Dan Beninson
Instituto de Tecnología Nuclear

“Cálculo de activación de una placa MTR irradiada en el RA-10. Dimensionamiento de bulto de traslado”

ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE

Directores

- Dra. Marcela Mirandou
- Ing. Luis Romero

Alumno: Mg. Ing. Nicolás Daverio

RESUMEN

El proyecto RA-10 + incluye en sus planes una instalación que permita la caracterización de materiales sometidos a distintas condiciones de irradiación. El “Laboratorio para Estudio de Materiales Irradiados” (LEMI) estará en un edificio contiguo al del reactor, por lo cual las muestras deberán ser transportadas en un dispositivo acorde a su actividad. Los objetivos del presente trabajo son dos; el cálculo de activación de una placa combustible MTR y el dimensionamiento del blindaje necesario para un bulto de transporte a partir de los datos de actividad calculada. Esos resultados serán un aporte para la ingeniería conceptual de la instalación que permitirán verificar los valores de blindaje de diseño de las celdas y diseñar uno o varios dispositivos necesarios para el manejo seguro de bultos de gran porte dentro de la instalación.

Para el cálculo se utilizó el software SCALE, puntualmente el módulo ORIGEN, COUPLE MONACO/MAVRIC.

ABSTRACT

The RA-10+ project includes in its plans a facility for the characterization of materials subjected to different irradiation conditions. The "Laboratorio para el Estudio de Materiales Irradiados" (LEMI) will be located in a building adjacent to the reactor, so the samples will have to be transported in a device according to their activity. This work has two objectives, to calculate the activation of an MTR fuel plate and the dimensioning of the necessary shielding for a transport device derived from the calculated activity. These results will be an input for the conceptual engineering of the facility to verify the design shielding values of the cells and to design one or more devices necessary for the safe handling of large packages within the facility.

The calculations were performed using the SCALE software, particularly ORIGEN, COUPLE MONACO/MAVRIC modules.

CONTENIDO

Resumen 2
Abstract 3
Listado de figuras 5
Listado de tablas 5
1. Objetivos 6
2. Introducción 7
2.1 Contexto. RA-10 y LEMI 7
2.2 Software de cálculo 8
2.3 ORIGEN 8
2.4 Familia de módulos ORIGEN 9
2.5 MAVRIC 12
3. Resultados y Discusión 17
3.1 Benchmark 1 17
3.2 Benchmark 2 20
3.3 Cálculo de irradiación de placa MTR 23
4. Conclusiones 29
5. Referencias 30

LISTADO DE FIGURAS

Fig. 1. Extracto de una entrada de COUPLE 10
Fig. 2. Extracto de una entrada de ORIGEN 11
Fig. 3. Extracto de una entrada de ORIGEN 11
Fig. 4. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Composition 13
Fig. 5. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque geometría 14
Fig. 6. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Definiciones 14
Fig. 7. Extracto de una entrada de MAVRIC. Varios bloques 15
Fig. 8. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Parámetros y mapa de importancia 16
Fig. 9. Muestras irradiadas. Benchmark 1 18
Fig. 10. Can de irradiación y accesorios para su colocación en la facilidad de irradiación 18
Fig. 11. Espectro gamma. Benchmark 1 19
Fig. 12. Actividad en Curie. Benchmark 1 20
Fig. 13. Comparación de tasa de dosis. Benchmark 1 20
Fig. 14. Espectro gamma. Benchmark 2 21
Fig. 15. Actividad en Curie. Benchmark 2 22
Fig. 16. Comparación de medición vs cálculo de tasa de dosis en contacto. Benchmark 2 22
Fig. 17. Comparación de medición vs cálculo de tasa de dosis a 20 cm. Benchmark 2 23
Fig. 18. Esquema de la distribución de las facilidades dentro del tanque reflector y del núcleo. Reactor RA-10 24
Fig. 19. Espectro gamma. Placa MTR 25
Fig. 20. Actividad en Curie. Placa MTR 25
Fig. 21. Información para el mapa de importancia. Caso MTR 26
Fig. 22. Comparación de las tasas de dosis con diferentes espesores de blindaje. Caso MTR 27

LISTADO DE TABLAS

Tabla 1. Detalle de las irradiaciones realizadas. 17
Tabla 2. Espectro gamma y actividad. Benchmark 1 19
Tabla 3. Espectro gamma y actividad. Benchmark 2 21
Tabla 4. Espectro gamma y actividad. Placa MTR 24
Tabla 5. Comparación de las tasas de dosis con diferentes espesores de blindaje. Caso MTR 27
Tabla 6. Datos aproximados del dispositivo de traslado 28

1. OBJETIVOS

Los objetivos del presente trabajo son dos; el cálculo de activación de una placa combustible MTR y el dimensionamiento del blindaje necesario para un bulto de transporte a partir de los datos de actividad calculada que permita transferir muestras irradiadas en el reactor RA-10 al LEMI, contemplando los límites regulatorios de tasas de dosis para personal ocupacionalmente expuesto (POE) y público general.

Para esto se tuvieron en cuenta diversos casos de irradiación y se decidió trabajar con el peor escenario posible que es la irradiación de una placa combustible tipo MTR en proceso de calificación. Un escenario análogo podría ser la irradiación de una barra combustible de un reactor de potencia.

2. INTRODUCCIÓN

2.1 CONTEXTO. RA-10 Y LEMI

Actualmente la Comisión Nacional de Energía Atómica está construyendo el Reactor Nuclear Argentino Multipropósito RA-10, una instalación que tendrá un impacto estratégico en las áreas de salud, ciencia y técnica e industria. Las capacidades de irradiación con las que contará el reactor RA-10 tienen una importancia crucial en el desarrollo de programas vinculados con la seguridad de reactores de potencia, en la prolongación de su vida útil y en el ensayo de nuevos componentes para mejorar su rendimiento. Asimismo, son de gran interés en el marco del desarrollo de nuevas aleaciones para los reactores de baja potencia que el país está construyendo, como el reactor CAREM. Por otro lado, es importante destacar la participación de nuestro país en los programas internacionales en el ámbito del desarrollo de combustibles de alta densidad para reactores de investigación. Si no fuera posible realizar los estudios post-irradiación, los programas y aplicaciones aludidos se verían cercenados con el consecuente retroceso en espacios donde la Nación ha ganado prestigioso protagonismo.

Uno de los objetivos troncales del Proyecto RA-10 es el desarrollo de ensayos de nuevos combustibles y materiales nucleares a través de la implementación de diversas facilidades. En ese marco, como parte del llamado proyecto “RA-10+” se propone diseñar, desarrollar, equipar, licenciar y poner en marcha un Laboratorio para Estudio de Materiales Irradiados (LEMI), asociado al Reactor RA-10 [1].

El propósito de este laboratorio es dar lugar a la investigación y el desarrollo de nuevos materiales y combustibles de interés nuclear. Esta instalación deberá responder de manera amplia y versátil a los requerimientos post irradiación que existen en la actualidad en nuestro país al igual que todas las necesidades futuras que surjan de las diversas capacidades de irradiación provistas por el nuevo RA-10. El laboratorio se sitúa fuera del edificio del reactor. Constará de cinco sectores siendo los dos más relevantes, el correspondiente al conjunto de celdas calientes y el hall para albergar equipos de caracterización microestructural de alta complejidad los cuales serán utilizados en el estudio de las muestras irradiadas.

El LEMI estará destinado a efectuar ensayos y caracterización de materiales irradiados en forma versátil y adecuada a través de estudios específicos y complejos. Estará provisto de equipamiento de alto nivel tecnológico aplicado a diversas técnicas de análisis como, por ejemplo, Microscopía Óptica, Microscopía Electrónica, Microanálisis Cuantitativo Dispersivo en Energía y Longitud de Onda, Difracción de Rayos X, entre otras. Asimismo, contará con una disponibilidad tal que responderá con inmediatez a requerimientos de los investigadores de variadas ramas de la ciencia y la tecnología, tanto nacional como internacional.

En este sentido, el desafío que conlleva el diseño de este laboratorio, principalmente en lo concerniente a requerimientos de blindajes y traslado de muestras, hace indispensable conocer los datos de la actividad y la dosis de algunas irradiaciones típicas que podrían llevarse a cabo a futuro en el RA-10.

Estos datos también son necesarios para verificar los blindajes establecidos para las celdas calientes y para especificar dispositivos de manejo de materiales, ya sea internos de las celdas o los utilizados para el ingreso y egreso de las mismas. Además, es de interés para la redacción de procedimientos que permitan, mediante la reducción de tamaño, el retiro de muestras hacia zonas de blindaje reducido y el manejo seguro de estas muestras por el personal

de la instalación, para la protección tanto del personal como de los equipos de laboratorio donde se analizarán.

2.2 SOFTWARE DE CÁLCULO

Dado que estos cálculos se realizarán en base a un modelo del núcleo del RA-10 y no se podrán contrastar los resultados se decidió simular un conjunto de irradiaciones realizadas en el RA-1 y compararlas contra las experiencias documentadas.

El software SCALE [2] es una suite de modelización y simulación ampliamente utilizada para el análisis y el diseño de la seguridad nuclear, desarrollada, mantenida, testeada y gestionada por la División de Reactores y Sistemas Nucleares (RNSD) del Oak Ridge National Laboratory (ORNL) de EE. UU. SCALE proporciona un marco integrado con docenas de módulos computacionales, incluyendo tres determinísticos y tres que realizan transporte de partículas mediante Monte Carlo, seleccionados en función de la estrategia de solución deseada por el usuario.

Incluye bibliotecas de datos nucleares actualizadas y herramientas de procesamiento para cálculos de neutrones o neutrón-gamma en energía continua o multigrupo, así como activación y decaimiento.

Dentro de los varios módulos que contiene SCALE, se seleccionaron dos para ser usados en el presente trabajo. ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation code) para los cálculos de activación y decaimiento y

MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations), que es una variante del módulo MONACO y se utiliza para resolver el transporte de radiación en cálculos que son demasiado complejos, como blindajes, o que consumirían demasiado tiempo usando el módulo MONACO estándar, para los cálculos de tasa de dosis y blindaje.

2.3 ORIGEN

ORIGEN resuelve el sistema de ecuaciones diferenciales que describe la generación y decaimiento de nucleídos

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} (l_{ij}\lambda_j + f_{ij}\sigma_j \Phi) N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i \Phi) N_i(t) + S_i(t), \qquad \text{Ec 2.1}$$

Donde

- N_i: cantidad del nucleído i [átomos]
- λ_i: constante de decaimiento del nucleído i [1/s]
- l_{ij}: fracción de nucleído i producida por el decaimiento de j
- σ_i: sección de remoción del nucleído i ponderada por el espectro [barn]
- f_{ij}: fracción de nucleído i producida por la remoción inducida por neutrones de j
- Ø: flujo neutrónico [neutrón/cm2seg]
- S_i: fuente dependiente del tiempo [átomos/seg]

Que puede ser expresada en su forma matricial como

$$\frac{d\vec{N}}{dt} = \boldsymbol{A}\vec{N}(t) + \vec{S}(t), \qquad \text{Ec 2.2}$$

Donde A es la llamada "matriz de transición" compuesta por coeficientes de reacción y decaimiento para los nucleídos de interés. Específicamente cada elemento a_{ij} de la matriz de transición es la constante de primer orden que gobierna la generación del nucleído i a partir del nucleído j. La matriz se construye a partir de bibliotecas de datos del programa.

Para resolver este sistema de ecuaciones ORIGEN cuenta con dos métodos de resolución:

- Método híbrido de matriz exponencial/cadenas lineales (MATREX)
- Método de aproximación racional de Chebyshev (CRAM)

Se decidió utilizar el método MATREX que es el que se viene seleccionado por defecto.

Para el cálculo de las emisiones de partículas y su espectro, SCALE utiliza la siguiente ecuación

$$R_x^g(t) = \sum_i \lambda_i N_i(t) \int_{E^g}^{E^{g-1}} w_{i,x}(E)dE, \qquad \text{Ec 2.3}$$

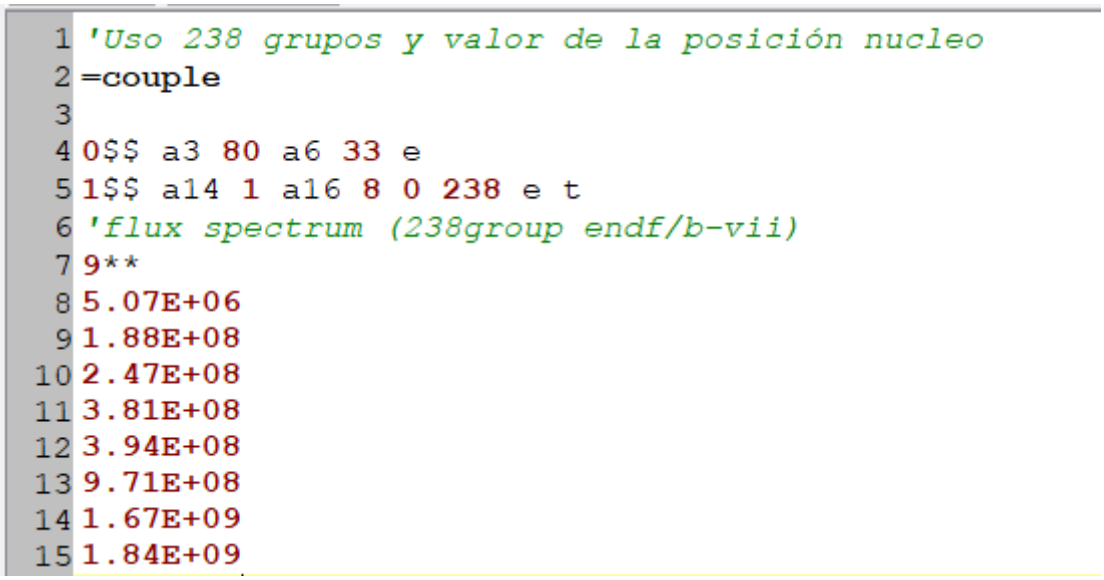
donde $w_{i,x}(E)$ es la cantidad de partículas del tipo x emitidas por desintegración del nucleído i a la energía E entre los grupos de energía E^g y E^{g-1}.

2.4 Familia de módulos ORIGEN

ORIGEN es una familia de módulos que forman parte de la suite SCALE y pueden usarse como parte de esta o de manera independiente. Incluye:

1. El módulo COUPLE se utiliza para crear bibliotecas ORIGEN. La biblioteca ORIGEN contiene matrices de transición (A) y otros datos relevantes para resolver la ecuación de decaimiento (Ec 3.2). COUPLE calcula las secciones de interacción a un grupo a partir de las secciones multigrupo de las bibliotecas de ORIGEN utilizando un espectro de flujo como dato de entrada. Opcionalmente, se pueden proporcionar secciones eficaces auto apantalladas a un grupo de energía.
2. El módulo ARP también se utiliza para crear una biblioteca ORIGEN, pero mediante un esquema especial de interpolación sobre un conjunto de bibliotecas de diferentes reactores precargadas en el programa en lugar de especificar un espectro de flujo y secciones de interacción a un grupo como en COUPLE.
3. El módulo ORIGEN propiamente dicho que resuelve la Ec 3.2.
4. El módulo OPUS que se utiliza para realizar el posprocesamiento y el análisis de los resultados de ORIGEN.

La entrada de datos en el módulo COUPLE se organiza en 9 bloques, los cuáles contienen uno o varios vectores (arrays) en los que se describen diferentes parámetros o se declara la información que se ingresará al programa con los cuáles COUPLE representará el espectro del núcleo del reactor y construirá la matriz de transición A y las bibliotecas de secciones eficaces, entre otras posibilidades.



```
'Uso 238 grupos y valor de la posición nucleo
=couple

0$$ a3 80 a6 33 e
1$$ a14 1 a16 8 0 238 e t
'flux spectrum (238group endf/b-vii)
9**
5.07E+06
1.88E+08
2.47E+08
3.81E+08
3.94E+08
9.71E+08
1.67E+09
1.84E+09
```

Fig. 1. Extracto de una entrada de COUPLE

En este caso solo se usaron los primeros tres bloques de información, identificados como 0$$, 1$$ y 9** como se ilustra en la Fig. 1. En el primero se asignan las unidades lógicas donde se COUPLE almacena las bibliotecas creadas, en el segundo se asignan constantes de control que determinan opciones de cálculo, por ejemplo, se especifica que el flujo del reactor está parametrizado con 238 grupos de energía. En el último se especifica la ponderación del flujo. COUPLE crea una biblioteca *ft33f001* que luego se usará en ORIGEN.

El módulo ORIGEN tiene tres bloques generales donde se especifican que motor se usará para resolver las ecuaciones (solver), los límites de energía para las diferentes emisiones de partículas (bounds) y opciones varias (options) que permite ajustar la precisión de los resultados o fijar un valor para la energía de las fisiones en lugar de un valor particular para cada nucleído. En un cuarto bloque, específico para los distintos casos de cálculo (case), es donde se ingresa la mayoría de los datos que utilizará el módulo.

A continuación, se presentan dos extractos de una entrada de ORIGEN.

En la Fig. 2 se ve el bloque bounds donde se especifica las bibliotecas de datos nucleares que se utilizaron, en este caso a 200 grupos de energía para neutrones y a 47 para fotones.

El primer caso (irrad) representa la irradiación de las muestras. Se especifica qué biblioteca se usará (lib) y desde que posición (ft33f001 pos=1). En el bloque materiales donde se ingresa la masa de los distintos elementos o nucleídos que componen la muestra (mat) haciendo referencia a los elementos químicos, pero se podría especificar también como isótopos. El caso finaliza ingresando el tiempo de irradiación (time) y el flujo o potencia a la que se irradia.

```
=origen
bounds{
neutron="xn200g47v7.1", gamma="xn200g47v7.1"
}
case(irrad){
% uso la librería que creo con el couple
lib {
file="ft33f001" pos=1
}
% suma de F138 + F139 + can de irradiación
mat {
units=GRAMS
iso=[c=0.035 si=4.078 mn=3.628 p=0.023
s=0.02 cr=30.941 mo=4.569 ni=24.556
cu=1.706 n=0.136 fe=106.934 mg=4.903
zn=1.022 ti=0.613 al=392.256]
}
time {
units=HOURS % time in hours
t=[ 9.0
24.0
24.333333333333332
2745.0
2760.0 ]
}
flux=[ 2940000000000.0
0.0
2940000000000.0
2940000000000.0
0.0
2940000000000.0
0.0 ] % flujo a plena potencia en facilidad nucleo según archivo 238g
}
```

Fig. 2. Extracto de una entrada de ORIGEN

```
case(decay){
time{
units=DAYS
start=0 %63 días entre fin de irradiación y primera medición
t=[63 98 129 171 206 253 318] %tiempo del benchmark
}
gamma=yes %activo cálculo de gamma
save{ file="discharge_benchmark1.f71" steps=ALL } %guardar todos los pasos
print{ %imprimo espectro gamma
gamma{
summary=yes
spectra=yes
}
}
}
end
```

Fig. 3. Extracto de una entrada de ORIGEN

En la Fig. 3 se presenta el resto de la entrada de ORIGEN donde se especifica el tiempo de decaimiento (time), se pide el cálculo del espectro de emisión gamma (gamma=yes) y se especifican opciones de guardado.

Además del espectro de emisión gamma, ORIGEN puede calcular emisiones de alfa, beta y neutrones con sus respectivos espectros.

2.5 MAVRIC

Los cálculos de Monte Carlo pueden modificarse (sesgarse) para producir resultados con la misma varianza en menos tiempo si ya se conoce una respuesta aproximada u otra información adicional sobre el problema [3]. Si se le asigna un valor de importancia a las distintas partículas en función de cuánto contribuirán al valor final de varianza, se puede dedicar más tiempo a las partículas importantes y menos a las que no lo son.

Una de las mejores formas de sesgar un código Monte Carlo para un *tally* o acumulador particular es formar un mapa de importancia a partir del flujo adjunto basado en ese acumulador.

MAVRIC, que está basado en la metodología CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling), utiliza Denovo para calcular el flujo adjunto en función de la posición y la energía. Esta información luego se utiliza para construir un mapa de importancia (es decir, pesos objetivo para las ventanas de peso) y una fuente sesgada que se utiliza en conjunto con el mapa de importancia. Las partículas nacen con un peso que coincide con el peso objetivo de la ventana en la que se encuentran.

Esta información luego es tomada por el módulo MONACO para modificar el cálculo de transporte, comparando el peso de cada partícula con el mapa de importancia después de cada interacción y siempre que una partícula cruza a una nueva ventana.

MONACO utiliza el paquete de geometría general SCALE (SGGP) para la descripción tanto de los elementos y materiales involucrados en el cálculo como para la localización y distribución de las "respuestas" que el usuario requiera. El módulo tiene amplia flexibilidad para la configuración de fuentes de radiación y acumuladores de partículas (*tallies*).

Los cálculos pueden realizarse con una única o con múltiples fuentes y cada una puede ser especificada individualmente en términos espaciales, energéticos, de intensidad y direcciones de emisión.

La componente espacial de una fuente se define en coordenadas globales según el paquete SGGP. El usuario puede hacer referencia a cualquiera de las distribuciones definidas para describir la distribución de la fuente para usarla en el muestreo o mantener la distribución de la fuente como uniforme para el sólido definido. La región puede limitarse mediante las variables geométricas SGGP subyacentes de unidad geométrica, medio y *mezcla* (material definido por el usuario). Así pueden definirse fuentes volumétricas, planas, lineales o puntuales independientes o dependientes de la geometría del modelo.

Existen dos tipos de distribuciones en MONACO disponibles para representar la componente energética de una fuente. La primera es una distribución de tipo histograma con los grupos de energía definida por n grupos y n+1 límites. La segunda es un conjunto de pares de valores y funciones. Para un set de n+1 pares de puntos (x_i,f_i) y definiendo n intervalos, se genera una función interpolando linealmente entre puntos adyacentes. Ambas distribuciones pueden utilizarse, además, para especificar la direccionalidad de la fuente en caso de que se requiera. Por defecto se usa una distribución isotrópica. Además de las mencionadas existen distribuciones *especiales* precargadas en el software como *Watt Spectrum* o *consenoidal.*

Para los acumuladores de partículas o *tallies,* MONACO cuenta con tres opciones: detectores puntuales, regiones o mallas en 3 dimensiones. Se pueden combinar de cualquier manera con el único límite de la memoria que se posea. Estos contadores computan el flujo de

cada grupo, el flujo total de neutrones y de fotones, y respuestas definidas por el usuario, normalmente relacionadas con alguna conversión tipo partícula-dosis. Una respuesta típica de tipo dosis, R, es la integral sobre la energía del producto de una función de respuesta, *f(E)* y el flujo, *∅(E).*

$$R = \int f(E)\,\phi(E)\;dE \qquad \text{Ec 2.4}$$

La entrada de MAVRIC/MONACO se organiza en bloques, con 3 que son necesarios y hasta 7 opcionales dependiendo de las necesidades del usuario. Los bloques necesarios son:

- *Composition:* Se especifican los archivos de donde se leerán las secciones eficaces de interacción y los materiales involucrados, llamados *mixing tables.*
- *Geometry:* Se describe la geometría del problema usando el SGGP.
- *Source:* Se describe la o las fuentes. Incluye distribuciones espaciales, energéticas y direccionales de la fuente, así como el tipo de partícula.

De los bloques opcionales solo se describirán los usados en el presente trabajo.

En la Fig. 4 se presenta un extracto del bloque *Composition* donde se hace referencia a la biblioteca de secciones eficaces en *energía continua* y se especifican las *mezclas*, o sea, los materiales con los cuales se hará el cálculo del transporte de partículas. Los isótopos se describen con un código que se compone de la siguiente manera ZZAAA con Z siendo el número atómico y A la masa. Por ejemplo 92235 equivale a ^{235}U. La cantidad de material puede especificarse como porcentaje en peso, que es método usado en el presente trabajo, pero también se puede optar por otros métodos como porcentaje o densidad atómica.

```
=mavric
Clculo de blindaje a partir de una placa MTR, U2Si3 al 20 Al 5754
v7-27n19g
'-------------------------------------------------------------------------------
' Cross Section Information se usa .xml para monaco segn el manual
'-------------------------------------------------------------------------------

read composition
    wtptfuel 1 12.2 5
             14028 6.74
             14029 0.344
             14030 0.227
             92235 18.538
             92238 74.152
             1.0 293.0
    end
    wtptvaina 2 2.7 23
              14028 0.102
              14029 0.005
              14030 0.003
              25055 0.272
              24050 0.002
              24052 0.038
              24053 0.004
              24054 0.001
              29063 0.007
              29065 0.003
              26054 0.017
              26056 0.273
              26057 0.007
              26058 0.001
```

Fig. 4. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Composition

```
'--------------------------------------------------------------------------------
'Geometry Block - SCALE standard geometry package (SGGP)
'--------------------------------------------------------------------------------
read geometry
    global unit 1
        cylinder 20   1.4 1.38 -1.38
        cylinder 30   1.7 1.4 -1.4
        cuboid 99  50.0 -5.0  10 -10  12 -12

        media 1 1  20      vol 16.95
        media 2 1  -20 30  vol 8.46
        media 0 1  -30 99  vol 26374.6
    boundary 99
end geometry
```

Fig. 5. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque geometría

En el bloque geometría se describe el problema en términos de formas geométrica simples que se pueden agrupar en conjuntos o subconjuntos y de esta manera crear cuerpos complejos. En la Fig. 5 se usan dos cilindros concéntricos representando el conjunto de muestras y el contenedor en el que se irradiaron (comúnmente llamado can) y un cubo que representa los límites del modelo. Debajo de esa descripción se asigna los materiales a cada una de las geometrías y se hace referencia al bloque *Composition*.

```
'--------------------------------------------------------------------------------
' Definitions Block
'--------------------------------------------------------------------------------
read definitions
    response 1
        title="Ambient dose equivalent (ICRU-57)"
        doseData=9508
    end response
'revisar el dosedata

    gridGeometry 1
        title="detectores"
        xplanes 1.7 2.7 3.7 4.7 end
        yplanes -2.5 2.5 end
        zplanes -2.5 2.5 end
end gridGeometry
'detector cuadrado de .5 de lado 1 en contacto. 2 a 10 cm. 3 a 20 cm

    distribution 1
        title="Fuente de ORIGEN"
        special="origensBinaryConcentrationFile"
        filename="C:\SCALE-6.2.4\Scale TFI\01 Benchmark1\discharge_Benchmark1.f71"
        parameters 8 5 end
    end distribution
'parameters case x photons 5. ver que datos está agarrando

    energyBounds 1
        47p
    end energyBounds
end definitions
```

Fig. 6. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Definiciones

En el bloque de *Definitions* se definen ubicaciones, funciones de respuesta, redes o mallas geométricas, grupos de energía y/o tiempos para el cálculo y algunas otras definiciones que se usarán en otros bloques, como se ilustra en la Fig. 6. Para todos los cálculos del presente trabajo se utilizó la función de respuesta con *doseData=9508,* que representa la tasa de dosis equivalente ambiental o H*(10) [Sv/h]. Seguido se describen los planos que delimitan la zona donde se medirá esa *respuesta.*

Debajo de la geometría está definida la distribución de energía de la fuente, con la especificación del archivo donde está la información y seguido a eso las restricciones energéticas

de 47 grupos de energía para fotones. Todos los cálculos simulados utilizan fuentes creadas con el módulo ORIGEN, la distribución de energía de la fuente se especificó mediante una de las distribuciones especiales de MAVRIC, O*rigens Binary Concentration File*, que permite referir a un archivo creado previamente.

```
'--------------------------------------------------------------------------------
' Sources Block
'--------------------------------------------------------------------------------
read sources
    src 1
        title="Fuente de ORIGEN"
        strength=4.9922E+07
        origin
           x=0
           y=0
           z=0
        photons
        eDistributionID=1
    end src
end sources
'strength tomada del .out Gamma source intensity (1/s) as a function of time for case 'decay' (#2/2)

'--------------------------------------------------------------------------------
' Tallies Block
'--------------------------------------------------------------------------------
read tallies
    meshTally 1
        gridgeometryid=1
        title="detector"
        photon
        responseID=1
        noGroupFluxes
    end meshTally
end tallies

'--------------------------------------------------------------------------------
' Parameters Block
'--------------------------------------------------------------------------------
read parameters
    randomSeed=00003ecd7b4e3e8b

    noNeutrons  photons
    fissionMult=0  secondaryMult=0

    perBatch=10000 batches=2000
end parameters

end data
end
```

Fig. 7. Extracto de una entrada de MAVRIC. Varios bloques

Para completar la entrada de MAVRIC se ingresa el último bloque obligatorio, *Sources* (Fig. 7), donde se especifica la intensidad y la forma de la misma, y las partículas de interés, que pueden ser neutrones o fotones. Existen varias opciones para este bloque que permiten ponderar las fuentes por peso o importancia, introducir un sesgo (bias) además de especificar la forma geométrica mediante figuras simples. También se pueden especificar distribuciones espaciales y temporales para las fuentes, lo que le da a MAVRIC una alta flexibilidad para simular distintos casos reales.

El bloque *Tallies* o acumuladores hace referencia a las geometrías y las respuestas ingresadas en bloques anteriores. Los acumuladores se pueden definir como detectores puntuales, regiones espaciales o mallas.

En el bloque de parámetros se ingresan datos para el cálculo por Monte Carlo, qué partículas usar para el transporte (neutrones y/o fotones) y otras opciones como, por ejemplo, especificar un tiempo máximo por batch de cálculo, controlar la creación de neutrones por fisión y fotones gamma secundarios, entre otros.

En el caso de que se necesite usar las opciones reducción de varianza del módulo MAVRIC se deben suministrar los datos para crear el mapa de importancias y el flujo adjunto. En la Fig. 8 se ve que las fuentes de flujo adjunto hacen referencia a las posiciones de los

detectores o *responses* del bloque definiciones y con el comando *gridGeometry* se proporciona geometría definida por el usuario para el mapa de importancia. Esta operación la realiza el módulo DENOVO.

```
read parameters
    randomSeed=00003ecd7b4e3e8b
    library="v7-200n47g"
    photons
    perBatch=100000 batches=6400
end parameters

read importanceMap

    adjointSource 1
         boundingBox 34.5 24.5 5 -5 5 -5
         responseID=10
    end adjointSource

    adjointSource 2
         boundingBox 129 119 5 -5 5 -5
         responseID=10
    end adjointSource
    gridGeometryID=40
    macromaterial
     mmRayTest
     mmSubCell=3
   end macromaterial
   respWeighting
end importanceMap
end data
end
```

Fig. 8. Extracto de una entrada de MAVRIC. Bloque Parámetros y mapa de importancia

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

El proyecto RA-10 se encuentra en la etapa final de construcción y tiene previsto su inicio de operaciones para el año 2025. Por esta razón los cálculos de activación realizados en el presente trabajo no podrán ser contrastados con mediciones realizadas sobre muestras irradiadas.

Para verificar el uso del software se decidió replicar en SCALE, 2 irradiaciones realizadas en el reactor RA-1, ubicado en el Centro Atómico Constituyentes, de las cuáles se dispone de todos los datos y a partir de eso trabajar con el núcleo del RA-10. Por lo tanto, el trabajo consta de 2 etapas:

- Cálculo de irradiaciones en el RA-1 y verificación de los resultados
- Cálculo con núcleo de RA-10 de una placa MTR

En la Tabla 1 se muestran los detalles de las distintas irradiaciones

Caso	Tipo de muestra	Condiciones de irradiación	Reactor
Benchmark 1	136,5 gr de acero tipo AISI 316 + 408,6 gr de Al 6061 del can de irradiación	200 hs discontinuas Facilidad Núcleo. Plena potencia.	RA-1
Benchmark 2	1 gr de U_3Si_5 empobrecido al 0,2% ^{235}U	223 hs discontinuas Facilidad Núcleo. Plena potencia.	RA-1
MTR	U_3Si_2 enriquecido al 20% ^{235}U + Al 99,5% y aleación de Al como vaina	29,5 días. Facilidad Superior Derecha. Plena potencia.	RA-10

Tabla 1. Detalle de las irradiaciones realizadas.

Los resultados de activación obtenidos en ORIGEN se utilizaron para el cálculo de dosis mediante MAVRIC utilizando una respuesta tipo H*(10), o tasa de dosis ambiental, para poder compararla con las lecturas realizadas a las muestras expuestas en el RA-1.

Se procedió análogamente con el caso de irradiación planteado para el RA-10. Se modeló una placa MTR con las especificaciones provistas por la planta ECRI como un caso extremo de posible irradiación en el RA-10. Además, este caso se utilizó para calcular el blindaje de un dispositivo de traslado de muestras.

3.1 BENCHMARK 1

La irradiación que se replicó en SCALE se realizó entre el 3/10/2018 y el 25/1/2019 de manera discontinua totalizando 200 horas. Para el cálculo se replicó el esquema de irradiación exactamente como estaba reportado en los registros del reactor, es decir, con las discontinuidades, totalizando 115 días [4].

Se irradiaron un total de 136,5 gr de acero tipo F138 y F139, símil AISI 316L, en forma de pines, discos y chapas planas que se utilizan para ensayos estándar de daño por radiación como *pin on disc* y *small punch test* (Fig. 9). Las piezas se alojaron en un dispositivo llamado comúnmente *can* fabricado en aluminio 6061, con una masa de 408,6 g. (Fig. 10). El conjunto de lo irradiado es lo que en este trabajo consideramos la muestra.

La irradiación se realizó en condiciones ambientales de reactor, en la *facilidad núcleo* que se puede caracterizar por un flujo térmico de $1{,}5x10^{12}$ n/cm^{2}seg, epitérmico de $1{,}1x10^{12}$ n/cm^{2}seg y rápido de $0{,}37x10^{12}$ n/cm^{2}seg. El flujo total es $2{,}94x10^{12}$ n/cm^{2}seg

Se realizaron en total 7 mediciones de tasa de dosis, la primera de las cuáles fue a los 63 días de finalizada la irradiación. La primera medición se realizó dentro de la pileta del reactor con una sonda sumergible Thermo Electron FHZ 312. Las mediciones subsiguientes se hicieron con la muestra dentro de la loop y con un teledetector Thermo Fisher FH40GL serie 9014 para minimizar la exposición del personal. Debido a esto pueden tener un alto porcentaje de error.



Fig. 9. Muestras irradiadas. Benchmark 1

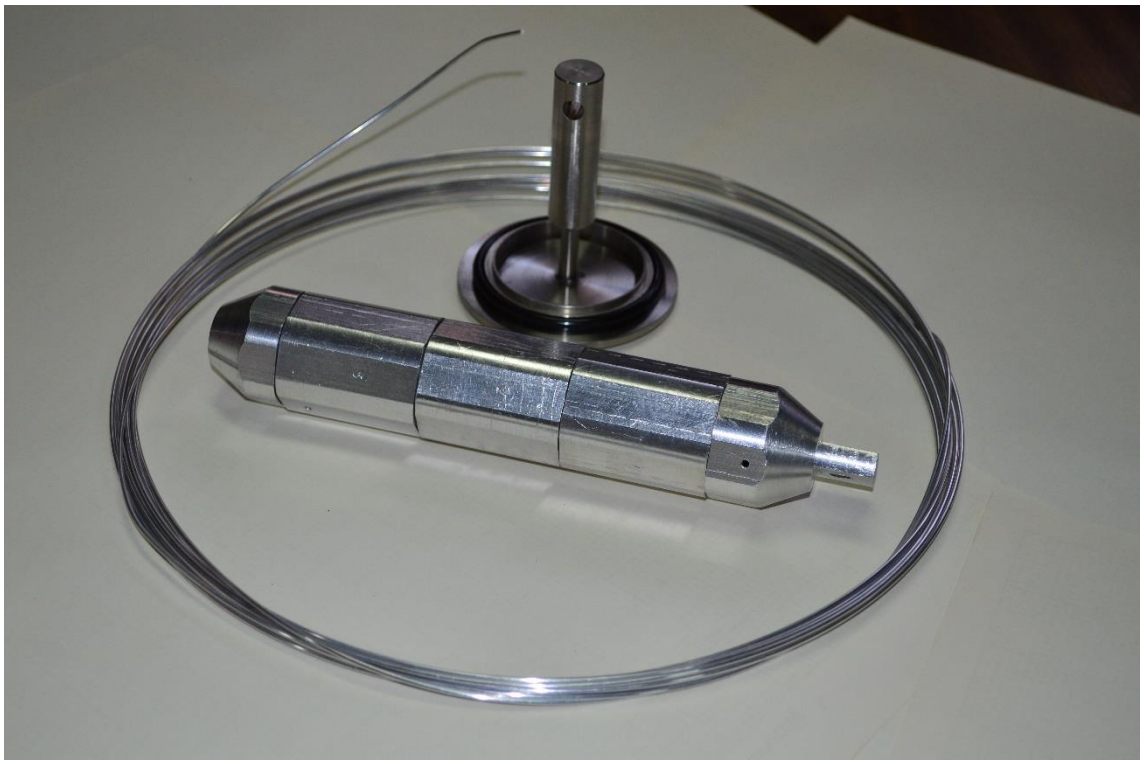


Fig. 10. Can de irradiación y accesorios para su colocación en la facilidad de irradiación

Para realizar la simulación en SCALE se cargó el espectro neutrónico a 238 grupos de energía del reactor RA-1 en COUPLE y la masa de la muestra en ORIGEN, ingresando los datos por elemento químico ya que en todos los casos se usaron elementos con su isotopía natural. Se replicó la irradiación según constaba en los registros del reactor, de forma discontinua a plena potencia en la facilidad núcleo. Para el decaimiento se usaron las fechas de cuándo se realizaron las mediciones para poder hacer una comparación de los datos.

Se calcularon los espectros de emisión de fotones gamma en partículas por segundo y la actividad en curíes para poder alimentar al módulo MAVRIC.

A continuación, se presentan los resultados obtenidos de módulo ORIGEN en la Tabla 2 y las Fig. 11 y Fig. 12. Los datos comprenden el período de tiempo desde el fin de la irradiación hasta el último día de medición del que se tienen datos.

Días	1/s	Curie
0	2,24E+10	9,20E-01
63	7,32E+08	1,15E-01
98	4,23E+08	6,01E-02
129	2,77E+08	3,82E-02
171	1,69E+08	2,52E-02
206	1,19E+08	2,06E-02
253	7,96E+07	1,76E-02
318	4,92E+07	1,57E-02

Tabla 2. Espectro gamma y actividad. Benchmark 1

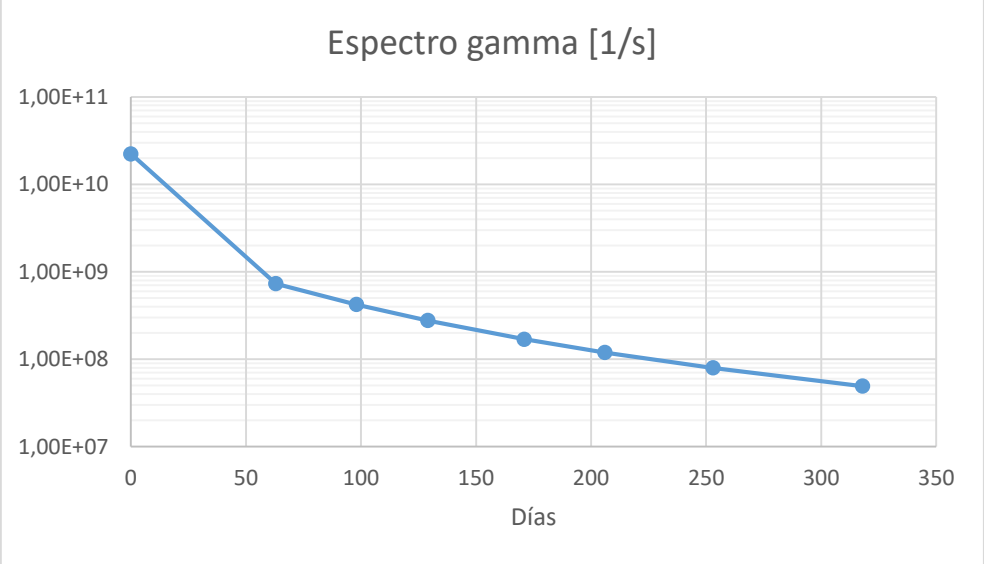


Fig. 11. Espectro gamma. Benchmark 1

Como se mencionó en la sección 2, el cálculo de la tasa de dosis se hizo con el módulo MAVRIC usando una respuesta estándar “ambient dose equivalent”. Para eso se modeló una geometría equivalente usando un cilindro de acero inoxidable de 1,4 cm de diámetro por 2,76 de largo. Estas dimensiones se calcularon en base a la masa de las probetas para dar cuenta del auto apantallamiento. El cilindro de acero se rodeó de uno de Al 6061 de un espesor similar al del *can* (≈ 2 mm) para tener en cuenta el efecto de blindaje que pueda aportar, por pequeño que sea. Las medidas finales del can fueron 1,7 cm de diámetro y 2,8 de largo. Se ubicó un

detector en contacto con el cilindro para replicar lo más fielmente posible las mediciones y una fuente puntual en el origen.

En la Fig. 13 se presenta la comparación de valores de tasa de dosis medidos vs calculados para los diferentes días. Se ve claramente que la diferencia entre los pares de valores disminuye a medida que disminuye el valor de tasa de dosis. Esto se puede explicar por la forma en la que se realizaron las mediciones, que fue descrito anteriormente, donde se priorizó la menor exposición de los operadores. A medida que la tasa de dosis de la muestra disminuyó y se tornó más manejable, las mediciones se pudieron hacer de una manera más precisa.

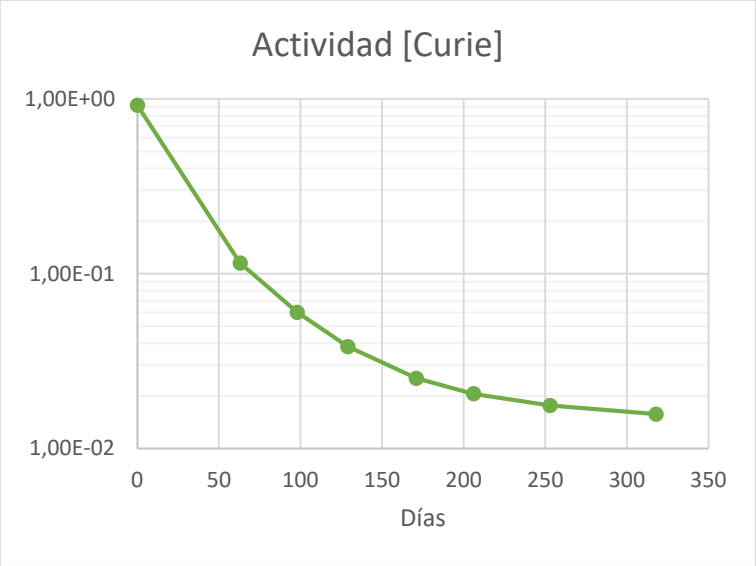


Fig. 12. Actividad en Curie. Benchmark 1

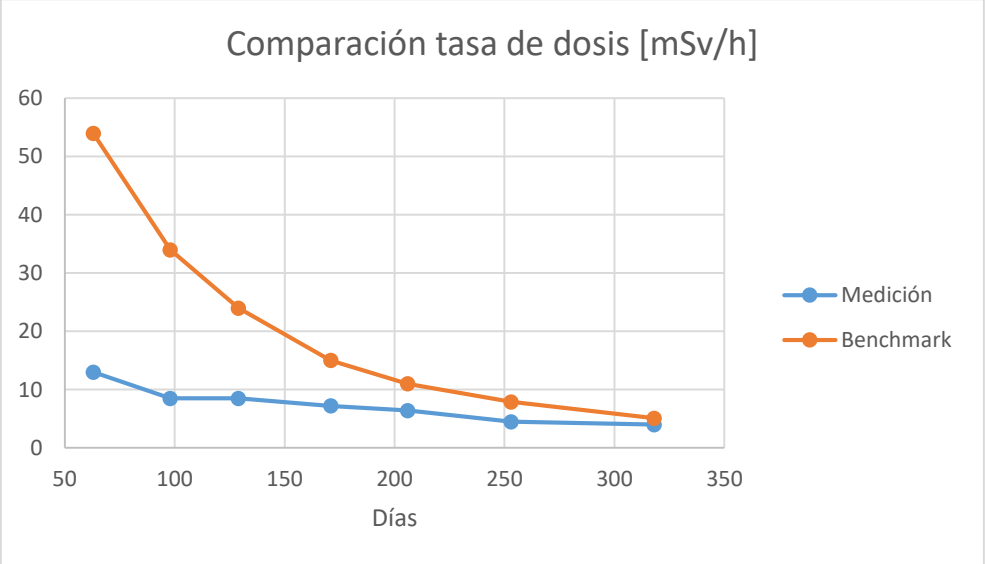


Fig. 13. Comparación de tasa de dosis. Benchmark 1

3.2 BENCHMARK 2

La irradiación que se replicó en SCALE se realizó entre el 19/7/2011 y el 6/9/2011 de manera discontinua totalizando 223 horas. Para el cálculo se replicó el esquema de irradiación exactamente como estaba reportado en los registros del reactor, es decir, con las discontinuidades, totalizando 50 días [5].

Se irradió un gramo de U_3Si_5 (0,2% ^{235}U) en polvo en un contenedor de aluminio fabricado ad-hoc. Un cilindro de 8 mm de diámetro y 30 mm de altura, construido por enrollamiento de papel de aluminio de calidad comercial de 0,02 mm de espesor sobre una varilla matriz con un total de 8 capas. El espesor del recipiente alcanzado (160 micrones) garantiza que los productos de fisión no atraviesen la pared del mismo y queden contenidos. Cada uno de sus extremos fue cerrado por presión con una pinza de fuerza.

El ensayo se realizó en condiciones ambientales de reactor, en la *facilidad núcleo* que se puede caracterizar por un flujo térmico de $1,5x10^{12}$ n/cm^{2}seg, epitérmico de $1,1x10^{12}$ n/cm^{2}seg y rápido de $0,37x10^{12}$ n/cm^{2}seg. El flujo total es $2,94x10^{12}$ n/cm^{2}seg.

Se realizaron en total 3 mediciones de tasa de dosis con un radiámetro Automess 6150 AD 6/H, la primera de las cuáles fue a los 287 días de finalizada la irradiación. Para estas mediciones el material irradiado fue colocado en un contenedor de plástico para evitar cualquier liberación al ambiente.

La entrada de COUPLE y ORIGEN es equivalente al Benchmark 1, excepto en el método de carga de la masa irradiada donde se debió especificar los nucleídos presentes en lugar de los elementos ya que se estaba trabajando con U empobrecido.

A continuación, se presentan los resultados obtenidos de módulo ORIGEN en la Tabla 3 y las Fig. 14 y Fig. 15. Los datos comprenden el período de tiempo desde un día después del fin de la irradiación hasta el último día de medición del que se tienen datos.

Días	1/s	Curie
1	1,11E+10	1,19E-01
338	4,35E+06	1,65E-04
408	2,96E+06	1,18E-04
701	1,16E+06	5,39E-05
1067	5,81E+05	3,30E-05

Tabla 3. Espectro gamma y actividad. Benchmark 2

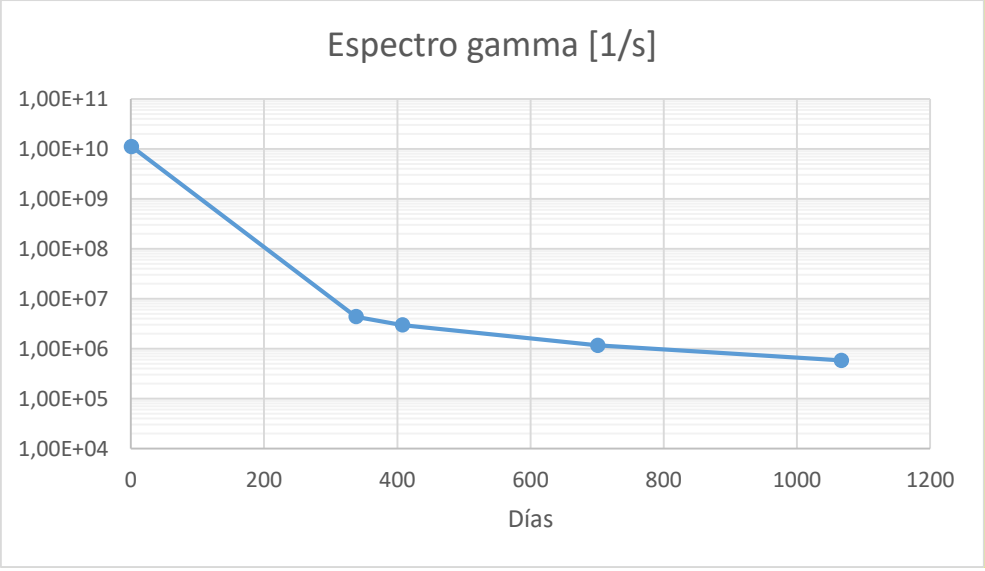


Fig. 14. Espectro gamma. Benchmark 2

Análogamente a lo realizado para el caso anterior, el cálculo de tasa de dosis se hizo mediante el módulo MAVRIC. En este caso la geometría fue más sencilla, simplemente un cilindro de la aleación combustible de un tamaño equivalente a un gramo de material, sus medidas fueron 0,25 cm de diámetro y 0,5 cm de largo. Análogamente al caso anterior, se usó una fuente puntual en el centro del cilindro. Dado que se contaban con mediciones realizadas en contacto con el contenedor y a 20 cm del mismo, se ubicaron dos detectores a las mismas distancias para el cálculo.

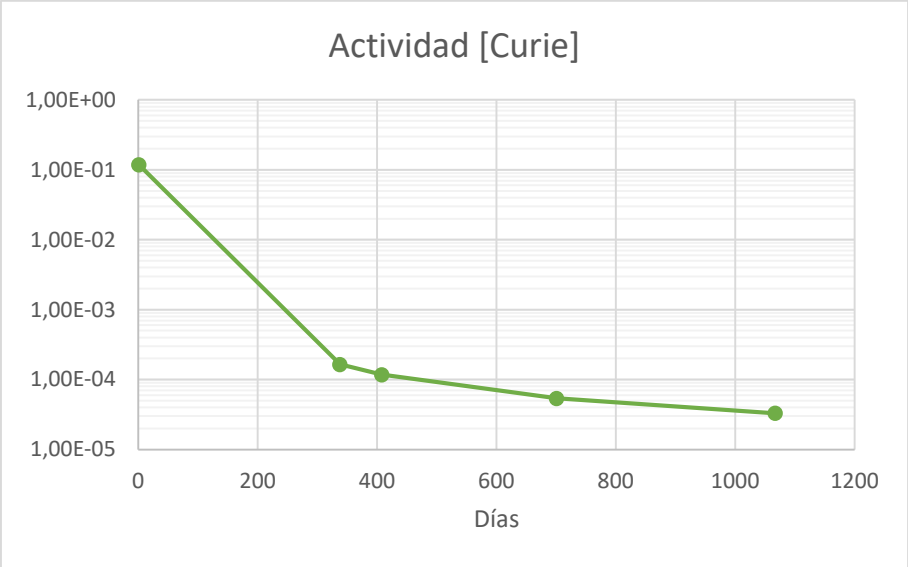


Fig. 15. Actividad en Curie. Benchmark 2

En las Fig. 16 y Fig. 17 se presentan las comparaciones de los valores de tasa de dosis, en contacto y a 20 cm, medidos y calculados. De la observación de ambas figuras se concluye que existe una muy buena concordancia entre los valores.

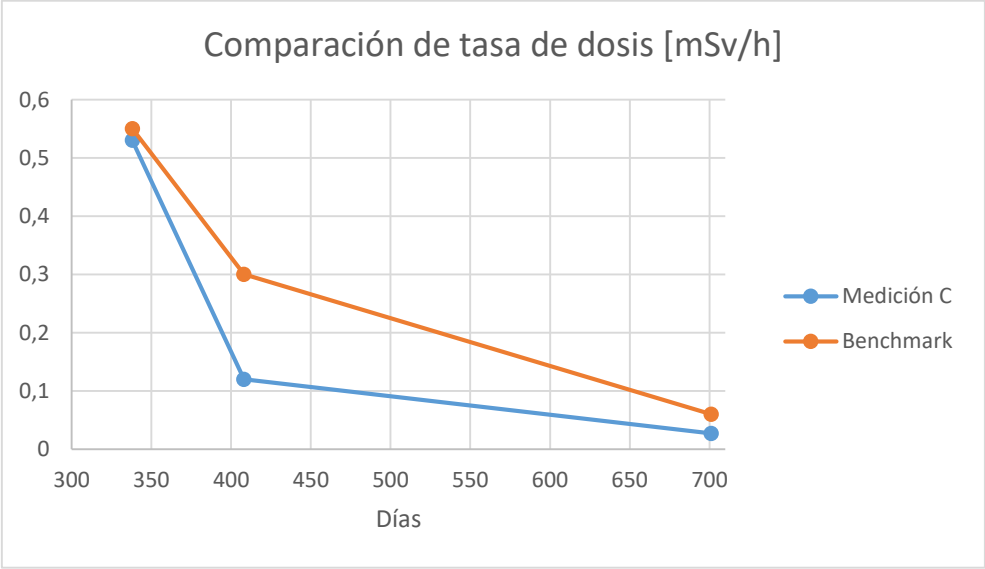


Fig. 16. Comparación de medición vs cálculo de tasa de dosis en contacto. Benchmark 2

Con estos dos casos de cálculo se puede concluir que con los modelos creados se obtienen resultados que son del mismo orden que las mediciones. Además, en todos los casos

el error fue menor al 5%. Por tanto, se espera que los resultados de próximos cálculos darán una buena idea de los valores que se obtendrán al irradiar las muestras seleccionadas en el RA-10.

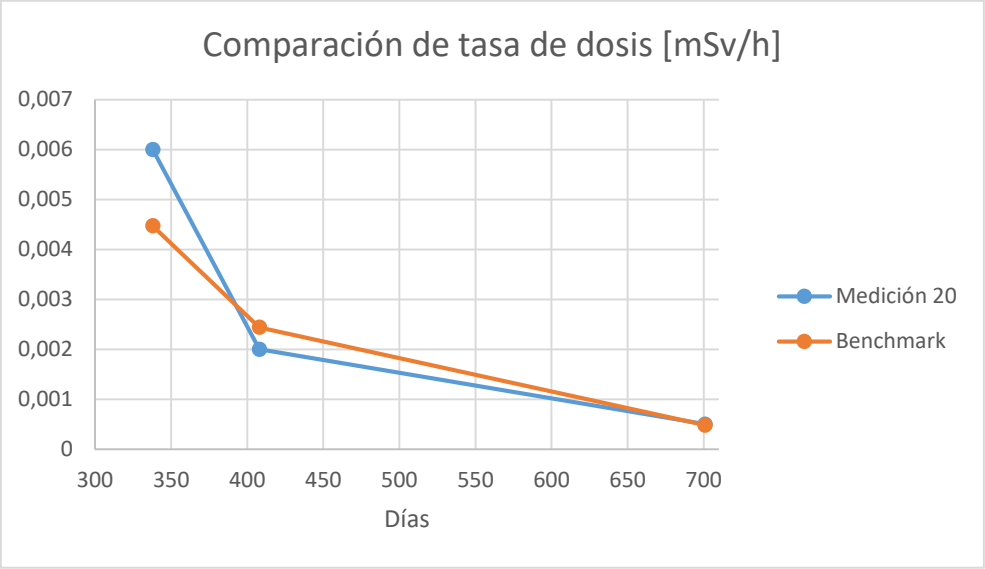


Fig. 17. Comparación de medición vs cálculo de tasa de dosis a 20 cm. Benchmark 2

3.3 Cálculo de irradiación de placa MTR

Como se explicó en la introducción, el proyecto RA-10+ prevé la construcción del LEMI, un laboratorio dedicado a ensayos de posirradiación de nivel internacional. El objetivo del presente trabajo es el cálculo de la activación de una muestra que permita la especificación de un dispositivo de traslado para llevar materiales irradiados desde el reactor hasta el LEMI. Para esto se buscó simular un escenario real para el cuál la actividad de la muestra alcance el valor máximo aceptado por la instalación.

Además de esto, dentro de las bases de diseño del LEMI se estableció un valor de 10^5 Ci de ^{60}Co equivalente para el blindaje perimetral de la tira de celdas calientes. Este valor fue calculado por el Departamento Estudios de Reactores y Centrales tomando como caso de estudio la manipulación de una *mini placa* combustible de muy alta densidad y tal que la tasa de dosis en distintos puntos de la instalación fuera menor a 3 µSv/h [6]. Es importante mencionar que el valor obtenido se corresponde con el de otras instalaciones del mundo diseñadas para el manejo de combustibles de muy alta actividad.

Dado que la planta de fabricación de Elementos Combustibles para Reactores de Investigación (ECRI) no solo fabrica, sino que desarrolla tecnología de combustibles nacionales, es de esperar que se deban hacer pruebas bajo irradiación de nuevos combustibles. En este sentido, el cálculo de activación y decaimiento de una placa combustible resultan relevantes para poder conocer el tiempo que deberá esperarse para su traslado al LEMI.

Para la escritura de este modelo se contó con la participación del ECRI que facilitó la información necesaria de los materiales con los que se fabrica el combustible. Además, el Departamento Estudios de Reactores y Centrales facilitó los espectros neutrónicos del RA-10.

Para comenzar, se calcularon las masas de materiales involucrados a partir de la información suministrada por el ECRI. Masa de polvo de aluminio y U_3Si_2 que forman el

compacto, nivel de enriquecimiento, dimensiones y composición de la aleación de aluminio utilizada como vaina.

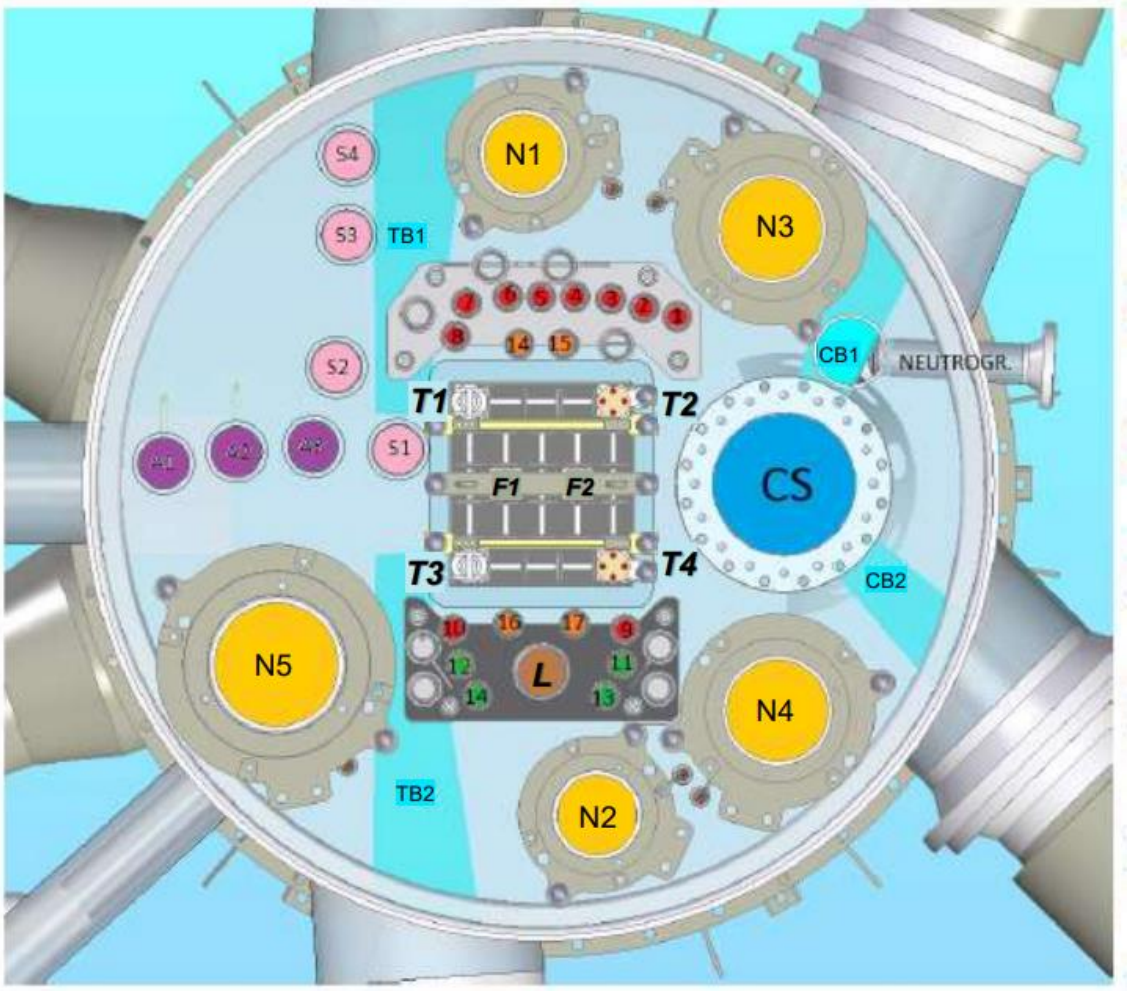


Fig. 18. Esquema de la distribución de las facilidades dentro del tanque reflector y del núcleo. Reactor RA-10

Con los datos de masa a irradiar y los espectros neutrónicos del RA-10 se escribió el código en el módulo COUPLE y ORIGEN. Se utilizó la facilidad *Superior Derecha* (T2) dentro del núcleo del reactor (Fig. 18), caracterizada por un espectro a 238 grupos de energía y se irradió durante 1 ciclo de 29,5 días a plena potencia. Análogamente a lo realizado para el Benchmark 2, la masa de los materiales involucrados se cargó desglosada por nucleídos ya que se utiliza U enriquecido como combustible (19,7 % ^{235}U).

A continuación, se presentan la Tabla 4 y las Fig. 19 y Fig. 20 con los resultados obtenidos para el espectro gamma de la placa combustible y su actividad una vez finalizada la irradiación.

Días	1/s	Curie
0	6,94E+16	1,02E+06
1	7,55E+15	1,62E+05
10	1,99E+15	5,20E+04
100	2,18E+14	7,81E+03
250	5,84E+13	2,14E+03
500	1,67E+13	7,18E+02

Tabla 4. Espectro gamma y actividad. Placa MTR

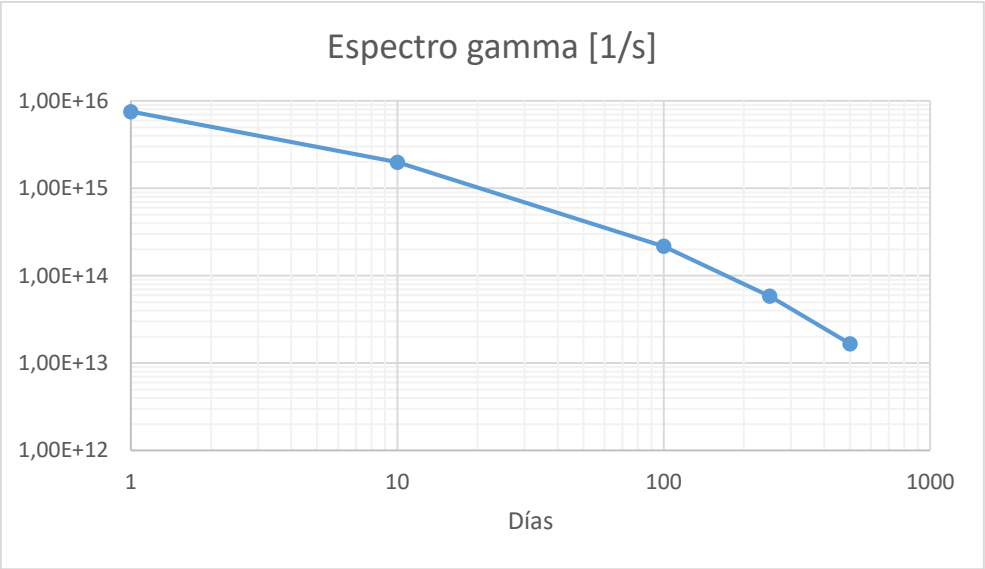


Fig. 19. Espectro gamma. Placa MTR

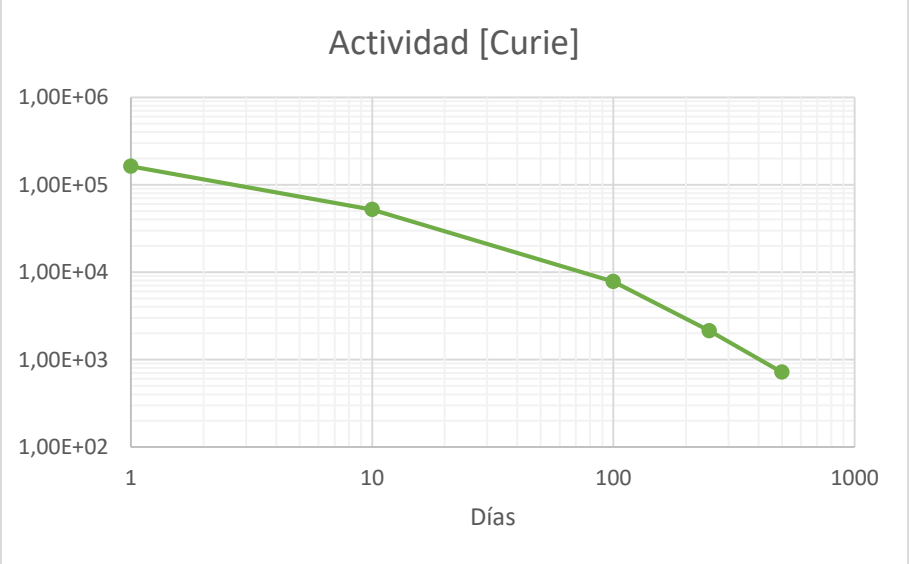


Fig. 20. Actividad en Curie. Placa MTR

Como se puede observar, luego de 10 días de decaimiento la placa ya podría ser ingresada a las celdas calientes del LEMI debido a que su actividad está por debajo del blindaje especificado en la base de diseño. Si bien inmediatamente a la salida del reactor la actividad es superior, 10 días de espera es un tiempo corto para este tipo de ensayos.

Para el cálculo de blindaje necesario para el dispositivo de transporte se usaron los datos de COUPLE y se modeló la geometría de la placa MTR en MAVRIC, según planos provistos por el ECRI. Se usaron dos rectángulos anidados, el interno con las dimensiones y material del compacto, llamado comúnmente *meat* y el externo con las dimensiones finales de la vaina de aluminio. Para el blindaje se usó plomo ya que es el material más comúnmente utilizado y, para simplificar, se modeló un cilindro hueco con un diámetro interior ligeramente mayor al ancho de la placa. El diámetro exterior se calculó para tener una dosis ≤ 50 µSv/h a 1 m de distancia.

Este valor se estableció tomando en cuenta la naturaleza excepcional de este tipo de movimientos, que se supone será, a lo sumo, uno por año. Además, se tuvo en cuenta una duración aproximada de la maniobra de 3 horas, con lo cual el personal involucrado recibirá una dosis menor a los 150 µSv, menos del 10% del límite de dosis establecido por la ARN.

Para los detectores se utilizaron dos cubos ubicados uno en contacto con el cilindro de plomo y otro a 1 m para poder establecer algunos lineamientos para la maniobra de traslado. Se usó una fuente *quasi* puntual, un cuadrado de (1x1) mm en el centro de la placa, isotrópica y con la intensidad que se calculó en el módulo ORIGEN.

Para la determinación del mapa de importancia se definió una malla rectangular en la que se varió la distancia entre planos para definir las importancias relativas de las zonas dentro de la geometría de cálculo. Ver Fig. 21. Además, se definieron como fuentes de flujo adjunto los dos detectores definidos anteriormente.

```
111
112    gridGeometry 40
113         title="for mesh tallies"
114         xLinear 10 -130 -24
115         xLinear 8 -24 -4
116         xLinear 1 -4 -3.74
117         xLinear 1 -3.74 -3.25
118         xLinear 10 -3.25 3.25
119         xLinear 1 3.25 3.74
120         xLinear 1 3.74 4
121         xLinear 8 4 24
122         xLinear 10 24 130
123         yLinear 10 -130 -24
124         yLinear 8 -24 -4
125         yLinear 1 -4 -0.0725
126         yLinear 1 -0.0725 -0.0355
127         yLinear 1 -0.0355 0.0355
128         yLinear 1 0.0355 0.0725
129         yLinear 1 0.0725 4
130         yLinear 8 4 24
131         yLinear 10 24 130
132         zlinear 1 -40 -33
133         zLinear 1 -33 -32.7
134         zLinear 1 -32.7 -30.7
135         zLinear 10 -30.7 30.7
136         zLinear 1 30.7 32.7
137         zLinear 1 32.7 33
138         zlinear 1 33 40
139 end gridGeometry
```

Fig. 21. Información para el mapa de importancia. Caso MTR

A continuación, se presentan los resultados para diferentes tiempos de decaimiento y dos espesores de blindaje de plomo. En la Tabla 5 se pueden ver los detalles y en la Fig. 22 se ilustran los mismos resultados.

Como se puede observar, el blindaje de 20 cm de plomo resulta insuficiente para 10 días de decaimiento de la placa MTR irradiada. El personal que realiza la maniobra estaría recibiendo más de 1 mSv/h a un metro de distancia del dispositivo de transporte.

Tasa de dosis con blindaje (mSv/h)				
Espesor	20 cm		30 cm	
Días	Contacto	1 m	Contacto	1 m
10	2,51E+01	1,20E+00	9,80E-02	7,63E-03
100	2,81E-01	1,35E-02	1,22E-03	9,19E-05
250	6,75E-02	3,28E-03	3,48E-04	2,68E-05
500	3,69E-02	1,79E-03	1,97E-04	1,43E-05

Tabla 5. Comparación de las tasas de dosis con diferentes espesores de blindaje. Caso MTR

Para tener una adecuada protección del POE que realiza la maniobra se tienen dos opciones, esperar a que decaiga la muestra o aumentar el blindaje. En el primer caso, con 100 días de decaimiento se obtiene una tasa de dosis de 13 µSv/h, por debajo de la restricción establecida anteriormente. En el segundo caso, aumentando el blindaje a 30 cm, la placa irradiada podría ser transportada al LEMI con solo 10 días de decaimiento, que es lo más rápido que se puede hacer considerando el blindaje de las celdas. En esta situación la tasa de dosis sería cercana a 8 µSv/h.

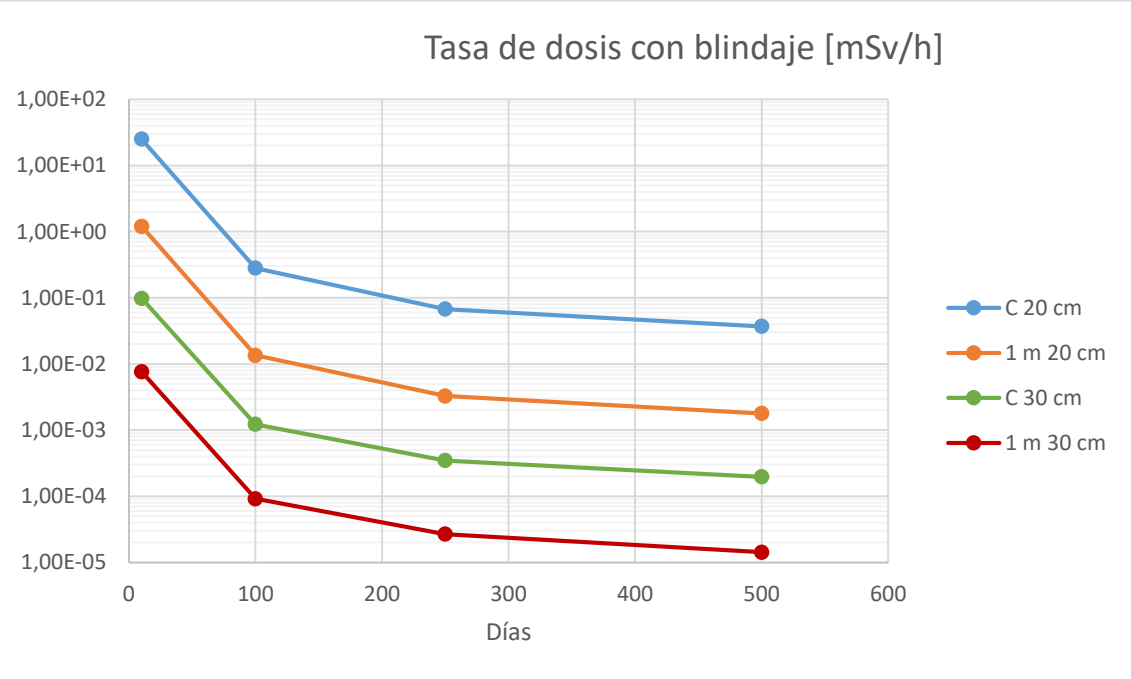


Fig. 22. Comparación de las tasas de dosis con diferentes espesores de blindaje. Caso MTR

Corresponderá al equipo que realice la ingeniería básica de la instalación decidir cuál de los escenarios es más conveniente teniendo en cuenta, además del tiempo de espera mencionado arriba, el tamaño del dispositivo de traslado, que determinará su peso y su costo y deberá ser considerado en el diseño de pasillos y áreas de maniobra y la especificación de equipos de izaje y movimiento. En la Tabla 6 se muestran algunos valores aproximados.

Blindaje		
	20 cm	30 cm
masa [kg]	1323	2693
Precio [U$D][1]	2910	5925
diámetro [cm]	48	68
largo [cm]	106	126

Tabla 6. Datos aproximados del dispositivo de traslado

Como se mencionó en la justificación del presente trabajo, el ensayo de calificación de un combustible tipo MTR es uno de los escenarios más demandantes que podría enfrentar el LEMI debido a que se trabajará cercano a los límites de la instalación. Un escenario análogo puede ser la calificación de elementos combustibles para reactores de potencia que también está contemplado que se realicen, ya que el RA-10 tiene por diseño una instalación pensada especialmente para este propósito. Para el diseño final del dispositivo de traslado se deberá tener en cuenta este caso e intentar que el dispositivo cubra la mayor cantidad de necesidades posibles.

[1] Precio en dólares por tn ≈ U$D2200. Consultado el 3/7/2023en https://panorama-minero.com/cotizacion-de-metales/

4. CONCLUSIONES

En el presente trabajo se replicaron dos irradiaciones de muestras para verificar el uso de las herramientas de cálculo y, una vez comprobada, se calculó la activación y decaimiento de una placa combustible tipo MTR con las especificaciones de fabricación del ECRI. En base al resultado de activación obtenido se dimensionó un blindaje de plomo que permitiera transportar la placa combustible desde el reactor RA-10 hasta el LEMI.

El presente trabajo se enmarca en el diseño conceptual del laboratorio por lo que los datos presentados más arriba describen que actividad tendrán las muestras más exigentes que se manejarán asiduamente en la instalación.

Además, se verificó que el blindaje perimetral de las celdas calientes especificado en las bases de diseño de la instalación es suficiente para recibir una placa combustible luego de un período de decaimiento de 10 días.

5. REFERENCIAS

[1] Bases de diseño para la construcción y equipamiento de un Laboratorio para Estudio de Materiales Irradiados (LEMI). IT-EN-GMAT/LEMI-001Rev.: 0. Documentación interna.

[2] SCALE 6.2.4 User's Manual

[3] Mildenberger, S., "Análisis de métodos de reducción de varianza aplicados a cálculos de blindajes mediante el método Monte Carlo", Tesis de Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible, Instituto Dan Beninson (2018)

[4] Gailliardou, L., "Estudio en aceros inoxidables nitrurados por plasmas pulsados irradiados y postirradiados", Jóvenes Investigadores en Materiales, 2019

[5] González, R., "Estudio de la amorfización inducida por fisión de las fases Al43Mo4U6 y U3Si5", Tesis de Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible, Instituto Dan Beninson (2014)

[6] Cálculo de la actividad y el espectro gamma debido a la irradiación de una miniplaca de UMo en el reactor RA-10. IN-EN-GRYCN-IRC-009. Documentación interna

[7] Autoridad Regulatoria Nuclear, AR 10.16.1 "Transporte de Materiales Radiactivos" Rev. 3, 2016.