

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1981

07.81.05

441

ESTIMACIONES PARA EL PREDISEÑO DE CELDAS CALIENTES PARA
EL REACTOR RA-6.

M. Abbate - J.C. Doval - F. Leszczynski

1. GENERALIDADES

El proyecto del RA-6, está destinado a dotar al C.A.B. de un reactor de 500 KW para las actividades de enseñanza, entrenamiento e investigación para la carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro.

Con la finalidad de ampliar sus posibilidades, es conveniente contar con recintos adecuados (celdas calientes), anexos al reactor, que permitan realizar estudios de materiales previamente irradiados.

Para ello se hizo necesario realizar un primer estudio acerca de estas instalaciones para evaluar su factibilidad y determinar las previsiones a tener en cuenta en la obra civil, la cual ya está en ejecución.

2. REQUERIMIENTOS TIPICOS

NUMERO DE CELDAS

Se ha pensado en instalar dos celdas blindadas para estudio de muestras activas.

TIPOS DE MUESTRAS

- a). 10 a 20 pastillas de UO₂ o (U-Metal)O₂ tipo Atucha.
- b). Un elemento combustible tipo CANDU o tipo ATUCHA, de entre 60 y 80 cm. de largo.
- c). Hojuelas activadas de distintos materiales.

FORMA DE IRRADIACION

Las irradiaciones se efectuarían en el núcleo del reactor, con un flujo de $7.10^{13} \frac{n}{cm^2 \text{ seg}}$ durante varias horas.

3. DATOS BASICOS INICIALES

TIPOS DE PROCESOS A REALIZAR EN SU INTERIOR.

- a). Dado un elemento combustible tipo ATUCHA: Sacar barra, colocar y extraer hojuelas entre las pastillas y medición de actividad de hojuelas.

b). Desarme de dispositivos de irradiación.

c). Encapsulado para transferencia a otras celdas.

FACILIDADES ADICIONALES

Deben ser previstas facilidades adicionales a las celdas para entrenamiento e investigación (celdas de transferencia, etc.)

También será necesario prever la instalación de un cementerio y de una entrada y salida de sistema neumático.

Se agregaría eventualmente comunicaciones a la caja de guantes y detectores de NaI y de Ge(Li) colocados cerca de las celdas.

ESQUEMA DE TIEMPO

No tendrá un esquema de tiempo estricto (alto nivel de ocupación y producción).

Puede resumirse en un máximo de 15 días de 8 horas al mes.

FLEXIBILIDAD REQUERIDA

Por el tiempo de trabajo, se buscaría el máximo de flexibilidad, especialmente en la disposición interna.

4. ESTIMACION DE ACTIVIDADES

Dado que el blindaje necesario de las celdas fija la complejidad de éstas, debe partirse de una estimación de la intensidad y los tipos de fuentes radiactivas que podrían ubicarse en las celdas.

De acuerdo con los datos básicos iniciales, las principales fuentes serían de radiación Gamma, y estarían constituidas por los productos de fisión.

MUESTRAS TIPICAS

Las muestras que se consideran típicas para establecer las condiciones más desfavorables que definan los blindajes, (o también, dados éstos dar las condiciones de uso de las celdas) son:

- I. 65 pastillas de UO_2 tipo ATUCHA, con un enriquecimiento de hasta 1% en U^{235} .
- II. 120gr. de Óxido míxto $(\text{UPu})\text{O}_2$ con hasta 6% de $\text{U}^{235} + \text{Pu}^{239}$.
- III. Porción de elemento combustible tipo ATUCHA, de 60 cm de largo. Es decir, 37 barras de 65 pastillas cada una. En este caso puede ocurrir que:
 - a) Todo el elemento combustible va a la celda.
 - b) Sólo una de sus barras va a la celda.

Se considera un tiempo medio de irradiación de un día, que como luego se verá comprende también a lapsos mayores dentro de las hipótesis de este trabajo.

FUENTES DE IRRADIACION

Son en general:

- radiación γ productos de fisión.
- radiación γ de activación.
- fotoneutrones.
- neutrones retardados.

Pero, teniendo en cuenta el tipo de proceso y que el tiempo necesario para extraer éstas muestras del núcleo del reactor, e introducirlas en la celda es de no menos de 20 minutos, basta para una primera estimación tener en cuenta sólo la primera fuente, es decir, la radiación de los productos de fisión.

ESTIMACION DE LA INTENSIDAD DE LA FUENTE

Puede efectuarse por varios métodos. Aquí se verán algunos con el fin de comparar y discutir los resultados.

- a) Estimación a partir de los gramos de productos de fisión formados.

El quemado de la muestra está dado por:

$$Q = F \cdot \bar{\phi} \cdot \sum f_i \cdot t_i \left[\frac{M_{WD}}{T_c} \right]$$

donde:

t_o = tiempo de quemado o de irradiación (seg).

Σ_f = sección eficaz macroscópica de fisión del material
 ($\frac{\text{fiss}}{\text{cm n}}$).

$\bar{\phi}$ = flujo medio de neutrones en el lugar de colocación
 de la muestra ($\frac{n}{\text{cm}^2 \text{ seg}}$)

F = constante de conversión de unidades.

T_c = toneladas de combustible o de material de la muestra.

Explicitado Σ_f y F y reemplazando valores, queda finalmente:

$$Q = 5,45 \cdot 10^{-24} \cdot \bar{\phi} \cdot t_o \cdot Y_{MF} \left[\frac{GPF}{G_c} \right]$$

donde es el porcentaje de material físil en la muestra.

Finalmente los gramos de productos de fisión para un día de irradiación por unidad de flujo, serán los que se dan en la Tabla I (penúltima columna), donde se observa que basta considerar como caso típico a la muestra I, y como casi límite a la IIIa.

Falta adoptar el flujo medio que debe aplicarse.

Una cota superior es considerar el flujo térmico medio del reactor = $7 \cdot 10^{13} \frac{n}{\text{cm}^2 \text{ seg}}$.

Esto implica suponer que la introducción de la muestra no acarrea perturbaciones de flujo, lo cual podría ser suficientemente aceptable con las muestras I y II ubicadas por ejemplo en una caja de material reflector.

Para la muestra III, se plantea ubicarla en reemplazo de 4 cajas de combustible, pero configurando el núcleo para mantener la condición de criticidad.

Es fundamental considerar la variación en el flujo para la planificación de los experimentos, pero para el presente problema se tomará el valor medio (no perturbado) dejando la posibilidad de rediscutir y mejorar ésta hipótesis más adelante.

Con ello, los gramos de producto de fisión serán los que se dan en la última columna de la tabla I.

TABLA I - GRAMOS DE PRODUCTOS DE FISION

MUESTRA	MASA TOTAL(g)	GC(g)	$Y_{MF}(\%)$	$GMF(g \cdot 10^2)$	GPF	GPF(g)
I	800	705	1.0	705	$3.32 \cdot 10^{-16}$	0.0232
II	120	106	6.0	636	$3.00 \cdot 10^{-16}$	0.0210
III	20580	26076	0.72	18775	$8.80 \cdot 10^{-16}$	0.6160
III _a	800	705	0.72	508	$2.39 \cdot 10^{-16}$	0.0167

Con estos valores puede estimarse la intensidad de la fuente según:

$$I_{\gamma}(t_0, t_s) = GPF \cdot I_{0\gamma}(t_0, t_s) \left[\frac{\text{Mev}}{\text{min}} \right]$$

que da la intensidad de la fuente gamma después de t_0 días de irradiación y t_s días de enfriamiento, y donde $I_{0\gamma}(t_0, t_s)$ es por GPF^s y se obtiene de tablas.

Los resultados pueden ser también expresados en Mev Ci.

La dificultad de este procedimiento es que los datos son para más de 10 días de enfriamiento, lo cual es poco aplicable para este caso. No obstante, los resultados pueden servir para ser comparados con los de otros métodos.

Los valores obtenidos se dan en la tabla II.

TABLA II - INTENSIDAD DE LA FUENTE GAMMA

t'	$I_0(1, t')$	MUESTRA	$I_{\gamma}(1, t')$	$I_{\gamma}(1, t')$
DIAS	Mev/min.GPF)		Mev/min	Mev Ci
10	1.62×10^{16}	I	3.76×10^{14}	169
		II	3.40×10^{14}	153
		III _a	9.98×10^{15}	4490
20	7.7×10^{15}	I	1.79×10^{14}	80
		II	1.62×10^{14}	73
		III _a	4.74×10^{15}	2134
50	2.3×10^{15}	I	5.34×10^{13}	24
		II	4.83×10^{13}	22
		III _a	1.42×10^{15}	638

Conocida la fuente, los espesores del blindaje necesarios se obtienen de curvas parecidas.

b) Estimación a partir de los productos de decaimiento.

La dificultad del método anterior es una fuerte dependencia de datos y curvas calculadas o medidas.

Una mayor flexibilidad puede obtenerse analizando con más detalle el problema, con la ventaja de poder aplicar luego métodos más refinados y generales para determinar los blindajes.

El procedimiento adoptado se basa en los datos y análisis de Rockwell. /2/

La fuente que interesa es la debida a la radiación gamma retardada, que es la proveniente de los productos de fisión. Se trata de determinar el ritmo de densidad de energía (en Mev/cm seg) luego de un tiempo t_0 de irradiación y t_s de enfriamiento, que es:

$$\bar{E}_\gamma(t_0, t_s) = K \sum_{i=1}^n (A_i / \lambda_i) (e^{-\lambda_i t_s} - e^{-\lambda_i (t_0 + t_s)})$$

donde:

- A_i = ritmo de energía por fisión (Mev/seg fis).
- λ_i = constante de decaimiento (seg⁻¹) del producto de fisión
- n = cantidad de productos de fisión más importantes
- K = densidad de fisiones (ritmo de fisión correspondiente a 1W (3.1×10^{10} fis/segW) por la densidad de potencia P (W/cm² o sea $K = 3.1 \times 10^{10} P$ (fiss/segcm²)).

A fin de poder utilizar valores tabulados, puede verse que:

$$E_\gamma(t_0, t_s) = E_\gamma(\infty, t_s) - E_\gamma(\infty, t_0 + t_s)$$

Cuando $t_0 > 20$ hs., se cumple que:

$$E_\gamma(t_0, t_s) \approx E_\gamma(\infty, t_s)$$

Considerando la radiación de los productos de fisión agrupada según siete grupos que van desde los 0.1 Mev/Fotón, hasta los 2.8Mev/Fotón, resulta:

$$E_{\gamma}(\infty, 0) = 2.24 \times 10^{11} \text{ Mev/W.ug. P (W/cm}^3\text{)}$$

$$E_{\gamma}(\infty, 10) = 6.97 \cdot 10^9 \cdot P$$

Se acepta que es posible reconfigurar al núcleo de manera de obtener nuevamente el flujo medio inicial, lo cual sería un límite máximo de éste.

Entonces la densidad de potencia en la muestra será:

$$P = \frac{\bar{\phi} \cdot \Sigma_f}{3.1 \times 10^{10}} \left[\frac{\text{W}}{\text{cm}^3} \right]$$

donde:

$$\bar{\phi} = 7 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ seg}$$

$$\Sigma_f = \text{sección eficaz macroscópica de fisión de la muestra}$$

Los valores de P para las distintas muestras pueden verse en la tabla III.

De allí pueden calcularse $E_{\gamma}(\infty, 0)$ y también $I_{\gamma}(\infty, 0)$, los cuales figuran en la tabla III.

TABLA III - INTENSIDAD DE LA FUENTE GAMMA

MUESTRA	P (W/cm ³)	V (cm ³)	$E_{\gamma}(\infty, 0)$ Mev/(cm ³ seg)	$I_{\gamma}(\infty, 0)$ (Mev/seg)	$I_{\gamma}(\infty, 10)$ (Mev/min)
I	307	55.27	6.88E13	3.80E15	7.08E15
II	1838	11.37	4.12E14	4.68E15	8.76E15
III _a	221	2044.3	44.95E13	1.01E17	1.88E16

Comparase $E_{\gamma}(\infty, 10)$, con los resultados de la tabla II, se observa que en los dos primeros casos, los valores obtenidos por este segundo método son muy superiores, y en el tercero lo es por un factor 2. Para esta estimación se adoptaron los valores superiores, o sea los de la tabla III.

5. ESTIMACIÓN DE BLINDAJES

El espesor de los blindajes es una función de la atenuación que se requiere y ésta da la dosis admisible, la cual puede fijarse en los siguientes valores:

Dosis normal: 2.5 mrem/h

Dosis de trabajo: 10.0 mrem/h

En la tabla IV se ven los resultados para 10 días de enfriamiento obtenidos directamente de graficas.

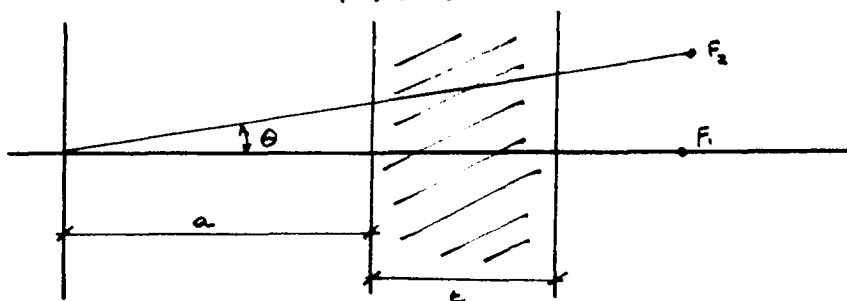
TABLA IV - ESTIMACIÓN DE BLINDAJES (10 días de enfriamiento).

MUESTRA	H ₂ O NORMAL (2.3g/cm ³)(cm)	PLOMO (cm)
I	106	22
II	105	21.5
III _a	135	29.0

Además, se realizó un cálculo más detallado, considerando varios grupos de energía de la radiación gamma y su decaimiento temporal.

Se utilizó para ello un programa de cálculo de la división Neutrones y Reactores del CAB llamado CIELA III, que tiene incorporado un método de cálculo que es válido únicamente cuando la configuración real puede aproximarse al caso simple de fuente puntual y blindaje plano, en base a la expresión simple:

$$\bar{\Phi} = B \frac{S_0}{4 \cdot \pi \cdot a^2 \cdot \sec \theta^2 \cdot r} e^{-b \sec \theta}$$



donde:

S_0 = Fotones/Sec

F^0 = factor de conversión de Mev/cm² seg a mrad/h

μ = sección eficaz macroscópica del blindaje (cm⁻¹)

B = factor de acumulación

b = $\mu \cdot t$

La expresión que se toma para B es:

$$B_*(E_0, \mu, t) = A_1 e^{-\alpha_1 \mu t} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu t}.$$

que da la relación del flujo real al calculado usando una atenuación exponencial simple con el coeficiente de absorción lineal.

Estas expresiones se utilizan para calcular la atenuación por grupo energético y para varios blindajes de distintos espesores, sumando luego todos los efectos parciales para calcular la dosis final total.

El programa CIELA III tiene en cuenta distintos tipos de radiaciones (neutrones, γ "prompt", γ de productos de fisión y γ de activación) y los resultados se dan para seis ángulos distintos respecto a la normal del blindaje.

Los cálculos realizados fueron para hormigón normal, hormigón pesado y plomo. Se obtuvieron los resultados de la tabla V.

TABLA V - ESTIMACION DE BLINDAJES

MUESTRA	HORMIGON NORMAL (2.3g/cm ³)(cm)	HORMIGON PESADO (4.68g/cm ³)(cm)	PLOMO (cm)	HORMIGON PESADO (6.0g/cm ³)(cm)
I	157	91	35.5	69
II	159	92	36.0	70
III _a	188	109	42.5	82

Se puede observar que los espesores para hormigón pesado varían entre 70 y 110 cm; para plomo entre 36 y 43 cm., y para hormigón normal: entre 157 y 188 cm.

CONCLUSIONES

Con las estimaciones realizadas queda determinada la alternativa más conveniente para el blindaje de las celdas calientes: hormigón pesado y pared y puertas posteriores de plomo, para así tener un área conveniente.

Para definir dimensiones exactas en las celdas habrá que especificar el tipo de telemanipuladores y los equipos a instalar en general, en base a las listas que se incluyen en el presente informe.

Además, las estimaciones realizadas permiten obtener los elementos básicos para realizar un programa detallado de los pasos a seguir para la construcción de las celdas, en sus diferentes aspectos.

BIBLIOGRAFIA

- 1 - JAN PPAWITZ, KERSTIN LOW AND ROLF BJORNESTEDT - Gamma Spectra of Gress Fission Products from Thermal Reactors
- 2 - ROCKWELL, THEODORE - Reactor Shielding Desing Manual.
- 3 - WALTON - Glove Boxes and Shielded Cells.
- 4 - Publicación S.I. N°11
- 5 - ABBATE MAXIMO - CNEA 466 (Booster)
- 6 - GOLDSTEIN, HERBERT - Fundamental Aspects of Reactor Shielding.
- 7 - Engineering Compendium on Radiation Shielding - Volume I
Shielding Fundamentals and Methods. Varios autores
- 8 - FODERARO - The Photon Shielding manual.