

PLAN CONCEPTUAL DE IRRADIACIÓN PARA ENSAYOS DE UN COMPONENTE DE APLICACIÓN NUCLEAR

ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE

Directores: Mg. Ing. Lionel Gaillardou

Ing. Luis Romero

Alumna: Mg. Ing. María Belén Moro

Mayo 2024

RESUMEN

En este trabajo se propone un plan conceptual de irradiación y ensayos posteriores para estudiar el comportamiento bajo irradiación del componente elástico del elemento combustible del CAREM 25.

La propuesta incluye el ensayo mecánico de cinco lotes de cinco componentes elásticos cada uno. Cuatro de los cinco lotes serán previamente irradiados en el reactor RA-10 durante distintos tiempos. De esta manera, se podrá evaluar cómo varía el comportamiento del componente en función de la fluencia recibida tomando como línea de base los resultados de los ensayos del lote que no fue sometido a irradiación.

Se realizaron cálculos de actividad y tasa de dosis para poder estimar los tiempos involucrados en las tareas de irradiación y tomar consideraciones de seguridad radiológica a la hora de trasladar y manipular material irradiado. Los resultados obtenidos podrán el ser tomados como punto de partida para poder iniciar las tareas asociadas a este estudio.

Para los cálculos se utilizó el paquete de modelado y simulación computacional SCALE del Oak Ridge National Laboratory. Puntualmente para los cálculos de activación se empleó el módulo ORIGEN mientras que para los cálculos de tasas de dosis se hizo uso del módulo MAVRIC. Asimismo, se requirió el uso del módulo COUPLE para generar una biblioteca de secciones eficaces para ser utilizada posteriormente por ORIGEN. Para poder utilizar la herramienta de cálculo con confiabilidad, se validaron sus resultados con un enfoque basado en simulaciones de *benchmarks* experimentales; es decir, se reprodujeron resultados y se compararon con las tasas de dosis detectadas en materiales previamente irradiados.

Por último, se propusieron líneas de trabajo a futuro.

ABSTRACT

In this dissertation, a preliminary plan for irradiation and subsequent tests is proposed to study the behavior under irradiation of an elastic component of the CAREM 25 fuel element.

The proposal includes the mechanical testing of five batches of five elastic components each. Four of the five batches will be previously irradiated in the RA 10 reactor for different times. In this way, it will be possible to evaluate how the behavior of the component varies depending on the fluence received, taking as a baseline the results of the tests of the batch that was not subjected to irradiation.

Activity and dose rate calculations were carried out in order to estimate the times involved in the irradiation tasks and take radiation safety considerations when transporting and handling the irradiated material. The results obtained can be taken as a starting point to begin the tasks associated with this study.

The SCALE computer simulation and modeling package from Oak Ridge National Laboratory was used for the calculations. Specifically, the ORIGIN module was used for activation calculations, while the MAVRIC module was used for dose rate calculations. Likewise, the use of the COUPLE module was required to generate a library of cross sections to be later used by ORIGIN. In order to use the calculation tool reliably, its results were validated with an approach based on experimental benchmark simulations; that is, results were reproduced and compared with dose rates detected in previously irradiated materials.

Finally, different working lines were proposed.

TABLA DE CONTENIDO

PLAN CONCEPTUAL DE IRRADIACIÓN PARA ENSAYOS DE UN COMPONENTE DE APLICACIÓN NUCLEAR	1
Resumen.....	2
Abstract	2
CAPÍTULO 1 INTRODUCCIÓN	8
Antecedentes.....	8
Breve reseña de cambio climático y acciones para contrarrestarlo.....	8
Situación nuclear actual en el mundo y en Argentina	9
Avances en tecnologías complementarias.....	10
Reactores de investigación en Argentina [13][14].....	11
Beneficios de utilizar herramientas de cálculo	12
Beneficios de elaborar un plan.....	13
Objetivos	13
CAPÍTULO 2 Herramienta de cálculo [15].....	14
ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation Code).....	15
Familia de módulos ORIGEN	16
MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations)	16
FULCRUM – Interfaz gráfica de usuario	17
VERIFICACIÓN Y VALIDACIÓN DEL CÓDIGO	18
Verificación	18
Validación	18
CAPÍTULO 3 PROCEDIMIENTO DE GENERACIÓN DE <i>INPUTS</i>	20
Generación del <i>input</i> para ORIGEN	20
<i>Input</i> de COUPLE	20
<i>Input</i> de ORIGEN	21
Generación del <i>input</i> para MAVRIC.....	23
Bloque <i>Composition</i>	24
Bloque <i>Geometry</i>	24
Bloque <i>Definitions</i>	25
Bloque <i>Sources</i>	26
Bloque <i>Tallies</i>	27

Bloque <i>Parameters</i>	27
Bloque <i>Importance Map</i>	28
CAPÍTULO 4 VALIDACIÓN DE LA METODOLOGÍA DE CÁLCULO	30
<i>Benchmark 1</i>	30
<i>Benchmark 2</i>	35
<i>Benchmark 3-A</i>	39
<i>Benchmark 3-B</i>	42
Corolario del Capítulo 4	45
CAPÍTULO 5 CASO DE APLICACIÓN	46
Definiciones para los <i>inputs</i> de SCALE	46
Definición del espectro neutrónico a ser utilizado	46
Definición de la cantidad de material a irradiar	47
Definición de cantidad de irradiaciones	47
Definición de cantidad de especímenes por lote	47
Manipulación de la muestra post irradiación	48
Plan de irradiación y ensayos	48
Resultados	48
CAPÍTULO 6 CONCLUSIONES Y TRABAJO A FUTURO	51
Conclusiones	51
Trabajo a futuro	51
Factor de avance	51
REFERENCIAS	53
ABREVIATURAS y DEFINICIONES	55
Abreviaturas (<i>en orden de aparición</i>)	55
Definiciones	55

Figura 1-1: Cambio en la temperatura global observada y respuestas de los modelos a las trayectorias estilizadas de las emisiones antropógenas y del forzamiento [1]	8
Figura 3-1: Extracto de una entrada de COUPLE <i>Benchmark 1</i>	21
Figura 3-2: Extracto de entrada de ORIGEN. <i>Benchmark 1</i>	22
Figura 3-3: Extracto de bloque OPUS <i>Benchmark 1</i>	23
Figura 3-4: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (inicio).....	24
Figura 3-5: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (composition).....	24
Figura 3-6: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 3-A</i> (composition).	24
Figura 3-7: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (geometry).....	25
Figura 3-8: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (definitions).....	26
Figura 3-9: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (sources).	27
Figura 3-10: Extracto <i>input</i> MAVRIC <i>Benchmark 1</i> (tallies).....	27
Figura 3-11: Extracto <i>input</i> MAVRIC – <i>Caso de aplicación</i> (importance map).....	28
Figura 3-12: Extracto <i>input</i> MAVRIC – <i>Caso de aplicación</i> (definición de <i>gridGeometry</i> para importance map).....	29
Figura 4-1: Probetas de acero inoxidable símil AISI 316L - <i>Benchmark 1</i>	30
Figura 4-2: Portaprobetas de aluminio 6061 - <i>Benchmark 1</i>	31
Figura 4-3: Configuración del núcleo del reactor RA-1, vista superior.....	31
Figura 4-4: Vista X-Z (Y=0) del conjunto probetas + portaprobetas . <i>Benchmark 1</i>	32
Figura 4-5: Vista X-Y(Z=0) del conjunto probetas + portaprobetas . <i>Benchmark 1</i>	33
Figura 4-6: Actividad [Ci] - <i>Benchmark 1</i>	34
Figura 4-7: Tasa de dosis [mSv/h] - <i>Benchmark 1</i>	34
Figura 4-8: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – <i>Benchmark 1</i> - 63 días de decaimiento.....	35
Figura 4-9: Probetas para ensayo de Charpy dentro de portaprobetas de Aluminio 6063 – <i>Benchmark 2</i>	36
Figura 4-10: Vista X-Z (Y=0) del conjunto probetas + portaprobetas . <i>Benchmark 2</i>	37
Figura 4-11: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – <i>Benchmark 2</i> – 1 fuente puntual - 807 días de decaimiento.	38
Figura 4-12: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – <i>Benchmark 2</i> – 3 fuentes puntuales - 807 días de decaimiento.....	38
Figura 4-13: Tasa de dosis [mSv/h] - <i>Benchmark 2</i>	39
Figura 4-14: Polvo de aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %) – <i>Benchmark 3-A</i>	40
Figura 4-15: Vista X-Z (Y=0) Polvo de aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %) irradiado dentro de un vial. <i>Benchmark 3-A</i>	41
Figura 4-16: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – <i>Benchmark 3-A</i> - 287 días de decaimiento.....	42
Figura 4-17: Tasa de dosis [mSv/h] - <i>Benchmark 3-A</i>	42
Figura 4-18: Botón seccionado de la aleación $Al_{43}Mo_4U_6$ (uranio depletado 0.2 %) – <i>Benchmark 3-B</i>	43
Figura 4-19: Vista X-Z (Y=0) Polvo de aleación de $Al_{43}Mo_4U_6$ (uranio depletado 0.2 %) irradiado dentro de un vial. <i>Benchmark 3-B</i>	44

Figura 4-20: Tasa de dosis [mSv/h] - <i>Benchmark 3-B</i>	45
Figura 5-1: Actividad de cada lote irradiado. <i>Componente elástico</i>	49
Figura 5-2: Vista X-Y(Z=0) del conjunto <i>Lote 5</i> + Blindaje Pb 20 cm de espesor.....	50

CAPÍTULO 1 INTRODUCCIÓN

Antecedentes

Breve reseña de cambio climático y acciones para contrarrestarlo

El cambio climático es el mayor desafío ambiental de la actualidad. De acuerdo al Informe Especial 15 “Calentamiento Global de 1,5°C” [1] preparado por el Panel Intergubernamental del Cambio Climático (IPCC, por sus siglas en inglés), se estima que las actividades humanas han causado un calentamiento global de aproximadamente 1,0 °C ($\pm 0,2$ °C) con respecto a los niveles preindustriales. El calentamiento en el decenio de 2006-2015 con respecto a los niveles preindustriales se estima en 0,87 °C ($\pm 0,12$ °C). En muchas regiones y estaciones del año se está experimentando un calentamiento superior al promedio mundial anual y, particularmente en el Ártico, el calentamiento llega a entre el doble y el triple. Por lo general, el calentamiento es mayor en la tierra que en el océano.

En 2016 entró en vigor el Acuerdo de París que establece como objetivo a largo plazo, entre otros, reducir sustancialmente las emisiones de Gases de Efecto Invernadero (GEI) para mantener el aumento de la temperatura global promedio por debajo de los 2 °C por encima de los niveles preindustriales y esforzarse para limitar el aumento a 1,5 °C. El acuerdo establece que esto debería ser logrado mediante la reducción sustancial de las emisiones de GEI [2].

Según el IE15 del IPCC [1], es probable que el calentamiento global llegue a 1,5 °C entre 2030 y 2052 si continúa aumentando al ritmo actual (Figura 1-1).

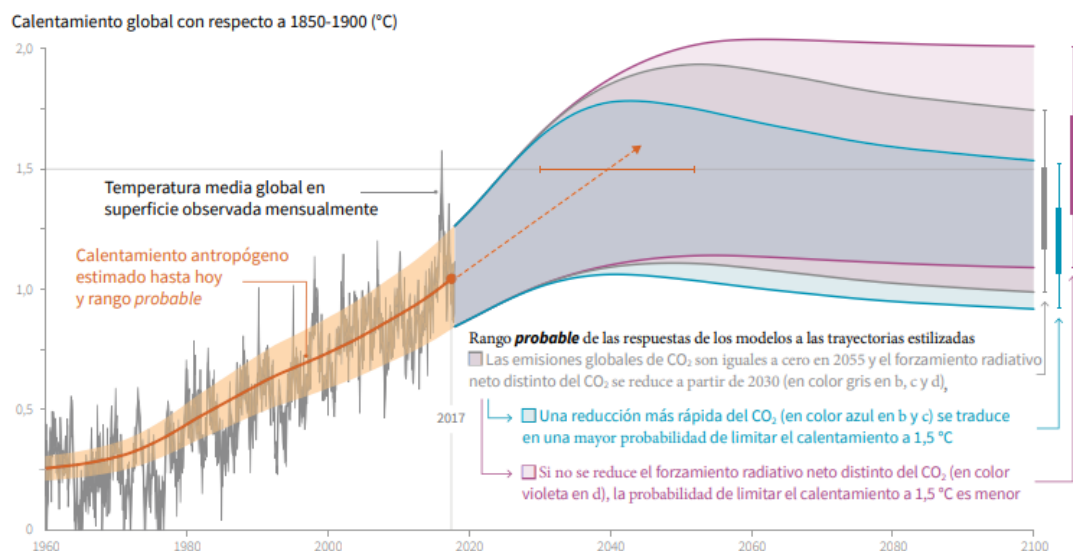


Figura 1-1: Cambio en la temperatura global observada y respuestas de los modelos a las trayectorias estilizadas de las emisiones antropógenas y del forzamiento [1]

Limitar el calentamiento a 1,5 °C depende de las emisiones de GEI en los próximos decenios. Esto implica alcanzar emisiones mundiales de CO₂ netas iguales a cero aproximadamente en 2050 e importantes reducciones paralelas en las emisiones de otros

GEI, en particular metano. Para lograrlo se necesitarían transiciones rápidas y de gran alcance en los sistemas energético, terrestre, urbano y de infraestructuras (incluido el transporte y los edificios), e industrial [1].

Para que el mundo pueda cumplir los objetivos climáticos acordados en el plazo que dispone se necesitan soluciones maduras y que puedan implementarse fácilmente. La Taxonomía de la Unión Europea, aprobada por el Parlamento Europeo en julio de 2020, es una herramienta robusta y basada en criterios científicos que determina si una actividad económica concreta es medioambientalmente sostenible, y orienta las inversiones del sector privado en aquellas actividades que son necesarias para conseguir los objetivos climáticos del año 2030 y un balance cero neto de emisiones del conjunto de la Unión Europea hacia el año 2050 [3][4][5].

El director general del Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés) remarcó en la conferencia sobre cambio climático COP26, llevada a cabo en noviembre de 2021, que la energía nucleoelectrica “es y será parte de la solución a nuestra crisis climática” [6]. Actualmente, proporciona más de una cuarta parte de la energía limpia del mundo y en el último medio siglo, su uso ha evitado el equivalente a unas 70 gigatoneladas de emisiones de CO₂ [7]. Sin la energía nucleoelectrica, muchas de las economías más grandes del mundo carecerían de su principal fuente de electricidad limpia [6].

La Comisión Europea, por su parte, considera que a la fecha no existen fuentes de generación de electricidad no emisoras de CO₂ que sean tecnológica y económicamente viables a escala suficiente para cubrir la demanda de electricidad de forma continua y fiable, a pesar del desarrollo de las energías renovables. Asimismo, también considera que el ciclo completo de vida de la energía nucleoelectrica tiene emisiones de CO₂ próximas a cero y que su generación ofrece electricidad en base y de forma estable lo cual facilita el desarrollo de fuentes de energía renovable de carácter intermitente. Es decir, existen numerosas y claras evidencias del potencial de la generación nucleoelectrica para contribuir sustancialmente a los objetivos de lucha contra el cambio climático [3].

Finalmente, en julio de 2022, el Parlamento Europeo incluyó al gas y a la energía nucleoelectrica dentro de la Taxonomía Europea, considerándolas necesarias en la transición hacia las energías renovables, que actualmente no pueden producir toda la electricidad que necesitan los países y las economías en su día a día [8]

Situación nuclear actual en el mundo y en Argentina

El Sistema de Información sobre Reactores de Potencia (PRIS, por sus siglas en inglés), desarrollado y mantenido por la IAEA durante más de cinco décadas, es una base de datos completa que se centra en las centrales nucleoelectricas de todo el mundo; contiene información sobre reactores de potencia en funcionamiento, en construcción o en proceso de desmantelamiento. Actualmente hay 415 centrales en operación con una capacidad total instalada de 373257 MW_e y 57 centrales en construcción [9].

En Argentina existen tres centrales nucleoelectricas conectadas al Sistema Argentino de Interconexión (SADI). La **Central Nuclear Atucha I**, inició su construcción en junio de 1968 y se convirtió en la primera central nuclear de potencia de América Latina. Fue conectada al Sistema Eléctrico Nacional en marzo de 1974 y comenzó su producción comercial en junio de ese mismo año. Actualmente cuenta con una potencia eléctrica bruta de 362 MW_e. Si bien es la primera central argentina, todos sus sistemas de seguridad fueron actualizados y cumplen con las exigencias locales e internacionales. Desde 2008 a la fecha, Nucleoelectrica Argentina S.A. (NA-SA) se encuentra ejecutando el Proyecto de Extensión de Vida de Atucha I, cuya finalización permitirá extender su operación por veinticuatro años adicionales a plena potencia. La **Central Nuclear Atucha II** comenzó a entregar energía a la red en junio de 2014 y cuenta con una potencia de 745 MW_e. Atucha II es una central nuclear que incorporó la experiencia operativa obtenida de Atucha I. Estas centrales se encuentran ubicadas en el Complejo Nuclear Atucha sobre la margen derecha del Río Paraná en la localidad de Lima, Partido de Zárate, a 100 km de la Ciudad de Buenos Aires. La **Central Nuclear Embalse** es la segunda planta nuclear construida en Argentina y tiene una potencia de 656 MW_e. La planta está situada en la costa sur del embalse del Río Tercero en la provincia de Córdoba. Su construcción se inició en mayo de 1974. En enero de 1984 comenzó su operación comercial y finalizó su primer ciclo operativo en diciembre de 2015. Luego de completar el proyecto de Extensión de Vida, la central alcanzó con éxito la puesta a crítico de su reactor en enero de 2019, iniciando el segundo ciclo operativo por un ciclo de 30 años [9].

En febrero de 2022, NA-SA firmó junto con la Corporación Nuclear Nacional China un contrato para la construcción de Atucha III, una nueva central nuclear con un reactor de 1200 MW_e y una vida útil inicial de 60 años que se instalará en el Complejo Nuclear Atucha. El proyecto permitirá incrementar en más de un 60% la generación eléctrica de origen nuclear [9].

La Central Argentina de Elementos Modulares (CAREM), desarrollada por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), es un proyecto de central nuclear de baja potencia concebida con un diseño de última generación en el segmento de reactores modulares de baja y media potencia (SMR, por sus siglas inglés). Esta clase de reactores tienen una gran proyección para el abastecimiento eléctrico de zonas alejadas de los grandes centros urbanos o de polos fabriles e industriales con alto consumo de energía (incluyendo la capacidad de alimentar plantas de desalinización de agua de mar). La planta demostradora, CAREM 25, será capaz de generar 32 MW_e y está siendo construido en la localidad de Lima, provincia de Buenos Aires. En paralelo al desarrollo de la planta demostradora, la CNEA avanza en el diseño conceptual del que será el módulo comercial del CAREM, el cual tendrá una potencia mayor (de entre 100 y 120 MW_e) y sería la base de una central multi-reactor que permitirá alcanzar costos muy competitivos para el mercado internacional [11].

Avances en tecnologías complementarias

La evolución de la industria nuclear constituye una de las formas de desarrollo científico-tecnológico más avanzadas ya que, además de producir energía eléctrica,

contribuye con el avance de otras disciplinas y ciencias como la ingeniería, la metalurgia, la siderurgia, la mecánica y la medicina, entre otras [12].

En el ámbito de la ciencia de los materiales, en particular, es de sumo interés estudiar la interacción de los distintos materiales de los componentes estructurales de los reactores nucleares con la irradiación. La irradiación neutrónica, por ejemplo, provoca la fragilización de estos componentes. El recipiente a presión de acero constituye un gran objeto de estudio ya que se trata de un componente no redundante ni reemplazable de la central nuclear. Bajo ciertas condiciones accidentales se podría producir su rotura, cuya consecuencia sería el fin de la central y el incommensurable impacto ambiental por la eventual dispersión de material radiactivo. Es por ello que en las centrales nucleares se realizan programas de vigilancia colocando muestras del acero en zonas críticas que se retiran cada cierto tiempo para ensayarlas mecánicamente.

Otro componente estructural de sumo interés es la barra combustible nuclear debido a que su vaina constituye la primera barrera de contención de los productos de fisión y ante una eventual fisura o rotura se liberaría material radiactivo al sistema primario del reactor. Actualmente a nivel mundial se está trabajando para desarrollar rápidamente combustibles con mayor tolerancia a accidentes (ATF, por sus siglas en inglés). Esta iniciativa ATF consiste en el desarrollo de nuevos conceptos, materiales y diseños para elementos combustibles que los hagan más resistentes a las condiciones ambientales que ocurren durante los accidentes graves. Los combustibles ATF utilizan nuevos materiales en sus vainas que reducen la acumulación de hidrógeno, mejoran la retención de productos de fisión y son estructuralmente más resistentes a la radiación, la corrosión y las altas temperaturas. La CNEA tiene un gran interés en la continua investigación e innovación en materiales de tecnología ATF. En este marco, es necesario realizar a cabo irradiaciones de nuevas aleaciones y estudiar las mismas post-irradiación.

Las irradiaciones de nuevos materiales de interés suelen llevarse a cabo en reactores de investigación simulando las condiciones a las que estarían expuestos estos materiales en una central nuclear (flujo neutrónico, tiempo de irradiación, etc).

Reactores de investigación en Argentina [13][14]

Argentina tiene una vasta experiencia en la construcción y operación de reactores de investigación. La CNEA tiene operativos cinco reactores de investigación distribuidos en distintos puntos del país (**RA-0**, **RA-1**, **RA-3**, **RA-4** y **RA-6**) y uno en construcción (**RA-10**). En este tipo de reactores, a diferencia de los de potencia que sirven para generar energía, se utilizan los neutrones generados en la fisión para producir radioisótopos y como herramienta de investigación. La mayor parte de las aplicaciones de la tecnología nuclear se investigan y llevan a cabo en los reactores de investigación.

El **RA-0** (Córdoba) y el **RA-4** (Rosario) son reactores que trabajan normalmente a potencias muy bajas (del orden de 1 Watt) y, por lo tanto, no requieren sistema de refrigeración. Se utilizan principalmente para el entrenamiento de operadores de centrales y otras instalaciones nucleares, para la capacitación de estudiantes secundarios y universitarios y para investigar.

El **RA-1**, ubicado en el Centro Atómico Constituyentes, es el primer reactor nuclear inaugurado en Latinoamérica alcanzando la primera reacción nuclear controlada en 1958. Es un reactor del tipo tanque abierto con una potencia de 40 kW térmicos, con núcleo de uranio enriquecido al 20% y reflector de grafito, moderado y refrigerado con agua liviana desmineralizada. Las instalaciones del **RA-1** fueron pioneras en la producción de radioisótopos nacionales para uso medicinal e industrial. Actualmente se lo sigue utilizando para ensayos por activación de materiales, daños por radiación y formación de operadores; en particular, allí se lleva a cabo el entrenamiento de los futuros profesionales que trabajarán en el reactor multipropósito **RA-10**.

El **RA-3** funciona desde 1967 en el Centro Atómico Ezeiza y es el mayor productor de radioisótopos de Latinoamérica. Actualmente su potencia térmica es de 10 MW lo cual le permite cubrir toda la demanda nacional de Mo-99 y también exportarlo a otros países, como Brasil. Si bien la producción de radioisótopos es la principal actividad de esta instalación, también se realizan actividades como la calificación de combustibles nucleares, el estudio de materiales, la irradiación de muestras para análisis por activación neutrónica, entre otros usos. Aquí también se lleva adelante el entrenamiento de personal calificado para operar otras instalaciones nucleares.

El **RA-6** se inauguró en 1982 en el Centro Atómico Bariloche y es utilizado como herramienta de capacitación de estudiantes, para investigación y desarrollo en física de reactores e ingeniería nuclear, para realizar análisis por activación neutrónica, neutrografías, ensayos de instrumentación y control, e irradiación de materiales, entre otros usos. Actualmente funciona con uranio enriquecido al 20 % y su potencia térmica es de 3 MW.

El **RA-10** es una instalación en construcción en el Centro Atómico Ezeiza que permitirá consolidar el suministro de radioisótopos de uso médico, industrial y agropecuario para el mercado local e internacional en el marco del crecimiento de la demanda. Asimismo, posibilitará el fortalecimiento de las capacidades de investigación y desarrollo del país. En este sentido, el **RA-10** tendrá como instalaciones asociadas al Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones (LAHN), donde se podrán desarrollar avanzadas técnicas de investigación en los campos de las ciencias básicas, la salud y la industria, y al Laboratorio para Estudio de Materiales Irradiados (LEMI), que permitirá que la CNEA amplíe sus capacidades para producir y calificar nuevos combustibles y componentes para futuros reactores nucleares experimentales y de potencia. La potencia térmica por diseño del **RA-10** es de 30 MW, moderado y refrigerado con agua liviana, con núcleo de uranio de bajo enriquecimiento y reflector de agua pesada.

Beneficios de utilizar herramientas de cálculo

Dados los costos que implican las irradiaciones, en tiempo y recursos económicos, es conveniente realizar cálculos previos a las mismas tanto para el estudio del daño por irradiación como también para conocer el grado de activación y de tasa dosis con que saldrá la muestra de la posición de irradiación del reactor. De estos últimos parámetros va a depender el tipo de consideraciones de seguridad radiológica que deban ser tomadas en

cuenta en el reactor de investigación a la hora de trasladar y procesar dicho material irradiado.

Los códigos de cálculo proporcionan un universo más amplio, versátil y maleable que aquel que pudiera llegar a brindar un experimento. Una vez armada la estructura del modelo de interés es posible asignar un valor a la variable de estudio y repetirlo las veces que se consideren necesarias; esto permite efectuar el equivalente a un gran número de pruebas en menor tiempo que demoraría llevar a cabo un experimento y el correspondiente procesamiento de datos. En definitiva, utilizar estas herramientas es más eficiente para probar distintos escenarios. Una vez que se logra obtener una buena estimación, se la puede utilizar para avanzar con el experimento real. Además, los códigos permiten estudiar escenarios que resultarían muy costosos o riesgosos de ensayarse primeramente vía experimental.

Beneficios de elaborar un plan

Conjuntamente con lo mencionado en los párrafos anteriores es conveniente contar con una adecuada planificación del trabajo a realizar.

La planificación es un conjunto de procesos que permiten gestionar proyectos armando planes para llevarlo adelante; entre estos procesos se puede mencionar la definición del alcance del proyecto, la planificación de los tiempos, costos y recursos asociados, entre otros.

En particular, la gestión del tiempo permite definir las actividades a ser realizadas, secuenciarlas y estimar la duración de las mismas para poder desarrollar un cronograma de trabajo.

Para el caso de trabajos de irradiaciones y ensayos posteriores, de carácter interdisciplinario, estructurar el trabajo en instancias tempranas permite identificar las áreas de conocimiento con las que hay que interactuar. A partir de esto se pueden iniciar conversaciones con las mismas, averiguar disponibilidad de instalaciones y recursos; toda esta información alimentará a la elaboración del cronograma.

Objetivos

1. Validar los resultados de SCALE con un enfoque basado en simulaciones de *benchmarks* experimentales.
2. Realizar cálculos de activación y tasa de dosis de un componente elástico del elemento combustible del CAREM 25.
3. Realizar una propuesta conceptual de ensayos post-irradiación para el componente elástico del elemento combustible del CAREM 25.
4. Proponer líneas de trabajo a futuro.

CAPÍTULO 2 HERRAMIENTA DE CÁLCULO [15]

SCALE es un paquete de modelado y simulación computacional ampliamente utilizado para análisis de seguridad y diseño nuclear, desarrollado, mantenido, probado y administrado por el ORNL, en contrato con la U.S. Nuclear Regulatory Comisión (NRC), U.S. Department of Energy y National Nuclear Security Administration.

SCALE proporciona un amplio conjunto de herramientas, verificadas y validadas, para realizar cálculos de criticidad, de blindaje, caracterización de combustibles gastados, evaluaciones de términos fuente, entre otras aplicaciones. El paquete se caracteriza por un diseño modular integrado; es decir, cada tipo de cálculo se realiza con un código/módulo específico con la posibilidad de que los resultados puedan ser utilizados por otros módulos de manera relativamente sencilla.

La biblioteca de datos nucleares actualizada utilizada por SCALE es ENDF/B-VII, que incluye datos sobre interacción de neutrones y fotones con la materia (secciones eficaces), decaimiento de radionucleidos, entre otros. SCALE también incluye herramientas de procesamiento para cálculos neutrónicos, en espectro de energía continuo o multigrupos, cálculos neutrónicos-gamma acoplados, así como cálculos de activación y decaimiento. Haciendo uso de esta *suite*, es posible encontrar soluciones a la ecuación de transporte por radiación que, dependiendo la estrategia de solución seleccionada por el usuario, pueden obtenerse por métodos deterministas o Monte Carlo.

La licencia de SCALE pudo ser adquirida con fines educativos gracias a que Argentina es un país miembro de la Nuclear Energy Agency (NEA). La NEA, que opera en el marco de la Organization for Economic Cooperation and Development (OECD), es una agencia intergubernamental que facilita la cooperación entre países con infraestructuras de tecnología nuclear avanzada para buscar la excelencia en seguridad y tecnología nuclear. Hasta el año pasado, esta agencia distribuía la licencia de SCALE a sus países miembro. En la actualidad, la distribución se hace a través del Radiation Safety Information Computational Center en el ORNL.

Los cálculos realizados en el presente trabajo constan de dos etapas:

1. **Evaluación de la fuente de radiación:** consiste en cuantificar la magnitud, distribución espacial y espectro energético de la fuente de radiación, en este caso de fotones. Para ello se utilizó el módulo ORIGEN.
2. **Transporte de radiación:** consiste en la simulación de la propagación de radiación desde la fuente hasta el punto de interés y el cálculo de tasa de dosis en dicha región. Para ello se utilizó el módulo MAVRIC.

Asimismo, se requirió el uso del módulo COUPLE para generar una biblioteca de secciones eficaces, dependiente y representativa de cada caso en particular, para ser utilizada posteriormente por ORIGEN.

ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation Code)

ORIGEN calcula concentraciones, actividades y términos de fuentes de radiación, dependientes del tiempo, para una gran cantidad de isótopos generados o agotados simultáneamente por transmutación de neutrones, fisión y desintegración radiactiva.

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

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} (l_{ij}\lambda_j + f_{ij}\sigma_j\phi)N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i\phi)N_i(t) + S_i(t)$$

Ecuación 2-1

Siendo

- 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 eficaz 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 ;
- ϕ : flujo neutrónico [neutrón/cm²seg]; y
- S_i : fuente dependiente del tiempo [átomos/seg];

que puede ser expresada en su forma matricial como:

$$\frac{d\vec{N}}{dt} = A\vec{N}(t) + \vec{S}(t)$$

Ecuación 2-2

Donde A es la llamada “matriz de transición” compuesta por coeficientes de reacción y decaimiento para los nucleídos de interés y se construye a partir de bibliotecas de datos del programa. 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 .

ORIGEN incluye dos *kernels* para poder resolver el sistema de ecuaciones:

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

Para el desarrollo de este trabajo, se utilizó el método MATREX que es el que viene seleccionado por defecto.

Dos tipos de archivos son parte integral de la familia de módulos ORIGEN: el archivo de biblioteca y los archivos de concentraciones.

- El archivo de la biblioteca es un archivo binario, generalmente con el nombre de archivo completo *ft33f001* o con la extensión *.f33*, y contiene una colección

de matrices de transición A , que generalmente corresponden a diferentes quemados.

- El archivo de concentraciones también es un archivo binario, generalmente con el nombre de archivo completo *ft71f001* o con la extensión *.f71*. El *.f71* es un archivo de soluciones que contiene vectores isotópicos $\vec{N}$ correspondientes a diferentes materiales o diferentes momentos.

Familia de módulos ORIGEN

El módulo ORIGEN está conformado por cuatro submódulos que se describen a continuación:

COUPLE

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:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} (l_{ij}\lambda_j + f_{ij}\sigma_j\phi)N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i\phi)N_i(t) + S_i(t)$$

Ecuación 2-1.

COUPLE requiere como dato de entrada un espectro de flujo para poder generar secciones eficaces a un grupo a partir de los datos de secciones eficaces multigrupo que proporcionan las bibliotecas de ORIGEN.

ARP

El módulo ARP también se utiliza para crear una biblioteca ORIGEN, pero se crea mediante un esquema de interpolación especial en un conjunto de bibliotecas existentes en lugar de especificar un espectro de flujo y secciones eficaces a un grupo como en COUPLE. Un conjunto de bibliotecas ORIGEN se distribuye con SCALE para su uso con ARP y se describe en el capítulo de Bibliotecas del Reactor ORIGEN del manual de SCALE.

ORIGEN

El módulo ORIGEN se utiliza para resolver problemas de agotamiento, desintegración, activación y alimentación descritos por la $\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j \neq i} (l_{ij}\lambda_j + f_{ij}\sigma_j\phi)N_j(t) - (\lambda_i + \sigma_i\phi)N_i(t) + S_i(t)$

Ecuación 2-1.

OPUS

El módulo OPUS se utiliza para realizar posprocesamiento y análisis de los resultados de ORIGEN, incluida la clasificación, clasificación y conversión de unidades.

MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations)

MAVRIC es una variante del módulo MONACO que se utiliza para calcular el transporte de radiación de Monte Carlo en problemas que son demasiado complejos, como los problemas de penetración profunda. Si se utilizara el módulo MONACO estándar se

requerirían tiempos de ejecución muy extensos para lograr un nivel aceptable de incertidumbre estadística en las respuestas finales.

La aplicación de MAVRIC es posible en los casos en los que ya se conoce una respuesta aproximada o alguna otra información adicional sobre el problema; en consecuencia, los cálculos se pueden modificar (sesgar) para producir resultados con la misma varianza y en menos tiempo. Asignando una importancia a diferentes partículas en función de cuánto contribuirán a la respuesta final es posible dedicar más tiempo a las partículas importantes y menos tiempo a las partículas sin importancia.

Una de las mejores maneras de sesgar un código Monte Carlo para un *tally* particular es formar un mapa de importancia a partir del flujo adjunto basado en ese *tally*. MAVRIC realiza automáticamente un cálculo de ordenadas discretas tridimensionales utilizando DENOVO para computar el flujo adjunto en función de la posición y la energía. Esta información de flujo adjunta se utiliza luego para construir un mapa de importancia (es decir, pesos objetivo para ventanas de peso) y una distribución de fuente sesgada que funcionan en conjunto: las partículas nacen con un peso que coincide con el peso objetivo de la célula en la que nacen. Luego, MONACO utiliza el mapa de importancia para el sesgo durante el transporte de partículas y la distribución sesgada de la fuente como fuente. Durante el cálculo del transporte, el peso de las partículas se compara con el mapa de importancia después de cada interacción de partículas y cada vez que una partícula cruza a una nueva celda de importancia en el mapa.

Al igual que otros códigos de blindaje, MAVRIC requiere que el usuario defina el problema como un conjunto de modelos físicos (las composiciones de los materiales, la geometría, la fuente y los detectores), así como algunos parámetros matemáticos sobre cómo resolver el problema (número de historias, etc.). Adicionalmente, para la reducción de varianza, MAVRIC requiere los planos de malla, que se usarán en los cálculos de ordenadas discretas, y la descripción de la fuente adjunta (la ubicación y la respuesta de cada *tally* a optimizar en el cálculo directo de Monte Carlo).

Gran parte de los *inputs* a MAVRIC son los mismos que los de MONACO e incluyen la descripción de la geometría utilizando el paquete de geometría general SCALE (SGGP, por sus siglas en inglés); el archivo de secciones eficaces; la descripción de la fuente en función de la posición, la energía y la dirección; las descripciones de los *tallies* (flujos sobre cuáles regiones, sobre cuáles detectores puntuales o sobre cuáles mallas); y funciones de respuesta (funciones de energía).

Los *outputs* constan de tablas que detallan los flujos de la región y de los detectores puntuales y sus respuestas, así como archivos para *tallies* de mallas.

Se pueden encontrar más detalles en el capítulo de MONACO del manual de SCALE.

FULCRUM – Interfaz gráfica de usuario

Fulcrum es una interfaz gráfica de usuario multiplataforma diseñada para crear, editar, validar y visualizar archivos de entrada, salida y datos de SCALE.

Históricamente, SCALE ha proporcionado varias interfaces gráficas de usuario, de propósito especial, que operan sólo en plataformas específicas y están débilmente integradas con los componentes computacionales y de datos de SCALE. Fulcrum, por el contrario, pretende proporcionar una única interfaz de usuario que se integra directamente con los recursos internos de SCALE para proporcionar una experiencia consistente entre Fulcrum y la interfaz de línea de comandos de SCALE.

Fulcrum conecta directamente al usuario con el formato de texto del *input* al tiempo que proporciona funciones en línea para ayudar a crear entradas correctas. Proporciona edición y navegación de *inputs*, ejecución de trabajos, superposición de resultados de malla dentro de una vista de geometría y trazado de datos desde la mayoría de los formatos de archivos SCALE. Un verificador de errores identifica interactivamente *inputs* mal formados con errores ortográficos u omisiones en la entrada de datos para todas las secuencias de SCALE.

VERIFICACIÓN Y VALIDACIÓN DEL CÓDIGO

Verificación

SCALE está provisto de ejemplos de prueba cuidadosamente diseñados por los desarrolladores para *verificar*, de manera sencilla, la correcta instalación y funcionalidad de SCALE.

ORNL proporciona un conjunto de resultados de referencia para cada ejemplo de prueba con el que se pueden comparar los resultados de cada instalación. Los ejemplos de prueba se ejecutan más fácilmente a través de Fulcrum seleccionando *Run SCALE Verification* en el menú *Run* en la barra de menú principal. Esto ejecutará todos los ejemplos de prueba de forma secuencial y presentará cualquier diferencia con los resultados generados por ORNL.

Una ejecución correcta *verifica* la compatibilidad del programa con el equipo en que fue instalado, la instalación de todos los módulos y otros archivos de datos requeridos, la compilación de cada módulo, la comunicación entre los distintos módulos y el procesamiento de los *inputs*.

El conjunto de ejemplos de prueba se encuentra en el directorio de ejemplos de la instalación de SCALE.

Validación

SCALE es un código cerrado, es decir, un código desarrollado por una organización externa y, en consecuencia, no es posible controlar su plan de *validación*. Sin embargo, es posible *validar* sus resultados utilizando tanto herramientas y documentación provista por el desarrollador, así como *benchmarks* publicados en TECDOCs de IAEA, estudios propios, etc.

El principal objetivo de la *validación* es determinar los márgenes de incerteza de cada tipo de cálculo. Se propone un enfoque de *validación* basado en simulaciones de *benchmarks* experimentales. Dichos *benchmarks* deben estar reportados adecuadamente y deben

permitir comparar de forma directa magnitudes calculadas con mediciones experimentales. Además, deben ser lo más similares posible a los casos de aplicación, especialmente con respecto a las fuentes de radiación y materiales involucrados, para asegurar que la utilización de SCALE se dé en el rango validado de problemas.

CAPÍTULO 3 PROCEDIMIENTO DE GENERACIÓN DE *INPUTS*

Durante el transcurso de este trabajo, tanto para la *validación* basada en simulaciones de *benchmarks* experimentales como para el estudio del componente de interés, se invirtió un tiempo considerable en la generación de los *inputs* tanto de ORIGEN como de MAVRIC. La obtención de resultados acordes a lo esperado son una consecuencia directa de la calidad de los *inputs*. Es por ello que este capítulo está dedicado a describir qué información y de qué manera se fue cargando en el archivo de entrada.

Previo a la creación del *input* de SCALE propiamente dicho fue necesario realizar un procesamiento inicial de los datos crudos, haciendo uso de una hoja de cálculo, para ponderar el flujo de irradiación teniendo en cuenta discontinuidad en las irradiaciones y para determinar las masas de cada especie atómica presente en el material a irradiar.

Generación del *input* para ORIGEN

El *input* de ORIGEN está organizado en dos casos, uno correspondiente a COUPLE y el otro al propio ORIGEN.

Input de COUPLE

El *input* de COUPLE está organizada en bloques y cada uno de ellos contiene una o más matrices, seguidas del terminador de bloque *t*. A partir de los parámetros de entrada que se definan, como por ejemplo el espectro de flujo del reactor en la posición de interés, COUPLE calculará las secciones eficaces a un grupo.

Si bien el *input* de COUPLE consta de nueve bloques, en todos los escenarios presentados en este trabajo se utilizaron los bloques **0\$\$** (bloque de asignación de unidades lógicas), **1\$\$** (bloque de constantes de control) y **9**** (bloque de ponderación del grupo). Los bloques tienen valores asignados por defecto y, para poder modificarlos, es necesario *llamar* a la matriz correspondiente.

Se puede generar muy fácilmente una biblioteca de activación de ORIGEN siempre que los grupos de energías, del espectro del flujo, sean consistentes con los que se utilizan en SCALE. En la Figura 3-1 se muestra un extracto del caso de COUPLE de uno de los *benchmarks* abordados. Se utiliza una estructura de 238 grupos del espectro de flujo del RA-1 y esto se indica con el número **238** en la matriz 18 del bloque **1\$\$** y con el número de unidad del recurso de reacción ORIGEN **80** en la matriz 3 del bloque **0\$\$**. Dado que el recurso de reacción contiene 238 grupos de neutrones, el flujo de RA-1 dado en la matriz **9**** tiene 238 entradas (en orden de energía descendente). La matriz 6 del bloque **0\$\$** define el número de unidad para el archivo de biblioteca ORIGEN de salida, **33** para este caso, y COUPLE generará una biblioteca *ft33f001* que luego será “llamada” por ORIGEN.

```

1 'This SCALE input file was generated by María Belén Moro
2 =couple
3 *****Espectro del RA-1 en la posición de irradiación Núcleo*****
4
5 0$$$ a3 80 a6 33 e
6 1$$$ a14 1 a16 8 0 238 e t
7 'flux spectrum (238group endf/b-vii)
8 9**
9 8.78E+05    6.82E+06    1.14E+07    1.47E+07    4.97E+07    6.77E+08
10 2.05E+09    7.44E+09    2.25E+10    1.29E+10    5.99E+10    4.74E+10
11 1.49E+10    6.23E+10    5.46E+10    1.83E+10    8.06E+09    6.45E+09
12 1.23E+10    1.05E+10    2.03E+10    1.67E+10    1.79E+10    4.77E+09
13 6.22E+09    3.61E+09    1.17E+10    2.19E+10    2.17E+10    2.79E+09
14 2.21E+10    8.84E+09    7.60E+09    1.73E+10    1.00E+10    8.94E+09
15 5.46E+09    6.84E+09    2.87E+10    2.85E+10    3.70E+10    3.12E+10
16 1.55E+10    2.30E+10    1.39E+10    2.95E+09    7.37E+09    2.21E+09
17 1.56E+10    1.09E+10    2.86E+09    7.73E+09    2.82E+10    1.22E+10
18 2.50E+10    1.70E+10    1.93E+10    1.03E+10    1.76E+10    2.59E+10
19 2.49E+09    1.31E+10    8.93E+09    7.06E+09    2.36E+09    1.19E+10
20 8.85E+09    1.93E+09    1.58E+10    1.13E+10    1.94E+10    1.14E+09
21 1.16E+10    3.49E+10    3.97E+09    1.01E+10    7.91E+09    6.79E+08
22 4.42E+09    2.03E+09    2.49E+10    1.47E+09    2.00E+09    3.68E+09
23 4.55E+09    6.22E+09    5.50E+09    1.48E+09    2.98E+09    3.17E+09
24 3.82E+09    2.23E+09    3.70E+09    1.92E+09    5.88E+09    1.58E+09
25 1.61E+09    1.66E+09    1.10E+09    1.57E+09    2.33E+09    1.61E+09
26 2.19E+09    1.96E+09    2.02E+09    7.41E+08    1.69E+09    1.58E+09
27 2.43E+09    1.50E+09    1.45E+09    8.70E+08    2.68E+09    9.30E+08
28 2.36E+09    5.10E+09    5.60E+09    6.11E+09    4.01E+09    2.84E+09
29 3.02E+09    1.57E+09    4.96E+09    3.56E+09    3.35E+09    2.80E+09
30 2.71E+09    3.70E+09    4.67E+09    1.98E+09    8.15E+09    5.50E+09
31 6.71E+09    7.23E+09    1.23E+09    2.07E+09    2.19E+09    2.25E+09
32 2.34E+09    6.06E+09    4.45E+09    2.96E+09    1.01E+10    4.12E+09
33 3.78E+09    6.27E+09    1.94E+09    9.86E+08    5.98E+08    2.06E+09
34 2.15E+09    2.18E+09    2.30E+09    2.38E+09    2.22E+09    2.06E+09
35 2.42E+09    2.51E+09    3.53E+09    1.82E+09    2.55E+09    2.99E+09
36 3.16E+09    3.30E+09    3.52E+09    2.07E+09    2.15E+09    2.27E+09
37 2.31E+09    2.34E+09    1.24E+09    1.27E+09    1.30E+09    1.36E+09
38 5.48E+08    5.37E+08    5.65E+08    5.54E+08    5.68E+08    5.88E+08
39 5.75E+08    5.79E+08    6.12E+08    5.77E+08    5.92E+08    6.01E+08
40 6.10E+08    6.21E+08    6.18E+08    1.59E+09    1.63E+09    1.70E+09

```

Figura 3-1: Extracto de una entrada de COUPLE *Benchmark 1*.

Input de ORIGEN

En la Figura 3-2 se presenta la estructura del *input* de ORIGEN que continúa con el ejemplo de la Figura 3-1. La entrada de ORIGEN es jerárquica y está organizada en cuatro niveles siendo el nivel 0, nivel *raíz*, el único permitido entre los comandos *=origen* y *=end*.

El bloque **bounds {}**, que se encuentra en el nivel 0 y es válido para todo el *input*, dicta los grupos de energía para los espectros de emisión y los cálculos de fuentes. En particular, en el extracto de la Figura 3-2 se utilizaron los límites de energía para la estructura de 19 grupos gamma (Tabla 10.1.18 de [15]).

```

51=origen
52 bounds{
53   gamma=[ % Table 10.1.18. Energy boundaries for the 19 gamma group structure - Manual SCALE 6.2.4
54   2.00E+07 1.00E+07 8.00E+06 6.50E+06 5.00E+06 4.00E+06
55   3.00E+06 2.50E+06 2.00E+06 1.66E+06 1.33E+06 1.00E+06
56   8.00E+05 6.00E+05 4.00E+05 3.00E+05 2.00E+05 1.00E+05
57   4.50E+04 1.00E+04
58 ]
59 }
60 case{
61   lib {
62     file="ft33f001"
63     pos=1
64   }
65   % Probetas de SS en Portaprobetas de Aluminio
66   mat {
67     units="grams"
68     iso=[c=0.028 si=3.929 mn=3.050 p=0.019 s=0.001 cr=25.411 mo=3.713 ni=19.936 cu=1.694 n=0.110 fe=87.517 mg=4.903 zn=1.022 ti=0.613 al=392.256]
69   }
70   % custom units
71   time {
72     units = HOURS
73     t = [24.7 51.3 123.7 125.3 148.2 171.3 195.1 226.7 338.4 363.1 371.6 459.2 677.2 695.8 697.8 702.8 795.7 815.1 817.8 842.3 851.6 987.0 1036.]
74   }
75   % flux irradiation history
76   flux = [1.08e+12 3.72e+10 8.20e+10 7.50e+11 8.21e+10 1.29e+11 3.51e+11 1.41e+11 1.86e+11 6.02e+11 7.02e+11 1.86e+11 2.72e+10 1.60e+11 1.04e+12 2.]
77   gamma=yes
78   %save=yes %produce f71
79   print{
80     gamma{ summary=yes
81             spectra=yes}
82     nuc {
83       total=yes
84       units=curies}
85   }
86   save{
87     file="Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71"
88     steps=ALL
89   }
90 }

```

Figura 3-2: Extracto de entrada de ORIGEN. *Benchmark 1*.

Una única secuencia de ORIGEN puede contener un número ilimitado de bloques de casos. Cada bloque **case (ID) {}** se procesa en orden y puede representar un cálculo independiente o una continuación del caso anterior. Los tres componentes más importantes de un caso son:

1. la biblioteca ORIGEN y los datos de la matriz de transición establecidos en ella para usar, **lib {}**;
2. las cantidades iniciales de nucleidos, **mat {}**; y,
3. la historia del flujo, **time {}** y **flux {}**.

Las cantidades iniciales de nucleidos y la historia del flujo cargadas en el *input* presentado en la Figura 3-2 (y en todos los casos de estudio de este trabajo) se obtuvieron en la instancia de procesamiento inicial de datos mientras que la biblioteca ORIGEN utilizada, *ft33f001*, se obtuvo *corriendo* la entrada de COUPLE (Figura 3-1) en un bloque previo en el mismo archivo.

El cálculo de emisión de desintegración se inicia con el bloque apropiado dentro del bloque **case (ID) {}**; en el ejemplo dado se utilizó el comando **gamma=yes**. La estructura de grupo para cualquier resultado de espectros de emisión está determinada por los límites de energía proporcionados en el bloque **bounds {}**.

ORIGEN puede guardar cualquier resultado (isotópicos y espectros de origen) en un archivo binario especial de concentraciones de ORIGEN (*.f71*). El archivo es una secuencia simple de soluciones y los nuevos resultados simplemente se agregan al final de un archivo existente. El archivo *.f71* puede ser leído por el módulo OPUS para llevar a cabo un post-procesamiento de los resultados.

El análisis de los resultados de ORIGEN a menudo implica la evaluación de grandes cantidades de datos de salida que pueden incluir inventarios de nucleidos y elementos dependientes del tiempo, propiedades de desintegración radiológica y espectros de fuentes de emisión. La visualización de los datos de salida de ORIGEN proporciona un medio para evaluar rápidamente los nucleidos dominantes en un problema, identificar tendencias importantes en los resultados y proporcionar información sobre el problema, que no se obtiene fácilmente de otra manera. OPUS ha sido desarrollado para leer y procesar el archivo de resultados de concentración binaria ORIGEN (.f71) en un formato que se ingresa fácilmente en softwares de análisis de datos y gráficos.

Continuando con el ejemplo anterior, en la Figura 3-3 se presenta el bloque de OPUS creado para obtener datos de salida correspondientes a ciertos puntos de interés, elegidos estratégicamente para poder presentar los resultados de manera adecuada en el próximo capítulo.

```

93 =opus
94 data="Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71"
95 typarams=nuclides
96 time=hours
97 units=grams
98 libtype=all
99 nposition= 1 57 58 59 60 61 62 63 64 65 end
100 end
101 =opus
102 data="Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71"
103 typarams=nuclides
104 time=hours
105 units=curies
106 libtype=all
107 nposition= 1 57 58 59 60 61 62 63 64 65 end
108 end
109 =opus
110 data="Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71"
111 typarams=gspectrum
112 time=hours
113 units=particles
114 libtype=all
115 nposition= 1 57 58 59 60 61 62 63 64 65 end
116 end

```

Figura 3-3: Extracto de bloque OPUS *Benchmark 1*.

Por último, es importante destacar que ORIGEN trabaja con ciertas unidades establecidas por defecto, las cuales se encuentran detalladas en [15]. Es necesario ejecutar ciertos comandos si se desea obtener (y/o ingresar) magnitudes en otras unidades.

Generación del *input* para MAVRIC

El *input* de MAVRIC consta de tres líneas de texto al inicio del archivo y luego está estructurado en varios bloques. Las líneas de texto incluyen la línea de comando **=mavric**, el título del problema y el nombre de la biblioteca de secciones eficaces SCALE (v7-27n19g en el ejemplo de la Figura 3-4).


```

1 =mavric
2 Benchmark1 tiempo=4244.8 horas
3 v7-27n19g
4 '-----

```

Figura 3-4: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (inicio).

En cuanto a los bloques, existen doce de los cuales tres son requeridos (*Composition*, *Geometry* y *Sources*) y nueve son opcionales (*Cell Data*, *Array*, *Volume*, *Plot*, *Definitions*, *Tallies*, *Parameters*, *Biasing* y *Importance Map*). Los bloques relacionados con el material y la geometría deben enumerarse primero y en el orden especificado en [15]. Los demás bloques se pueden enumerar en cualquier orden. Cada bloque comienza con el comando **=read xxxx** y terminal con el comando **=end xxxx**. A continuación, se describen brevemente los bloques utilizados en este trabajo.

Bloque *Composition*

La entrada de información de materiales sigue el formato estándar de SCALE y se pueden utilizar materiales básicos que estén cargados en la biblioteca SCALE (Figura 3-5) así como materiales completamente definidos por el usuario, utilizando isótopos con secciones eficaces conocidas (Figura 3-6).

```

4 '-----
5 ' Composition Block - standard SCALE input
6 '-----
7 read composition
8   ss316s 1 1.0 293.0 end
9   al 2 den=2.7 1.0 293.0 end
10 end composition
11 '-----

```

Figura 3-5: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (composition).

```

4'-----
5' Composition Block - standard SCALE input
6'-----
7 read composition
8   wtptU3Si5 1 9.252 3 14000 16.43 92238 83.40 92235 0.17 1.0 293.0 end
9   plexiglas 2 1.0 293.0 end
10 end composition
11'-----

```

Figura 3-6: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 3-A* (composition).

Las instrucciones de entrada de los materiales se encuentran en el capítulo 7 de [15] y en la sección 7.2 *Standard Composition Library* se pueden encontrar las listas de las diferentes bibliotecas de secciones eficaces y los nombres de los materiales estándar.

Bloque *Geometry*

MAVRIC utiliza el módulo funcional Mónaco para el cálculo directo de Monte Carlo. Mónaco rastrea partículas a través de la geometría física descrita por los bloques de entrada SGGP, así como a través de cualquier malla de *tallies* que se define en las coordenadas globales y se superpone a la geometría física.

En el extracto de la Figura 3-7 se muestra la representación de abstracta de tres cilindros de acero inoxidable del *Benchmark 1* dentro del correspondiente portaprobetas de aluminio, también representado por un cilindro (*cylinder*). El cubo (*cuboid*) representa los límites del modelo. Dentro del bloque *Geometry*, además de armar las geometrías se asignan a cada una de ellas los materiales declarados en el bloque *Composition* (definición de *media*). Con asignar un 0 en *media* el programa entiende que se trata de *vacío* sin necesidad de declararlo en el bloque *Composition*.

Si bien en este trabajo se plantearon geometrías relativamente sencillas, es importante destacar que SCALE permite versatilidad a la hora de proponer geometrías.

En la Figura 4-4 se observa la representación gráfica de la entrada de la Figura 3-7.

```

11 '-----
12 ' Geometry Block - SCALE standard geometry package (SGGP)
13 '-----
14 read geometry
15     global unit 1
16         cylinder 1 0.95 2.5 4.5
17         cylinder 2 0.95 -1 1
18         cylinder 3 0.95 -2.5 -4.5
19         cylinder 4 1.6 6 -6
20         cylinder 5 1.99 10 -10
21         cuboid 99 14 -14 14 -14 14 -14
22
23         media 1 1 1
24         media 1 1 2
25         media 1 1 3
26         media 0 1 4 -1 -2 -3
27         media 2 1 5 -4
28         media 0 1 99 -5
29     boundary 99
30 end geometry

```

Figura 3-7: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (geometry).

Bloque Definitions

El bloque *Definitions* define diferentes tipos de datos que se utilizan en otros bloques de MONACO.

En el extracto de la Figura 3-8 se definen en primer lugar la ubicación (*location*) y función de respuesta del detector (*response*). La función de respuesta con *doseData=9508* representa la tasa de dosis equivalente ambiental en [Sv/h] y se la utilizó para todos los cálculos de este trabajo. A continuación, en *distribution* se define la distribución en espacio, energía, dirección y tipo de partícula de la fuente a considerar especificando el archivo donde se encuentra la información, es decir, el archivo *.f71* obtenido como *output* de ORIGEN. Es interesante notar que el archivo "*Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71*" generado a partir de ejecutar ORIGEN con la entrada de la Figura 3-2 es el mismo que se especifica en la entrada de MAVRIC de la Figura 3-8. A continuación, se describen los planos que delimitan la zona donde se medirá la respuesta del detector (*xplanes*, *yplanes*, *zplanes*). Por último, se definen los límites de energía (*energyBounds*).

```

36 read definitions
37   location 1
38     title="Detector de dosis"
39     position 1.99 0 0
40   end location
41   response 1
42     doseData=9508
43   end response
44   distribution 1
45     title='Espectro de decaimiento gamma de probetas SS y portaprobetas de Al'
46     special="origensBinaryConcentrationFile"
47     filename="D:\Users\belen\Desktop\f71 Benchmarks\Espectro_Gamma_b1_19g_d_r0.f71"
48     parameters 58 5 end
49   end distribution
50   gridGeometry 1
51     title="Mallado contenedor del portaprobetas de Al"
52     xplanes -14 -10 -6 -1.99 1.99 6 10 14 end
53     yplanes -14 -10 -6 -1.99 1.99 6 10 14 end
54     zplanes -14 -10 -6 -1.99 1.99 6 10 14 end
55   end gridGeometry
56   energyBounds 1
57     19p
58   end energyBounds
59 end definitions

```

Figura 3-8: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (definitions).

Bloque Sources

El bloque *Sources* especifica qué fuentes usar, que pueden ser de fotones o de neutrones. Se permiten múltiples fuentes y cada una se prueba según su *strength*, en relación con el *strength* total de todas las fuentes. Es posible introducir un sesgo (*bias*) para ponderar de manera adecuada los pesos de las partículas de las distintas fuentes.

Además, para cada fuente definida por el usuario, el usuario puede especificar la distribución espacial, la distribución de energía y la distribución direccional por separado. Hay muchas opciones disponibles para cada distribución y, a menos que se especifique lo contrario, se utilizan los valores predeterminados.

Para el *Benchmark 1*, dado que cada conjunto de probetas de acero inoxidable se encontraba ubicado en compartimentos separados del portaprobetas de aluminio (como se detallará en el CAPÍTULO 4), se definieron tres fuentes puntuales de emisión gamma (Figura 3-9).

```

60 read sources
61   src 1
62       title="Cilindro de SS_puntual"
63       photon
64       strength=3.24E+08
65       origin
66           x=0
67           y=0
68           z=3.5
69       eDistributionID=1
70   end src
71   src 2
72       title="Cilindro de SS_puntual"
73       photon
74       strength=3.24E+08
75       origin
76           x=0
77           y=0
78           z=0
79       eDistributionID=1
80   end src
81   src 3
82       title="Cilindro de SS_puntual"
83       photon
84       strength=3.24E+08
85       origin
86           x=0
87           y=0
88           z=-3.5
89       eDistributionID=1
90   end src
91 end sources

```

Figura 3-9: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (sources).

Bloque *Tallies*

El bloque *Tallies* le indica a Mónaco qué calcular: flujos en ciertos puntos del espacio (detectores puntuales), flujos en ciertas regiones geométricas o flujos en cada vóxel de una malla. Para las evaluaciones del *Benchmark 1* se definió un *tally* malla de fotones (Figura 3-10). Los flujos calculados se pueden integrar con funciones de respuesta para calcular la dosis, la velocidad de reacción o alguna otra cantidad similar a una dosis.

```

92 read tallies
93   meshTally 1
94       gridGeometryID=1
95       title="Posicion detector"
96       photon
97       responseID=1
98   end meshTally
99 end tallies

```

Figura 3-10: Extracto *input* MAVRIC *Benchmark 1* (tallies).

Bloque *Parameters*

El bloque *Parameters* establece información para el cálculo de Monte Carlo a ser utilizados por Mónaco como, por ejemplo, las partículas utilizadas para el transporte (neutrones y/o fotones), número de lotes (*batches*), tiempo máximo de cálculo por lote, entre otros.

En el capítulo 8 de [15] se encuentran las instrucciones para poder armar los bloques *Geometry*, *Definitions*, *Sources*, *Tallies* y *Parameters*, entre otros que no se han utilizado en este trabajo.

Bloque *Importance Map*

El bloque *Importance Map* enumera los parámetros necesarios para crear un mapa de importancias y un flujo adjunto.

Para problemas estándar de fuente/detector en los que se debe optimizar un *tally* en el cálculo directo de Monte Carlo, es necesario construir un flujo adjunto ubicado en el mismo lugar que el *tally*, con un espectro de fuente adjunto igual a la función de respuesta que está calculando el *tally*. El flujo adjunto requiere un número de identificación único y positivo, una ubicación física y un espectro de energía. La ubicación puede ser especificada por una ubicación puntual o por un volumen descrito por un *box* ("*boundingBox*") como el que se utilizó para el caso de aplicación (Figura 3-11).

```

132  read importanceMap
133      gridGeometryID=40
134      adjointSource 1
135          boundingBox 35 25 5 -5 5 -5
136          responseID=1
137      end adjointSource
138
139      adjointSource 2
140          boundingBox 130 120 5 -5 5 -5
141          responseID=1
142      end adjointSource
143      macromaterial
144          mmRayTest
145          mmSubCell=3
146      end macromaterial
147      respWeighting
148  end importanceMap

```

Figura 3-11: Extracto *input* MAVRIC – Caso de aplicación (importance map).

Además, se requiere el uso de una *gridGeometry*, que se debe definir previamente en el bloque *Definitions*, que se superponga a la geometría física del caso de estudio (Figura 3-12).

```

37     gridGeometry 40
38     title="Geometría para mapa de importancias"
39     xlinear 5 -135 -25
40     xlinear 4 -25 -5
41     xlinear 1 -5 -0.2
42     xlinear 1 -0.2 0.2
43     xlinear 1 0.2 5
44     xlinear 4 5 25
45     xlinear 5 25 135
46     ylinear 5 -135 -25
47     ylinear 4 -25 -5
48     ylinear 1 -5 -0.22
49     ylinear 1 -0.22 0.22
50     ylinear 1 0.22 5
51     ylinear 4 5 25
52     ylinear 5 25 135
53     zlinear 5 -135 -30
54     zlinear 4 -30 -10
55     zlinear 1 -10 -1.85
56     zlinear 1 -1.85 1.85
57     zlinear 1 1.85 10
58     zlinear 4 10 30
59     zlinear 5 30 135
60     end gridGeometry

```

Figura 3-12: Extracto *input* MAVRIC – *Caso de aplicación* (definición de *gridGeometry* para importance map).

CAPÍTULO 4 VALIDACIÓN DE LA METODOLOGÍA DE CÁLCULO

En este capítulo se describen los *Benchmarks* utilizados para validar el código SCALE, las consideraciones realizadas para armar los archivos de entrada a ORIGEN y MAVRIC, los resultados de las simulaciones y las correspondientes comparaciones con los datos experimentales.

Las tareas relacionadas con la irradiación de los materiales (selección de materiales, diseño y fabricación del portaprobetas, preparación de las muestras, irradiación propiamente dicha, etc.) escapan del alcance de este trabajo.

Benchmark 1

El material de interés es acero inoxidable (SS, por sus siglas en inglés) símil AISI 316L para su uso en combustibles de tecnología ATF [16].

A partir de chapa de SS ASTM F139 y de barra de SS ASTM F138 se conformaron probetas (Figura 4-1) para realizar ensayos mecánicos (de dureza, de desgaste y *Small Punch Test*), de corrosión y análisis microestructural post-irradiación. Un tercio de las probetas fueron sometidas a un tratamiento superficial de carbonitrurado; un segundo tercio fue sometido a un tratamiento superficial de nitrurado mientras que las probetas restantes no fueron sometidas a ningún tratamiento superficial. Estos tratamientos superficiales se utilizan en materiales estructurales del reactor por sus propiedades mecánicas y anticorrosivas.

La finalidad de los ensayos mecánicos es evaluar el comportamiento del material con los dos tipos de recubrimiento frente al material base (sin recubrimiento). Si bien el acero AISI 316L (con y sin tratamiento superficial) ha sido ampliamente utilizado y estudiado para su uso en la industria nuclear, el particular interés sobre estos ensayos se debe al uso de una técnica novedosa de recubrimiento: en lugar de formarse una capa de nitruros, el nitruro está disuelto en una solución sólida.



Figura 4-1: Probetas de acero inoxidable símil AISI 316L - *Benchmark 1*.

Las probetas de acero inoxidable, cuya masa total es de 135,6 gramos, fueron colocadas dentro de un portaprobetas de aluminio 6061 (Figura 4-2), cuya masa es de 408,6 gramos. Posteriormente, se irradió el conjunto durante un tiempo discontinuo total de 200 hs en el canal de irradiación “Núcleo” del RA-1 (Figura 4-3) a 40 kW, máxima potencia disponible del reactor. En estas condiciones, el canal de irradiación se caracteriza por un flujo térmico de $1,5E12$ n/cm²s, epitérmico de $1,1E12$ n/cm²s y rápido de $3,7E11$ n/cm²s.

Una vez finalizada la irradiación se extrajo el portaprobetas y se lo colocó en un artefacto blindado de plomo (coloquialmente denominado *castillo*) ubicado en el mismo recinto del RA-1 hasta que las mediciones de tasas de dosis al contacto fueran aptas para manipular las muestras en atmósfera no controlada con elementos de protección personal básicos sin recaudos adicionales de protección radiológica. Al día de hoy, las muestras continúan decayendo y se cuenta con siete mediciones de tasas de dosis realizadas con un Geiger Marca THERMO con TELESONDA FHZ 612.



Figura 4-2: Portaprobetas de aluminio 6061 - *Benchmark 1*.

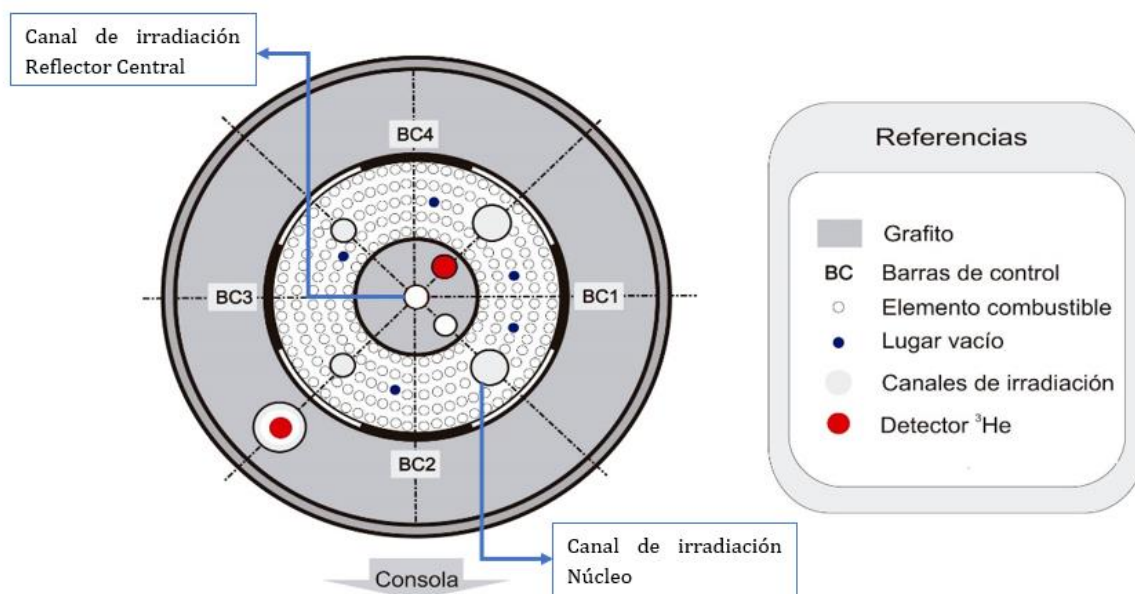


Figura 4-3: Configuración del núcleo del reactor RA-1, vista superior.

Para la entrada de COUPLE se utilizó la estructura de 238 grupos del espectro de flujo del RA-1 correspondiente al canal de irradiación “Núcleo”. Para los cálculos de ORIGEN, particularmente para completar el bloque **mat {}**, se consideró como muestra a irradiar el conjunto **probetas + portaprobetas** ya que es sobre este conjunto que se están tomando las mediciones de tasa de dosis. En este sentido, para la entrada de MAVRIC se modeló una geometría equivalente del conjunto respetando las masas correspondientes al acero inoxidable de las probetas (en azul en Figura 4-4 y Figura 4-5) y al aluminio 6061 del portaprobetas (en turquesa en Figura 4-4 y Figura 4-5). Es decir, el volumen de los tres cilindros azules (16.89 cm^3) equivale a la masa de acero inoxidable de todas las probetas a irradiar (135.6 g). Como puede observarse en la Figura 4-2, el portaprobetas cuenta con tres compartimentos y cada uno de ellos aloja un cierto número de probetas. Para que el modelo fuera lo más representativo posible del conjunto real (sin dejar de ser simple), en el que las probetas están distribuidas en compartimentos del portaprobetas, se tomó la decisión de dividir el volumen total del acero inoxidable en tres cilindros, constituyendo cada uno de ellos fuentes puntuales de emisión gamma (Figura 4-4).

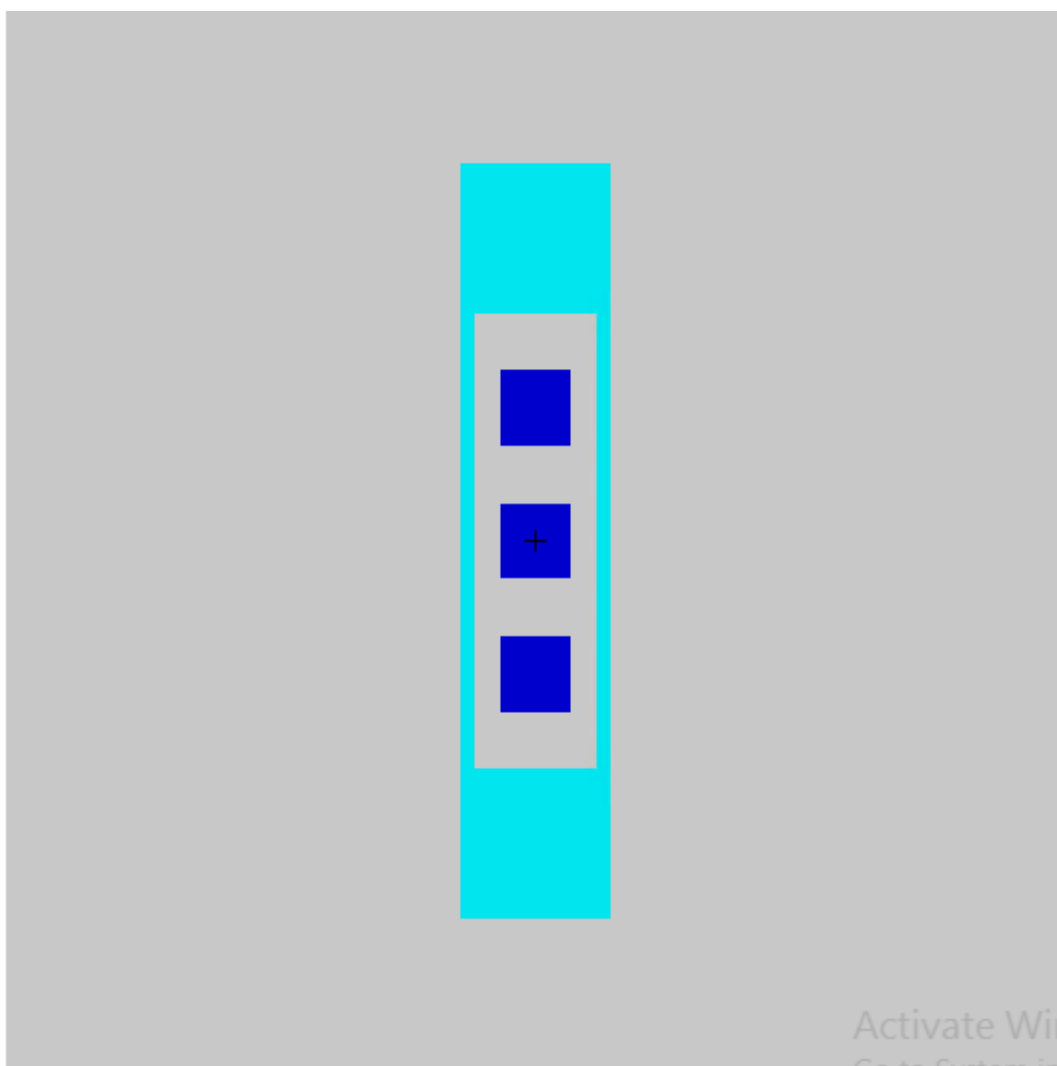


Figura 4-4: Vista X-Z (Y=0) del conjunto **probetas + portaprobetas**. *Benchmark 1.*

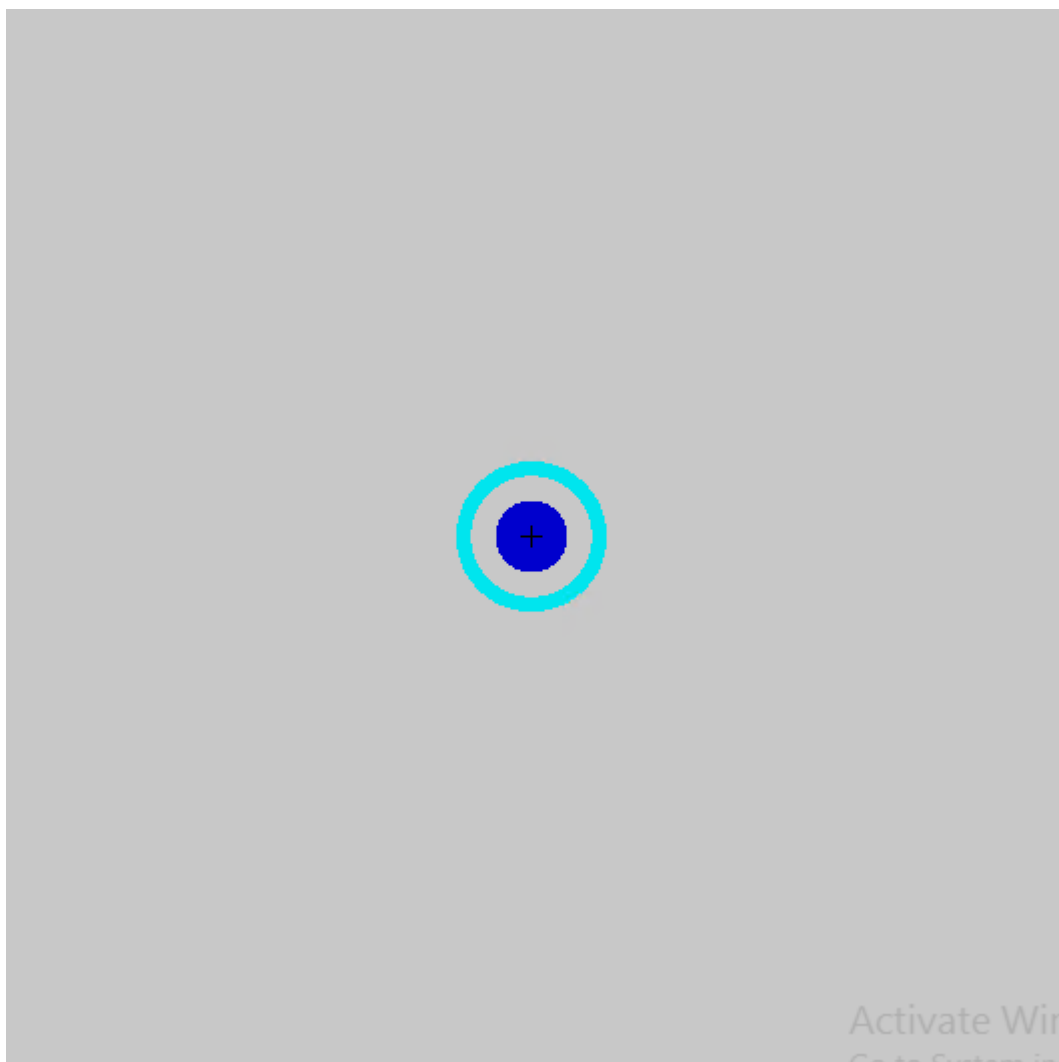


Figura 4-5: Vista X-Y($Z=0$) del conjunto **probetas + portaprobetas**. *Benchmark 1*.

En la Figura 4-6 se presenta la actividad del conjunto **probetas + portaprobetas** en función del tiempo transcurrido desde la última irradiación. Tal como era de esperarse, se observa una disminución de la actividad más acentuada en los primeros puntos, probablemente asociada a los decaimientos de ^{59}Fe y ^{51}Cr (con tiempos de vida media de 44 y 27.7 días, respectivamente), y luego la curva se atenúa. Un comportamiento similar se puede apreciar al analizar las curvas de tasas de dosis en función del tiempo de decaimiento (Figura 4-7); tanto en la curva correspondiente a las mediciones experimentales como en la curva construida a partir de los datos arrojados por MAVRIC se observa una disminución de la tasa de dosis con el tiempo.

Comparando ambas curvas se advierte que, a mayor tiempo de decaimiento, esto es, a mayor disminución de la tasa de dosis, la diferencia entre los pares de valores entre ambas curvas se redujo. A partir de esto podría inferirse que las últimas mediciones fueron realizadas con mayor precisión que las primeras en las que, probablemente, se buscó minimizar la exposición de los operadores por sobre la minuciosidad al momento de tomar la medición. Es importante señalar que, por otra parte, los valores extraídos del código de

cálculo se corresponden con el vóxel marcado con una cruz roja (Figura 4-8) y pueden no necesariamente coincidir con el punto de medición real, reforzando la idea anterior. Independientemente de estas diferencias, se obtuvieron valores del orden de lo esperado.

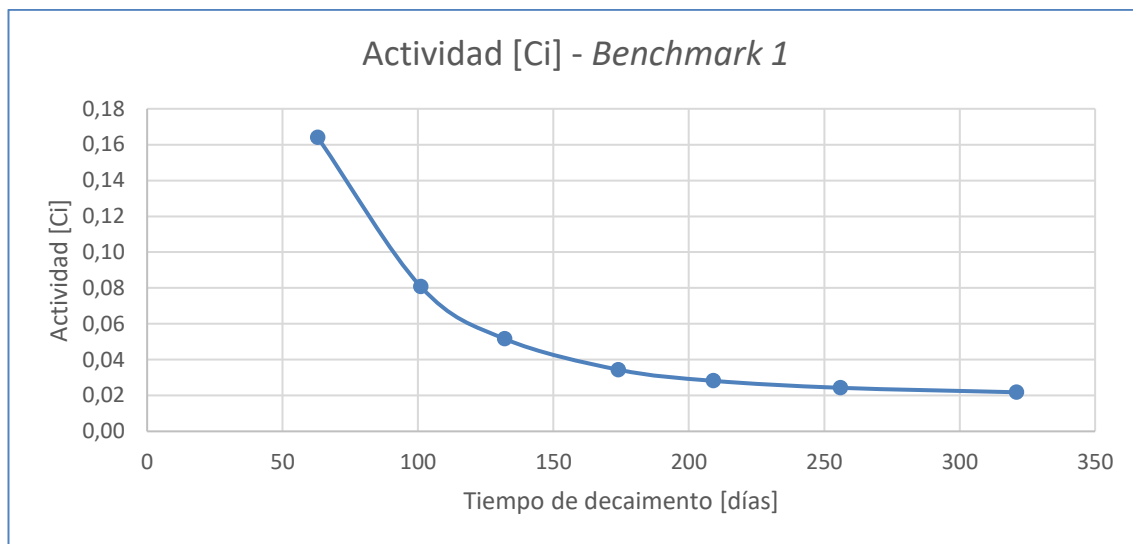


Figura 4-6: Actividad [Ci] - Benchmark 1.

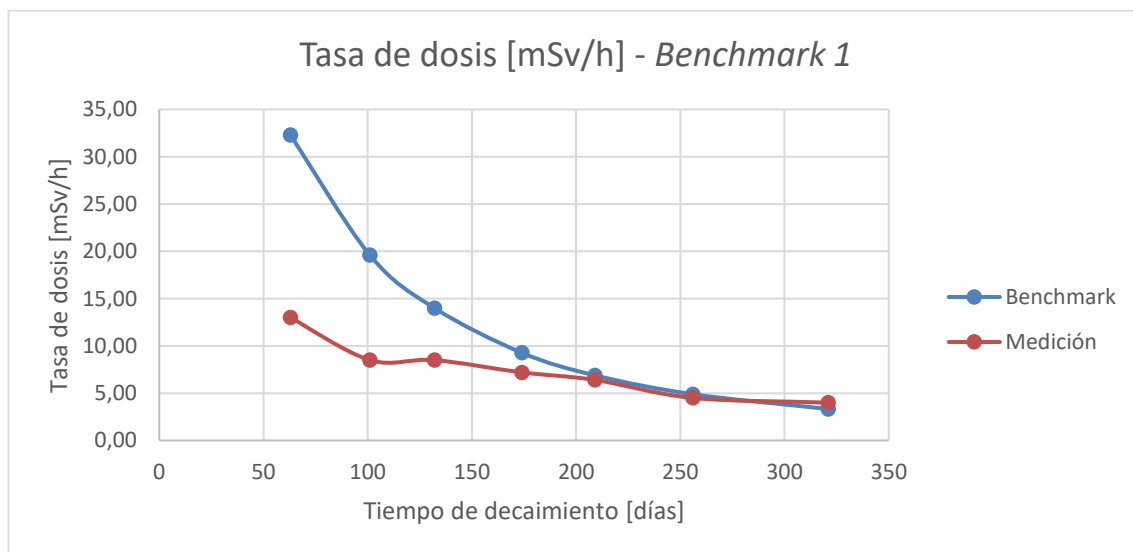


Figura 4-7: Tasa de dosis [mSv/h] - Benchmark 1.

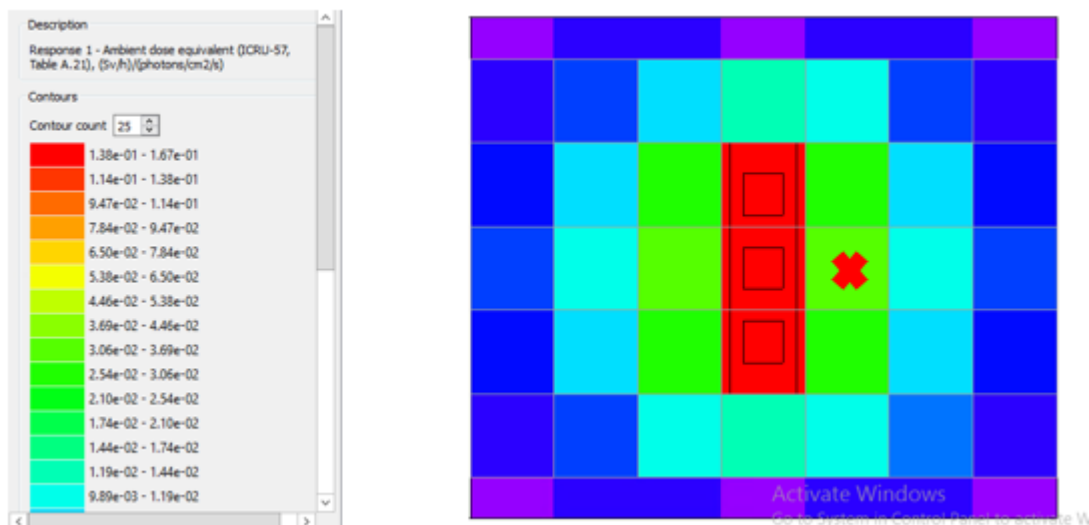


Figura 4-8: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – *Benchmark 1* - 63 días de decaimiento.

Benchmark 2

El material de interés es un acero similar al que se utilizó en la fabricación del recipiente de presión de la Central Nuclear Atucha II (CNA-II) [17][18].

A partir de acero forjado SA-508 clase 3 se conformaron probetas para ensayos de impacto Charpy y probetas para *Small Punch Test*. La finalidad de los ensayos es estudiar las variaciones en las propiedades del acero debidas a la irradiación y extrapolar los resultados al comportamiento del recipiente de presión de CNA-II.

Las probetas de acero forjado, cuya masa es de 371 gramos, fueron colocadas dentro de un portamuestras de Aluminio 6063 que posee cuatro tornillos de latón, cuyas respectivas masas son de 205 gramos y 12 gramos (Figura 4-9). Posteriormente, se irradió el conjunto durante 1760 hs discontinuas en el canal de irradiación “Núcleo” del RA-1 (Figura 4-3), con el reactor operando a 10 kW de potencia. En estas condiciones, el canal de irradiación se caracteriza por un flujo térmico de $3,65 \times 10^{11}$ n/cm²s, epitérmico de $2,68 \times 10^{11}$ n/cm²s y rápido de 9×10^{10} n/cm²s.

Finalizada la irradiación se retiró el portamuestras del canal, continuando el decaimiento de las muestras en el *castillo*. Al día de hoy, las muestras continúan decayendo y se cuenta con cinco mediciones de tasas de dosis realizadas con un Geiger Marca THERMO con TELESONDA FHZ 612.

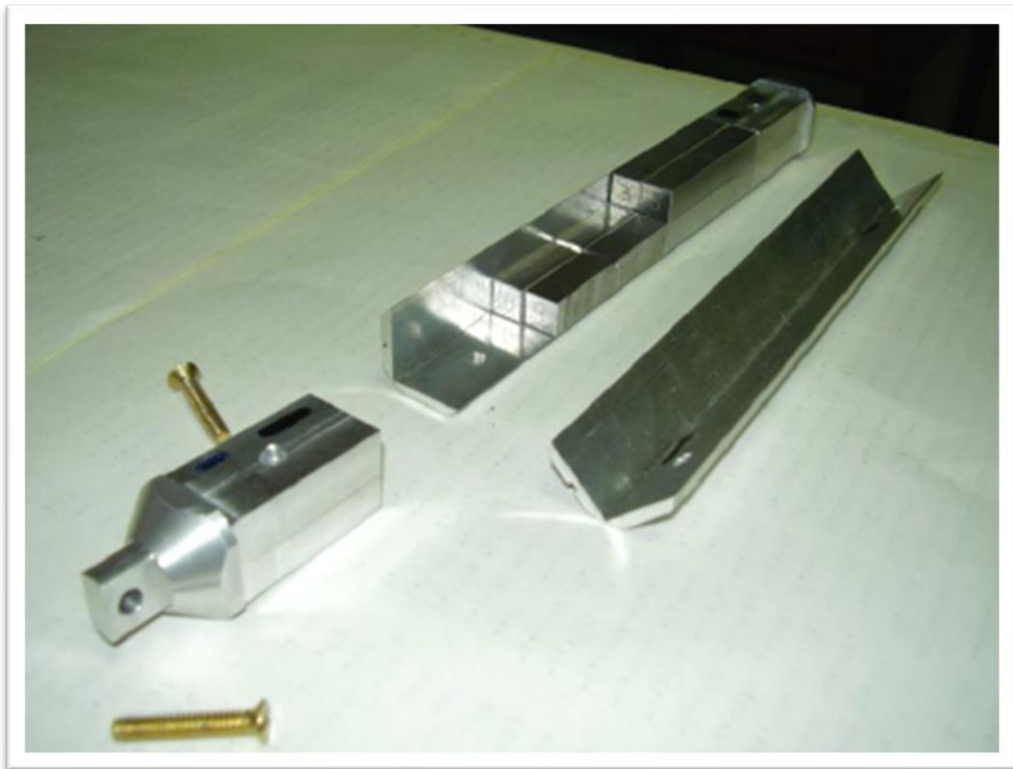


Figura 4-9: Probetas para ensayo de Charpy dentro de portaprobetas de Aluminio 6063 – *Benchmark 2*.

Al igual que para el *Benchmark 1*, se utilizó la estructura de 238 grupos del espectro de flujo del RA-1 correspondiente al canal de irradiación “Núcleo” para la entrada de COUPLE y para los cálculos de ORIGEN se consideró como muestra a irradiar el conjunto **probetas + portaprobetas**. Para la entrada de MAVRIC, en cambio, se consideró que todas las probetas de acero forjado SA-508 clase 3 (en azul en la Figura 4-10) se encontraban en un mismo compartimento del portaprobetas de aluminio 6063 (en verde en la Figura 4-10). También se modelaron los tornillos de latón (en turquesa en la Figura 4-10) que se aprecian en la Figura 4-9.

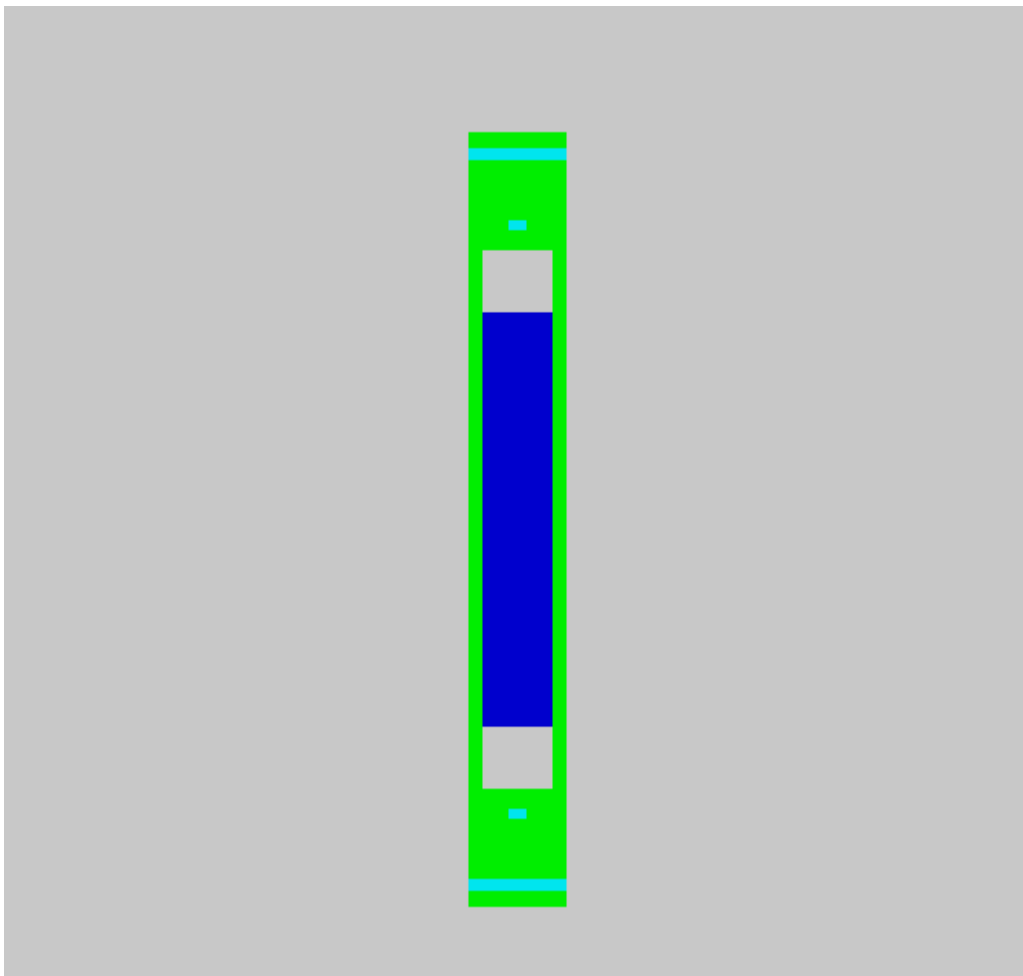


Figura 4-10: Vista X-Z ($Y=0$) del conjunto **probetas + portaprobetas**. *Benchmark 2*.

Es interesante mencionar que, en primera instancia, se propuso una única fuente puntual ubicada en el origen del modelo (Figura 4-11); sin embargo, al notar que con este modelo la zona “caliente” (en rojo en la Figura 4-11) se limitaba a la zona central y no abarcaba a todo el volumen correspondiente al acero forjado SA-508 clase 3, se optó por definir tres fuentes puntuales de emisión gamma equidistantes dentro del volumen del acero. De esta manera se obtuvieron resultados más cercanos a la realidad (Figura 4-12).

En la Figura 4-13 se comparan las tasas de dosis correspondientes a las mediciones experimentales con aquellas obtenidas mediante la simulación. Nuevamente se observa que los valores arrojados por el SCALE son del orden de los obtenidos experimentalmente.

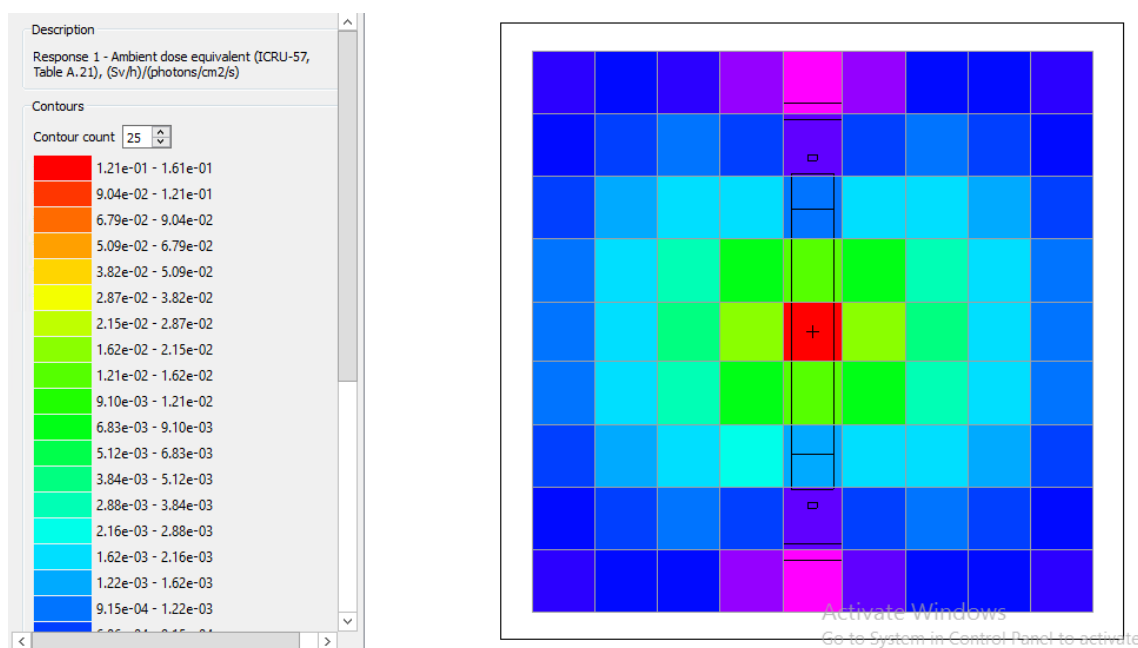


Figura 4-11: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – Benchmark 2 – 1 fuente puntual - 807 días de decaimiento.

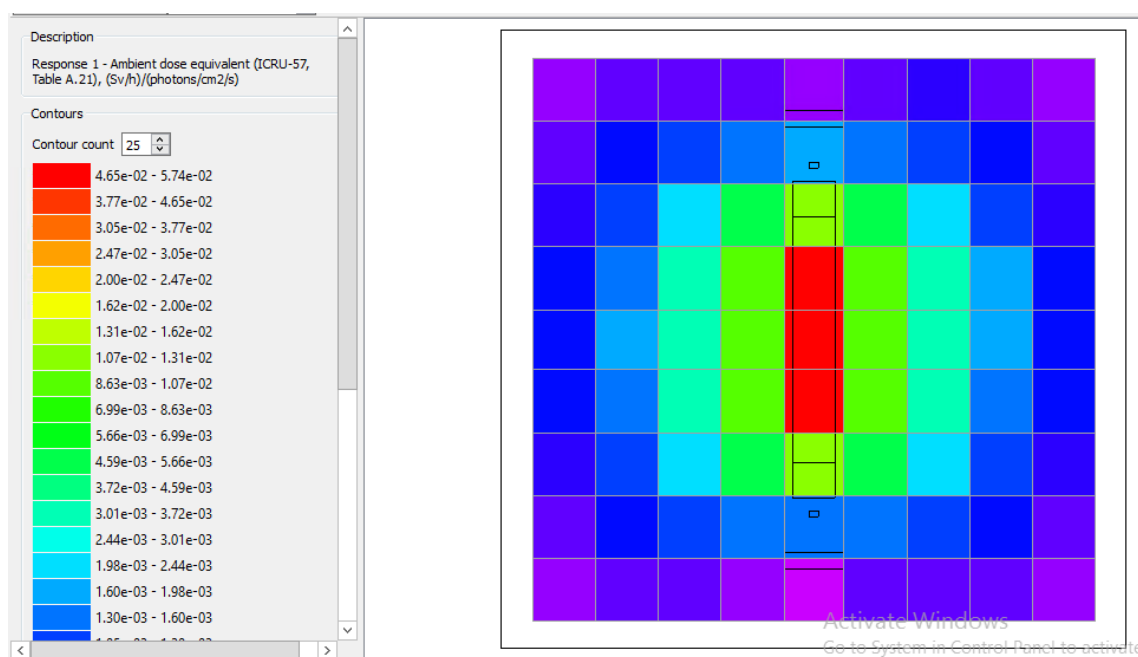


Figura 4-12: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] – Benchmark 2 – 3 fuentes puntuales - 807 días de decaimiento.

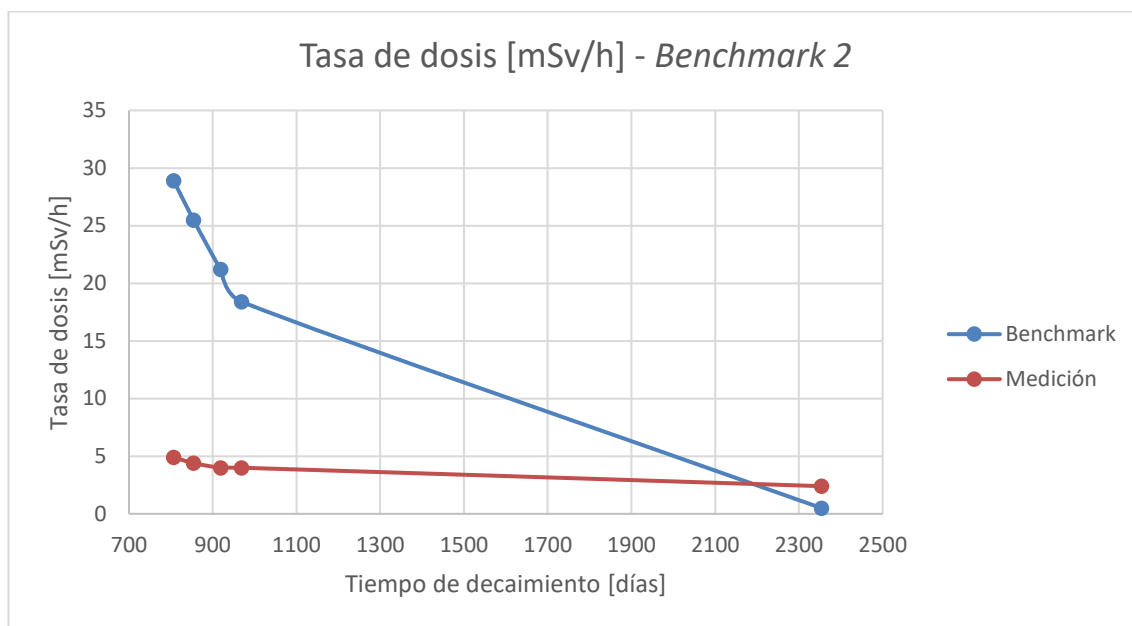


Figura 4-13: Tasa de dosis [mSv/h] - Benchmark 2.

Benchmark 3-A

El material de interés es polvo de una aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0,2 %) [19].

Se obtuvo, mediante fundición, una pequeña muestra cilíndrica, denominada coloquialmente *botón* de U_3Si_5 (uranio depletado 0,2 %). El *botón* quedó sumamente tensionado después del proceso de fundición de manera tal que a poco de haber solidificado se pulverizó naturalmente dando origen a un fino polvo de granulometría entre 100 y 300 μm (Figura 4-14).

Un gramo del polvo se introdujo en un cilindro construido por enrollamiento de 8 capas de papel aluminio de calidad comercial de 0,02 mm de espesor sobre una varilla matriz. El espesor alcanzado del recipiente, de 160 micrones, garantiza que los productos de fisión no atraviesen la pared del mismo. Cada uno de sus extremos fue cerrado por presión con una pinza de fuerza.

El conjunto **muestra + cilindro** fue colocado dentro un recipiente estanco de aluminio y posteriormente irradiado durante 223 hs discontinuas en el canal de irradiación "Reflector central" del RA-1 (Figura 4-3) con el reactor operando a 40 kW de potencia. En estas condiciones, el canal de irradiación se caracteriza por un flujo térmico de $7,50E11$ n/cm²s, epitérmico de $1,40E11$ n/cm²s y rápido de $4,20E11$ n/cm²s.

Finalizada la irradiación se retiró el recipiente estanco de aluminio de la posición y se mantuvo en piletta hasta que pudo ser extraído del reactor en contenedor de plomo y trasladado a una caja de guantes. El polvo de aleación fue extraído y colocado en un recipiente plástico sobre el que fueron tomadas todas las mediciones de tasa de dosis al contacto.



Figura 4-14: Polvo de aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %) – *Benchmark 3-A*.

A diferencia de los *benchmarks* anteriores, en esta oportunidad se utilizó la estructura de 238 grupos del espectro de flujo del RA-1 correspondiente al canal de irradiación “Reflector Central”. Para armar la entrada de ORIGEN, particularmente para completar el bloque **mat {}**, solamente se consideró como muestra a irradiar el polvo de aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %).

Para armar la entrada de MAVRIC se asumió que la muestra fue colocada en un vial convencional de laboratorio pudiéndose apreciar el modelo resultante en la Figura 4-15; en azul se representa un cilindro cuyo volumen se corresponde con un gramo del polvo irradiado mientras que en turquesa se representa el vial. Lo novedoso del *Benchmark 3-A* es que se utilizó otra modalidad de definición de los materiales en el Bloque *Composition*. Dado que no hay información cargada del U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %) en la biblioteca SCALE, fue necesario definirlo haciendo uso de los isótopos correspondientes cuyas secciones eficaces son conocidas y están cargadas en la biblioteca SCALE (Figura 3-6). Por último, es importante mencionar que se consideró una fuente puntual ubicada en el centro del cilindro azul y los valores extraídos del código de cálculo se corresponden con el vóxel marcado con una cruz roja (Figura 4-16).

En la Figura 4-17 se presenta la comparación de las tasas de dosis calculadas con respecto a las medidas experimentalmente. Nuevamente se observa que los valores arrojados por el SCALE son del orden de los obtenidos experimentalmente.

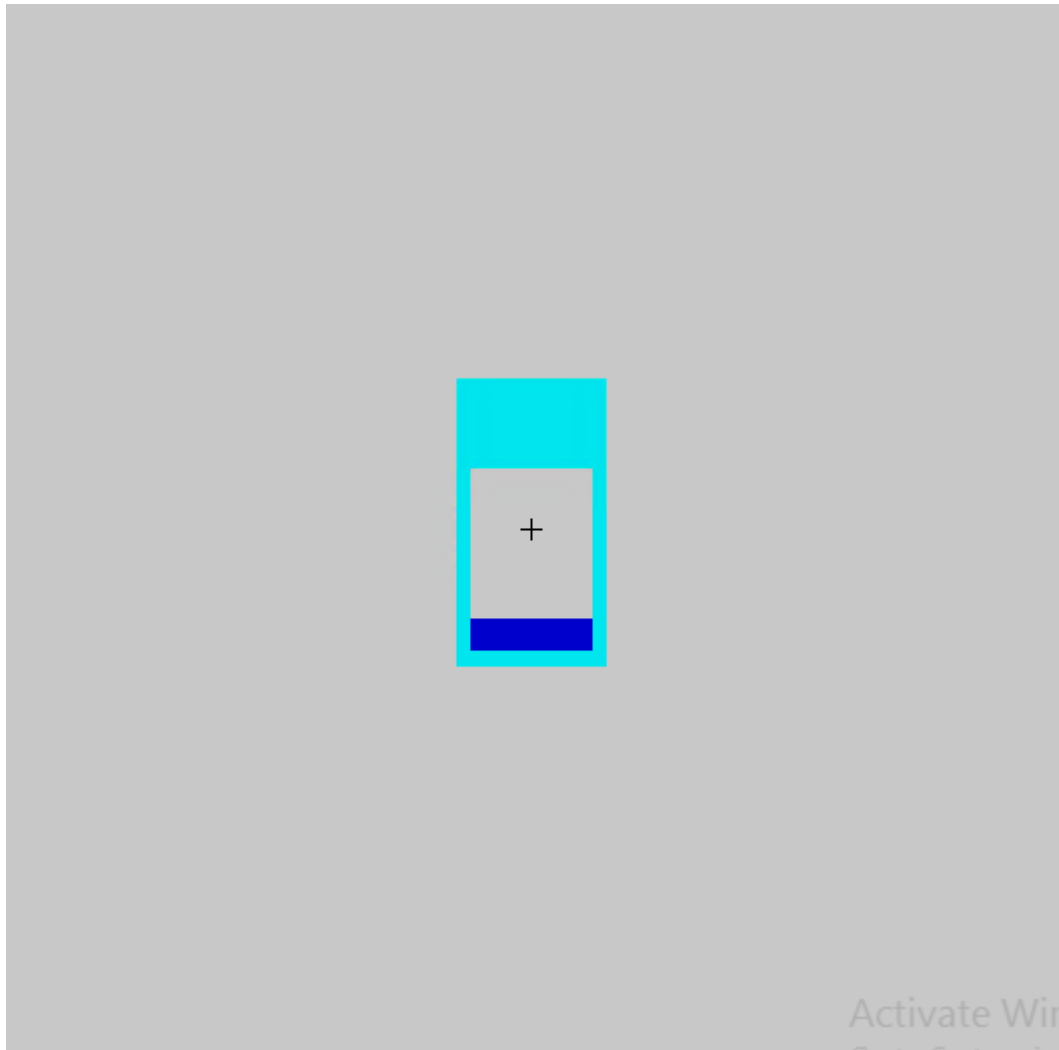


Figura 4-15: Vista X-Z ($Y=0$) Polvo de aleación de U_3Si_5 (uranio depletado 0.2 %) irradiado dentro de un vial. *Benchmark 3-A*.

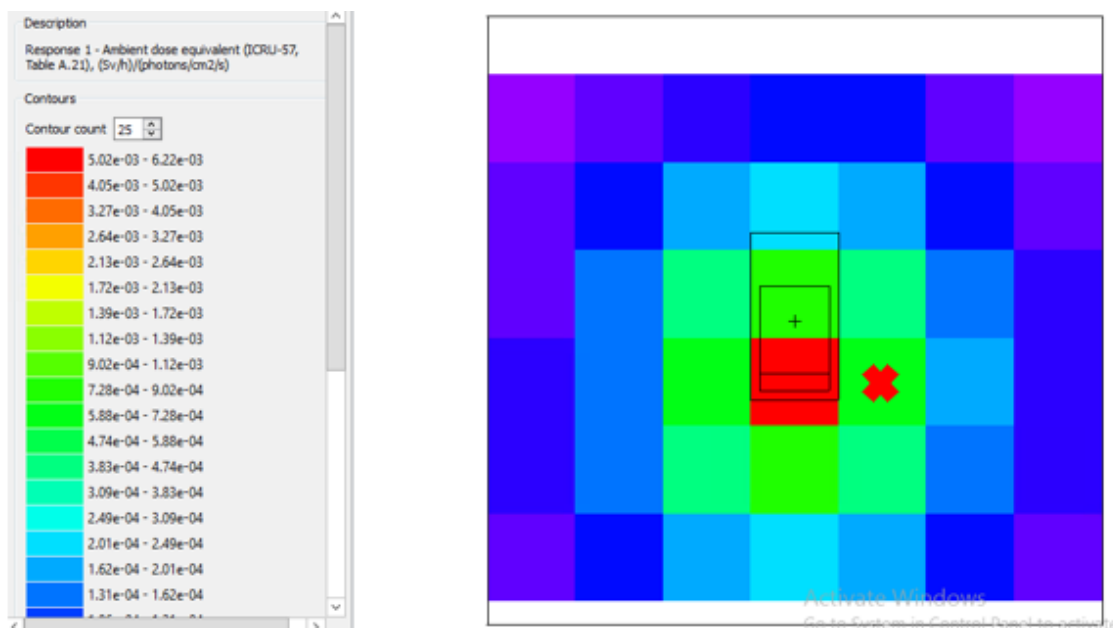


Figura 4-16: Vista X-Z (Y=0) mapa de tasa de dosis [Sv/h] - Benchmark 3-A - 287 días de decaimiento.

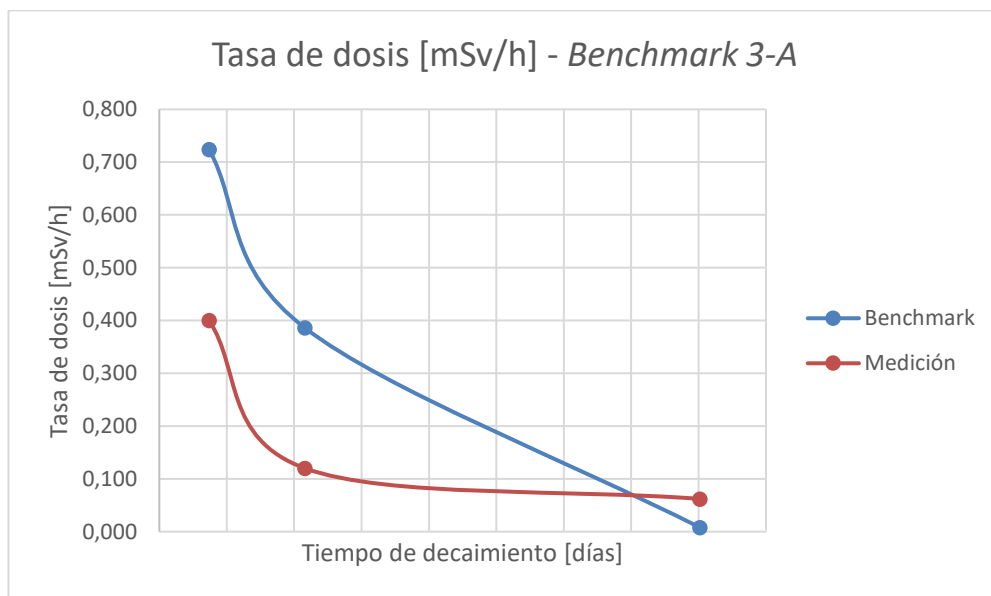


Figura 4-17: Tasa de dosis [mSv/h] - Benchmark 3-A.

Benchmark 3-B

El material de interés es polvo de una aleación de $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ (uranio depletado, 0,2%) [19].

Se obtuvo, mediante fundición, una pequeña muestra cilíndrica, denominada coloquialmente *botón* de $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ (uranio depletado 0,2 %) al que se le realizó un tratamiento térmico para homogeneizar la composición. Posteriormente, el *botón* fue

seccionado en rodajas utilizando un disco de diamante (Figura 4-18) y la muestra de polvo de la aleación $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ fue producida por molienda en un mortero de ágata a partir de pequeños trozos obtenidos por rotura por impacto de las rodajas cortadas del *botón* de fundición.

Al igual que en el *Benchmark 3-A*, una muestra del polvo se introdujo en un cilindro construido por enrollamiento de 8 capas de papel aluminio de calidad comercial de 0,02 mm de espesor sobre una varilla matriz. El espesor alcanzado del recipiente, de 160 micrones, garantiza que los productos de fisión no atraviesen la pared del mismo. Cada uno de sus extremos fue cerrado por presión con una pinza de fuerza.



Figura 4-18: *Botón* seccionado de la aleación $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ (uranio depletado 0.2 %) – *Benchmark 3-B*.

El conjunto **muestra + cilindro** fue colocado dentro un recipiente estanco de aluminio y posteriormente irradiado durante 731 hs discontinuas en el canal de irradiación “Reflector central” del RA (Figura 4-3), con el reactor operando a 40 kW de potencia; al igual que para el *Benchmark 3-A*, el canal de irradiación se caracteriza por un flujo térmico de $7,50\text{E}11 \text{ n/cm}^2\text{s}$, epitérmico de $1,40\text{E}11 \text{ n/cm}^2\text{s}$ y rápido de $4,20\text{E}11 \text{ n/cm}^2\text{s}$.

Finalizada la irradiación se retiró el recipiente estanco de aluminio de la posición y se mantuvo en pileta hasta que pudo ser extraído del reactor en contenedor de plomo y trasladado a una caja de guantes. El polvo de aleación fue extraído y colocado en un recipiente plástico sobre el que fueron tomadas todas las mediciones de tasas de dosis al contacto.

Para armar los *inputs* de COUPLE, ORIGEN y MAVRIC se tomaron las mismas consideraciones que para el *Benchmark 3-A*. En la Figura 4-19 se puede apreciar el modelo geométrico utilizado y en la Figura 4-20 se presentan la comparación de las tasas de dosis calculadas con respecto a las medidas experimentalmente. Nuevamente se observa que los valores arrojados por el SCALE son del orden de los obtenidos experimentalmente.

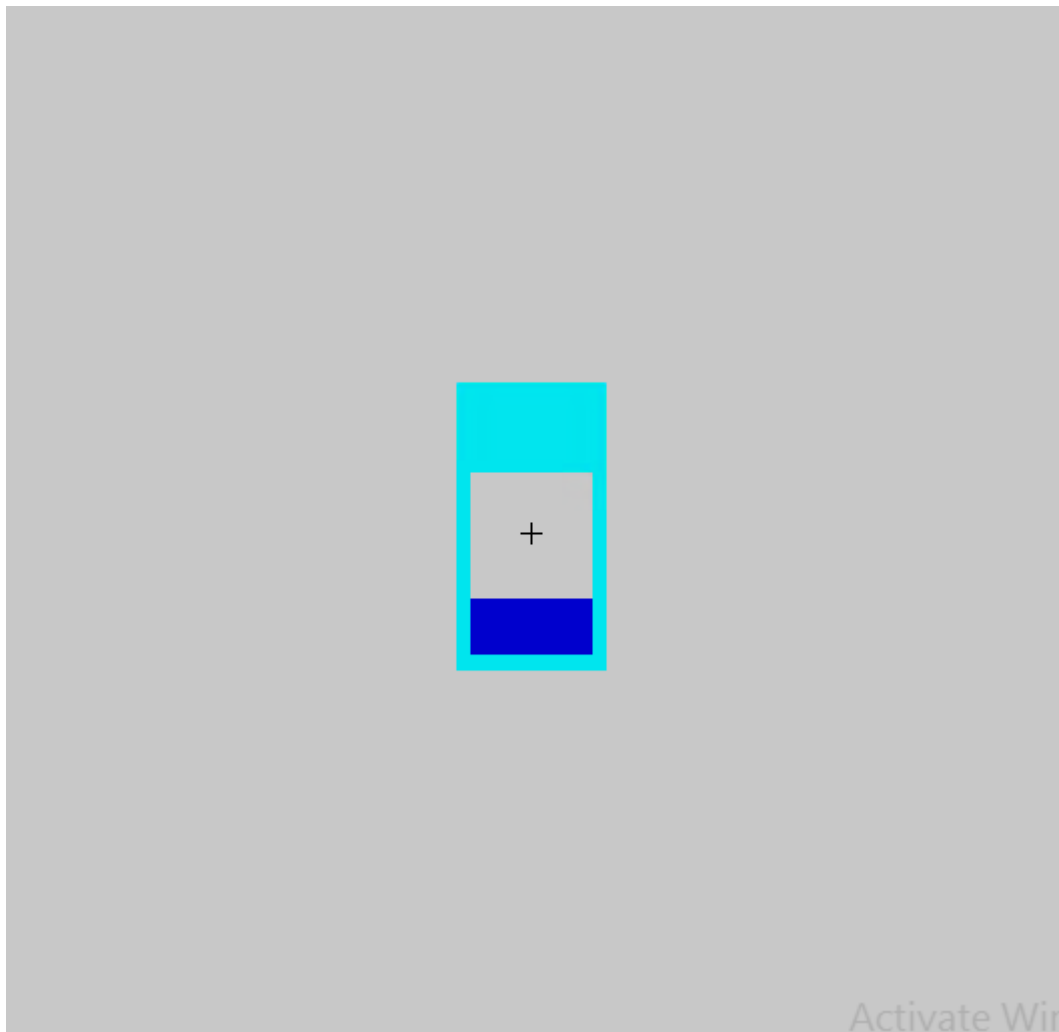


Figura 4-19: Vista X-Z (Y=0) Polvo de aleación de $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ (uranio depletado 0.2 %) irradiado dentro de un vial. *Benchmark 3-B.*

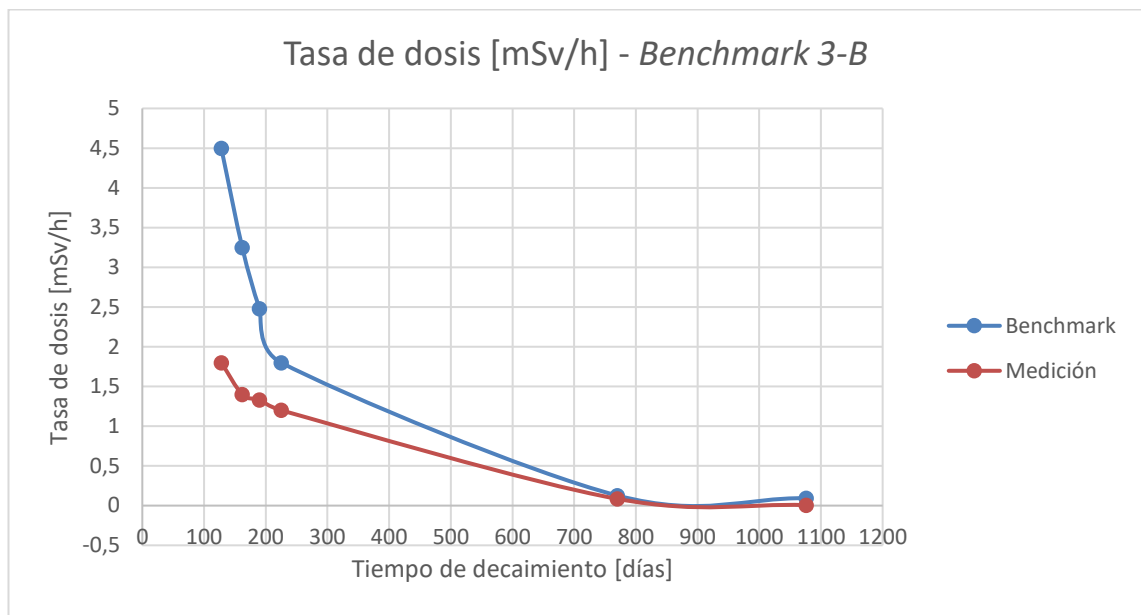


Figura 4-20: Tasa de dosis [mSv/h] - Benchmark 3-B.

Corolario del Capítulo 4

Es importante destacar el extenso trabajo que fue realizado para generar los *benchmarks* del cual aquí solo se presentó un pequeño porcentaje. Esto contribuyó a comprender el funcionamiento de la herramienta de cálculo, motivos de errores, etc. Mediante un enfoque basado en simulaciones de *benchmarks*, se obtuvieron resultados del orden de lo esperado. Si bien los modelos se pueden refinar, esto escapa del objetivo de esta tesis. Todo esto permitió aplicar con confiabilidad la metodología y los modelos al caso de aplicación del próximo capítulo.

CAPÍTULO 5 CASO DE APLICACIÓN

La motivación de este trabajo surge a partir del interés de estudiar el comportamiento ante irradiación de un componente elástico del Elemento Combustible (EC) de CAREM [20], conformado a partir de fleje de Inconel 718. En particular, es de importancia conocer si ese componente elástico pierde su capacidad de retención a lo largo del ciclo de vida del EC durante la operación normal del CAREM, es decir, durante unos 800 días aproximadamente.

El CAREM se encuentra aún bajo construcción y se espera que esté operativo hacia 2030 [21] lo cual confiere un margen de tiempo interesante para poder estudiar el componente previo a su uso en planta. Las irradiaciones podrían ser llevadas a cabo en uno de los reactores de investigación de CNEA simulando la fluencia a la que estaría expuesto el componente elástico en el CAREM.

Tal como se mencionó en el CAPÍTULO 1, es conveniente realizar cálculos previos a las irradiaciones para conocer el grado de activación y la tasa de dosis con que saldrá la muestra de la posición de irradiación del reactor. Esto permitirá estimar tiempos involucrados en las tareas y tomar consideraciones de seguridad radiológica a la hora de trasladar y manipular el material irradiado.

Debido a que los resultados de SCALE fueron validados es posible utilizar con confiabilidad la herramienta para realizar los cálculos de este caso de aplicación.

Por cuestiones de confidencialidad, en muchos casos se hará referencia a rangos de valores o valores aproximados de los distintos parámetros.

Definiciones para los *inputs* de SCALE

Para poder generar los *inputs* de COUPLE, ORIGEN y MAVRIC es necesario definir el canal de irradiación, la cantidad de material a irradiar, dónde se llevarán a cabo los ensayos post-irradiación, entre otros.

Definición del espectro neutrónico a ser utilizado

Teniendo en cuenta la zona del núcleo donde el componente elástico de interés recibe la máxima fluencia a lo largo de toda la vida útil del EC dentro del reactor CAREM, la fluencia se encuentra en el rango de $4E21$ - $5E21$ n/cm² [22].

Si se quisieran llevar a cabo los ensayos en el canal de irradiación “Núcleo” del RA-1, por ejemplo, sería necesario irradiar la muestra durante más de cuarenta años sin interrupciones, lo cual no es factible. Es por ello que se decidió planificar las irradiaciones en el RA-10, cuya puesta en marcha está prevista para el año 2025 [23]. En el RA-10, que cuenta con varios canales de irradiación con flujos del orden de $5E14$ - $1E15$ n/cm²s, los tiempos de ensayo disminuyen drásticamente a meses, considerando irradiaciones ininterrumpidas.

Para generar el *input* de COUPLE, entonces, se utilizó el espectro neutrónico a 238 grupos de energía de uno de estos canales de irradiación. La División de Diseño y Análisis

Nuclear facilitó los espectros neutrónicos del RA-10, previa autorización de la Gerencia del Proyecto RA-10.

Definición de la cantidad de material a irradiar

Para poder generar los *inputs* de ORIGEN y MAVRIC es necesario definir la muestra a irradiar y esto dependerá de los ensayos que se requieran realizar post-irradiación y de la cantidad de irradiaciones a realizar.

En este trabajo se realiza una propuesta conceptual de ensayos que podrían tomarse como punto de partida para elaborar un plan de estudio del daño por irradiación del componente en cuestión. Estos ensayos podrían llevarse a cabo a futuro dentro de la División Daño por Irradiación de la CNEA, lo cual resulta de interés a los diseñadores del EC de CAREM.

Definición de cantidad de irradiaciones

Es de interés conocer la evolución en el comportamiento del componente elástico durante todo el ciclo de vida del EC. En este sentido, se simularán irradiaciones a final de ciclo y en tres puntos de fluencia intermedia. Esto se traduce en la necesidad de contar con cinco lotes: cuatro lotes sometidos a irradiación y uno sin irradiar que sirva como línea de base para poder comparar los resultados obtenidos. De esta manera, se podrá evaluar si la evolución del comportamiento del componente elástico ante irradiación es lineal o no, o si existe un valor umbral a partir del cual se modifica su comportamiento.

Definición de cantidad de especímenes por lote

Dado que interesa conocer si el componente elástico pierde su capacidad de retención debido al daño por irradiación, en este trabajo se propone realizar, como mínimo, control dimensional en una máquina de medición por coordenadas y ensayo de compresión *ad hoc* del componente en el cual se lo comprima de igual manera que cuando se encuentra en servicio. La propuesta es llevar a cabo el ensayo sobre el componente y no sobre una probeta del Inconel 718 debido a que los resultados de los ensayos de probetas mecanizadas según dimensiones estandarizadas a partir de porciones seleccionadas de una pieza o material pueden no representar en su totalidad las propiedades del componente final o su comportamiento en servicio en diferentes entornos.

Asimismo, a modo de control de calidad y para contar con datos propios, se podrían realizar ensayos de dureza, *Small Punch Test*, de análisis microestructural, entre otros, del Inconel 718 y comparar los resultados con aquellos datos reportados en la bibliografía utilizada para diseñar el componente.

En este trabajo, sólo se tendrá en cuenta la cantidad de material necesario para los controles dimensionales y para los ensayos de compresión *ad hoc* (un mismo lote podrá ser utilizado para ambos ensayos ya que el primero es no destructivo). De acuerdo a la norma ASTM E9 [24], en la mayoría de los casos entre cinco y diez especímenes deberían ser suficientes para determinar las propiedades de compresión de una muestra con una confianza razonable. Como se espera que haya poca dispersión de los resultados, debido al

tipo de servicio que brinda el componente, se propone ensayar cinco componentes elásticos por lote.

En síntesis, se requieren cinco lotes de cinco componentes elásticos que serán sometidos a distintas fluencias. En términos de masa, cada lote representa 5-6 gramos de Inconel 718.

Manipulación de la muestra post irradiación

Las consideraciones de seguridad radiológica que deben ser tomadas en cuenta a la hora de manipular el lote de componente elástico post-irradiación dependen del grado de activación con que resulte cada lote irradiado.

Por un lado, se evaluará a partir de cuántos días de decaimiento los lotes podrían ser ingresados al LEMI, la instalación asociada al RA-10, dónde podrían llevarse a cabo los ensayos post-irradiación. 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 [25].

Por otro lado, se verificará si los blindajes de plomo dimensionados [25], de 20 y 30 cm de espesor, servirían para poder transportar los lotes de componente elástico irradiados desde el reactor RA-10 hasta el LEMI. Estos blindajes se dimensionaron para obtener una tasa de dosis menor a $50 \mu\text{Sv/h}$ a 1 metro de distancia.

Plan de irradiación y ensayos

En la Tabla 1 se resume el plan conceptual para poder estudiar la variación del comportamiento del componente elástico bajo irradiación. Cada lote consta de 5 componentes elásticos de Inconel 718, cuya composición química está establecida en la norma ASTM B 670-02. Si bien el *Lote 1* no será irradiado, es conveniente que los ensayos post-irradiación sean llevados a cabo por las mismas máquinas que se utilizarán para caracterizar el resto de los lotes.

Lote	Condiciones de irradiación				Instalación/ Transporte	Ensayos post- irradiación
	Fluencia equivale a	Tiempo [horas]	Potencia [MW]	Flujo neutrónico [n/cm²s]		
1	0	0	N/A	N/A	LEMI/ Blindajes de Pb	Control dimensional y ensayo de compresión <i>ad hoc</i>
2	¼ de ciclo de EC	320	30 MW	~1E15		
3	½ de ciclo de EC	639				
4	¾ de ciclo de EC	959				
5	1 de ciclo de EC	1279		Facilidad rápida inferior RA-10		

Tabla 1: Plan conceptual de irradiación y ensayos para el componente elástico del EECC de CAREM 25. N/A: No aplica.

Estas definiciones permitieron generar los *inputs* de COUPLE, ORIGEN y MAVRIC; a continuación, se presentan y analizan los resultados arrojados por SCALE.

Resultados

En la Figura 5-1 se presenta la actividad de cada lote una vez finalizada la irradiación. En todos los casos se puede observar que a los 3 días de decaimiento los lotes podrían ser ingresados al LEMI, ya que en ningún caso se supera el valor de 10^5 Ci de ^{60}Co equivalente

para el blindaje perimetral de la tira de celdas calientes establecido dentro de las bases de diseño de la instalación.

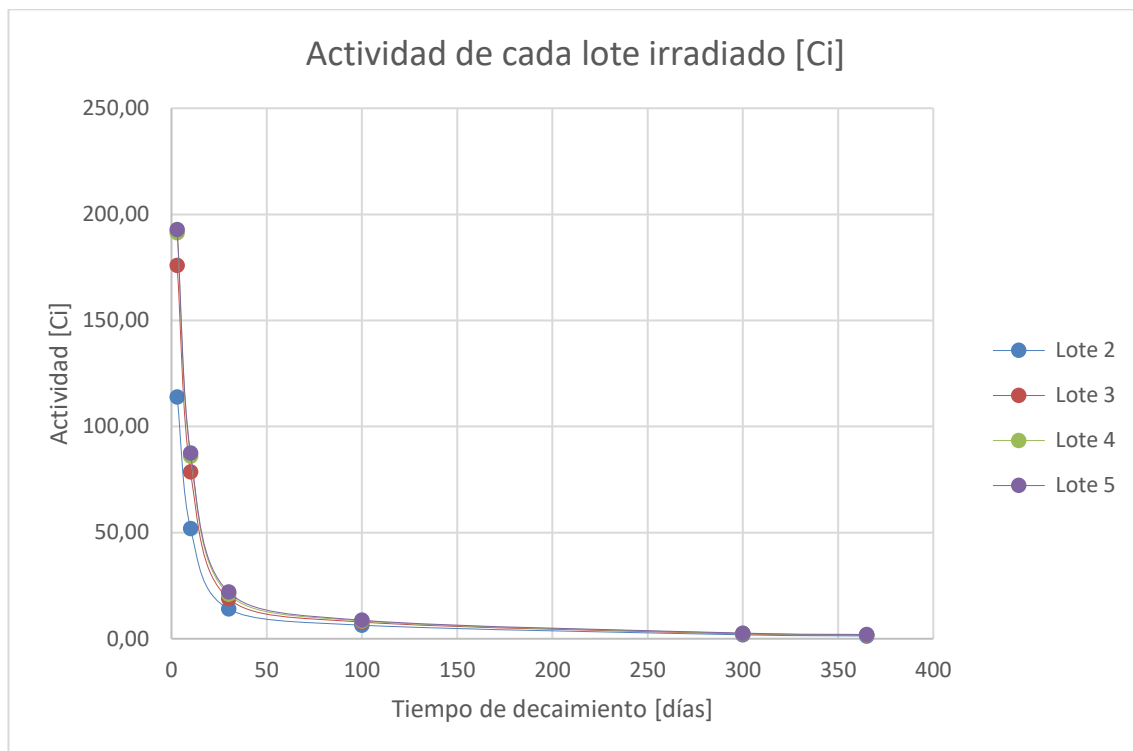


Figura 5-1: Actividad de cada lote irradiado. *Componente elástico.*

Para verificar si los blindajes de plomo diseñados [25] servirían para poder transportar los lotes de componente elástico irradiados desde el reactor RA-10 hasta el LEMI se calculó con MAVRIC la tasa de dosis ambiental en contacto con el blindaje y a 1 metro de distancia del mismo.

En relación al modelo geométrico, el lote de componentes elásticos se representó con un cuboide cuyo volumen equivale a la masa del lote (en azul en Figura 5-2) y el blindaje se modeló con una geometría cilíndrica con un espesor de 20 cm (en turquesa en Figura 5-2). Solo se considera la irradiación del lote sin portaprobetas porque, basado en el análisis hecho de los *benchmarks*, se considera despreciable la actividad aportada por un portaprobetas frente a aquella de las muestras que contiene en su interior.

En cuanto a la fuente, se definió una puntual de emisión gamma del *Lote 5* a los 3 días de decaimiento.

Se optó por trabajar con el espesor de 20 cm y con la fuente del *Lote 5* por ser el caso más conservador.

Para esta simulación, se utilizó la capacidad de reducción de varianza de MAVRIC con la intención de optimizar el cálculo de tasa de dosis en la ubicación de los detectores; para ello, se especificó un bloque de *Importance Map* con dos fuentes adjuntas construidas a partir de las funciones de respuesta de los detectores y la ubicación de los mismos (Figura

3-11). En relación a la geometría del mapa de importancias se le dio mayor relevancia a las zonas en las que se encontraba la fuente y el blindaje; es decir que, en esas zonas, se definió un menor tamaño de malla.



Figura 5-2: Vista X-Y(Z=0) del conjunto *Lote 5* + Blindaje Pb 20 cm de espesor.

La tasa de dosis a 1 metro de distancia se estimó en $0,32 \pm 1,3 \mu\text{Sv/h}$ mientras que la tasa de dosis en contacto con el blindaje se estimó en $6,5 \pm 3,9 \mu\text{Sv/h}$, ambos menores al valor de $50 \mu\text{Sv/h}$ tomado como base de diseño para dimensionar el blindaje de plomo del dispositivo de traslado [25].

Este cálculo permitió verificar que los blindajes dimensionados en trabajos anteriores [25] servirían para poder transportar los lotes de componente elástico irradiados desde el reactor RA-10 hasta el LEMI.

CAPÍTULO 6 CONCLUSIONES Y TRABAJO A FUTURO

Conclusiones

En el presente trabajo se validaron los resultados de SCALE con un enfoque basado en simulaciones de *benchmarks* experimentales. Esta validación permitió hacer un uso confiable de la herramienta en un caso de aplicación.

Asimismo, los resultados obtenidos permitieron realizar una propuesta conceptual de un plan de irradiación y ensayos posteriores que puede ser tomada como punto de partida para iniciar los estudios de comportamiento bajo irradiación del componente elástico del elemento combustible del CAREM.

Por último, es importante destacar que, a lo largo de este trabajo, fue posible integrar los conocimientos adquiridos durante el cursado de la Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible.

Trabajo a futuro

En primer lugar, es necesario diseñar un portaprobetas para contener las muestras a ser irradiadas. Para ello se deben tener en cuenta las particularidades del canal de irradiación a ser utilizado. Asimismo, probablemente sea necesario diseñar un dispositivo para poder adaptar el ensayo de compresión a este tipo de componente.

Tal como se mencionó en el CAPÍTULO 5, también se podrían realizar ensayos de dureza, de Charpy, *Small Punch Test*, de análisis microestructural, entre otros del Inconel 718 para contar con datos propios y compararlos con aquellos datos reportados en la bibliografía. Quizás se pueda diseñar un portaprobetas con compartimentos, como el del *Benchmark 1*, y colocar los componentes elásticos en un compartimento y las probetas estandarizadas de los ensayos mencionados en otro compartimento para aprovechar la irradiación. En este caso, habría que determinar nuevamente la actividad de todo el conjunto y evaluar si es necesario un cierto tiempo de decaimiento previo transporte e ingreso a la celda caliente.

Por último, podría evaluarse la posibilidad de llevar a cabo las irradiaciones en el RA-3. En este caso se esperaría que las irradiaciones se extiendan un poco más en el tiempo, debido a que el flujo en los canales de irradiación es menor en comparación con los de RA-10.

Factor de avance

Por último, sería muy interesante explorar el efecto de los factores de avance en el comportamiento del componente en cuestión. El factor de avance es la relación entre la densidad de flujo neutrónico instantáneo en la posición de la muestra y la densidad de flujo neutrónico máxima calculada en la superficie del componente en servicio.

De acuerdo a los trabajos realizados por Ana Fortis y Rodolfo Kempf [26][27], las normas para realizar programas de vigilancia en recipientes de presión refrigerados por agua (ASTM E 185-82) recomiendan que los factores de avance se encuentren en el rango

de uno a tres. Los ensayos realizados hasta ahora en distintos reactores experimentales del mundo pueden llegar a factores mucho más altos (≥ 800), lo que no garantiza que el daño por irradiación sea similar al sufrido por los recipientes en servicio.

El factor de avance para el caso de aplicación ronda en dieciséis, teniendo en cuenta un flujo promedio en la superficie del componente en servicio. En principio, este factor es bastante más chico que los que se suelen trabajar en reactores de investigación del mundo, pero está lejos del rango de uno a tres sugerido por la norma. Además, cabe mencionar que el valor de dieciséis se obtuvo tomando en cuenta un flujo promedio y no el máximo real; se espera que el factor de avance real para este caso de aplicación sea mayor pero actualmente no se cuenta con información para determinarlo.

A futuro se podría calcular el factor de avance real para este caso de aplicación; realizar una búsqueda bibliográfica para determinar si alguna normativa recomienda rangos de factores de avances para elementos combustibles de reactores de potencia (de lo contrario se podría tomar el rango indicado por la ASTM E 185-82 como referencia); y, planificar irradiaciones de probetas de Charpy, por ejemplo, a menores potencias y con mayores tiempos de irradiación. De esta manera, se podría analizar el comportamiento del material trabajando a factores de avance menores.

REFERENCIAS

- [1]. https://www.ipcc.ch/site/assets/uploads/sites/2/2019/09/SR15_Summary_Volume_spanish.pdf (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [2]. <https://www.un.org/es/climatechange/paris-agreement> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [3]. <https://www.foronuclear.org/actualidad/noticias/energia-nuclear-en-el-marco-de-la-taxonomia-de-la-union-europea/> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [4]. https://cincodias.elpais.com/cincodias/2022/07/06/economia/1657105587_566816.html (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [5]. https://ec.europa.eu/info/business-economy-euro/banking-and-finance/sustainable-finance/eu-taxonomy-sustainable-activities_en (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [6]. <https://eleconomista.com.ar/energia/rafael-grossi-la-energia-nuclear-sera-parte-solucion-nuestra-crisis-climatica-n47404> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [7]. <https://www.iaea.org/es/temas/el-oiea-y-la-cop> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [8]. <https://www.elmundo.es/ciencia-y-salud/medio-ambiente/2022/07/06/62c45d29fc6c83911d8b45e0.html> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [9]. <https://pris.iaea.org/pris/home.aspx> (fecha de consulta: marzo de 2024)
- [10]. <https://www.na-sa.com.ar/> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [11]. <https://www.argentina.gob.ar/cnea/carem> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [12]. <https://www.argentina.gob.ar/economia/energia/energia-electrica/nuclear/mas-informacion> (fecha de consulta: agosto de 2022)
- [13]. <https://www.argentina.gob.ar/cnea/Tecnologia-nuclear/reactores-de-investigacion> (fecha de consulta: marzo de 2024)
- [14]. <https://www.argentina.gob.ar/cnea/ra10/caracteristicas-tecnicas> (fecha de consulta: marzo de 2024)
- [15]. ORNL/TM-2005/39 "SCALE Code System", Version 6.2.4, User's Manual, ORNL, 2020.
- [16]. Gailliardou, L., "Estudio en aceros inoxidables nitrurados por plasmas pulsados irradiados y postirradiados", Jóvenes Investigadores en Materiales, 2019.
- [17]. Kempf, R., Sacanell, J., Di Luch, A. y Fortis, A.M., "Método magnético de monitoreo de componentes nucleares minimizando la exposición", X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica, 2015.
- [18]. Di Luch, A., "Estudio de la naturaleza de los defectos creados por irradiación neutrónica que provocan la fragilización de aceros de recipientes a presión de centrales nucleares", Tesis de Maestría en Ciencia y Tecnología de Materiales, Instituto Sábato, Universidad Nacional de San Martín, 2016.
- [19]. González, R., "Estudio de la amorfización inducida por fisión de las fases $\text{Al}_{43}\text{Mo}_4\text{U}_6$ y U_3Si_5 ", Tesina de Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible, Instituto Dan Beninson, Universidad Nacional de San Martín, 2014.

- [20]. Plano del componente elástico del elemento combustible del CAREM 25 – documentación interna Proyecto CAREM.
- [21]. <https://www.infobae.com/def/2023/09/30/carem-el-proyecto-nuclear-argentino-que-pica-en-punta-en-el-mercado-mundial-de-pequenos-reactores-modulares/> (fecha de consulta: marzo de 2024)
- [22]. Cálculos de fluencia sobre componentes del elemento combustible del CAREM 25 – documentación interna Proyecto CAREM.
- [23]. <https://www.argentina.gob.ar/noticias/empieza-el-montaje-del-corazon-del-reactor-multiproposito-ra-10-en-el-centro-atomico-ezeiza> (fecha de consulta: marzo de 2024).
- [24]. ASTM, E9 Standard Test Methods of Compression Testing of Metallic Materials at Room Temperature.
- [25]. Daverio, N., “Cálculo de activación de una placa MTR irradiada en el RA-10. Dimensionamiento de un bulto de traslado”, Tesina de Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible, Instituto Dan Beninson, Universidad Nacional de San Martín, 2023.
- [26]. Kempf, R., y Fortis, A.M., “Fragilización por irradiación en aceros de recipientes a presión de centrales nucleares”, documentación interna de CNEA.
- [27]. Kempf, R., Troiani, H. y Fortis, A.M., “Effect of lead factors on the embrittlement RPV SA-508 cl 3 steel”, Journal of Nuclear Materials 434 411-416, 2013.

ABREVIATURAS Y DEFINICIONES

Abreviaturas *(en orden de aparición)*

IPCC: Intergovernmental Panel on Climate Change (Panel Intergubernamental del Cambio Climático)

GEI: Gases de efecto invernadero

IAEA: International Atomic Energy Agency

PRIS: Power Reactor Information System

SADI: Sistema Argentino de Interconexión

NA-SA: Nucleoeléctrica Argentina S.A.

CAREM: Central Argentina de Elementos Modulares

CNEA: Comisión Nacional de Energía Atómica

SMR: Small Modular Reactors

ATF: Accident Tolerant Fuels

LAHN: Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones

LEMI: Laboratorio para Estudio de Materiales Irradiados

ORNL: Oak Ridge National Laboratory

SGGP: SCALE General Geometry Package

SS: Stainless Steel

CNA-II: Central Nuclear Atucha II

EC: Elemento Combustible

Definiciones

Benchmark: Experimento destinado a la validación de un código de cálculo. Debe incluir una descripción detallada de la geometría y materiales involucrados, y de los resultados obtenidos, para permitir su modelado computacional y comparación de resultados.

Emisiones netas de CO₂ iguales a cero: se logran cuando las emisiones antropógenas de CO₂ se equilibran globalmente con las remociones antropógenas de CO₂ en un período de tiempo determinado [1].

Integración: Correcta comunicación de los módulos y subrutinas del código entre sí, con el sistema operativo, y con los archivos de entrada.

Preindustrial: Período de varios siglos antes del inicio de la actividad industrial a gran escala en torno al año 1750. El período de referencia 1850-1900 se utiliza para establecer una temperatura media global en superficie aproximada en los niveles preindustriales [1].

Validación: Confirmación, mediante la provisión de evidencia objetiva, de que se han cumplido los requisitos para la utilización o aplicación específica prevista.

Verificación: Confirmación, mediante la provisión de evidencia objetiva, de que se han cumplido los requisitos especificados.

Tally: Acumulador utilizado para obtener flujo escalar en una región del sistema modelado, definida a partir de un mallado del sistema que se realiza de manera independiente a la definición del sistema en sí. Se obtiene a partir de la contribución promedio de las partículas simuladas a cada malla definida, que se obtiene a partir de la distancia recorrida por las partículas en dicha malla. Cuenta con diferentes modificadores que permiten transformar el cálculo de flujo escalar en el cálculo de otros parámetros, como por ejemplo tasa de dosis.