

# ANALISIS DEL BLINDAJE DE UN REACTOR DE 10 MW

Humberto LEYVA \* , Amadeo ROVIRA \*\*

## RESUMEN

Se analiza una configuración de blindaje para un reactor de potencia 10 MW, usando el programa Sabine-3. Se determina la dosis equivalente recibida por el personal que circula en los alrededores del reactor.

## ABSTRACT

A shield configuration for a 10 MW power reactor using the Sabine-3 Program is analyzed. The equivalent dose received by the personnel that circulate around the reactor is determined.

## 1. INTRODUCCION

Un reactor nuclear es una fuente de radiación gamma y neutrónica. Estos tipos de radiación producen efectos dañinos sobre el organismo humano. Para evitar el daño biológico que pueda causar un reactor en funcionamiento a las personas que trabajan en sus cercanías, se usa blindajes adecuados de diferentes materiales. En este trabajo se considera un reactor de 10 MW, tipo piscina. Nuestro interés es tener conocimiento referencial de las dosis, debidas a radiación gamma y neutrónica, a que da lugar un reactor de esta potencia en funcionamiento. Por tal razón se ha considerado cierto blindaje hipotético a usarse y se ha calculado la dosis para varios puntos, siendo el más importante el que está situado a una distancia del núcleo por donde transitarán personas.

---

(\*) División de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. IPEN. Apdo. 1687. Perú.  
(\*\*) División de Cálculo de Reactores, Junta de Energía Nuclear, Madrid, España.

## 2. DESCRIPCIÓN DE LAS REGIONES DEL BLINDAJE

### 2.1 Distribución de las Regiones

El programa Sabine puede utilizar de 1 a 20 regiones de blindaje, pero numeradas a partir de 3, ya que las regiones 1 y 2 corresponden al núcleo. Cualquier región puede contener un número de elementos menor o igual a 10. Entre las regiones del blindaje, pueden existir huecos de aire; en dichos huecos la ecuación de difusión no se resuelve y no se considera fuentes de gamma secundarias. La primera y última región del blindaje no pueden ser huecos de aire, y además no pueden existir dos huecos de aire contiguos.

En el presente trabajo se considera un reactor de 10 MW. Para nuestro estudio, se tomó en cuenta cinco regiones ( $0^{\circ}R$ ). El tanque del reactor está constituido en su parte central de Uranio en forma cilíndrica de 25.5 cm de radio y 61 cm de altura ( $1^{\circ}R$  y  $2^{\circ}R$ ). Alrededor de estas regiones se tiene grafito ( $3^{\circ}R$ ), con un espesor de 34.26 cm e igual altura que la  $1^{\circ}R$  y  $2^{\circ}R$ . Una cuarta región ( $4^{\circ}R$ ) está constituida por agua de espesor 215.73 cm y 1909.6 cm de altura y como última región concreto ( $5^{\circ}R$ ) de espesor 215.73 cm y de igual altura que la región ( $4^{\circ}R$ ), tal como se indica en la Fig. 1.

Se ha supuesto que todo el sistema se encuentra a una temperatura de  $30^{\circ}C$ .

### 2.2 Composición

Se ha considerado la distribución de los elementos del blindaje empleando la geometría cilíndrica (Fig. 1.). Como existen cinco regiones, la composición de cada una de ellas y su fracción de peso se indica a continuación:

1 <sup>o</sup> REGION :	Hidrógeno	:	0.465150
	Oxígeno	:	0.23257
	Aluminio	:	0.30112
	Uranio 235	:	0.00100
	Uranio 238	:	0.00011
2 <sup>o</sup> REGION :	Composición igual que la 1 <sup>o</sup> Región		
3 <sup>o</sup> REGION :	Hidrógeno	:	0.0543
	Carbón	:	0.8819
	Oxígeno	:	0.0271
	Aluminio	:	0.0365
4 <sup>o</sup> REGION :	Agua	:	1.0000
5 <sup>o</sup> REGION :	Hidrógeno	:	0.0088
	Carbón	:	0.0032
	Oxígeno	:	0.4920

Sodio	:	0.0116
Aluminio	:	0.0524
Silicio	:	0.2520
Hierro	:	0.0180
Potasio	:	0.0100
Calcio	:	0.0968
Níquel	:	0.0564

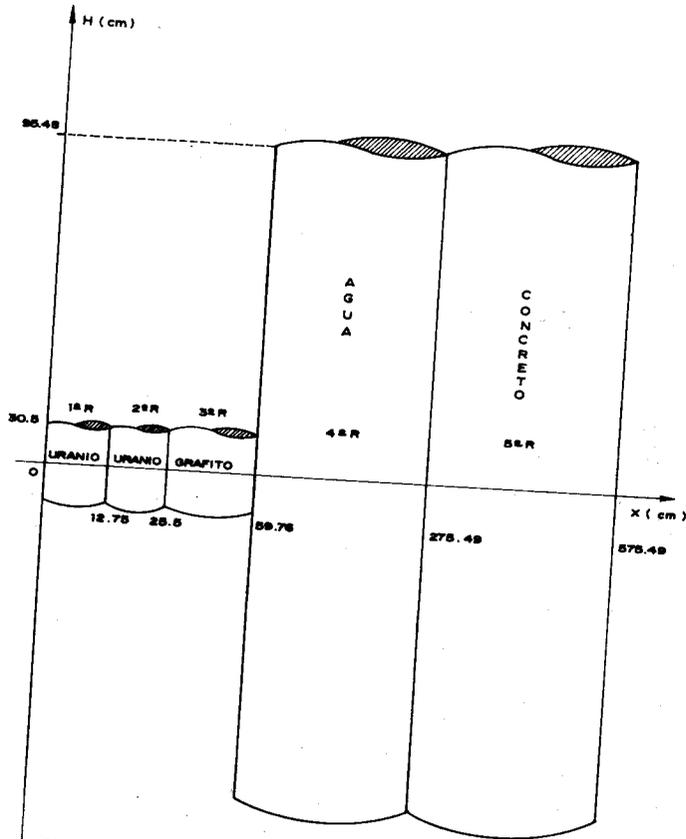


FIG. N° 1. CORTE TRANSVERSAL DE LA DISTRIBUCION DEL BLINDAJE EN LAS DIFERENTES REGIONES DEL REACTOR DE 10 MW.

### 2.3 Dimensiones

Para determinar cuáles eran las dimensiones apropiadas para obtener la tasa de dosis debida a radiación gamma y neutrónica se hizo modificaciones en las dimensiones del blindaje, hasta obtener las que se encuentran especificadas en la Fig. 2. En esta figura se indica el radio y la altura, ya que se ha considerado la geometría cilíndrica para los cálculos.

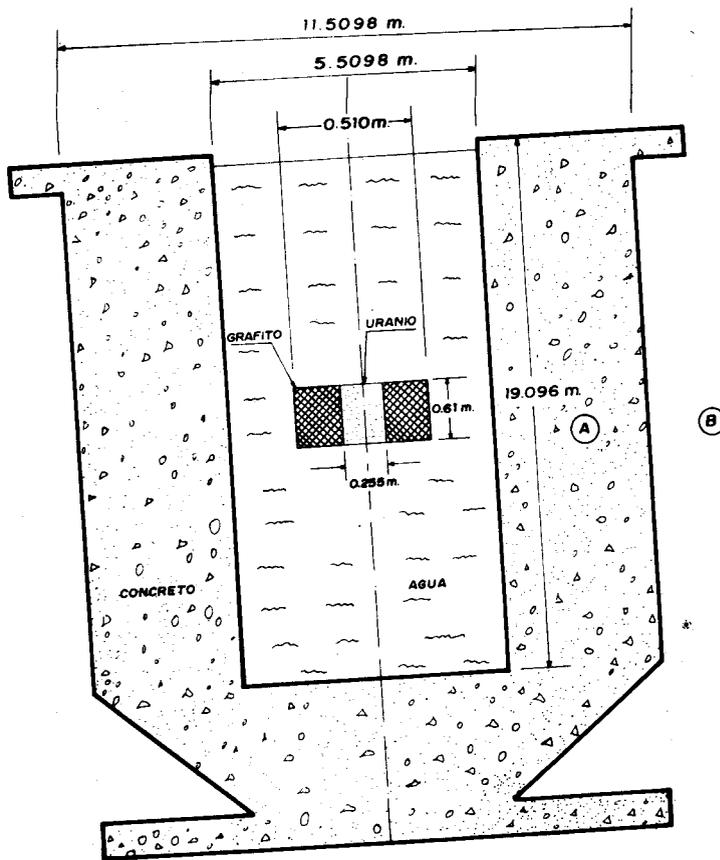


FIG. N°2 CORTE TRANSVERSAL DEL TANQUE DEL REACTOR DE 10 MW.

## 2.4 Temperatura y Densidad

Se ha considerado que los elementos constitutivos del blindaje están a una temperatura de 30°C.

Las densidades consideradas para cada región se dan a continuación:

1º Región	:	Uranio	Densidad	:	2.343 g/cc.
2º Región	:	Uranio	"	:	2.343 "
3º Región	:	Grafito	"	:	2.070 "
4º Región	:	Agua	"	:	1.000 "
5º Región	:	Concreto	"	:	2.300 "

## 2.5 Densidad de Fisiones

En operación normal, es decir cuando el reactor está operando a 10 MW y considerando las dimensiones del núcleo del reactor dadas en la Fig. 1, el número de fisiones que se producen en la unidad de tiempo y en el volumen del núcleo, para la fuente de Uranio que constituye la (1ºR), esta densidad de fisiones da un valor de  $3.8 \times 10^{12}$  fisiones/cm<sup>3</sup>-seg y para la (2ºR) un valor de  $2.5 \times 10^{12}$  fisiones/cm<sup>3</sup>-seg.

### 3. CALCULO DE FLUJO, DOSIS Y ENERGIA GAMMA IMPARTIDA

El programa Sabine aplica el modelo Remoción-Difusión en forma aproximada, para resolver: problemas de blindaje, usando diversas geometrías de fuente y de regiones de blindaje y nos da información sobre la penetración de neutrones y radiación gamma, calor transferido, etc. Es decir, calcula las siguientes magnitudes como función de la distancia a la superficie externa del núcleo:

- Flujo de neutrones en 26 grupos de energía (0.2eV--18MeV).
- Tasa total de neutrones.
- Energía total suministrada por el flujo total de neutrones.
- Flujo de radiación gamma en 7 grupos de energía (0.0-10MeV).
- Energía cedida por la radiación gamma y dosis.

El flujo gamma se obtiene como producto del flujo no dispersado por el factor de acumulación correspondiente a la región.

#### 3.1 Cálculo del Flujo Neutrónico

El programa considera como fuente de neutrones los neutrones de fisión generados dentro de las regiones 1 y 2. Para ambas regiones el programa calcula el número de neutrones  $S_n(Q)$  emitidos en el intervalo de energía correspondiente al grupo de remoción  $n$ , por unidad de tiempo y de volumen en el punto  $Q$ , de la siguiente forma [ 3 ]:

$$S_n(Q) = S_o \cdot \chi_n \cdot \nu F(Q)$$

donde:

- $S_o$  : es la densidad de fisión en el límite exterior de la región (fisiones / cc - seg).
- $\chi_n$  : es la fracción de neutrones de fisión liberados en el grupo  $n$  según el espectro Cranberg de fisión.
- $\nu$  : es el número medio de neutrones liberados en cada fisión.
- $F(Q)$  : es una función que describe la dependencia espacial de la densidad de fisión en la región considerada.

El flujo de remoción se calcula como el flujo de neutrones que no ha sufrido ninguna colisión de "remoción".

Para cada uno de los 19 grupos la contribución al flujo de remoción en un punto  $P$ , debido a un elemento de volumen  $dV$  alrededor de un punto fuente  $Q$  (para fuente isótopa) es:

$$dF^r(P) = \frac{S(Q) \cdot K(P, Q)}{4\pi \overline{PQ}^2} dV$$

donde:

- $S(Q)$  : es la intensidad de fuente en  $Q$  para el grupo considerado (neutrones / cc - seg)

$$K(P, Q) = \exp \left[ - \int_{\overline{PQ}} \Sigma^r(s) ds \right]$$

donde:  $\Sigma^r$  es la sección eficaz macroscópica de remoción en la región.

Una vez calculado el flujo de remoción, el programa calcula los términos fuente de las ecuaciones multigrupo de difusión. Para cada grupo neutrónico  $i$ , se tiene que resolver una ecuación del tipo:

$$D \left[ \phi''(r) + \frac{P}{r} \phi'(r) \right] - \Sigma \phi(r) + S(r) = 0$$

donde  $D$  es el coeficiente de difusión:  $D = 1/3 \Sigma^{tr}$

$$\Sigma = \Sigma^{out} + DB^2$$

- $B^2$  : el buckling que tiene en cuenta las posibles fugas transversales.  
 $\Sigma^{tr}$  y  $\Sigma^{out}$  : son calculadas por grupo y regiones a partir de las secciones eficaces microscópicas de los elementos presentes en la región.  
 $P$  : es un índice geométrico que adopta los valores 0, 1, 2 según sea plana, cilíndrica o esférica la geometría.

### 3.2 Cálculo del Flujo Gamma

La fuente gamma para el grupo  $g$  en el punto  $Q$  de una región del núcleo está dada por:

$$S_g(Q) = S_{0,g} G(Q) \quad (\text{MeV/cm}^3 \text{seg})$$

donde:

- $S_{0,g}$  : es el valor de la fuente en la superficie exterior de la región considerada y  
 $G(Q)$  : es una función adimensional que describe el comportamiento especial de la fuente.

$S_{0,g}$  es calculado por el programa como la suma de tres términos que tienen en cuenta los gamma de fisión, los de captura y los de dispersión inelástica:

$$S_{0,g} = S_{ofg} + \sum_{i=L}^{26} \phi_{o,i} P_{i,g} + \sum_{i=L}^N \phi_{o,i} q_{i,g}$$

En todas las regiones del blindaje excepto en los posibles huecos de aire, el programa Sabine calcula la distribución de fuentes gamma en un número de puntos especificado en los datos de entrada.

La fuente gamma a una distancia  $x_1$  desde la superficie del núcleo para el grupo  $g$  es:

$$S_g(x_1) = \sum_{i=L}^{26} \phi_i(x_1) P_{i,g} + \sum_{i=1}^N \phi_i(x_1) q_{i,g}$$

Para el caso de geometría cilíndrica o de disco, esta expresión depende de otra variable  $x_2$  (a lo largo de la dirección transversal) indicada por  $z$  o  $r$  según sea geometría cilíndrica o de disco; en tales casos el programa considera:

$$S_g(x_1, x_2) = S_g(x_1) \cdot f(x_2)$$

donde  $f(x_2)$  es un polinomio con coeficientes dados en la entrada:

$$f(x_2) = \sum_{i=1}^{NCF} a_i x_2^{i-1} \quad a_1 = 1 \quad NCF \leq 6$$

Una vez calculadas las distribuciones de las fuentes para los diferentes grupos, el programa calcula para cada punto P del blindaje y cada región r, el flujo gamma  $G_{r,g}(P)$  (MeV/cm<sup>2</sup> seg) debido a la fuente del grupo g contenidas en la región r

$$G_{r,g}(P) = \int_{V_r} \frac{S_g(Q) B_g(PQ) \exp(-\tau(PQ))}{4\pi \frac{PQ}{r}^2} dV(Q)$$

donde:

$S_g(Q)$ : es la energía gamma emitida en el grupo g por unidad de volumen en Q (MeV/cm<sup>3</sup> seg).

$B_g(PQ)$ : es el factor de acumulación adimensional

$$\tau(PQ) = \int \frac{dS \mu_g(s)}{PQ}$$

$\mu_g(s)$  es el coeficiente lineal de atenuación del grupo g.

$dV(Q)$ : es el elemento de volumen que rodea a Q y que barra el volumen completo  $V_r$  de la región r.

### 3.3 Cálculo de Tasa de Dosis

Para determinar la tasa de dosis debido a neutrones y gamma se usan factores de conversión (de neutrones/cm<sup>2</sup> seg o MeV/cm<sup>2</sup> seg a mrad/h).

### 3.4 Energía Gamma Impartida

El programa Sabine, junto con el flujo gamma y dosis, proporciona la energía impartida en vatios/cm<sup>3</sup>, como el producto del flujo gamma, por la sección eficaz macroscópica de absorción y la constante  $1.6 \times 10^{-13}$  (de MeV/cm<sup>3</sup> seg a vatios/cm<sup>3</sup>).

## 4. RESULTADOS

- Se ha realizado el cálculo de flujo de energía y de calor disipado para diez puntos, tal como se indica en la tabla N° 1.
- Se ha determinado la tasa de dosis gamma y neutrónica en los diez puntos mencionados, los resultados se dan en la tabla N° 1.
- El punto (A) que se indica en la Fig. 2 y que se halla a 490 cm del centro del núcleo y corresponde a un punto situado en el blindaje de concreto (la dosis total gamma más neutrones) es de  $1.31 \times 10^{-2}$  mrem/h para este punto.
- Para el punto (B) que se indica en la Fig. 2 y que se halla a 580 cm del centro del núcleo, situado fuera del blindaje considerado, la dosis total gamma más neutrones es de  $2.00 \times 10^{-5}$  mrem/h.

## 5. CONCLUSIONES

- Para nuestro análisis, desde el punto de vista de protección radiológica, sólo es importante, el punto indicado con la letra (B) en la Fig. 2 y que corresponde a 580 cm del centro del núcleo; en este punto un trabajador que labora 8 horas/día, recibirá una dosis equivalente debido a gamma y neutrones de  $1.6 \times 10^{-4}$  mrem.
- Este valor nos indica que el blindaje considerado con las cinco regiones, son suficientes como para que personal transite alrededor del blindaje de concreto.

## REFERENCIAS

- (1) PONTI, C., PREUSCH, H., SHUBART, H., Sabine A One Dimensional Bulk Shielding Program. EUR 3636 (1967).
  - (2) PONTI, C., VAN HEUSDEN, R., Sabine-3 An Improved version of the shielding code Sabine. EUR 5159 e (1974).
  - (3) BORIS, R., CALVO, J., GARCIA, A., Blindaje de una Central Nuclear. Instituto de Estudios Nucleares (XII Curso de Ingeniería Nuclear). Madrid (1978).
  - (4) ANDRADE, H., PIAS, J., AGUILERA, A. Proyecto de un reactor PWR de 930 MW (e). Blindaje Parte IV. Instituto de Estudios Nucleares (XIII Curso de Ingeniería Nuclear). Madrid (1979).
  - (5) CARO, R., ROVIRA, A., Análisis Neutrónico y Termohidráulico del reactor C.E.N.E. Parte II. Junta de Energía Nuclear. 357 (1976).
  - (6) LEYVA, H., ROVIRA, A., Determinación de dosis debido a una configuración análoga al RP-O para dos casos: Excursión crítica y Operación Rutinaria. Perú. A publicarse.
-

Análisis del blindaje de un reactor de 10 MW por  
Humberto Leyva, Amadeo Rovira se distribuye bajo una  
Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-  
SinDerivar 4.0 Internacional.