

DETERMINACIÓN DE LA DOSIS ABSORBIDA POR MEDIO DE LÁMINAS DE INDIO

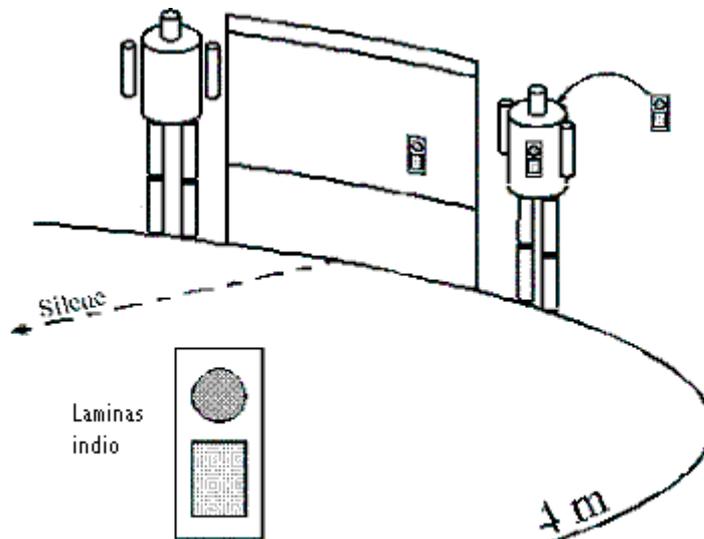
Agustín Pérez Fonseca, Diego Ortiz Trujillo, Guillermo Sánchez León
ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.

Introducción

El personal de la fabrica de Juzbado dispone, integrado en la tarjeta de identificación, de laminas de indio 115 de 0.06 gramos y 1cm^2 con la finalidad de ser utilizados como dosímetros en un accidente de criticidad. En un experimento realizado en reactor Silene (Valduc, Francia) en Junio de 2002, en el que participó ENUSA, se irradiaron con neutrones diversos dosímetros, entre ellos este tipo de láminas. El In 115 es un isótopo estable con una alta sección eficaz de captura neutrónica (especialmente en el intervalo 1-2 eV). Tras ser expuesto a un flujo neutrónico se trasforma en In 116 que es un emisor beta-gamma con un periodo de desintegración de 54 minutos. Estas características lo hacen muy apropiado para su utilización como dosímetros de activación neutrónica. Hemos realizado una evaluación de los resultados experimentales obtenidos con el fin de analizar la respuesta de estas láminas como medio de estimación rápida de la dosis en caso de accidente de criticidad.

Descripción del experimento

En junio de 2002 se efectuaron varios experimentos de dosimetría de criticidad, en el reactor Silene, con participación de laboratorios de diferentes países. Los experimentos consistieron en la irradiación de dosímetros en tres configuraciones diferentes. En ellos, se utilizaron diferentes dosímetros cuya colocación se puede esquematizar de la Figura 1. Las láminas de indio se pusieron sobre los maniquís a una distancia aproximada de 4m



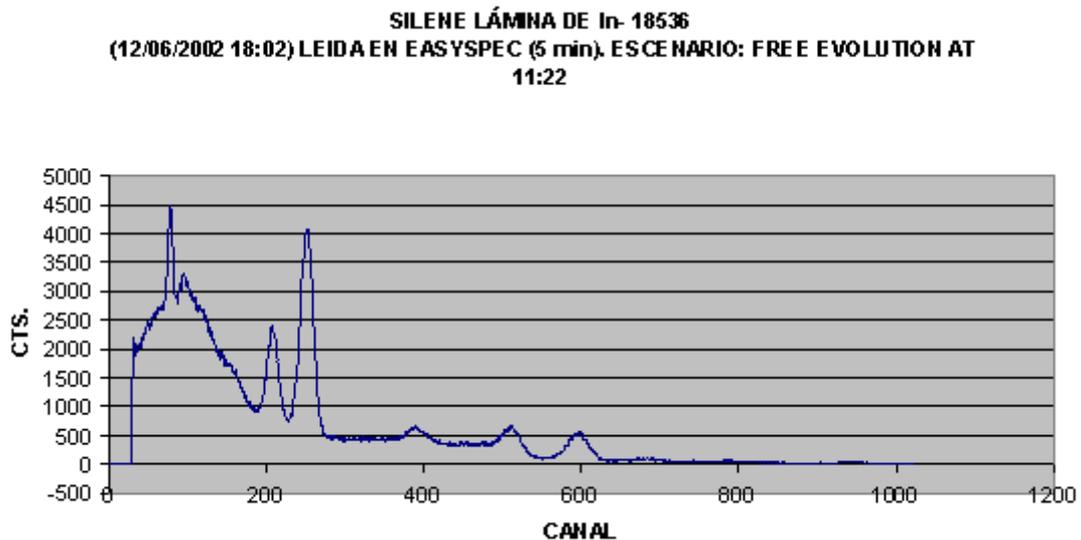
(Figura 1)

El primer experimento consistió en una reacción de corta duración con el reactor desnudo, es decir, sin ningún tipo de blindaje. En el segundo experimento se realizó mediante una reacción mantenida con el reactor blindado con 10 cm de plomo rodeando al mismo. Finalmente el último experimento se llevó a cabo mediante una reacción de corta duración con el reactor cubierto con el blindaje de 10 cm de plomo.

Toma de datos y evaluación de los resultados

Las láminas de indio irradiadas se midieron el mismo día en que se realizó el experimento, utilizando un espectrómetro portátil EasySpec de INA.

De los espectros obtenidos se han tomado el área neta correspondiente a la gamma de 1290 keV que emite el indio activado, corregidos por la eficiencia del detector y teniendo en cuenta el tiempo de decaimiento del In-116 (54.15 minutos)



(Figura 2)

Con esto se hallaron el número de átomos que se han activado, sin más que utilizar la actividad específica del Indio 116 que es de: $1.108 \text{ E}18 \text{ Bq/g}$

A continuación hemos calculado el flujo neutrónico al que ha estado expuesto la lámina de indio por medio de la siguiente fórmula:

$$dN = (\sigma \cdot n \cdot \Phi(T) - \lambda \cdot N) dt$$

Donde N es el número de átomos In 116 formados, σ es la sección eficaz, n es el número de átomos totales de In 115 por unidad de superficie, Φ es el flujo neutrónico (que en principio depende del tiempo, aunque nosotros lo consideraremos constante a lo largo de todo el experimento), λ es la constante de desintegración del indio ($2.1334 \text{ E-}04 \text{ s}^{-1}$) y T es el tiempo al que ha estado expuesto al flujo Φ . Este último término ($\lambda \cdot N$) indica la tasa de desaparición de los átomos por decaimiento y sólo tiene sentido en el caso de que el tiempo de decaimiento sea bajo comparado con el tiempo al que ha estado expuesto al flujo (como es el caso de la 1ª y 2ª irradiación).

Hemos usado como sección eficaz el valor medio de 6766 barns que tiene el In 115 para energías de 1eV a 2 eV, pues es muy superior a todas las demás energías. Hemos supuesto que los neutrones llegaban al detector con el espectro típico tras una fisión de U-235. A partir de la información anterior se ha estimado el flujo neutrónico que ha llegado al detector, para posteriormente, usando los factores de conversión adecuados, hemos podido estimar las dosis en los puntos de exposición. Los resultados obtenidos se muestran en la tabla 1 y 2

Tabla 1. Resultados de la primera Irradiación

| Lamina nº | Actividad medida en la lamina | Tiempo contaje(min) | Actividad corregida con el decaimiento | Gramos formados de In 116 | Peso TOTAL | Flujo | Flujo TOTAL(*) | Dosis Gy(**) |
|-----------|-------------------------------------|----------------------------|---|---------------------------------|---------------|--------|-------------------|-----------------|
| 1 | 4811 | 397 | 723035.12 | 6.5E-13 | 0.06 | 5.E+07 | 6.E+13 | 4.2E+00 |
| 2 | 9870 | 388 | 1323802.71 | 1.2E-12 | 0.06 | 8.E+07 | 1.E+14 | 7.6E+00 |
| 3 | 3261 | 414 | 607403.345 | 5.5E-13 | 0.06 | 4.E+07 | 5.E+13 | 3.5E+00 |
| 4 | 5785 | 408 | 998803.544 | 9E-13 | 0.06 | 6.E+07 | 8.E+13 | 5.8E+00 |
| 5 | 4506 | 405 | 749087.977 | 6.8E-13 | 0.06 | 5.E+07 | 6.E+13 | 4.3E+00 |

(*)Flujo TOTAL es el número total de neutrones de cualquier energía.

(**) Para el cálculo de la dosis en Gy hemos utilizado el factor de conversión para neutrones de 1 MeV de la referencia (3).

Tabla 2. Resultados de la tercera Irradiación

| Lamina nº | Actividad medida en la lamina | Tiempo contaje(min) | Actividad corregida con el decaimiento | Gramos formados de In 116 | Peso TOTAL | Flujo | Flujo TOTAL(*) | Dosis Gy(**) |
|-----------|-------------------------------------|----------------------------|---|---------------------------------|---------------|---------|-------------------|-----------------|
| 1 | 54424. | 187 | 576979.379 | 5.2E-13 | 0.06 | 2.9E+07 | 3.9E+13 | 2.7E+00 |
| 2 | 40900 | 200 | 510942.165 | 4.6E-13 | 0.06 | 2.6E+07 | 3.4E+13 | 2.3E+00 |
| 3 | 30574 | 211 | 438863.286 | 4E-13 | 0.06 | 2.2E+07 | 3.0E+13 | 2.0E+00 |
| 4 | 39679 | 235 | 771131.615 | 7E-13 | 0.06 | 3.9E+07 | 5.2E+13 | 3.5E+00 |
| 5 | 52856 | 223 | 882800.921 | 8E-13 | 0.06 | 4.5E+07 | 5.9E+13 | 4.1E+00 |

Como verificación de los resultados de dosis, podemos compararlos con los datos teóricos disponibles a fecha de hoy:

1ª Irradiación: (teórico : 2 Gy) \Rightarrow promedio experimental 5.1 Gy

3ª Irradiación: (teórico:1,7 Gy) \Rightarrow promedio experimental 2.9 Gy

Conclusiones

Los resultados del experimento nos han permitido determinar las constantes que pueden aplicarse a las laminas de indio, utilizadas por todos los trabajadores de la fábrica de Juzbado, para determinar la dosis ante un hipotético accidente de criticidad.

La evaluación realizada tiene carácter preliminar. Una vez que se tengan los datos de las condiciones exactas del experimento se podrá determinar la forma del espectro de una manera más precisa que la estimación realizada.

Las constantes calculadas presuponen varias condiciones que presumiblemente variarían en un accidente real. Sin embargo los resultados muestran que esta medida se puede utilizar como un medio rápido que permita identificar las personas que hayan recibido dosis elevadas y hacer una estimación preliminar en caso de un accidente de criticidad.

Referencias

- (1) Introductory Nuclear Physics P.E. Hodgson, E. Gadioli, E. Gadioli Erba
- (2) Handbook of Health Physics and Radiological Health
- (3) Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes IAEA
- (4) Physics for Radiation Protection James E. Martin