus mayores desventajas frente a los métodos de Monte Carlo, son sus limitaciones para tratar geometrías complejas y su falta de validación para ciertos intervalos de la relación moderador/uranio (H/U).

Como ejemplos de este programa citaremos los siguientes:

- TURTLE (10): Resuelve la ecuación de difusión en dos dimensiones para dos grupos energéticos. Emplea secciones eficaces macroscópicas generadas por LEOPARD (11) y CINDER (12).
- XSDRN (13): Resuelve la ecuación del transporte en una dimensión por el método de ordenadas discretas (Sn).
- DOT (14): Resuelve la ecuación del transporte en dos dimensiones por el método de ordenadas discretas (Sn).

DESARROLLO DE UNA CAPACIDAD PARA EL ANALISIS Y PREVENCION DE LA CRITICIDAD. APLICACION A LA FABRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

En el Proyecto de la Fábrica de Elementos Combustibles de ENUSA, existían importantes razones que aconsejaban desarrollar una capacidad propia para el análisis de criticidad y una organización específicamente responsable de realizar la función de seguridad nuclear. Entre las más importantes citaremos las siguientes:

a) Adquirir la capacidad tecnológica suficiente para desempeñar adecuadamente las responsabilidades en el área de seguridad nuclear, derivadas de la operación de una fábrica de elementos combustibles.

b) Asimilar la transferencia de tecnología sobre el manejo y transporte de material fisionable, a través de los acuerdos que ENUSA tiene con otros fabricantes de elementos combustibles.

c) Crear la capacidad para seleccionar los métodos de análisis de criticidad más apropiados para la instalación.

d) Establecer los principios básicos del estudio de criticidad sobre los que se va a apoyar el licenciamiento de la instalación.

e) Actualizar el estudio de criticidad cuando se altera el proyecto inicial de la instalación.

f) Mantener una comunicación con el Organismo Regulador y una metodología de análisis que permitan flexibilizar al máximo las actualizaciones del estudio de criticidad.

g) Tener capacidad para validar los métodos de cálculo, como exige la norma ANSI/ANS-8.1-1983 (6).

h) Definir los criterios de diseño y las especificaciones de funcionamiento, derivados de los requisitos establecidos por la normativa de seguridad.

i) Establecer los procedimientos operacionales que regulen la administración de la seguridad nuclear, compatibles con los objetivos de producción.

Las medidas básicas que se adoptaron para el desarrollo de esta capacidad interna fueron las siguientes:

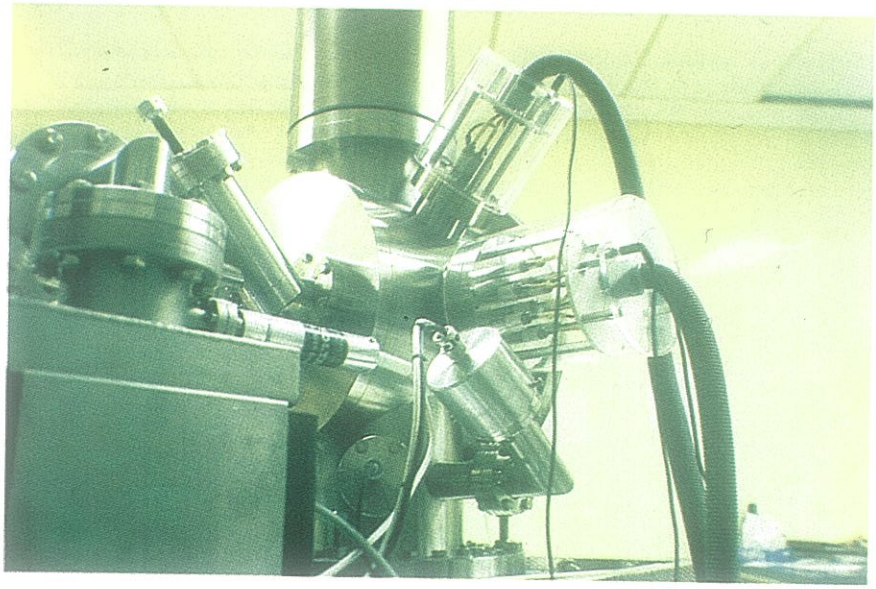
a) Crear un grupo de especialistas con experiencia adquirida a través de los entrenamientos en las instalaciones de referencia, las fábricas de elementos combustibles que General Electric y Westinghouse tienen en USA.

b) Aumentar las fuentes de adquisición de la tecnología. Obteniendo información pública de los laboratorios nacionales de USA especializados en seguridad nuclear de la criticidad.

c) Responsabilizar al Departamento de Diseño Nuclear de Ingeniería del Combustible del análisis de criticidad, aprovechando su amplia experiencia en las técnicas de cálculo relacionadas con el diseño de reactores nucleares, de aplicación para el análisis de criticidad.

d) Analizar y seleccionar la metodología y los programas de ordenador más adecuados al tipo de instalación, con frecuencia ya cualificados para las fábricas de referencia.

e) Establecer los principios básicos para el licenciamiento a partir de los re-



quisitos exigidos por la normativa pública de seguridad nuclear. A estos se añadieron los requisitos derivados del Plan de Garantía de Calidad.

f) Mientras se desarrollaban las medidas anteriores, encargar un estudio inicial de criticidad a una empresa consultora de reconocida experiencia internacional en el análisis de criticidad.

g) Actualizar el estudio inicial de criticidad conforme avanzaba el proyecto y construcción de la Fábrica, incorporando las modificaciones respecto del diseño original.

h) Validar métodos de cálculo adaptados al sistema operativo del ordenador que se utiliza.

Como resultado del proceso seguido se han alcanzado los objetivos siguientes:

a) Puesta a punto de un conjunto seleccionado de programas de ordenador para realizar los análisis de criticidad, y desarrollo de una capacidad informática de soporte para este conjunto de programas.

b) Desarrollo de las especificaciones de funcionamiento y de los procedimientos administrativos para el control de la seguridad nuclear de la instalación.

c) Asimilación de tecnología asociada a las técnicas de cálculo de Monte Carlo, Angulo Sólido, Densidad Superficial y otros métodos alternativos de análisis de criticidad.

d) Definición de un cojunto de Valores Máximos Permitidos específico de la instalación.

e) Actualización del estudio de criticidad original, incorporando las modificaciones realizadas durante la construcción y puesta en marcha.

f) Validación de las versiones IBM y CDC (7) del sistema de programas SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) (8), utilizado como método de cálculo de referencia para el análisis de criticidad.

Lo que permite disponer en la actualidad de una capacidad demostrada de analisis de criticidad en las áreas siguientes:

- Transporte de material fisionable.
- Almacenamiento de material fisionable.
- Diseño de contenedores de elementos combustibles.
- Licenciamiento de instalaciones que utilizan material fisionable. Especificación de los límites de seguridad.
- Especificaciones y procedimientos administrativos para el control de criticidad.
- Almacenamiento de elementos combustibles en piscinas o en seco.

Asimismo se ha desarrollado una capacidad de Blindaje y Cálculo de Dosis, aplicable a las siguientes áreas:

- Diseños de blindaje. Cálculo de penetraciones radiactivas.
- Transporte y almacenamiento de material radiactivo.
- Dosis al personal y por contacto.
- Cálculo del término fuente. Evolución isotópica.
- Obtención de la fuente térmica en el blindaje.
- Análisis de fluencia.
- Sistema de alarma de criticidad.

REFERENCIAS

(1) ANSI/ANS-57.2-1983, *Design Requirements for Light Water Reactors Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants.*

(2) J. H. Chalners, *et al., Handbook of Criticality Data*, AHSB (1965).

(3) H. C. Paxton, J. T. Thomas, *et al., Critical Dimensions of Systems Containing U235, Pu239 and U233*, TID-7028, US AEC (1964).

(4) H. C. Paxton, *Criticality Control in Operations with Fissile Material*, LA-3366 (Rev.) (1972).

(5) R. D. Caster, G. R. Kiel, K. R. Ridgway, *Criticality Handbook*, ARH-600 (1968).

(6) ANSI/ANS-8.1-1983, *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Material Outside Reactors.*

(7) ITEC-39, *Estudio de Validación del Sistema SCALE para Cálculos de Criticidad*, ENUSA/Div. del Combustible (1984).

(8) *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, Oak Ridge Nat. Lab., NUREG/CR-0200.

(9) ANSI/ANS-8.17-1984, *Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors.*

(10) S. Altomare, *The TURTLE 24.0 Diffusion Depletion Code*, WCAP-7213 (1968).

(11) R. F. Barry, *The Revised LEOPARD Code-A Spectrum Dependent Non Spatial Depletion Program*, WCAP-2759 (1965).

(12) T. R. England, *Cinder-A One Point Depletion and Fission Product Program*, WCAP-TM-334 (1962).

(13) Greene, N. M. and Graven, C. W., *XSDRN - A Discrete-Ordinates Spectral Averaging Code*, ORNL-Tm-2500 (1969).

(14) W. A. Rhoades, et al. *The DOT-4. Two Dimensional Discrete-Ordinates Transport Code with Space-Dependent Mesh and Quadrature*, ORNL/TM-6529 (1978).