

PROYECTO INTEGRADOR
CARRERA DE INGENIERÍA NUCLEAR

**REDISEÑO DE LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA
DEL RA-6 Y SU APLICACIÓN A LA
TECNOLOGÍA DEL HIDRÓGENO**

Pieck Darío
Autor

Ing. Herman
Blaumann
Director

Lic. Fernando Ariel
Sánchez
Co-Director

Junio 2009
Centro Atómico Bariloche

Instituto Balseiro
Universidad Nacional de Cuyo
Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

A mi familia

RESUMEN

La neutrografía es un ensayo no destructivo de gran potencial en el campo de la investigación y desarrollo. Sin embargo su implementación en la República Argentina ha sido parcial. La única facilidad de este estilo se encuentra ubicada en el Reactor RA-6.

En este proyecto integrador se propone un rediseño integral de dicha facilidad, se evalúan sus tasas de dosis, flujos esperados. Se calculan y optimizan los blindajes necesarios para su correcto desempeño, se calculan sus espesores y se evalúan los costos de estos. Además se considera la performance esperada en el estudio de aleaciones ZrH_x .

El estudio se basa en la simulación de la facilidad empleando herramientas de cálculo tipo Monte Carlo y está orientado a la construcción de la nueva facilidad dentro del programa de cambio de núcleo y aumento de potencia del RA-6.

Palabras Claves: *Neutrografía, Radiografía con neutrones, Facilidad de neutrografía, Reactor RA-6, Simulación Monte Carlo, Blindajes, Haz de neutrones, Aplicaciones, Ensayo no destructivo.*

ABSTRACT

Neutron radiography is a non-destructive test with high potential in research and development. However, its implementation in Argentina has been partial. The only facility of this kind is located in the RA-6 reactor.

This project proposes an integral re design of this facility, evaluating their dose rates and expected fluxes. In the present work we have calculated and optimized the shielding needed for the proper operation of the facility, calculated its thickness and assessed its costs. Furthermore we consider the performance expected in the study of ZrH_x alloys.

The study is based on Monte Carlo simulation tools and is oriented to the construction of the new NR facility within the program of core change of RA-6.

Keywords: *Neutron radiography, Radiography with neutrons, NR facility, RA-6 reactor, Monte Carlo Simulation, Shielding, neutron beam, Applications, Non-destructive test.*

ÍNDICE DE ABREVIATURAS

CCD – Tipo de cámara empleado, charge-coupled device.

E – Flujo epitérmico, en $n\text{ cm}^{-2}\text{ seg}^{-1}$. En toda la tesis comprende todos los neutrones de energía entre 0.5 eV y 1 MeV.

Inc. num. – incerteza numérica del cálculo computacional. Siempre se informa como porcentaje del valor referenciado.

%N – Porcentaje del valor informado de tasa de dosis debido a neutrones.

NR – Siglas en inglés de Radiografía con Neutrones.

R – Flujo rápido, en $n\text{ cm}^{-2}\text{ seg}^{-1}$. En toda la tesis comprende todos los neutrones de energías superiores a 1 MeV.

T – Flujo térmico, en $n\text{ cm}^{-2}\text{ seg}^{-1}$. En toda la tesis comprende todos los neutrones de energía entre 0 y 0.5 eV.

ÍNDICE DE CONTENIDOS

RESUMEN	IV
ABSTRACT	V
ÍNDICE DE ABREVIATURAS	VI
ÍNDICE DE CONTENIDOS.....	1
CAPÍTULO 1. INTRODUCCIÓN A LA NEUTROGRAFÍA.....	4
1.1. ¿QUÉ ES LA NEUTROGRAFÍA?.....	4
1.2. APLICACIONES DE LA NEUTROGRAFÍA	5
1.2.1. <i>Aplicaciones en la industria convencional</i>	6
1.2.2. <i>Aplicaciones en la industria nuclear</i>	7
1.2.3. <i>Aplicaciones en arqueología</i>	8
1.2.4. <i>Aplicaciones en la industria armamentista</i>	8
1.2.5. <i>Aplicaciones en biomedicina</i>	9
1.2.6. <i>Otras aplicaciones</i>	10
1.3. LA TÉCNICA	11
1.3.1. <i>Fuentes de neutrones</i>	12
1.3.2. <i>Colimador-filtro</i>	13
1.3.3. <i>Detectores</i>	14
CAPÍTULO 2. FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA DEL REACTOR RA-6	16
2.1 CARACTERÍSTICAS.....	16
2.1.1. <i>La facilidad actual</i>	17
2.1.2. <i>Dosis reportadas a 500 kW</i>	20
2.2. REQUERIMIENTOS Y OBJETIVOS	22
2.2.1. <i>Necesidad de facilidad</i>	22
2.2.2. <i>Tasas de dosis</i>	22
2.2.3. <i>Aplicaciones: tecnología del hidrógeno</i>	22
2.2.4. <i>Otras aplicaciones</i>	23
2.3. BASES DE DISEÑO	23
2.3.1. <i>Características generales</i>	23
2.3.2. <i>Características del haz</i>	23
2.3.3. <i>Dosis máximas</i>	24
2.3.4. <i>Optimización de blindajes</i>	24
2.3.5. <i>Versatilidad</i>	24
2.3.6. <i>Facilidad de montaje</i>	24
CAPÍTULO 3. DESARROLLO DE MODELOS Y SIMULACIONES	26
3.1. USO DE TÉCNICAS DE MONTE CARLO.....	26
3.2. INCERTEZAS DEL MÉTODO.....	28
3.3. CÁLCULO DE FUENTE	29
3.3.1. <i>Fuente de neutrones</i>	29
3.3.2. <i>Fuente gamma</i>	31
CAPÍTULO 4. DISEÑO DE LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA	32
4.1. ESTUDIO DE LA INSTALACIÓN CON NUEVO NÚCLEO	32
4.2. RE-DISEÑO DE COLIMADOR.....	36
4.3. DISEÑO DE ENCUADRADOR	39
4.4. ATENUACIÓN DE RADIACIÓN SECUNDARIA	41
4.4.1. <i>Diseño de segunda barrera</i>	41
4.4.2. <i>Efecto de beam catcher</i>	44
4.5. BLINDAJE CONTRA NEUTRONES.....	45

4.6.	PROTECCIÓN DE CÁMARA DE ADQUISICIÓN	48
4.7.	BLINDAJE GAMMA	50
4.8.	USO DE FILTROS	53
4.9.	DISEÑO DE ESTRUCTURAS DE SOPORTE.....	55
4.10.	DISEÑO DE ACCESOS.....	57
4.11.	CONDICIONES DE OPERACIÓN.....	59
CAPÍTULO 5. DISEÑO FINAL.....		61
5.1.	PERFORMANCE ESPERADA	61
5.1.1.	<i>Características del Haz.....</i>	<i>61</i>
5.1.2.	<i>Dosimetría</i>	<i>62</i>
5.1.3.	<i>Comparación con la facilidad actual.....</i>	<i>63</i>
5.1.4.	<i>Comparación con otras facilidades.....</i>	<i>64</i>
5.2.	APLICABILIDAD AL ESTUDIO DE MUESTRAS ZR-H _x	64
5.3.	COSTOS DE IMPLEMENTACIÓN.....	68
CAPÍTULO 6. CONCLUSIONES		70
6.1.	CONCLUSIONES GENERALES	70
6.2.	PROYECTOS A FUTURO.....	71
ANEXOS		72
APÉNDICE A. MATERIALES USADOS		72
	MATERIAL 1: AGUA – H ₂ O	72
	MATERIAL 2: HORMIGÓN.....	72
	MATERIAL 3: ALUMINIO.	72
	MATERIAL 4: STAINLESS STEEL ANSI 316L	73
	MATERIAL 5: CADMIO	74
	MATERIAL 6: AIRE @20°C – 1 ATM.	74
	MATERIAL 7: POLIBORO.....	74
	MATERIAL 8: PLOMO	75
	MATERIAL 9: ESPEJO.....	75
	MATERIAL 10: PLACA CENTELLADORA	75
	MATERIAL 13: ZAFIRO AL ₂ O ₃	76
APÉNDICE B. PLANOS.....		77
	<i>Plano 001 – 01. Colimador actual de la facilidad de neutrografía del reactor RA-6.....</i>	<i>77</i>
	<i>Plano 002 – 01. Colimador propuesto.....</i>	<i>78</i>
	<i>Plano 002 – 02. Proyección de rayos.....</i>	<i>79</i>
	<i>Plano 003 – 01. Encuadrador propuesto.....</i>	<i>80</i>
	<i>Plano 004 – 01. Segunda Barrera.....</i>	<i>81</i>
	<i>Plano 005 – 01. Bloque 1 – Recámara. Dimensiones en cm.....</i>	<i>82</i>
	<i>Plano 006 – 01. Bloque 2 – Dimensiones en cm.</i>	<i>83</i>
	<i>Plano 007 – 01. Bloque 3 – Protección de cámara CCD. Dimensiones en cm.....</i>	<i>84</i>
BIBLIOGRAFÍA		85
ÍNDICE DE FIGURAS.....		88
ÍNDICE DE TABLAS.....		90
AGRADECIMIENTOS		93
FE DE ERRATAS		94

Capítulo 1. Introducción a la neutrografía

1.1. ¿Qué es la neutrografía?

La neutrografía, también conocida como radiografía con neutrones (NR por sus siglas en inglés), es una técnica de análisis no destructiva por transparencia. Se basa en obtener la imagen producida por un haz colimado de neutrones al atravesar una muestra (1). La interacción de la radiación neutrónica, proveniente del haz, con la muestra produce una atenuación de ésta. Dicha atenuación puede ser observada utilizando una placa sensible a neutrones.

A diferencia de las técnicas de radiografía basadas en rayos-X, donde la atenuación de un cuerpo resulta ser una función del número de electrones y de su distribución en la estructura molecular (2); en neutrografía depende de la de la sección eficaz nuclear del material. Esta diferencia se traduce en la posibilidad de estudiar muestras contenidas en recipientes metálicos, de distinguir entre dos materiales de número atómico similar e incluso entre isótopos de un mismo elemento, de poder ver la distribución de hidrógeno (3), y de otros elementos livianos (Li, B, C, O, N, Be) en un cuerpo, entre otras. En la Figura 1.1.1 se compara la sensibilidad de las dos técnicas para distintos elementos. Cabe destacar que ambas prácticas, radiografías con rayos-x o con neutrones, son complementarias una de la otra.

La neutrografía nació en Alemania en la década de 1930. Los primeros trabajos en este campo fueron publicados por Kallmann y Kuhn; sin embargo, estos no lograron buenas definiciones, principalmente debido a la débil fuente de neutrones empleada. En la década siguiente, también en Alemania, Peter mejoró los resultados. Pero el desarrollo de la neutrografía debería esperar otros 10 años, para que con la llegada de los reactores nucleares experimentara un florecimiento. La historia de la neutrografía está bien descrita en (4).

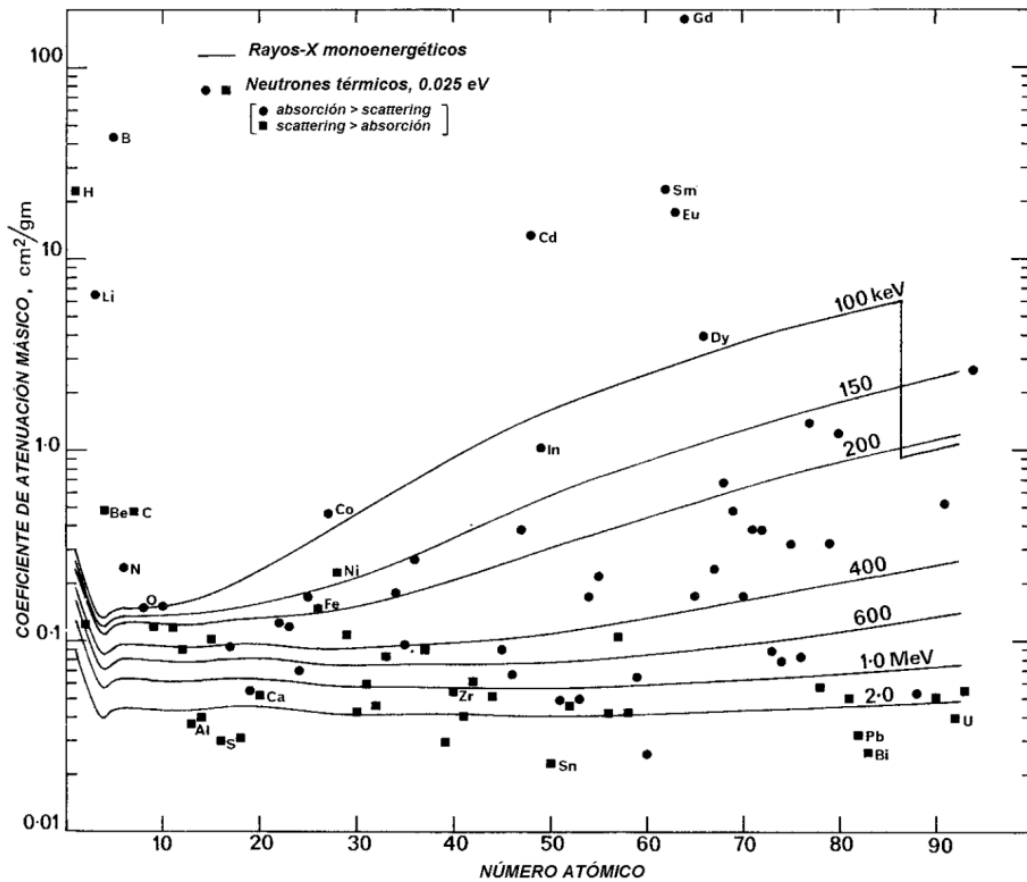


Figura 1.1.1. Comparación de sensibilidades entre rayos-X y neutrones térmicos¹

1.2. Aplicaciones de la neutrografía

La neutrografía es una técnica de múltiples aplicaciones en el campo de la industria nuclear y convencional; en la industria de la defensa, en arqueología, así como en la biomedicina (5). La variedad de aplicaciones es enorme, a pesar de

¹ De Reactor physics constants, Argonne National Laboratory (ANL5800), 1963.

ello, la neutrografía no reemplaza a la radiografía de rayos-X, sino que es una herramienta complementaria utilizada cuando los demás métodos fallan.

1.2.1. Aplicaciones en la industria convencional

En la industria metal-mecánica, las neutrografías son utilizadas para verificar ensambles. Esto no puede lograrse con rayos-X, debido a que los materiales pesados ($Z > 75$) son opacos a este tipo de radiación (1), neutrografías de piezas mecánicas se muestran en la Figura 1.2.1 y Figura 1.2.2.

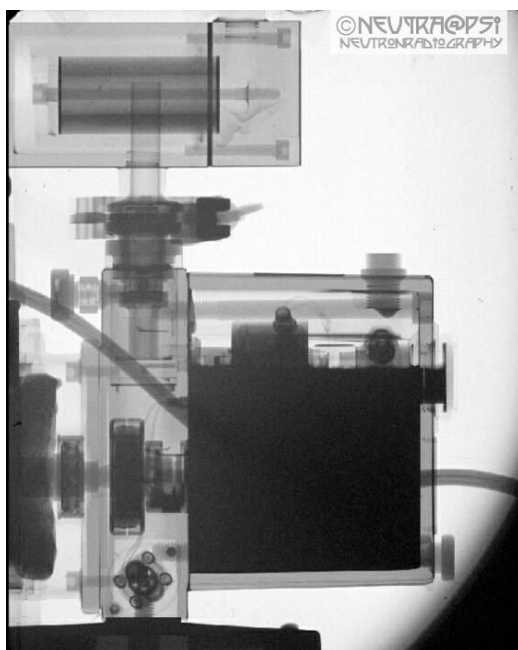


Figura 1.2.1. Bomba de vacío neutrografiada; el tanque de aceite de la derecha tiene una alta atenuación, sin embargo, las conexiones y las partes plásticas se vuelven visibles.²

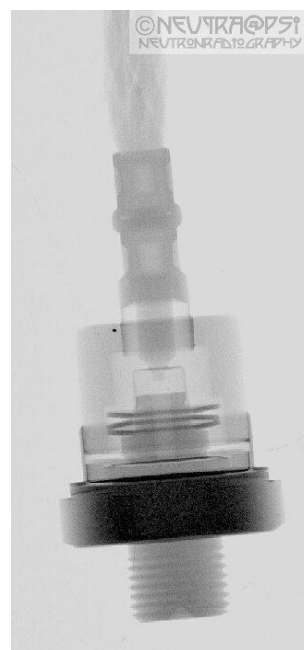


Figura 1.2.2. Diodo HS. Este dispositivo está fabricado de cerámica, de diferentes metales y están unidos por un adhesivo. Todas las partes pueden verse claramente, esto no sería posible con rayos-X.³

En la industria aeronáutica, en particular, se han utilizado neutrografías para estudiar desde la deposición de lubricantes, hasta para supervisar las uniones de las hélices de helicópteros construidas con fibras de carbono y acero. En este sector, las facilidades de neutrografía también han sido utilizadas para examinar

² De Paul Sherrer Institut, <http://neutra.web.psi.ch/gallery/technical.html>

³ De Paul Sherrer Institut, <http://neutra.web.psi.ch/gallery/technical.html>

álabes de turbinas que poseen pequeños pasajes de refrigeración a lo largo de estas. La técnica NR ha sido aplicada con éxito en la determinación de los espesores del metal alrededor de estos orificios previa a trabajos de mecanizado, además de ser utilizada para hallar material causante de bloqueos.

También ha sido posible examinar soldaduras mediante NR, para ser visualizables estas deben contener boro, o algún otro elemento de alta sección eficaz térmica. En algunas aplicaciones, el boro ha sido agregado exclusivamente al fundente para aprovechar la gran capacidad de penetración que posee la radiografía por neutrones.

Además se han realizado neutrografías para examinar el estado de mangueras de alta presión de goma, envueltas con acero trenzado.

En el sector electrónico, se han utilizado NR para hallar burbujas en resinas epoxi utilizadas en la construcción de circuitos impresos. Por otro lado, en transistores de silicio, la capa de separación entre material p y n ha podido ser inspeccionada con NR (5).

1.2.2. Aplicaciones en la industria nuclear

En la industria nuclear el principal uso de las neutrografías ha sido el estudio de elementos combustibles. Típicamente se neutrografía un elemento antes y después de ser irradiado, y por comparación de imágenes, se busca determinar si ocurrió fusión del combustible, si se produjo PCI (Pellet-Cladding Interaction), y se determinan y miden cambios en dimensiones. Cabe destacar que debido a la activación de estos objetos no son aplicables las técnicas de radiografías con rayos-X.

El estudio del cambio en las dimensiones de elementos combustibles se realiza para controlar swelling. Para maximizar la precisión se deben usar placas sensibles de bajo tamaño de grano. El dimensionamiento absoluto se obtiene por comparación con un diámetro conocido.

Además puede estudiarse el quemado de elementos irradiados. La determinación del quemado puede establecerse cuantitativamente por comparación con patrones, sustituyendo las técnicas de análisis químicos. Estos estudios son también aplicables en combustibles que emplean venenos quemables y en barras de control, permitiendo intuir su vida útil.

Las neutrografías son también usadas en el estudio de fenómenos de hidruración del zirconio, el cual constituye un serio problema en reactores refrigerados por agua. Mediante neutrografías ha sido posible determinar concentraciones de hasta 15 ppm cm (es decir, 15 ppm en un espesor de 1 cm) (5).

Es posible utilizar NR para identificar isótopos, estos procedimientos se basan en comparaciones con patrones.

1.2.3. Aplicaciones en arqueología

En arqueología las neutrografías han sido aplicadas para obtener más información sobre piezas históricas.

La neutrografía ha permitido revelar las técnicas de fabricación con las que fueron concebidos ciertos objetos metálicos puesto que, mediante NR, es posible distinguir si un metal fue trabajado o forjado de un modo más claro que con radiografías-X. Esto no solo se debe a variaciones en el espesor del metal, sino también a variaciones en la porosidad y a incrustaciones ocasionadas durante el proceso de trabajado (5). También ha servido como valiosa herramienta en trabajos de restauración de piezas históricas (6) (7).

Además, esta técnica también ha permitido el estudio de fósiles, tanto vegetales como animales (8).

1.2.4. Aplicaciones en la industria armamentista

La radiografía con neutrones ha sido utilizada en este sector debido a las características de absorción de los materiales explosivos y de otras sustancias hidrogenadas. Las neutrografías se han llevado a cabo sólo cuando no fue posible el uso de otros métodos (9). En particular se han realizado en:

- Detonadores: para verificar ensamble y carga completa de explosivos.
- Cuerdas explosivas (explosive cord): en busca de discontinuidades en la carga.
- Ensamblajes para la propulsión de aviones: para controlar fallas en el armado de sistemas.
- Cartuchos de balas: para controlar la distribución de pólvora, como se muestra en la Figura 1.2.3.
- proyectiles explosivos: recubiertos por delgadas capas de acero para verificar los procesos de fabricación.
- Armas de guerra, para estudiar la deposición de sulfatos y nitratos en el tambor, un dato muy valioso para el diseño de las armas.
- Armas de bajo calibre, en la realización de pericias judiciales.

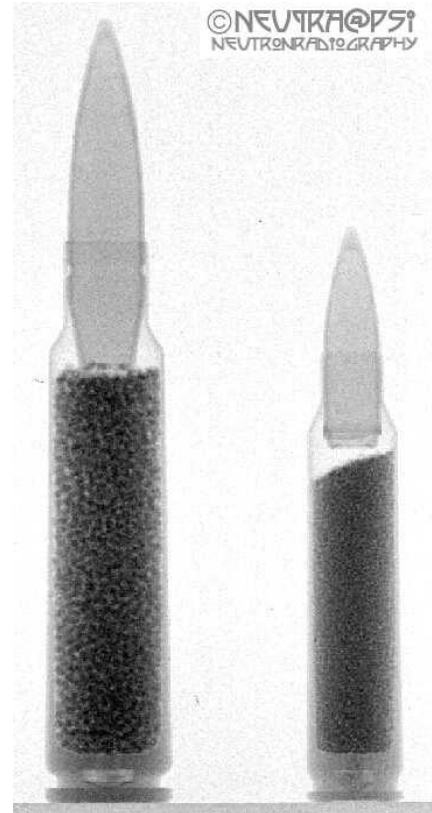


Figura 1.2.3. Municiones de guerra neutrografiadas.

1.2.5. Aplicaciones en biomedicina

En el sector de la salud, la implementación de neutrografías no ha tenido un éxito significativo, debido principalmente a que los tejidos poseen mucho hidrógeno, a las altas dosis que recibiría un paciente y a la pobre resolución que se logra consecuencia del gran scattering que se produce en los tejidos. A pesar de esto se ha observado una buena diferenciación entre huesos y tejidos blandos, como así también entre espacios llenos de aire y tejidos. Aplicaciones usando neutrones rápidos no han tenido buenos resultados (5).

Otra aplicación, en auge por estos días, es el estudio cuantitativo de la biodistribución de isótopos de interés, esto se realiza principalmente para el seguimiento y detección de tumores. En estos casos el isótopo a seguir debe ser ingresado en el ser vivo bajo estudio, luego este debe ser liofilizado para poder ser neutrografiado, Figura 1.2.4. El isótopo mas empleado es el ^{10}B (10).



*Figura 1.2.4. Neutrografía de estudio de distribución biológica en un roedor.*⁴

1.2.6. Otras aplicaciones

Existen muchas aplicaciones de las radiografías con neutrones. En botánica se han usado neutrografías para estudiar el crecimiento de raíces a través del suelo (11) (12) y la absorción de agua en plantas de tomate (13). En la industria alimenticia se ha empleado para estudiar la proliferación de hongos en alimentos y semillas (14)

Además existe una técnica de alta resolución para el estudio de micro-estructuras en muestras metálicas, esta es conocida como micro-neutrografía, en las que un componente es un absorbente de neutrones (por ej.: Li, B, In, Cd, Gd, Eu). Las micro-neutronografías poseen una resolución espacial superior a 8 μm (15). Los primeros en emplear esta técnica fueron Eppelsheimer y Armet en el estudio de aleaciones Cd-Sn. Posteriormente Ilic et al acuñaron el término micro-neutrografía en analogía a las micro-radiografías-X (15).

⁴ De http://www.fujifilm.com/products/life_science/si_product/bas2500/fig02.html

1.3. La técnica

Las radiografías por transmisión de neutrones sacan provecho de la atenuación que la radiación sufre al atravesar la materia. Debido a que distintos materiales producen atenuaciones diferentes del haz de neutrones que los atraviesa es posible inferir información sobre la composición y la estructura de los objetos neutrografiados. La transmisión, T , de un haz de neutrones en un material obedece la ecuación,

$$T = \frac{I}{I_0} = e^{-\bar{\Sigma} \cdot \Delta x}$$

Donde, I_0 es la intensidad del haz incidente, I la intensidad transmitida, Δx el espesor del material y $\bar{\Sigma}$ es la sección eficaz macroscópica que resulta de un promedio pesado con el flujo de neutrones en energía y posición. La atenuación es $1-T$.

Combinando múltiples imágenes obtenidas desde distintos ángulos es posible realizar tomografías con neutrones (16).

Básicamente, todas las facilidades de neutrografía cuentan con 4 elementos fundamentales: una fuente, un colimador-filtro, un objeto a estudiar y un detector, Figura 1.3.1.

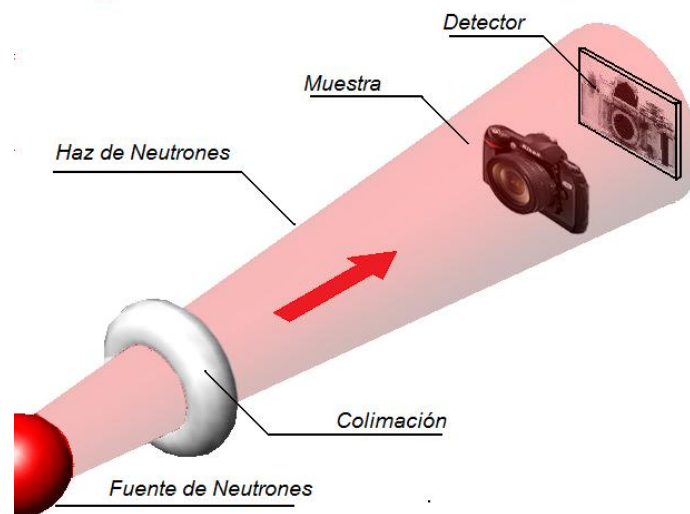


Figura 1.3.1. Técnica de neutrografía.

1.3.1. Fuentes de neutrones

La función de la fuente es la de proveer neutrones. En neutrografía interesa tener fuentes intensas de neutrones térmicos, esto es, neutrones de energías menores a 0.5 eV, puesto que en este rango de energía la atenuación varía fuertemente de elemento a elemento. A energías mayores, las propiedades de absorción y scattering –caracterizadas por la sección eficaz total– de los materiales se reducen fuertemente, perdiéndose la capacidad de distinguirlos claramente. El uso de neutrones epitérmicos (0.5 eV – 1 MeV) y rápidos (>1 MeV) es poco frecuente y se encuentra tratado en (4). También se han llevado a cabo neutrografías empleando neutrones fríos ($E < 0.01$ eV) con el objeto de aumentar contrastes (17).

Existen 3 tipos de fuentes:

- **Aceleradores**, existen muchas reacciones nucleares liberadoras de neutrones que pueden emplearse como fuentes. Las más usadas son aquellas que utilizan cationes (4). En estas facilidades, protones o deuterones acelerados son colisionados contra un blanco, estos pueden ser de ^9Be , ^{10}B , ^3H , ^2H , ^7Li , etc. En caso de emplear blancos de plomo, se producen neutrones por *spallation*. Estos blancos deben ser refrigerados. En el diseño deben evitarse las absorciones en el refrigerante/moderador de modo de maximizar el flujo de neutrones térmicos, es por esto que se suele emplear agua pesada (18). Instalaciones modernas alcanzan flujos de $2.8 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \text{ mA}^{-1}$ (19).

- **Fuentes radioactivas**, básicamente se hace provecho de reacciones (α, n) y (γ, n). Para la última se emplean blancos de berilio o de deuterio y poseen la desventaja de tener un alto fondo gamma. El rendimiento general de las fuentes radioactivas es de $10^6 - 10^7 \text{ n seg}^{-1}$ por Ci de actividad. Sin embargo, debido a los procesos de moderación, son necesarios rendimientos totales $10^{10} \text{ n seg}^{-1}$ para lograr intensidades razonables de neutrones térmicos. Por lo tanto son necesarias fuentes del orden de los kCi de actividad que resultan costosas. En este sentido, se han construido fuentes económicas de Sb-Be capaces de generar flujos de $10^{10} \text{ n seg}^{-1}$ con energías máximas de neutrón de sólo 24 KeV (4). Esta última

posee la ventaja de llegar a ser portátil. En tiempos más recientes, se han empleado fuentes de ^{252}Cf , estas son capaces de proveer flujos de 10^{11} n seg^{-1} con tan sólo 30 mgr de californio y una vida media de 2.2 años.

- **Reactores nucleares**, en estas instalaciones los neutrones son extraídos del núcleo de un reactor mediante tubos pasantes a través del blindaje biológico. La extracción debe realizarse donde se tiene el máximo flujo térmico, es decir, en el reflector. Es gracias a la aparición de los reactores nucleares que la neutrografía ha experimentado una marcada expansión de sus posibilidades, principalmente debido a que los flujos térmicos obtenidos son del orden $10^6 - 10^8$ n $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ (4). Sin embargo, en estas facilidades la componente de radiación gamma es de consideración y debe ser cuidadosamente estudiada.

También se han realizado neutrografías en facilidades subcríticas, estas se discuten en (4)

1.3.2. Colimador-filtro

El conjunto colimador-filtro constituye una parte fundamental de las facilidades neutrográficas. El objetivo del colimador es conformar un haz paralelo o divergente de neutrones a la vez que le confiere características geométricas. Estas características geométricas se expresan mediante la relación L/D, donde L es la longitud del colimador y D es el diámetro de la apertura interior del colimador que se encuentra frente a la fuente. La Figura 1.3.2 muestra el efecto del aumento de la relación L/D en un sistema de dos fuentes puntuales.

En general, los haces de neutrones son acompañados por campos de radiación gamma. Esta radiación indeseable resulta perjudicial, tanto para la imagen como para los dispositivos empleados en obtenerla. Una solución tendiente a reducir estos problemas es el empleo de filtros. En el caso de la radiación gamma se suelen utilizar filtros de Bi o Pb.

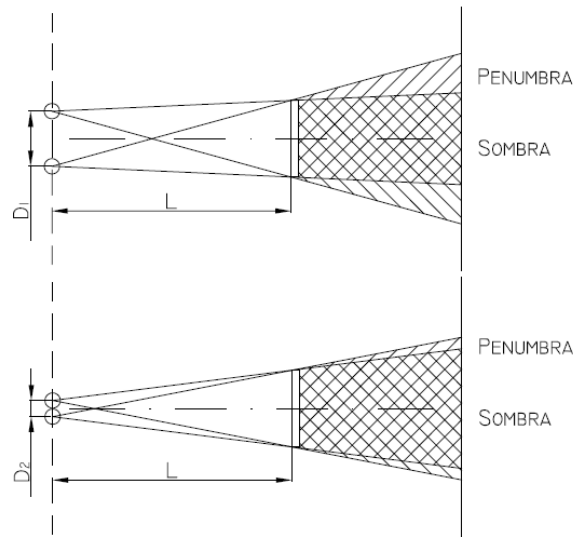


Figura 1.3.2. Efecto de la relación L/D en la nitidez de una imagen.⁵

Los filtros además pueden ser empleados para cumplir otras funciones (1), por ejemplo, filtros de berilio sirven para obtener neutrones más fríos (<0.01 eV (4)), esto resulta de utilidad puesto que mejora el contraste de la imagen generada debido a la mayor sección eficaz.

También pueden interponerse moderadores para mejorar la relación flujo térmico-epitérmico, filtros absorbentes, selectores mecánicos, y monocromadores de cristal (1).

Si bien la acción del conjunto colimador-filtro tiende a purificar el haz para lograr buenas imágenes y de reducir dosis, también reduce la intensidad del haz. Por ello, resulta necesario en su diseño llegar a una relación de compromiso calidad-intensidad.

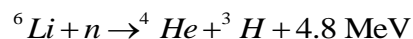
1.3.3. Detectores

El haz transmitido a través de un objeto-muestra debe ser analizado. No obstante, los neutrones no pueden ser observados de forma directa. Para tal fin se emplean placas sensibles. Estas placas registran una imagen en 2 dimensiones que es la proyección del objeto en el plano de la placa.

⁵ De (23).

Existen diversos tipos de detectores, los más comunes son:

- **Placas transformadoras**, son de dos tipos básicamente, las de materiales potencialmente radioactivas y materiales con emisión prompt. Estas últimas pueden ser de litio, boro, cadmio, gadolinio, etc.; tienen poca capacidad de volverse radioactivas pero emiten algún tipo de radiación registrable (alfa, beta o gamma) inmediatamente luego de absorber un neutrón. Sus espesores son variables, pero siempre se hallan dentro del orden del milímetro. Luego de la placa convertidora se suele colocar una película donde esta radiación indirecta se registra de forma permanente.
- **Centelladores plásticos**, así es como se conocen las combinaciones de LiF, o B, con ZnS:Ag. En este tipo de sistema los neutrones interaccionan según,



La energía liberada excita el sulfuro presente en la placa produciendo la emisión de luz azul (aprox. 450 nm), Como el rango de las partículas emitidas es de 1.5 μm (20), para fines prácticos puede considerar que la emisión de luz ocurrió en el punto donde se absorbió el neutrón.

Desde un principio se utilizaron combinaciones de film y placas sensibles a neutrones, sin embargo, el advenimiento de la tecnología digital ha permitido introducir el uso de cámaras digitales especialmente pensadas para este fin, conocidas como cámaras CCD (por sus siglas en inglés charge-coupled device). El funcionamiento de estos dispositivos se encuentra bien descrito en (20). Más recientemente, se han empleado arreglos de paneles de silicio amorfo. Estos se describen en (21).

Capítulo 2. Facilidad de neutrografía del reactor RA-6

2.1 Características

El RA-6 es un reactor nuclear experimental multipropósito del tipo pileta. Inaugurado en 1982, fue el primer reactor construido enteramente por INVAP S.E. Está ubicado en las afueras de la ciudad de San Carlos de Bariloche, Río Negro, en las instalaciones del Centro Atómico Bariloche (CAB), perteneciente a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

El RA-6 utiliza agua liviana como moderador. Consta de un tanque de acero inoxidable de 2.4 m de diámetro y 10.4 m de profundidad. En su nuevo diseño⁶ (22), el núcleo está formado por elementos combustibles tipo placa que descansan sobre una grilla rectangular de aluminio de 10 x 8 posiciones a 6.6 m de profundidad. Los elementos combustibles son de 2 tipos: normal (ECN) y de control (ECC) (22).

Los ECN contienen 19 placas de sección rectangular. El meat es una aleación de Al-U₃Si₂ con uranio enriquecido al 19,7% en peso de U-235, recubierta por una vaina de aluminio 6061. La densidad del uranio en el meat es de 4,8 gr/cm³. La altura activa de los elementos es de 61.9 cm.

⁶ El RA-6 ha sufrido un proceso de cambio de núcleo y aumento de potencia en el periodo 2007-2009.

Los ECC poseen 14 placas combustibles, y 2 placas de control, formadas por una aleación de Ag-In-Cd. Las placas combustibles están fijas, y las de control están unidas a un dispositivo que les permite moverse verticalmente. Hay 5 de estas barras: 4 de ellas se usan para la regulación gruesa de reactividad y componen el sistema de apagado de seguridad (caen por gravedad ante una señal de SCRAM); la restante es para control fino de reactividad (de regulación).

El reactor ha sido rediseñado para una potencia máxima de 3 MW térmicos. El agua liviana utilizada como moderador se utiliza también como refrigerante (flujo descendente forzado), como reflector en la dirección axial y como blindaje. Radialmente, está reflejado por grafito.

En los nuevos elementos combustibles del RA-6, las paredes laterales de aluminio poseen cadmio como veneno quemable para el mejor control de la reactividad del núcleo fresco.

El reactor se encuentra actualmente en etapa de licenciamiento hasta 1 MW de potencia térmica.

2.1.1. La facilidad actual

La facilidad actual de neutrografía se halla instalada en la boca del Tubo Pasante N°1 del reactor, su disposición se muestra en la Figura 2.1.1.

El tubo pasante, por donde se extraen los neutrones del núcleo, es de acero inoxidable de 12.5 cm de diámetro que penetra el blindaje biológico de hormigón pesado y el agua de la pileta del reactor hasta alcanzar al reflector de grafito del núcleo (23). Su longitud total es de 247 cm. En su extremo externo posee un ensanchamiento de 20.3 cm de diámetro y 48.3 cm de largo. Posee además una tapa rebatible que permite sellar el conducto para su inundación cuando se encuentra fuera de operación y un carro de plomo que se desplaza perpendicular al haz, cuya función es la de blindar radiación gamma.

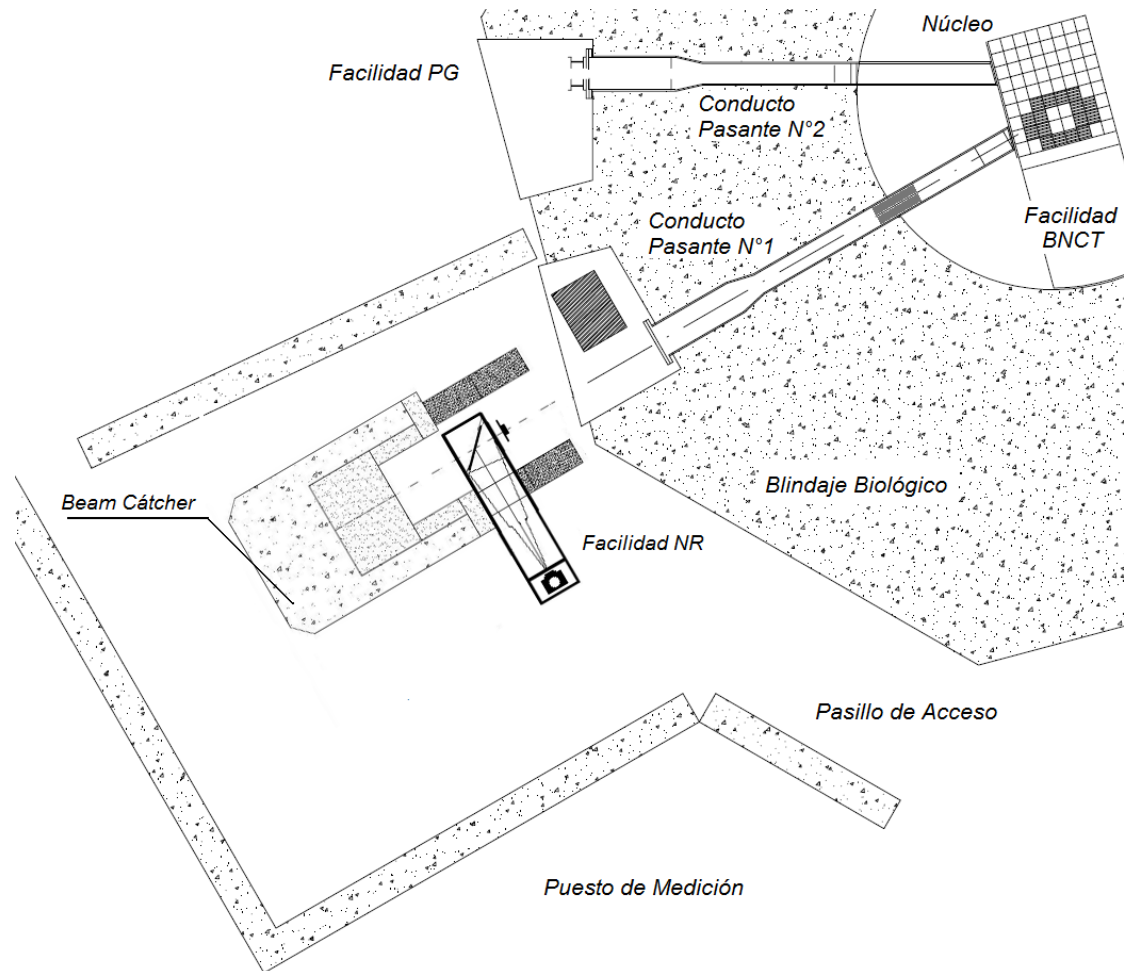


Figura 2.1.1. Disposición de la facilidad de neutrografía.⁷

En su configuración actual el conducto alberga un filtro cilíndrico, este puede ser de zafiro o bismuto (20). Este filtro se coloca en la interfaz hormigón-moderador, como se muestra en la Figura 2.1.2, su función es reducir la dosis gamma y el flujo epitérmico.

Luego del filtro se halla el colimador, este está constituido por poliboro, cadmio y plomo, y está construido de modo escalonado. El colimador fue diseñado de modo de tener una relación $L/D=70$ (20). Planos más detallados se encuentran en el Apéndice B.

⁷ De (23)

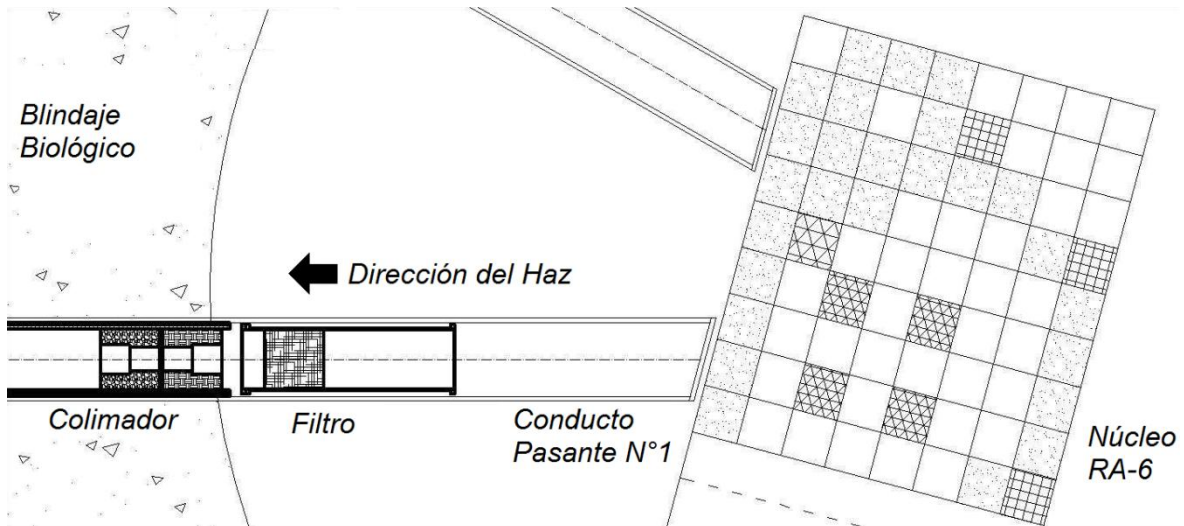


Figura 2.1.2. Detalle del conjunto filtro-colimador de la facilidad de neutrografía del RA-6.⁸

Conformado el haz, a través del conducto pasante viaja hasta llegar a la posición donde se ubica la muestra a neutrografiar, Figura 2.1.3. Detrás de la muestra se coloca una pantalla centelladora tipo NG39, fabricada por *Applied Scintillation Technologies*. La placa cuadrada está compuesta de una mezcla de LiF con ZnS:Ag en una proporción de 4 a 1 (20) y mide 20 cm de lado.

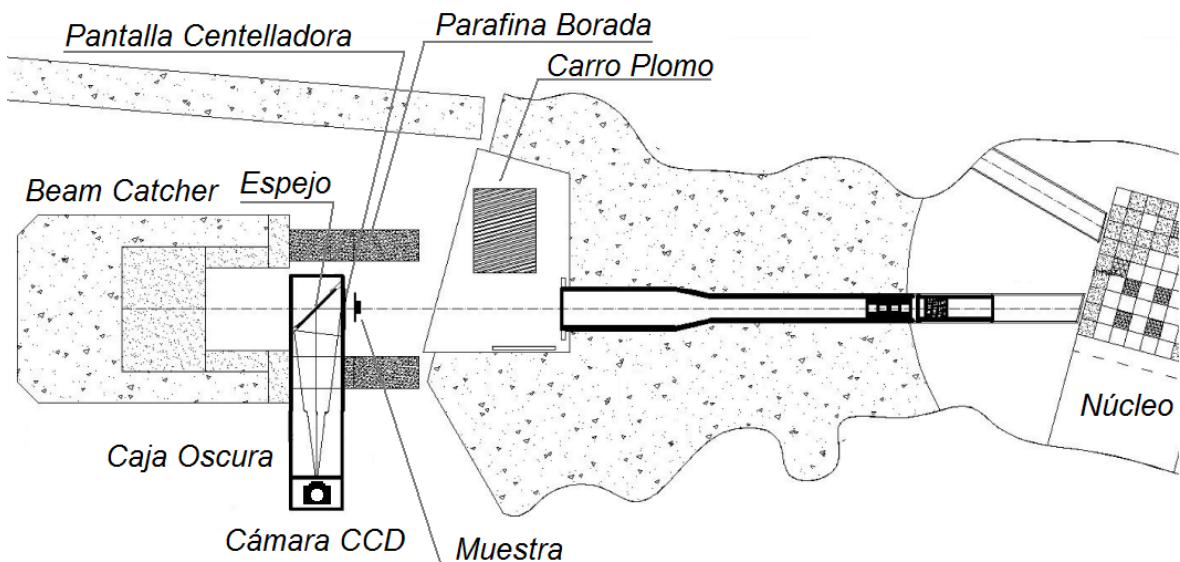


Figura 2.1.3. Disposición de la facilidad.⁹

⁸ De (20)

⁹ De (20)

La imagen generada en la pantalla centelladora incide sobre un espejo y es desviada por una caja oscura, construida de aluminio de 3 mm de espesor hasta una cámara CCD, ubicada a 1 m del centro del haz. La cámara utilizada es modelo PIXERA PEGUIN 600CLM.

Finalmente, luego de atravesar la muestra y la placa centelladora, el haz incide dentro del beam cátcher cuya finalidad es detener el haz. Este posee una geometría cilíndrica, de largo total 130 cm y 90 cm de diámetro con una entrada de 40 cm de diámetro y 40 cm de profundidad donde incide el haz. Está construido de hormigón pesado y está montado sobre rieles de modo de poder ser desplazado. El beam cátcher pesa más de una tonelada.

Los blindajes actuales son muy preliminares. Para confinar la radiación neutrónica se han ensamblado ladrillos de parafina borada, de 15 cm de espesor (20), alrededor de la posición donde se coloca la muestra. Para contener la radiación gamma, la facilidad ha sido construida dentro de un búnker con paredes de hormigón pesado de 30 cm de espesor. Ambos blindajes poseen numerosas aperturas que permiten fugas de radiación.

2.1.2. Dosis reportadas a 500 kW

Las dosis reportadas en la facilidad NR a 500 kW en (20) dependen, no solo de la potencia del reactor sino también de la configuración de filtros y de colimador empleada además de la configuración de las barras de control en el núcleo. Las tasas de dosis en el centro del haz, a la salida del tubo pasante han sido medidas sin la presencia de colimador, con colimador y luego con filtros y se informan en la Tabla 2.1.1, donde se incluyen los flujos neutrónicos medidos.

En este trabajo se define el flujo térmico como todos aquellos neutrones cuya energía se encuentra entre 0 y 0.5 eV. Se considera flujo epitérmico aquel formado por neutrones de entre 0.5 eV y 1 MeV, y el flujo rápido es el flujo cuyos neutrones tienen una energía superior a 1 MeV. Estas definiciones se resumen en la Tabla 2.1.2.

Tabla 2.1.1. Flujos neutrónicos y dosis gamma medidas a 500 kW en distintas configuraciones.

En centro de haz. Datos previos a cambio de núcleo (20).

Configuración	Sin Filtros		Filtros - Con colimación		
	Sin colimación	Con colimador	+ Bi 5 cm	+ Bi 15 cm	+ Zafiro 10 cm
Flujo térmico [n/cm2-seg]	1.9×10^7	1.6×10^7	5.4×10^6	7.1×10^5	1.0×10^7
Flujo epitérmico [n/cm2-seg]	7.4×10^7	1.7×10^7	4.9×10^6	3.8×10^5	1.3×10^6
Flujo rápido [n/cm2-seg]	6.5×10^8	2.9×10^7	1.1×10^7	1.8×10^6	2.8×10^6
Dosis gamma [Sv/hr]	16.75	5.29	0.56	0.05	0.82

Tabla 2.1.2. Definiciones de flujo

Flujo térmico	< 0.5 eV
Flujo epitérmico	0.5 eV – 1 MeV
Flujo rápido	> 1 MeV

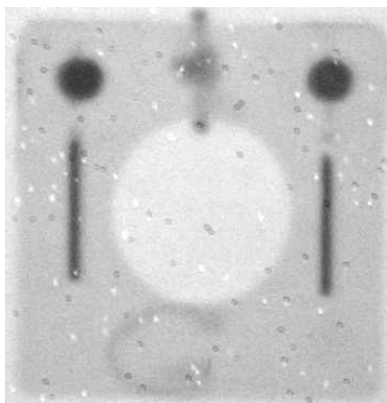


Figura 2.1.4. Neutrografía obtenida en el RA-6. Se observan puntos blancos debido a daño por irradiación en la cámara CCD empleada.¹⁰

Las tasas de dosis medidas en la posición de la cámara se detallan en la Tabla 2.1.3. Estas resultan de interés puesto que la cámara comienza a deteriorar su calidad de imagen con la aparición de puntos, Figura 2.1.4, quedando inutilizable al recibir un total de 20 Gy (20).

¹⁰ De (20).

Tabla 2.1.3. Tasas de dosis neutrónica, gamma y total medidas a 500 kW, distintas configuraciones.

En posición de cámara CCD. Datos previos a cambio de núcleo (20).

	Sin Filtros		Filtros - Con colimación		
	Sin colimación	Con colimador	+ Bi 5 cm	+ Bi 15 cm	+ Zafiro 10 cm
Tasa neutrónica [mGy/hr]	29	8	4.5	1	1
Tasa gamma [mGy/hr]	16	3.7	3	0.44	3.5
tasa total [mGy/hr]	45	11.7	7.5	1.44	4.5

2.2. Requerimientos y objetivos

2.2.1. Necesidad de facilidad

Como se describió en el capítulo 1, la técnica de neutrografía presenta múltiples aplicaciones orientadas a la investigación y desarrollo así como también a aplicaciones industriales. A pesar de ello, actualmente no existe ninguna otra facilidad de neutrografía en el territorio de la República Argentina. Su desarrollo y puesta en operación como facilidad de uso cotidiano será beneficiosa en este sentido, brindándose como una nueva herramienta disponible para ensayos no destructivos.

2.2.2. Tasas de dosis

Por lo informado en (20), se desea que las tasas de dosis de la nueva facilidad, que operará a 3 MW cuando se halle en plena potencia, sean del orden de la decena de micro-Sievert/hr en la posición de la cámara. También se desea que las tasas de dosis ambientales sean tan bajas como sean razonablemente alcanzables.

2.2.3. Aplicaciones: tecnología del hidrógeno

En nuestros días está en auge el estudio de materiales capaces de absorber hidrógeno con la finalidad de ser usados como reservas energéticas para dispositivos móviles. Entre los materiales prometedores para cumplir con estos

objetivos se encuentran los hidruros de zirconio, actualmente en estudio en el Centro Atómico Bariloche. En dichos estudios resulta de interés poder visualizar cómo el hidrógeno se distribuye dentro de los materiales, puesto que esto permitirá entender cómo diseñar más eficientemente celdas almacenadoras. Es en este marco donde la neutrografía tiene su aplicación inmediata.

2.2.4. Otras aplicaciones

Es deseable que la nueva facilidad de neutrografía posea la versatilidad suficiente para poder ser utilizada con otros propósitos, por ejemplo el estudio de elementos combustibles irradiados, fenómenos de hidruración en aleaciones de zircaloy, para el adiestramiento de alumnos y profesionales. Es deseable que su diseño permita ser empleada para la realización de tomografías en el futuro.

2.3. Bases de diseño

2.3.1. Características generales

Se ha decidido basar el nuevo diseño en ciertos criterios que determinarán su conformación final. Estos se detallan y explican en las secciones siguientes.

Como criterio general, los cálculos de tasas de dosis y en consecuencia la determinación del blindaje serán calculados para el nuevo núcleo del reactor RA-6 operando a 1 MW de potencia térmica. Por otro lado, todo el diseño se basará en una relación $L/D=100$. Mayores relaciones, dan haces mas paralelos a la vez que reducen la dosis que se produce en toda la facilidad. En este sentido el blindaje será calculado con un criterio conservador.

Para reducir los costos de este proyecto se requiere que la nueva facilidad sea construida dentro del recinto de hormigón ya instalado, Figura 2.1.1.

2.3.2. Características del haz

Se desea que el haz de neutrones tenga una relación $L/D=100$, que sea de sección cuadrada de 20 cm x 20 cm, ya que la placa centelladora es de dicho tamaño y se requiere que su perfil sea plano, asegurando así la misma

iluminación para todos los puntos de la imagen que se conformará. También se aspira obtener las relaciones de flujo térmico contra flujo epitérmico, rápido y campo gamma lo más altas posibles, para ello se deberá evaluar la colocación de filtros en el colimador.

2.3.3. Dosis máximas

Se quiere que las tasas de dosis en la posición donde se ubicará la cámara sean lo más bajas posibles, del orden del micro-Sievert/hr [$\mu\text{Sv/hr}$]. La posibilidad de permitir el acceso de personal dentro de la instalación durante la operación es opcional.

2.3.4. Optimización de blindajes

La optimización del blindaje no solo deberá responder a los criterios que fija la Norma AR 4.1.1, sino que también se buscará un diseño que permita una construcción simple, se deberán evitar la concepción de piezas complicadas que requieran demasiado trabajo de construcción. Todo componente concebido para este proyecto deberá poder ser colocado con facilidad dentro del hall del reactor y no deberá pesar más que lo que permita la capacidad del puente grúa (4000 kg) o en su defecto al peso capaz de soportar el piso del hall donde se desea instalar la facilidad.

2.3.5. Versatilidad

La nueva facilidad deberá poseer una recámara blindada de $40 \times 40 \times 40 \text{ cm}^3$ donde se colocará la muestra a neutrografiar. También deberá ser diseñada para facilitar la implementación de alguna técnica de tomografía. En lo posible se desea neutrografiar objetos esbeltos, como ser elementos combustibles.

2.3.6. Facilidad de montaje

La facilidad deberá ser fácil de ensamblar, a la vez que también sea sencillo el proceso de desarmarla para poder realizar cambios en ella de modo rápido y poco costoso. Las estructuras que soportarán los blindajes deberán permitir que el proceso de alineación de la instalación con el haz resulte sencillo.

Las principales características de diseño se resumen en la Tabla 2.3.1.

Tabla 2.3.1. Bases de diseño.

Núcleo simulado	Potencia: 1 MW Configuración 11 modificada
Recámara porta muestra	Dimensiones: 40 x 40 x 40 cm ³ Posibilidad de implementación de tomografía
Haz	Relación L/D =100 Plano Perfil cuadrado, 20 x 20 cm ² en placa centelladora, Empleo de filtros.
Operatividad	Posibilidad de acceso de personal al búnker opcional.
Reducción de las tasas de dosis en cámara	Tasa total deseada en el orden de la decena de $\mu\text{Sv/hr}$ en posición de cámara.
Estructuras y accesos	Ningún componente deberá superar los 4000 kg, o la carga máxima que soporte el hall del reactor. Se privilegiará construcción sencilla y modular. La facilidad deberá ser diseñada de modo de caber dentro del búnker de hormigón ya montado.

Capítulo 3. Desarrollo de modelos y simulaciones

3.1. Uso de técnicas de Monte Carlo

Para realizar el diseño de la facilidad, para entender cómo se distribuirán las dosis debidas a neutrones y gammas se trabajará con un código Monte Carlo. La técnica de Monte Carlo es una clase de algoritmo computacional que se basa en el sorteo de números aleatorios para computar sus resultados. Esta técnica se emplea cuando no es posible obtener resultados usando los métodos determinísticos. Este procedimiento presenta ventajas computacionales respecto a otros especialmente cuando el sistema en estudio ostenta un gran número de grados de libertad, tal es el caso en problemas de transporte de neutrones y fotones.

Las técnicas de Monte Carlo florecieron en la década de 1940, con el advenimiento de las primeras computadoras y fueron aplicadas al desarrollo de armas nucleares en Los Álamos National Laboratory (24) por Enrico Fermi, Stan Ulam, John von Neumann y Nicholas Metropolis.

Los códigos tipo Monte Carlo para aplicaciones nucleares consisten en sortear números aleatorios que determinan energías, direcciones de vuelo, recorridos, tipos de interacciones, etc. que tendrá un neutrón en un sistema físico previamente programado, basándose en distribuciones de probabilidad. La simulación de un gran número de historias individuales permite conocer cómo

serán las distribuciones de flujo, en espacio y energía, si el problema ha sido bien modelado.

En este sentido, funciona al revés que los códigos determinísticos que se basan en resolver la ecuación del transporte para el promedio de las partículas (24). En Monte Carlo no se necesita escribir la ecuación de transporte, sin embargo esta se puede derivar para explicar las distribuciones de probabilidad empleadas en la simulación.

La Figura 3.1.1 ejemplifica una secuencia de cálculo. En el evento 1, un neutrón es creado en una fuente, su dirección de vuelo, energía, recorrido, etc. dependen del sorteo de números aleatorios y de las distribuciones de probabilidad que se programaron. En el evento 2 el neutrón sufre alguna interacción, el tipo de interacción se determina nuevamente con las distribuciones de probabilidad del medio. Supóngase que ocurre un scattering y que, al mismo tiempo, se genera un fotón gamma y es absorbido en 3. El neutrón dispersado, sale de la colisión con una dirección de vuelo sorteada con una distribución de probabilidad, que se basa en las leyes físicas del medio. Vuela un cierto recorrido, determinado del mismo modo, pero considerando las secciones eficaces de los materiales, hasta que sufre un nuevo evento, 4. En este punto el código repite el proceso anterior: sortea el tipo de interacción y luego determina las direcciones de vuelo y energías de las partículas resultantes. Las partículas resultantes del evento 4, en este ejemplo son un neutrón que es absorbido en 5 y un fotón que scatterea en 6 para luego fugarse del sistema en 7. En este punto ya no hay partículas en el sistema que el código deba seguir, se dice que la historia ha sido completada, por lo que genera una nueva partícula en la fuente, 8, y así continua el proceso.

En la medida en que más y más historias se sortean, las distribuciones de neutrones y de fotones se van determinando mejor. Las cantidades de interés (requeridas por el usuario) son registradas (tallied) junto con sus estimaciones de incertidumbre (24).

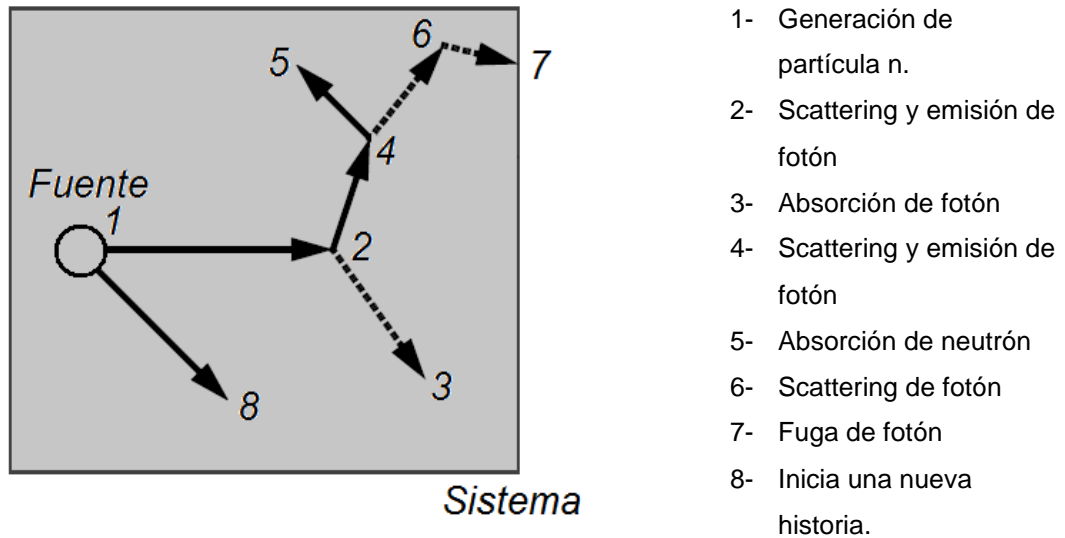


Figura 3.1.1. Ejemplo de una simulación Monte Carlo.

El software empleado en este trabajo es MCNP-5 (Monte Carlo N-Particle, versión 5), software creado por Los Álamos National Laboratory dependiente de la Universidad de California.

3.2. Incertezas del método

En MCNP-5 los resultados de las simulaciones son el producto de promediar las contribuciones de un gran número de historias registradas durante la ejecución del programa. Tan importante como los resultados son las incertezas estadísticas que este arrastra. La importancia de este error y su comportamiento en función del número de historias sorteadas no solo arroja luces sobre la calidad del resultado sino que además permite determinar si el recuento es estadísticamente bien comportado. Si esto no ocurre el error asociado no reflejará correctamente el intervalo de confianza del resultado obtenido y este podrá ser completamente erróneo.

Previendo este tipo de problemas MCNP-5 calcula ciertos parámetros que permiten evaluar mejor la confiabilidad de sus resultados.

Al igual que la mayoría de los códigos de cálculo, su error es proporcional a la raíz del número de historias sorteadas. Para reducir las incertezas de cálculo (no del modelo) a la mitad es necesario registrar cuatro veces más historias, lo que

vuelve al cálculo muy costoso computacionalmente. Para solucionar estos inconvenientes existen las técnicas de reducción de varianza (24).

Cabe destacar que si el modelo no refleja correctamente la realidad física del problema, los resultados con bajas incertezas y buen comportamiento estadístico no son de modo alguno correlacionables con la realidad. Es por ello que resulta de gran importancia la programación de los términos de fuente, y de los materiales empleados.

3.3. Cálculo de fuente

En la simulación resulta de gran interés, no solo conocer cualitativamente y comparativamente cómo serán las dosis y los flujos en distintos puntos de una instalación, sino también conocer cuantitativamente estas variables en función de la potencia del reactor. Es en este punto donde toman gran relevancia las características de la fuente de neutrones y de fotones que se simula.

Aquí se encuentra el primer problema en la simulación, el núcleo del RA-6 ha sido modificado y aún no se ha caracterizado el flujo que se tiene en el conducto pasante N°1.

Es por ello que la programación de las fuentes de neutrones y fotones revisten ciertas características que se describen a continuación.

3.3.1. Fuente de neutrones

La programación de la fuente de neutrones que se emplea en el presente trabajo fue confeccionada basándose en otro modelo Monte Carlo del nuevo núcleo del reactor. La configuración del núcleo modelado corresponde a una versión levemente modificada del núcleo de arranque 11 (25) que se grafica en la Figura 3.3.1. Este modelo se encuentra actualmente en proceso de validación.

El núcleo ha sido modelado como *fresh core*, y su configuración de barras es la que se describe en la Tabla 3.3.1.

Tabla 3.3.1. Configuración de barras de control del núcleo simulado.

Barra de Control	% de extracción
Barra 1	100%
Barra 2	100%
Barra 3	45%
Barra 4	0%
Barra Regulación	50%

Como resulta computacionalmente costoso calcular el transporte desde el núcleo completo hasta el tubo pasante N°1, se decidió transportar la fuente a una posición ubicada a 25 cm del reflector de grafito, indicada como FS en la Figura 3.3.1.

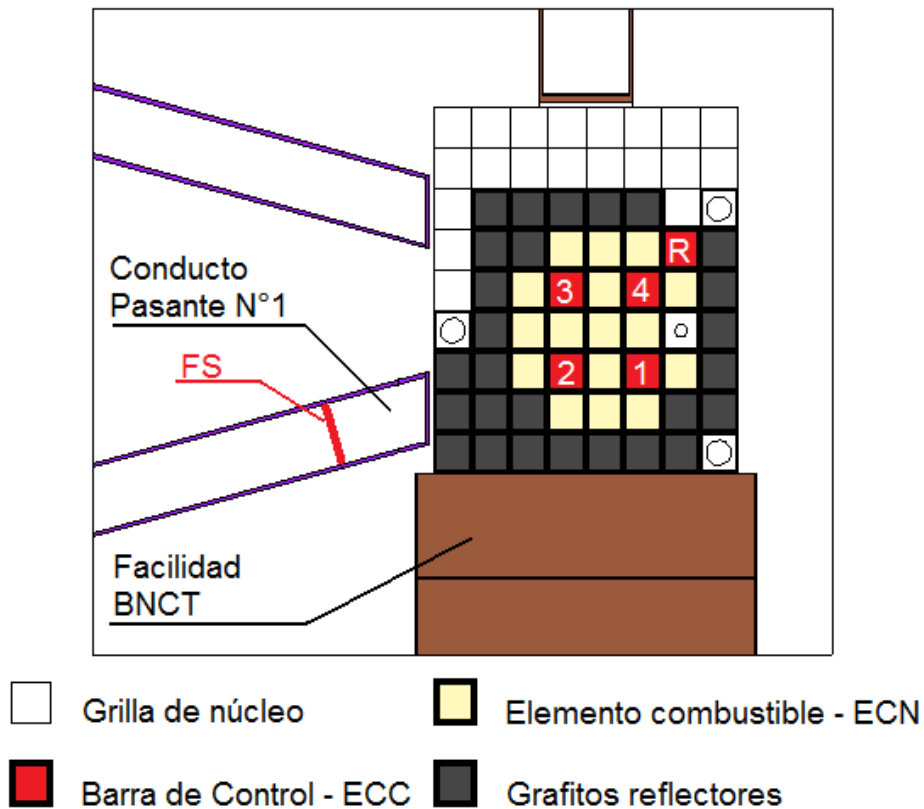


Figura 3.3.1. Configuración del núcleo simulado.

Existen básicamente dos formas de lograr este propósito: grabando una fuente o generando una fuente sintética.

En la primera, se simula el núcleo y se registran las propiedades de todas las partículas que atraviesan una superficie pre-establecida por el usuario, en este caso la entrada al tubo pasante. Luego, en la siguiente simulación solo son transportadas las historias que fueron registradas. Si el número de partículas no resulta suficiente para la convergencia de los puntos de interés, es necesario transformarla en una fuente de distribuciones. Esta es la situación dada en el presente trabajo.

La fuente de distribuciones es una fuente en la cual se agrupan en energía, posición y ángulo las partículas –neutrones y fotones– registradas en la superficie de fuente. Esta representación es una nueva fuente que reproduce aproximadamente las características del campo radiante.

En este trabajo, esta fuente sintética fue confeccionada como un sistema de anillos, en cada uno de estos, el flujo se caracterizó a 3 macro-grupos: térmico, epitérmico y rápido. El espectro térmico a su vez fue subdividido en una estructura maxwelliana, el epitérmico en una $1/E$ y el rápido en una de espectro de fisión. Cada macro-grupo a su vez ha sido discretizado angularmente.

Luego, cada vez que se calculó el haz en la facilidad de neutrografía, no fue necesario simular todo el núcleo, sino que solo se generaron neutrones de interés para el cálculo del problema.

3.3.2. Fuente gamma

La fuente gamma fue programada del mismo modo que la fuente de neutrones. Se generó una fuente sintética para fotones –instantáneos– mediante la simulación de todo el núcleo del RA-6 y se la ubicó en la misma posición de la fuente de neutrones, es decir, a 25 cm del reflector de grafito. La misma fue calculada en condiciones de *fresh core*, para la versión modificada del núcleo de arranque 11, Figura 3.3.1. (25) y con la configuración de barras que se indica en la Tabla 3.3.1.

Realizadas estas consideraciones, se comenzó con el rediseño de la facilidad.

Capítulo 4. Diseño de la facilidad de neutrografía

En este capítulo, se aborda el diseño de la facilidad desde la fuente de neutrones hacia la cámara CCD. A medida que se avanza hacia el diseño final se explican y justifican las soluciones propuestas y se analizan los efectos que estas producen en las tasas de dosis y en la calidad del haz. El capítulo se inicia con una caracterización de la facilidad actual y continúa con la implementación de mejoras: nuevo colimador, encuadrador, segunda barrera, blindaje contra neutrones, protección de la cámara, blindaje contra gammas, empleo de filtros, estructuras y accesos. Al final del capítulo se describen las condiciones de operación.

4.1. Estudio de la instalación con nuevo núcleo

Siguiendo los criterios enunciados en la sección 2.3 se abordó el problema estudiando la facilidad tal cual se encuentra.

Mediante un modelo MCNP, se buscaron y cuantificaron las fuentes de radiación indeseable en la instalación, se calcularon las tasas de dosis, la distribución de neutrones y de fotones a 3 grupos de energía y además se obtuvieron las dosis en distintos puntos de interés para la concepción de la facilidad. Todo fue calculado a 1 MW de potencia del reactor. Los materiales empleados, sus composiciones y densidades se detallan en el Apéndice A.

En este primer modelo, se simula la presencia del colimador que se detalla en el plano 001-01 del Apéndice B.

El perfil de flujo neutrónico hallado se muestra en la Figura 4.1.1, fue obtenido mediante un mallado rectangular de 2 x 2 x 2 cm. En estas figuras es posible notar la gran cantidad de radiación dispersada en la toda la facilidad, origen de altas tasas de dosis.

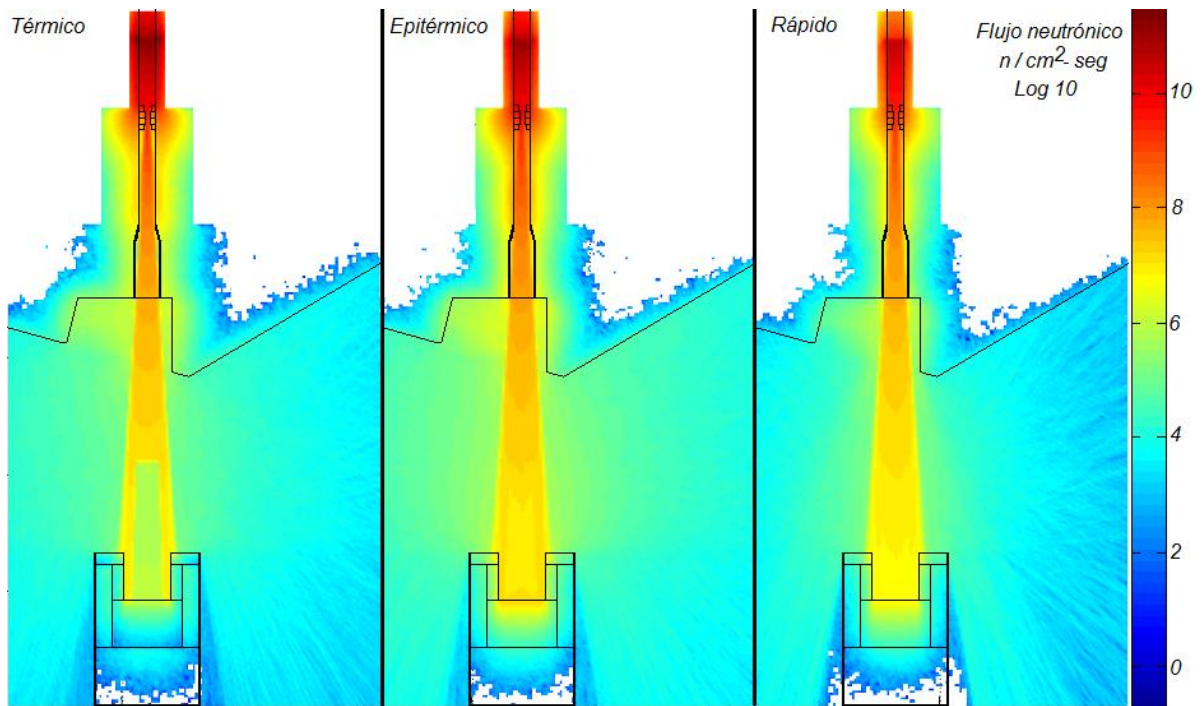


Figura 4.1.1. Flujos neutrónicos en la facilidad actual. 1 MW de potencia, Vista superior. Escala logarítmica.

Las regiones sin colores no presentan contaje de neutrones en el modelo simulado. Esto no significa que allí no exista flujo, sino que no se ha podido calcular debido principalmente a que son regiones muy blindadas. La importancia de calcular un flujo en estas regiones es mínima puesto que no afectan al resto de la facilidad y por otro lado, se hallan dentro de cuerpos de hormigón donde no se colocarán dispositivos sensibles.

Los perfiles de radiación gamma, se muestran en la Figura 4.1.2 donde se han separado los fotones de baja, media y de alta energía según las definiciones de la Tabla 4.1.1.

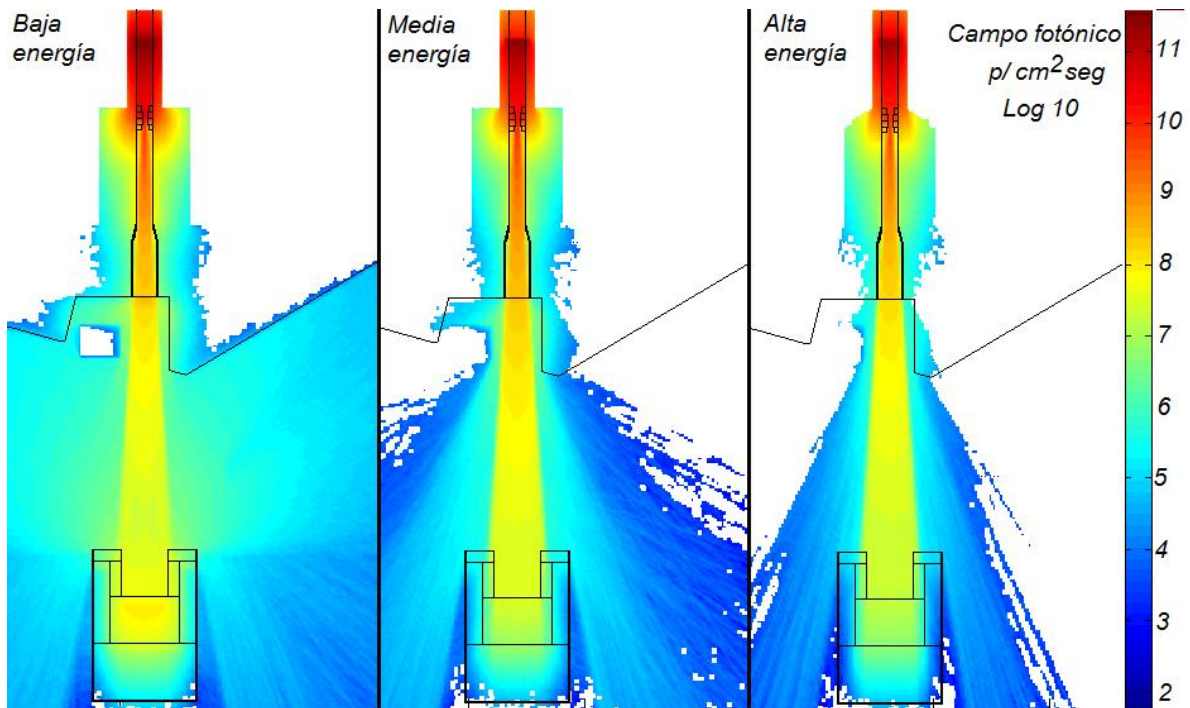


Figura 4.1.2. Flujos fotónicos en la facilidad actual, 1 MW de potencia. Vista superior. Escala logarítmica.

Tabla 4.1.1. Definiciones de campo gamma

Fotones de baja energía	< 600 keV
Fotones de media energía	600 keV – 2 MeV
Fotones de alta energía	> 2 MeV

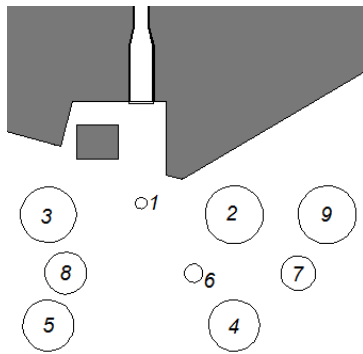
Las tasas de dosis calculadas se muestran en la Tabla 4.1.2, se informa además las incertezas numéricas del cálculo y el porcentaje de dosis debida a neutrones. En el centro del haz se estima que las tasas de dosis serán superiores a 35 Gy/hr (posición 1). Por lo tanto, en ningún caso se deberá permitir el acceso al haz durante la operación¹¹.

En la entrada a la facilidad (posición 9) las tasas de dosis serían de 6.6 mSv/hr. Esto significa que para cumplir con los requisitos de exposición de la Autoridad Regulatoria Nuclear ningún trabajador debería permanecer más de 3 horas al año en la entrada al búnker de neutrografía operando a 1 MW y sin blindajes. La tendencia general observada es que al aumentar la distancia al haz las tasas

¹¹ Dosis superiores a 2 Gy resultan en severos efectos determinísticos.

disminuyen. La numeración empleada para las diferentes posiciones se mantendrá de aquí en adelante.

Tabla 4.1.2. Dosis calculadas, sin blindajes, con colimador escalonado, núcleo nuevo, 1 MW.



Posición	Tasas de dosis	Incerteza núm.	% n
1	35.4 Gy/hr	0.2%	86%
2	25.5 mSv/hr	0.8%	93%
3	35.2 mSv/hr	0.7%	94%
4	35.2 mSv/hr	0.8%	91%
5	48.1 mSv/hr	0.8%	91%
6	123.1 mSv/hr	1.3%	91%
7	11.1 mSv/hr	1.9%	92%
8	73.2 mSv/hr	0.7%	92%
9	6.6 mSv/hr	1.4%	92%

Las relaciones halladas de flujo térmico contra epitérmico, rápido y campo gamma en el haz se muestran en la Tabla 4.1.3.

Tabla 4.1.3. Flujos calculados y relaciones halladas, núcleo nuevo, 1 MW

Flujos	Valor	Incerteza núm.
neutrones térmicos ($n/cm^2\text{-seg}$)	2.03×10^7	0.3%
neutrones epitérmicos ($n/cm^2\text{-seg}$)	2.76×10^7	0.3%
neutrones rápidos ($n/cm^2\text{-seg}$)	1.79×10^7	0.3%
neutrones totales ($n/cm^2\text{-seg}$)	6.59×10^7	0.2%
Dosis gamma	4.9 Sv/hr	0.05%
Relaciones	Valor	
térmico /epitérmico	0.74	
térmico /rápidos	1.14	
térmico /gammas ($n \text{ hr cm}^{-2} \text{ s}^{-1} \text{ Sv}^{-1}$)	4.1×10^6	

Las relaciones entre flujos halladas difieren de aquellas reportadas en (20), que se deducen de la Tabla 2.1.1.

4.2. Re-diseño de colimador

Como se mencionó en la sección 2.1.1, el colimador de la facilidad de neutrografía presenta una geometría escalonada, como se ilustra en la Figura 4.2.1. Dicho colimador confiere al haz una relación $L/D = 70$. La simulación de este colimador permitió observar que el haz generado tiene una intensidad de neutrones térmicos central de $2 \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ seg}^{-1}$ cuando alcanza la posición donde se ubica la muestra a neutrografiar. También se desprende de esto que el radio del haz es de aproximadamente 15 cm, Figura 4.2.2.

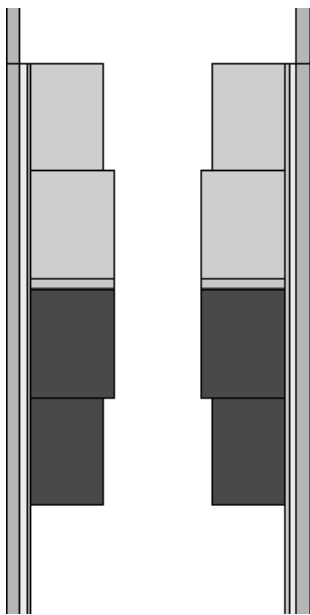


Figura 4.2.1. Colimador actual.

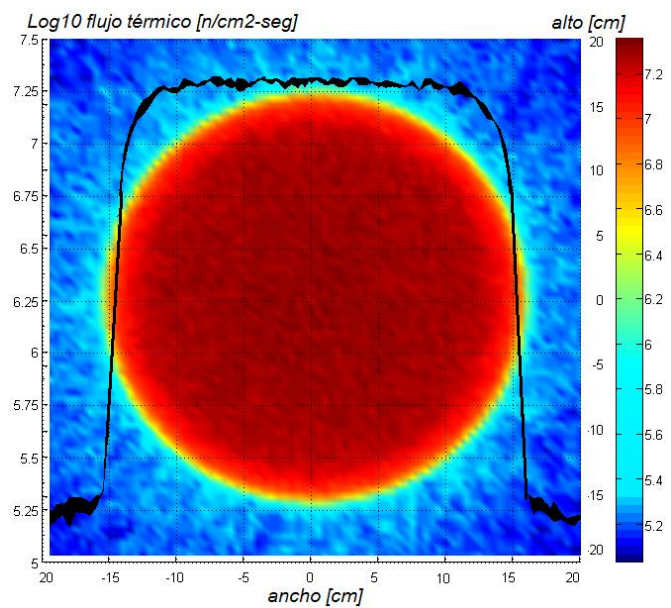


Figura 4.2.2. Perfil de neutrones térmicos en la placa. Escala logarítmica.

Las bases de diseño requieren que el haz sea plano, de $20 \times 20 \text{ cm}^2$ y que la relación L/D sea de 100, es por ello que se re-diseñó el colimador con el objeto de mejorar la performance actual.

Cabe destacar que para poder proyectar un haz sobre una sección cuadrada de $20 \times 20 \text{ cm}^2$, el haz, que es colimado con sección circular debe tener un radio de por lo menos 14.1 cm en la posición de la placa.

Para un mejor aprovechamiento del flujo de neutrones el nuevo colimador alcanzaría un radio de 14.1 cm al llegar a la posición de la placa centelladora. No

antes ni después, puesto que si el haz llegase con un radio mayor, las tasas de dosis serían mayores y si su radio fuera menor, la imagen conformada sería pequeña, desperdiciándose área de la placa centelladora.

Por otro lado, al hacerlo mas alargado se espera reducir las radiaciones secundarias, es decir, aquellas que no forman parte del haz.

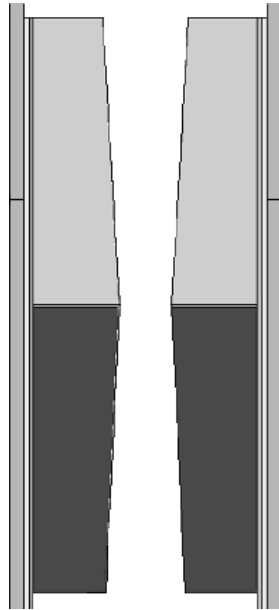


Figura 4.2.3. Colimador propuesto.

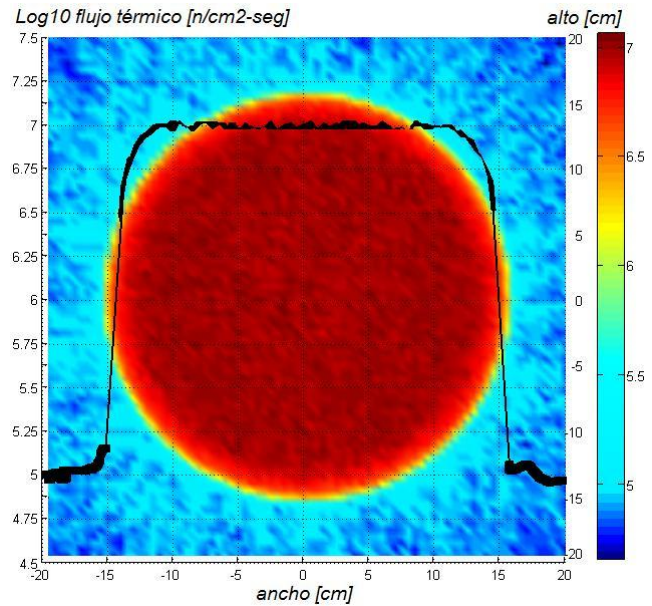


Figura 4.2.4. Perfil de neutrones térmicos en la placa con colimador propuesto.

El colimador propuesto se muestra en la Figura 4.2.3. Planos más detallados se encuentran en el Apéndice B. La nueva configuración del sistema ha sido propuesta luego de realizar la proyección de rayos que se indica en el Plano 002-02 del Apéndice B. Por criterio de diseño se buscó una relación L/D=100.

El perfil térmico calculado en la posición de la placa centelladora se muestra en la Figura 4.2.4.

La simulación de este colimador, resultó en la Tabla 4.2.1, donde se observa una reducción general del orden del 50% en todos los valores de flujo neutrónico y gamma. La intensidad central del haz térmico cae a $1 \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ seg}^{-1}$, esto se relaciona principalmente a que en el nuevo diseño la apertura del colimador

presenta un área 50% menor que el colimador escalonado. Este cambio obedece al aumento de la relación L/D de un valor aproximado de 70 a 100.

Tabla 4.2.1. Flujos calculados para las distintas configuraciones.

	colimador escalonado		colimador cónico		variación
	<i>flujo</i>	<i>Inc. num</i>	<i>flujo</i>	<i>Inc. núm.</i>	
<i>neutrones térmicos (n/cm²-seg)</i>	2.03×10^7	0.3%	9.65×10^6	0.4%	-53%
<i>neutrones epitérmicos (n/cm²-seg)</i>	2.76×10^7	0.3%	1.41×10^7	0.4%	-49%
<i>neutrones rápidos (n/cm²-seg)</i>	1.79×10^7	0.3%	9.33×10^6	0.4%	-48%
<i>neutrones totales (n/cm²-seg)</i>	6.59×10^7	0.2%	3.30×10^7	0.2%	-50%
<i>Dosis gamma (Sv/hr)</i>	4.9	0.05%	2.5	0.03%	-49%

Por otro lado, las relaciones entre los flujos cambian para esta configuración, el flujo térmico se ve ligeramente disminuido, Tabla 4.2.2, reduciendo la calidad del haz. Esta reducción se compensará en 4.8 mediante el empleo de filtros en el colimador.

Tabla 4.2.2. Relaciones entre flujos, comparación para los 2 tipos de colimadores considerados

	Colimador escalonado	Colimador cónico	Variación
	<i>Relaciones</i>	<i>Relaciones</i>	
<i>Térmico /epitérmico</i>	0.74	0.69	-7%
<i>Térmico /rápidos</i>	1.14	1.04	-9%
<i>Térmico /gammas (n hr cm⁻² s⁻¹ Sv⁻¹)</i>	4.1×10^6	3.9×10^6	-5%

Como consecuencia de esta caída, las tasas de dosis en la facilidad se reducen en un 50% según se muestra en la Tabla 4.2.3.

Tabla 4.2.3. Reducción de las tasas de dosis por implementación de colimador cónico.

Posición	Colimador escalonado (L/D=70)		Colimador cónico (L/D=100)		Reducción
	Tasa de dosis	Inc. Núm.	Tasa de dosis	Inc. Núm.	
1	35.4 Gy/hr	0.2%	18.3 Gy/hr	0.3%	-48%
2	25.5 mSv/hr	0.8%	13.1 mSv/hr	1.1%	-49%
3	35.2 mSv/hr	0.7%	18.1 mSv/hr	1.0%	-49%
4	35.2 mSv/hr	0.8%	17.9 mSv/hr	1.1%	-49%
5	48.1 mSv/hr	0.8%	24.5 mSv/hr	1.0%	-49%
6	123.1 mSv/hr	1.3%	63.0 mSv/hr	1.8%	-49%
7	11.1 mSv/hr	1.9%	5.5 mSv/hr	2.6%	-50%
8	73.2 mSv/hr	0.7%	37.2 mSv/hr	1.0%	-49%
9	6.6 mSv/hr	1.4%	3.4 mSv/hr	2.0%	-49%

4.3. Diseño de encuadrador

Por criterio de diseño se pide que el haz sea de sección cuadrada, esto es así para no transportar fuera del núcleo radiación que no es requerida para la conformación de la imagen sobre la placa centelladora. La solución hallada consiste en colocar una barrera contra neutrones y rayos gammas de modo de quitar toda la radiación que no se encuentre encuadrada hacia la placa. Se ideó un montaje de poliboro (anti-neutrones) y de plomo (anti-fotones) que se ilustra en la Figura 4.3.1, se puede obtener más información en el plano 003-01 del Apéndice B.

La simulación de este nuevo componente encuadró el haz como se muestra en la Figura 4.3.2. Sus dimensiones son tales que una vez insertado ocupará todo el espacio del ensanchamiento del tubo pasante de forma de reducir dosis en la facilidad.

En su diseño también se hizo uso de la proyección de rayos que se detallada en el Apéndice B, plano 002-02.

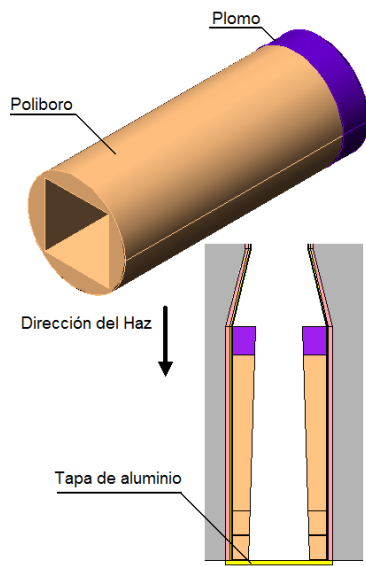


Figura 4.3.1. Diseño de encuadrador

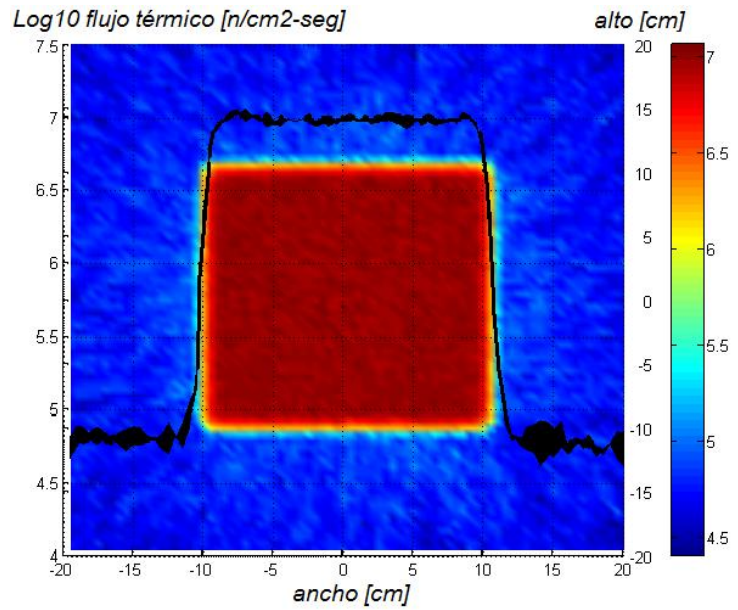
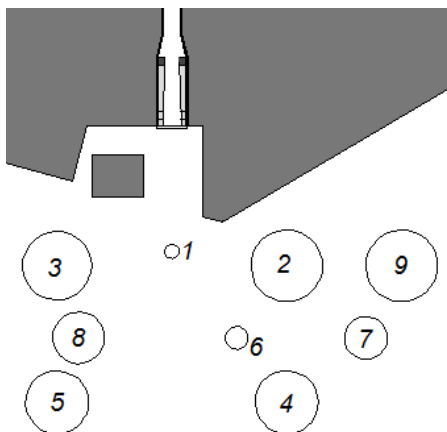


Figura 4.3.2. Resultados obtenidos, flujo térmico, con colimación cónica. Escala logarítmica.

Los resultados de su implementación serían satisfactorios en cuanto a las características geométricas del haz. Este resulta plano y su intensidad térmica se conserva en aprox. $1 \times 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ seg}^{-1}$, mientras que las tasas de dosis en la facilidad se reducen entre un 30 y 50% en comparación con las indicadas en la Tabla 4.2.3, según se muestra en la Tabla 4.3.1. Además, se rescata que la composición espectral del haz no se ve modificada por el proceso de encuadramiento.

Tabla 4.3.1. Tasas de dosis calculadas con colimador cónico, y encuadrador, 1 MW.



Posición	colimador cónico		reducción
	tasa de dosis	Inc. núm.	
1	18.3 Gy/hr	0.3%	0%
2	7.9 mSv/hr	1.5%	-40%
3	10.6 mSv/hr	1.3%	-41%
4	9.5 mSv/hr	1.6%	-47%
5	14.1 mSv/hr	1.4%	-43%
6	44.7 mSv/hr	2.2%	-29%
7	2.7 mSv/hr	3.7%	-51%
8	22.0 mSv/hr	1.3%	-41%
9	1.7 mSv/hr	2.8%	-50%

4.4. Atenuación de radiación secundaria

En la Figura 4.1.1 y en la Figura 4.1.2 se apreciaba que la radiación no se confina solo al haz, sino que se dispersa. Estas dispersiones son motivo de aumento de dosis y de disminución de calidad de la imagen que se desea conformar, por lo que resulta conveniente reducirlas.

En este sentido se proponen dos soluciones complementarias: la segunda barrera y la reducción de la dispersión en el beam cácher.

4.4.1. Diseño de segunda barrera

Un concepto que se tiene en la construcción de blindajes es la de contener las radiaciones en los volúmenes más pequeños puesto que resulta más fácil de blindar, ahorrándose espacio, materiales y estructuras.

En la Figura 4.4.1. se muestra el campo neutrónico total. Gran parte de la radiación que inunda la instalación se origina la boca del conducto pasante nº1 (1) y aumenta los flujos del lado izquierdo de la instalación (2). El sector señalado por (3) indica el bloqueo del haz por parte del beam cácher.

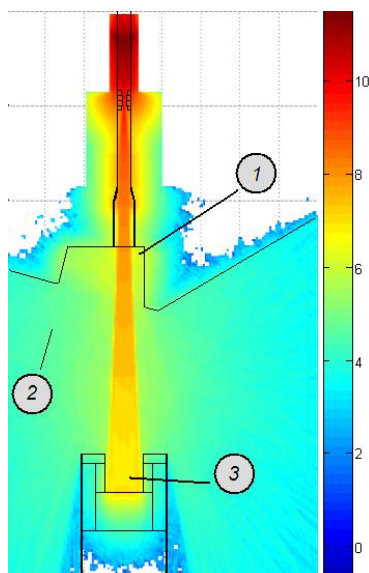


Figura 4.4.1. Campo neutrónico total y fuentes de radiación secundaria. Escala logarítmica.

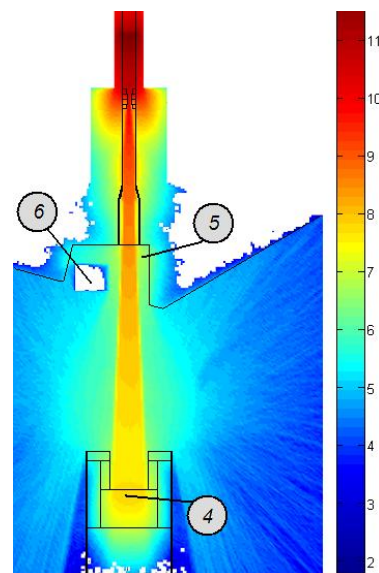


Figura 4.4.2. Campo gamma total y fuentes de radiación secundaria. Escala logarítmica.

En la Figura 4.4.2. se grafica el campo gamma, este tiene dos componentes, los gammas que se originaron en el núcleo y aquellos que surgen debido a procesos de captura de neutrones. Estos últimos explican la intensa fuente remarcada por (4). En la misma figura se aprecia la dispersión de radiación en la boca del conducto (5) y el efecto del carro de plomo (6).

En virtud de la dispersión de radiación que se origina en la boca del conducto pasante se decidió colocar aquí una barrera, se la llamará segunda barrera, puesto que la primera es el carro de plomo. Esta barrera deberá blindar neutrones y rayos gamma. El diseño propuesto se muestra en la Figura 4.4.3. El blindaje no es total puesto que posteriormente se colocarán más elementos, estos se detallan en las secciones siguientes. Un plano más detallado puede consultarse el Apéndice B, plano 004-01.

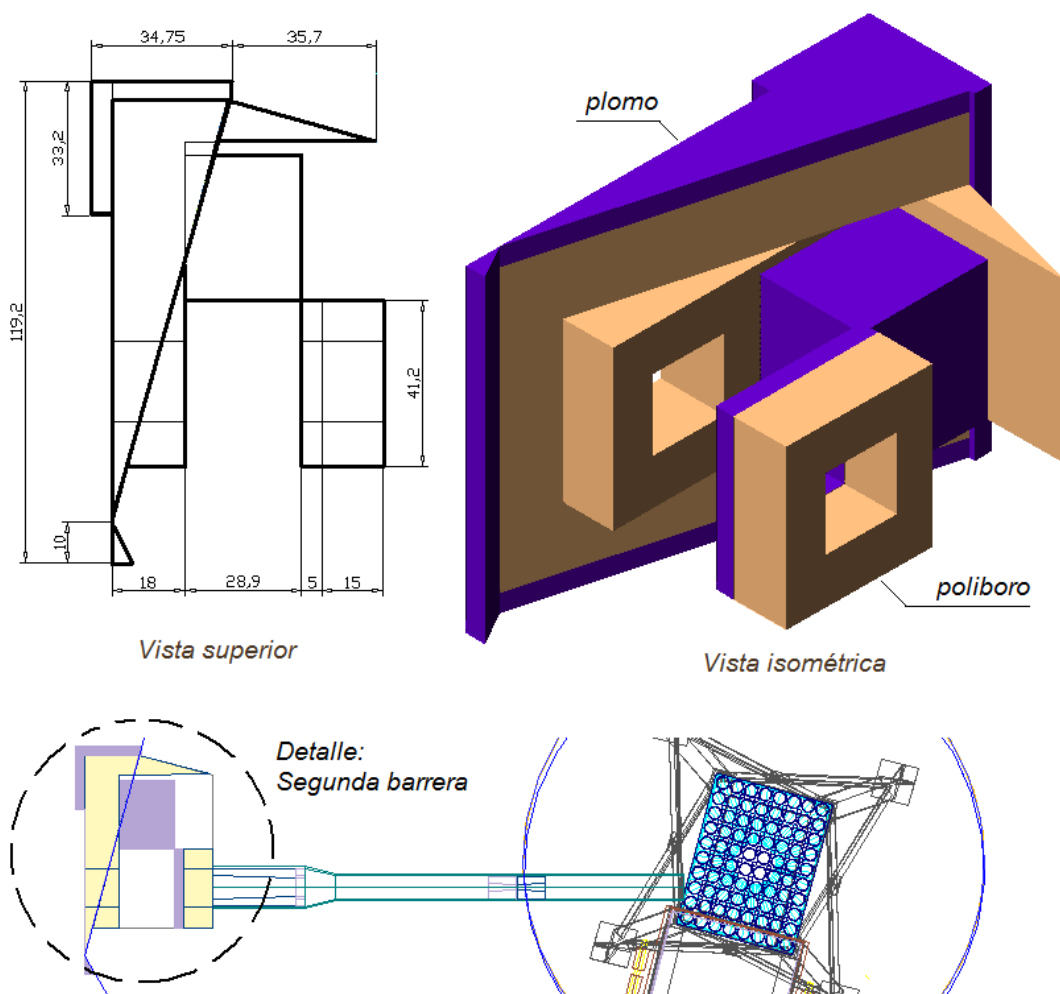


Figura 4.4.3. Diseño de segunda barrera (unidades en cm).

La simulación de esta configuración permitió obtener la Tabla 4.4.1. que muestra una reducción en las tasas de dosis al implementar las soluciones propuestas, las posiciones se enumeran con el mismo criterio que en la Tabla 4.3.1. El porcentaje de reducción está referido a las tasas calculadas al implementar el encuadrador junto con el colimador cónico.

Tabla 4.4.1. Reducción de tasas de dosis obtenidas por aplicación de las soluciones propuestas.

Posición	Tasas de dosis			% reducción
	+ Segunda barrera	inc. núm.		
1	18.2 Gy/hr	0.4%		0.0%
2	7.0 mSv/hr	0.8%		-11.0%
3	6.9 mSv/hr	0.8%		-34.5%
4	7.3 mSv/hr	1.0%		-22.7%
5	7.6 mSv/hr	0.8%		-46.1%
6	26.9 mSv/hr	1.2%		-39.9%
7	2.3 mSv/hr	2.0%		-14.8%
8	12.9 mSv/hr	0.8%		-41.7%
9	1.6 mSv/hr	1.5%		-4.1%

En las Figura 4.4.4 y Figura 4.4.5, se grafican los perfiles de flujo neutrónico y gamma total que se esperan obtener en la posición de la muestra a medida que se implementan las soluciones propuestas.

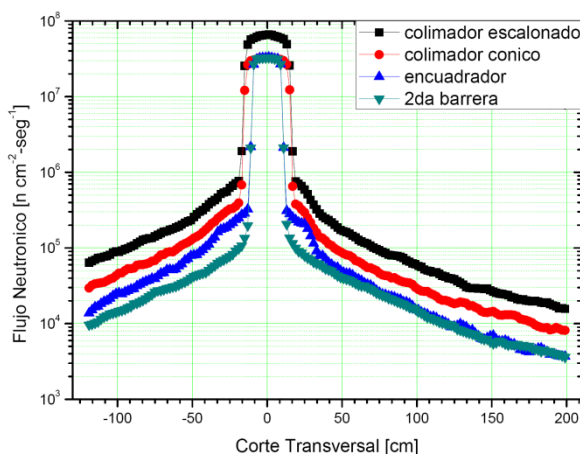


Figura 4.4.4. Perfil neutrónico.

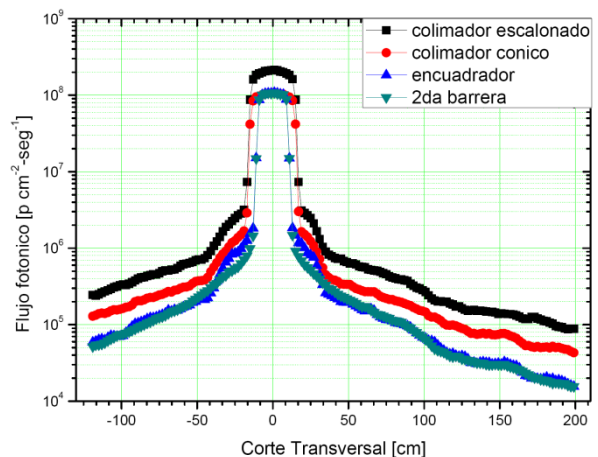


Figura 4.4.5. Perfil fotónico.

La Figura 4.4.6 muestra cómo resulta el campo neutrónico al aplicar las soluciones propuestas.

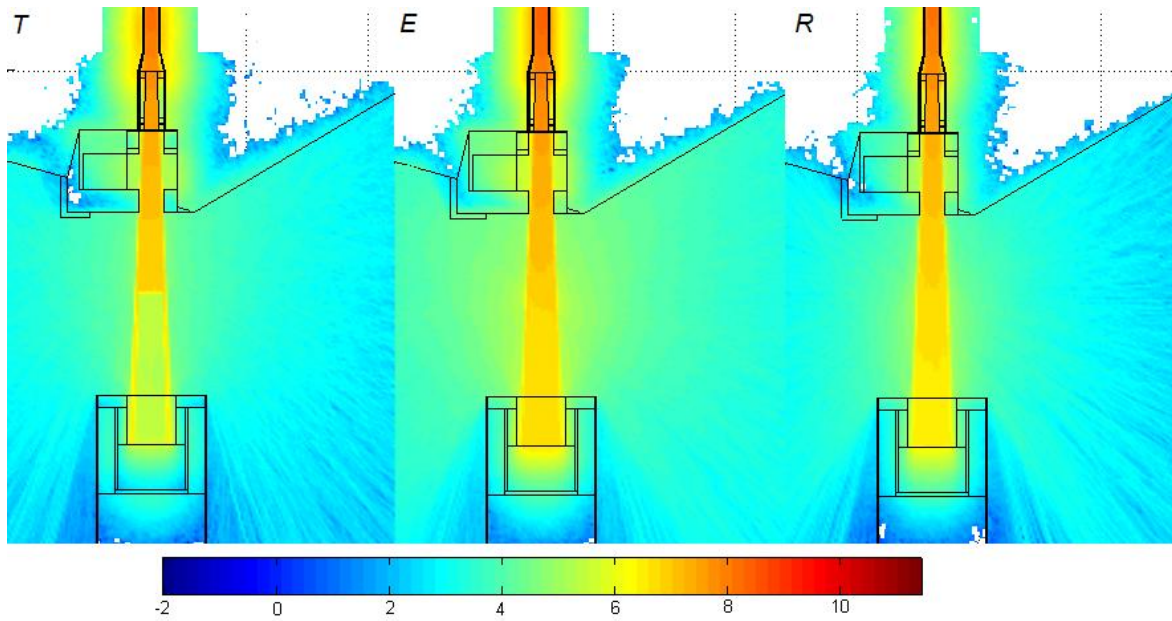


Figura 4.4.6. Campos neutrónicos, térmico (T), epitérmico (E) y rápido (R). 1 MW. Vista superior con implementación de soluciones propuestas. Escala logarítmica.

La efectividad del nuevo colimador es que consigue una relación L/D mayor que el anterior y reduce las tasas de dosis a la mitad, a costa sin embargo de una reducción del flujo térmico. El encuadrador, reduce las tasas a menos de la mitad. La segunda barrera, en cambio produce una reducción menor pero no despreciable del orden del 10% en promedio global. En total, las 3 soluciones reducen las tasas de dosis hasta un 84% de los valores calculados para el colimador escalonado.

4.4.2. Efecto de beam cácher

Desde el punto de vista de las radiaciones secundarias, el beam cácher es una fuente que dispersa radiación, es decir, parte del haz rebota en él y se dispersa, aumentando las dosis como se observaba en la Figura 4.4.1 y Figura 4.4.2. Otro inconveniente que se encuentra al estudiar el campo gamma es que es insuficiente en el frenamiento de esta radiación.

Para el primer problema se propone alejar el beam cácher y construirle una extensión. Se espera que al permitir que el rebote ocurra a mayor distancia será menor la radiación que devuelva. Debido a que la pared de hormigón se

encuentra a aproximadamente 3 m del bloque del reactor, la boca del beam catcher se ubicará a 150 cm de la pared de poliboro de la segunda barrera.

Para el segundo inconveniente se propuso colocar recubrimiento de plomo dentro del beam catcher para evitar el escape de radiación gamma. No es preferible colocar el plomo por fuera de este porque de esta manera se reduce la cantidad de plomo a usar y el peso total.

Según el cálculo, blindajes adicionales en el beam catcher no aportan reducciones significativas en las tasas de dosis.

4.5. Blindaje contra neutrones

Puesto que la implementación de las soluciones propuestas no consigue reducir las tasas de dosis por debajo de los mili-Sievert/hr y considerando que la dispersión de radiación presenta características radiales en relación al haz. Se decidió confinar, mediante un blindaje, el campo radiante.

El blindaje contra la radiación neutrónica fue modelado de poliboro al 5% (26) (ver Apéndice A). Otro material factible es la parafina borada. Esta última es, a los fines neutrónicos, similar que el poliboro. Sin embargo, los cálculos fueron realizados con poliboro porque no se pudo establecer con exactitud la composición química de la parafina borada elaborada en el Centro Atómico Bariloche. El interés en utilizar parafina borada radica en reducir costos económicos.

Se decidió colocar primero el blindaje para neutrones y por fuera el blindaje gamma. Esto responde al hecho de que al blindar neutrones surge radiación gamma debida a captura neutrónica. Con el blindaje gamma cubriendo toda la facilidad se utiliza el material más eficientemente. El blindaje propuesto se muestra en la Figura 4.5.1. El volumen de la recámara donde se colocará la muestra es el que se solicitó en los criterios de diseño enunciados en la sección 2.3 de 64 litros.

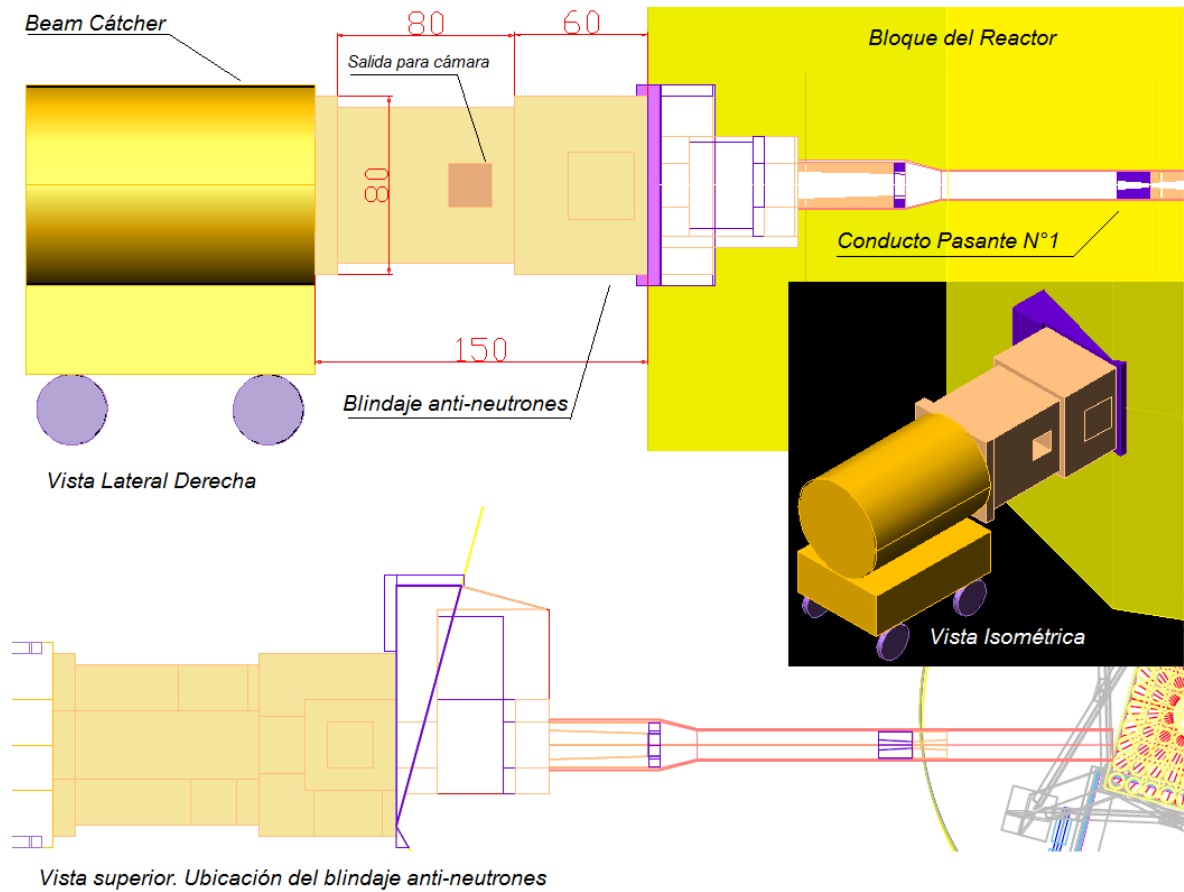


Figura 4.5.1. Blindaje de poliboro propuesto (unidades de cm).

Las tasas de dosis debidas únicamente a neutrones fueron calculadas para distintos espesores de poliboro. Comercialmente, este material viene en planchas de 1 m x 1 m x 5 cm, es por ello que, procurando facilitar el montaje (en caso de elegir poliboro), los espesores del blindaje calculados son múltiplos de 5 cm.

En el modelado de este problema se dejó una apertura de sección cuadrada de 20 cm de lado en la posición de donde se espera extraer la imagen generada en la placa centelladora.

Esta constituye un importante punto de fuga que obliga a proteger la cámara CCD con un blindaje extra. Además explica el por qué las tasas son mayores del lado derecho de la facilidad. La fuga de radiación se observa claramente en la Figura 4.5.2.

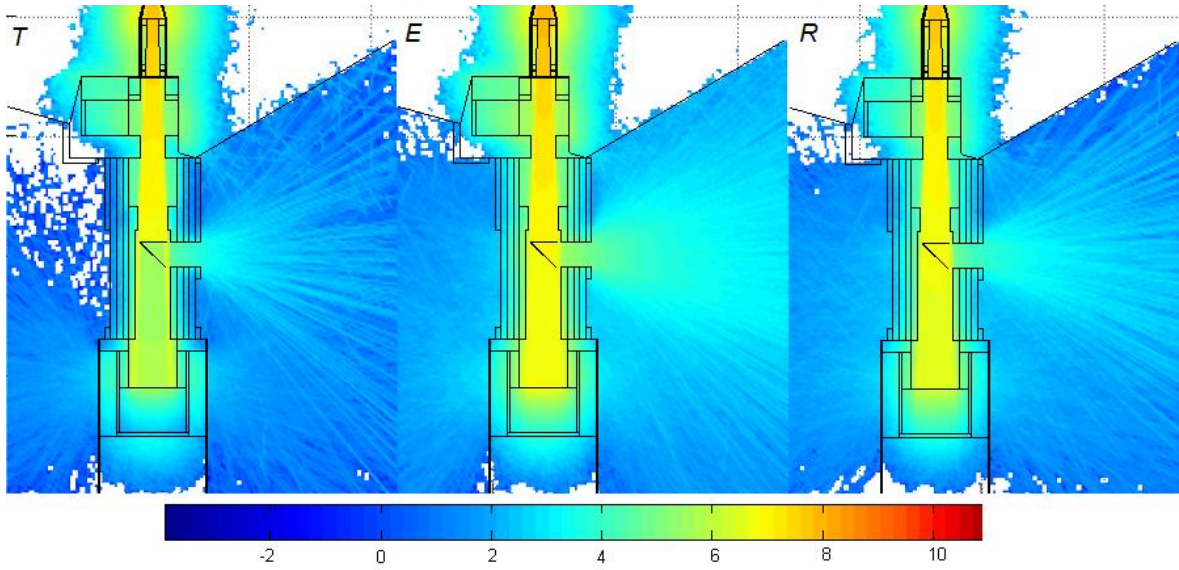


Figura 4.5.2. Campo neutrónico térmico (T), epitérmico (E) y rápido (R). 1 MW. Vista superior con implementación de blindaje antineutrones. Escala logarítmica.

Los resultados de tasas de dosis se ilustran en la Figura 4.5.3, estas han sido calculadas para la facilidad funcionando sin la colocación de ninguna muestra en la recámara.

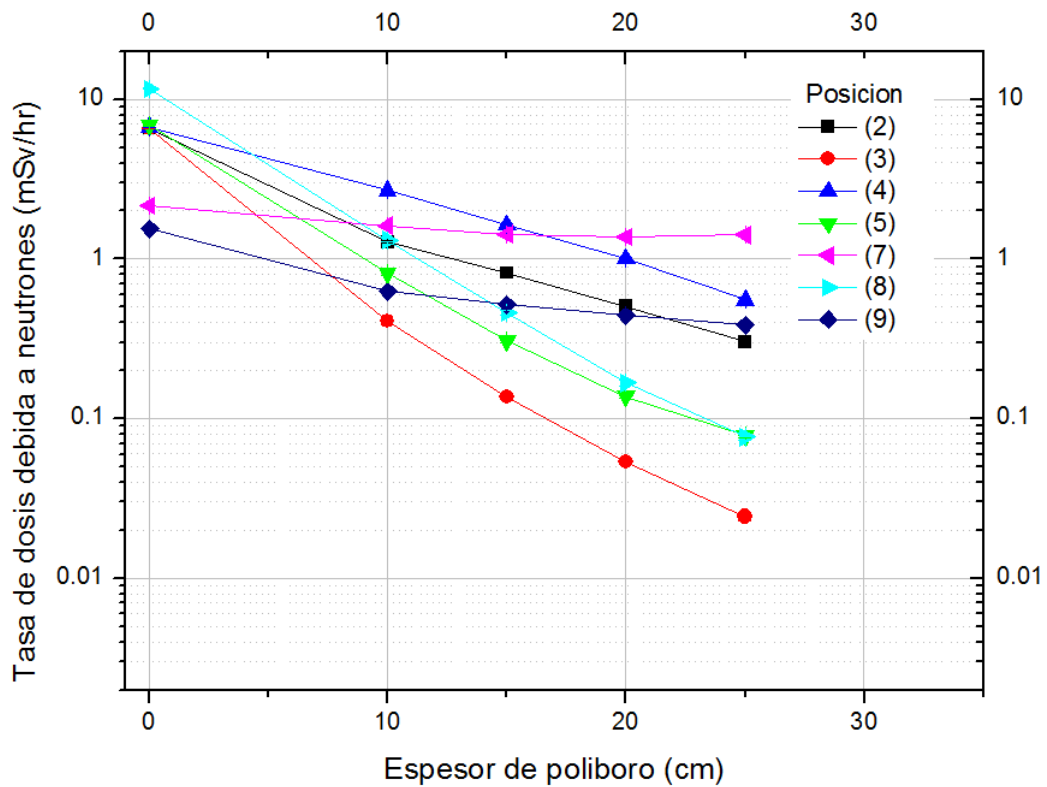


Figura 4.5.3. Tasas de dosis por neutrones para distintos espesores de poliboro.

Para poder optimizar el blindaje y debido a que se desconoce el número total de horas que se utilizará esta instalación en el futuro, se decidió optimizar en función de las tasas de dosis ambientales debidas a la operación propia del reactor. Si las dosis son del mismo orden de magnitud entonces se considera que el blindaje está optimizado. Las mediciones de tasas de dosis ambientales fueron realizadas por personal de radioprotección (27) y han resultado en el orden de los 14 $\mu\text{Sv/hr}$.

Además debe considerarse que la facilidad operará con filtros colocados en el colimador, estos reducen fuertemente las dosis debidas a neutrones, como se describió en la Tabla 2.1.3. Según (20) las tasas de dosis medidas se reducirían en un factor 8.

Teniendo todo esto presente se llegó a la conclusión de que un blindaje de 20 cm resulta suficiente.

A continuación se menciona un blindaje complementario para la cámara y el blindaje gamma.

4.6. Protección de cámara de adquisición

Por lo ya mencionado en 4.5 la protección de la cámara de adquisición resulta importante. En su diseño, no solo deben considerarse los efectos de las radiaciones sino también su capacidad para cumplir correctamente la función de adquirir la imagen conformada en la placa centelladora.

La ubicación actual de la cámara CCD no resulta satisfactoria debido a los niveles de tasas de dosis que presenta, aun operando a 500 kW, con la implementación del blindaje que se describe en (20).

El cálculo indicó que a 45 cm de la placa centelladora (posición 6) las tasas de dosis debida únicamente a neutrones serian de 18 mSv/hr, mientras que a 130 cm de 1.5 mSv/hr (posición 7).

Estas consideraciones motivaron en el nuevo diseño que la cámara observe la placa centelladora por su reflejo en un sistema de doble espejos. Mediante esto el

dispositivo ya no mira directamente el haz. Y con ello se consigue reducir las dosis a la que será expuesta. El diseño del blindaje para la cámara se muestra en la Figura 4.6.1, planos completos se encuentran en el Apéndice B.

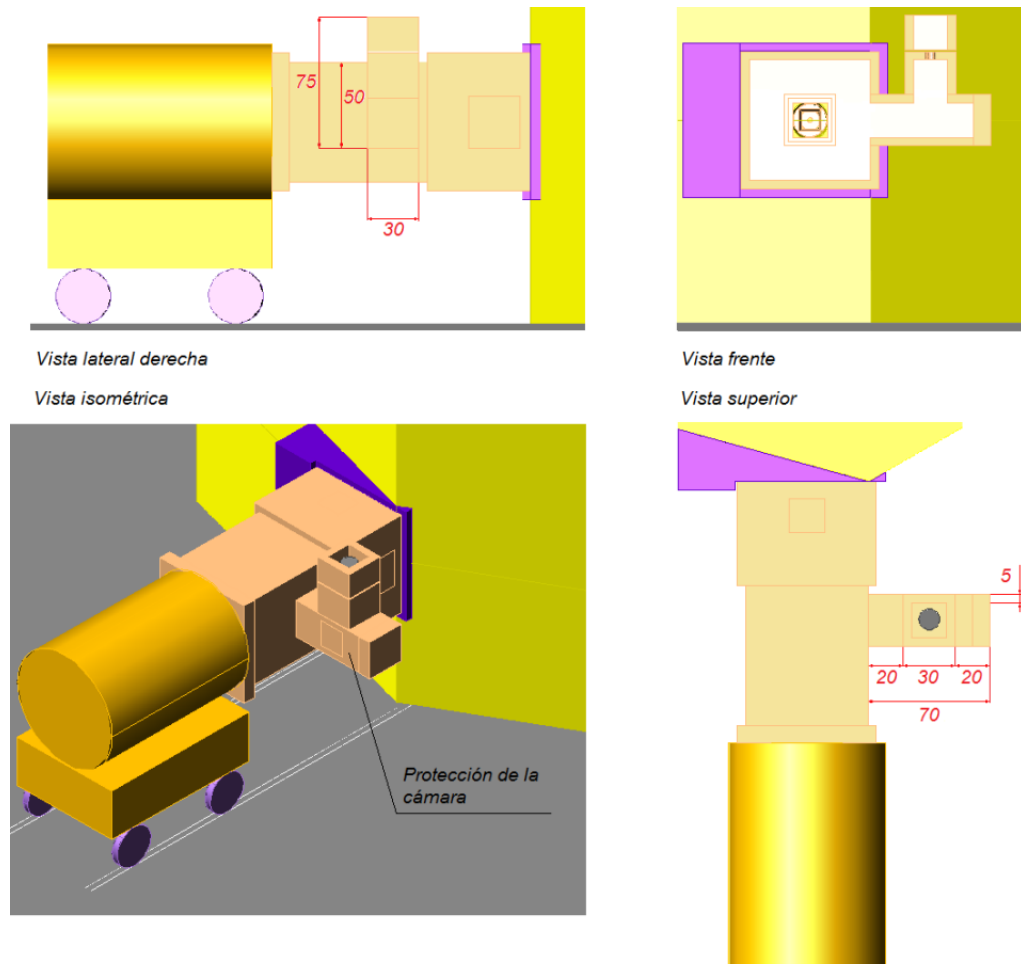


Figura 4.6.1. Blindaje de poliboro propuesto con protección para cámara CCD.

La Figura 4.6.2 ilustra el campo neutrónico total. Las tasas de dosis calculadas para la nueva posición de la cámara son de 170 $\mu\text{Sv/hr}$ total (incerteza numérica: 1.4%), de los cuales, el 25% se debe a neutrones. Se espera reducir la componente gamma al implementar el blindaje anti-gamma que se describe en la sección 4.7.

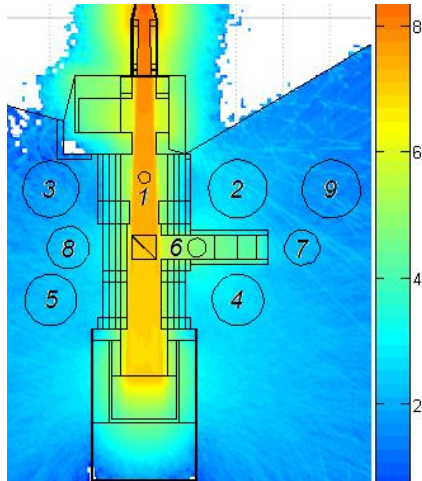


Figura 4.6.2. Campo neutrónico, vista superior con blindaje antineutrones para cámara.

Tasa de dosis total. Blindaje únicamente de poliboro 20 cm			
Pos	Tasa de dosis	incert. núm.	%N
2	0.327 mSv/hr	1.6%	49%
3	0.230 mSv/hr	1.2%	25%
4	0.656 mSv/hr	0.8%	42%
5	0.511 mSv/hr	0.9%	28%
6	22.4 mSv/hr	1.2%	92%
7	0.190 mSv/hr	2.7%	60%
8	0.632 mSv/hr	1.1%	28%
9	0.073 mSv/hr	2.8%	48%

Tabla 4.6.1. Tasas de dosis totales para blindaje de poliboro con protección para cámara.

Se grafica el campo neutrónico en la posición de la cámara en la Figura 4.6.3, se observa que el flujo total de neutrones es varios órdenes de magnitud inferior en la nueva posición.

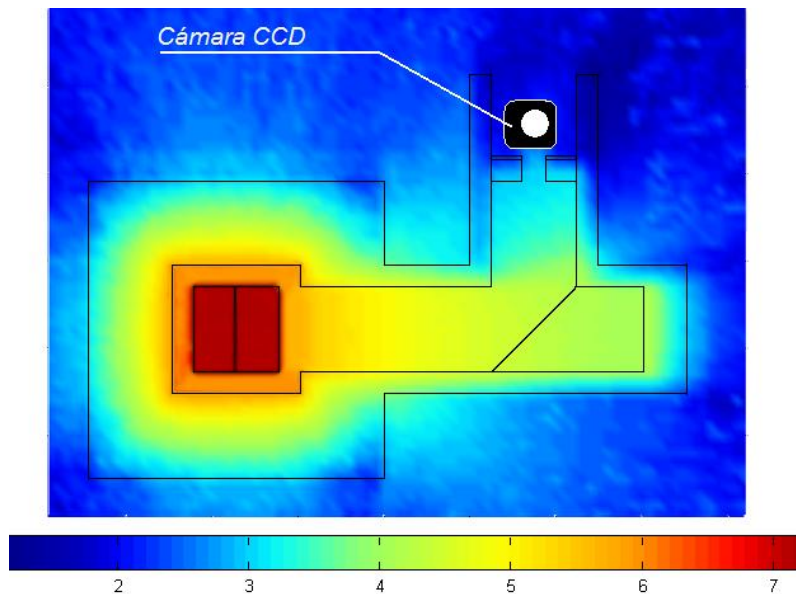


Figura 4.6.3. Campo neutrónico en cámara CCD. Flujo total. Escala logarítmica.

4.7. Blindaje gamma

Para el blindaje gamma el material elegido es plomo ya que se cuenta con una reserva de 5000 Kg disponibles para su utilización en las facilidades del reactor. A

diferencia del blindaje neutrónico, puede ser construido con planchas de espesor variable, puesto que existe la posibilidad de fundir el material para darle la forma deseada en el ámbito del Centro Atómico Bariloche.

Como se mencionó en las secciones anteriores, el blindaje gamma es exterior al blindaje de poliboro.

Para facilitar su construcción, este blindaje no se colocará en contacto con todas las paredes exteriores de poliboro, esta tarea requeriría demasiado trabajo de corte y maquinado. La solución propuesta es construir el blindaje con la menor cantidad de planchas, Figura 4.7.1.

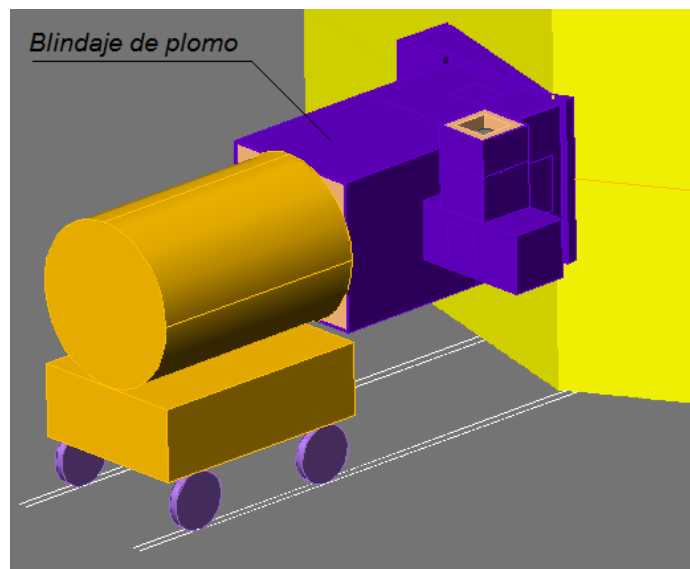


Figura 4.7.1. Blindaje gamma propuesto.

Los resultados del cálculo de tasas de dosis debidas al campo gamma son las que se grafican en la Figura 4.7.2. En las simulaciones realizadas se modeló un blindaje especial para la cámara CCD. La presencia de este último permite que las tasas de dosis a un lado y a otro de la facilidad sean similares.

Según se informa en (27), las tasas de dosis ambientales debidas a gammas son de aproximadamente $7 \mu\text{Sv/hr}$.

Por otro lado, por lo informado en (20), la presencia de filtros reduciría las tasas de dosis gamma en un factor 2 (véase Tabla 2.1.3)

Luego, realizando las mismas consideraciones que para la optimización del blindaje contra neutrones, se llega a la conclusión de que un blindaje de 1 cm de espesor de plomo resultaría satisfactorio.

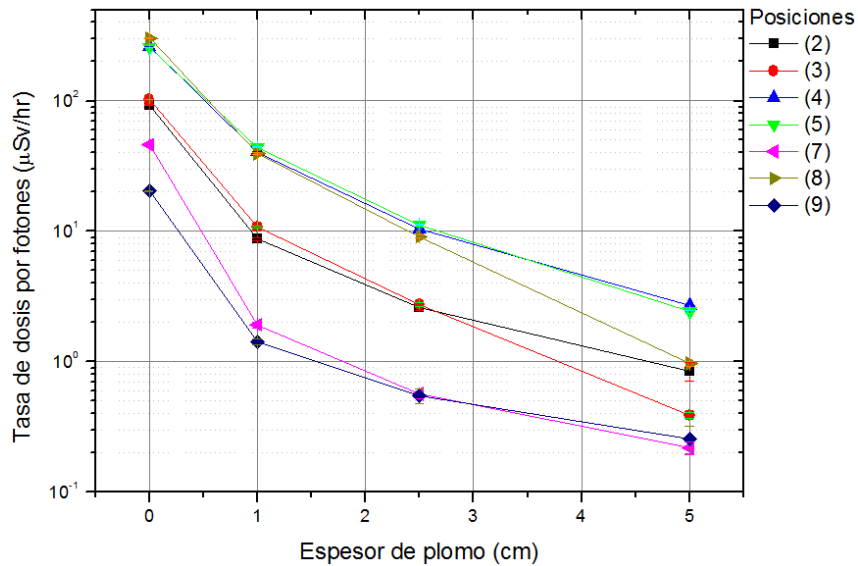


Figura 4.7.2. Tasas de dosis por fotones calculadas para distintos espesores de plomo.

Con el blindaje de plomo de 1 cm de espesor se obtiene el perfil de campo gamma que se muestra en la Figura 4.7.3.

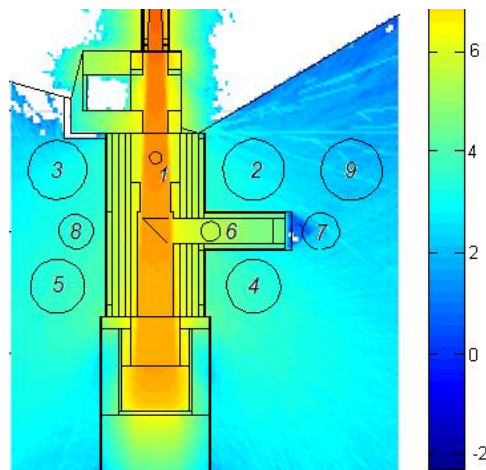


Figura 4.7.3. Campo gamma total, blindaje de plomo - 1 cm de espesor. Escala logarítmica.

Con todo esto se espera que las tasas de dosis sean las que se muestran en la Tabla 4.7.1, donde la posición 10 corresponde a la ubicación de la cámara CCD.

Tabla 4.7.1 Tasas de dosis para la facilidad optimizada.

Posición	Tasas de dosis	inc. núm.	%N
1	18.2 Gy/hr	0.4%	86%
2	0.236 mSv/hr	2%	84%
3	0.137 mSv/hr	2%	79%
4	0.291 mSv/hr	2%	89%
5	0.164 mSv/hr	2%	79%
6	17.6 mSv/hr	1%	95%
7	0.084 mSv/hr	5%	91%
8	0.222 mSv/hr	3%	81%
9	0.051 mSv/hr	5%	83%
10	0.043 mSv/hr	5%	83%

4.8. Uso de filtros

En esta sección, se considera la simulación de filtros en el colimador y el estudio de los cambios que introducen en el haz y en las tasas de dosis de la facilidad.

Los filtros estudiados fueron: de bismuto – de 2.5 cm y 5 cm de espesor - y de zafiro – de 10 cm de espesor, estos se hallan descritos en (20). Los resultados calculados para los filtros de bismuto se muestran en la Tabla 4.8.1, donde se aprecia una reducción en las tasas de dosis al orden de las decenas de micro-Sievert/hr en el caso del filtro de 5 cm de espesor.

Tabla 4.8.1. Tasas de dosis para la facilidad operación con filtros de bismuto en colimador. 1 MW.

Posición	Bismuto - 2.5 cm			Bismuto - 5 cm		
	Tasa de dosis	inc. Núm.	%N	Tasa de dosis	inc. Núm.	%N
1	10.9 Gy/hr	1%	98%	7.4 Gy/hr	1%	99%
2	0.117 mSv/hr	4%	88%	0.078 mSv/hr	5%	88%
3	0.043 mSv/hr	4%	75%	0.030 mSv/hr	5%	79%
4	0.217 mSv/hr	2%	92%	0.146 mSv/hr	3%	93%
5	0.093 mSv/hr	3%	81%	0.064 mSv/hr	4%	84%
6	14.93 mSv/hr	2%	98%	10.29 mSv/hr	2%	98%
7	0.060 mSv/hr	6%	94%	0.039 mSv/hr	7%	94%
8	0.132 mSv/hr	4%	84%	0.091 mSv/hr	5%	86%
9	0.027 mSv/hr	8%	87%	0.017 mSv/hr	9%	87%
10	0.030 mSv/hr	4%	87%	0.020 mSv/hr	6%	88%

Para la simulación del filtro de zafiro fue necesario generar una nueva biblioteca de secciones eficaces con el código ENJOY. Esta biblioteca fue programada dentro del MCNP5 y luego se procedió a simular la facilidad con la implementación del filtro de zafiro (Al_2O_3) de 10 cm de espesor en el colimador. Los resultados se presentan en la Tabla 4.8.2.

Tabla 4.8.2. Tasas de dosis para la facilidad operando con filtro de zafiro de 10 cm. 1 MW.

Posición	Tasa de dosis	inc. núm.	%N
1	2.13 Gy/hr	1%	91%
2	0.033 mSv/hr	7%	85%
3	0.013 mSv/hr	6%	65%
4	0.054 mSv/hr	4%	85%
5	0.034 mSv/hr	5%	74%
6	2.03 mSv/hr	4%	93%
7	0.013 mSv/hr	8%	89%
8	0.042 mSv/hr	7%	76%
9	0.006 mSv/hr	8%	83%
10	0.007 mSv/hr	9%	83%

Las tasas de dosis obtenidas son menores que aquellas obtenidas con los filtros de bismuto. Estas tasas se encuentran dentro del orden de magnitud de las tasas de dosis ambientales verificando lo esperado en 4.5.

La mejor cualidad del zafiro radica en las relaciones de flujos que confiere al haz, estas relaciones han sido calculadas y se muestran en la Tabla 4.8.3.

El filtro de zafiro es que menos reduce el flujo térmico, sus relaciones de flujo térmicos contra los demás son todas superiores a 1, compensando en dos órdenes de magnitud la merma introducida por el colimador cónico introducido en 4.2. Su costo es una reducción en el flujo térmico del 40%.

En cuanto a la relación térmico/gamma, el zafiro tiene un rendimiento intermedio entre los filtros de bismuto de 2.5 y 5 cm de espesor.

Tabla 4.8.3. Flujos del haz y relaciones de flujos, para distintos filtros. 1 MW.

Flujos ($n\text{ cm}^{-2}\text{ s}^{-1}$)	$Bi - 2.5\text{ cm}$		$Bi - 5\text{ cm}$		$Al_2O_3 - 10\text{ cm}$	
	valor	inc. núm.	valor	inc. núm.	valor	inc. núm.
Neutrones térmicos	4.99×10^6	0.7%	2.61×10^6	1%	6.13×10^6	1%
Neutrones epitérmicos	8.29×10^6	0.5%	4.84×10^6	1%	7.11×10^5	2%
Neutrones rápidos	6.39×10^6	0.6%	4.42×10^6	1%	1.16×10^6	1%
Neutrones totales	1.97×10^7	0.4%	1.19×10^7	0.5%	8.00×10^6	1%
Dosis Gamma (Sv/hr)	0.184	1.7%	0.061	2%	0.182	3%
Relaciones	valor		valor		valor	
térmico /epitérmico	0.60		0.54		8.63	
térmico /rápidos	0.78		0.59		5.29	
térmico /gammas *	2.7×10^7		4.3×10^7		3.4×10^7	

*($n\text{ hr cm}^{-2}\text{ s}^{-1}\text{ Sv}^{-1}$)

4.9. Diseño de estructuras de soporte

Se estima que el peso de los blindajes sumará un total de 1200 kg, 700 kg de poliboro y 500 de plomo, sin contar el peso de la segunda barrera. Al peso del blindaje propuesto se debe añadir la carga de las estructuras ya existentes como son el beam c atcher (aproximadamente 1000 Kg) y las 3 paredes de hormig n.

Se estima que el hall del reactor soportar a una carga de 50 Kg/cm². Adicionalmente el piso ha sido reforzado con una estructura de acero (28).

Se ha decidido partir la estructura en 4 componentes, que se muestran en la Figura 4.9.1, esto facilitar  tanto el ensamblado como el desmontaje.

Los pesos de los componentes, adem s de otras caracter sticas, se detallan la Tabla 4.9.1. donde no se calculan los pesos de los bloques si estos fueran contruidos con parafina borada puesto que resultan similares a los del poliboro.

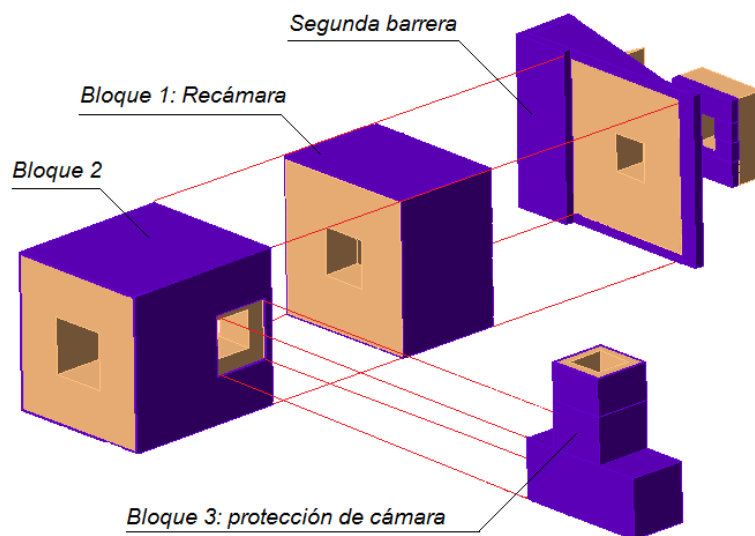


Figura 4.9.1. Componentes de la facilidad.

Para garantizar que no haya fuga de radiación entre las uniones de los diversos bloques se aconseja colocar una serie de uniones abulonadas que aseguren el sello entre estas.

Tabla 4.9.1. Características de los componentes. Pesos.

masa en kg	BLOQUE 1	BLOQUE 2	BLOQUE 3	SEGUNDA BARRERA		Total
				Contra pared	Apoyado	
PLOMO	110	165	222	123	83	704
POLIBORO	346	279	67	131	36	860
TOTAL	456	444	289	255	119	1564

Los bloques 1, 2 y 3 irán montados sobre una estructura metálica que se ilustra en la Figura 4.9.2. Las bases de estas estructuras han sido pensadas para distribuir mejor el peso del conjunto.

Previendo las operaciones de alineación de la estructura con el haz, se deberán colocar en la base de cada pie, un sistema tipo tornillo que permita su nivelación.

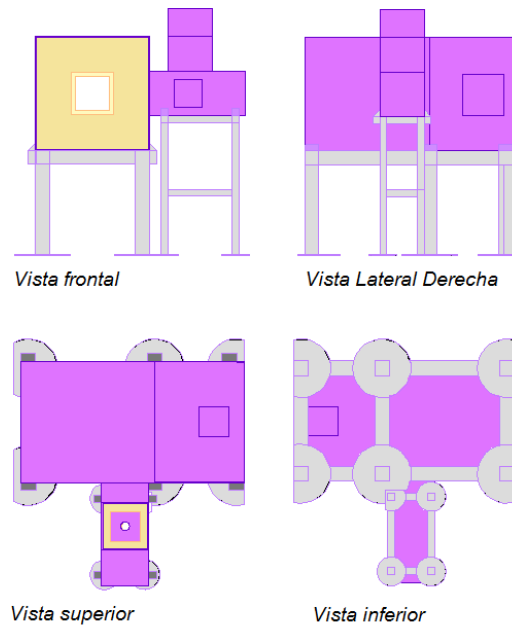


Figura 4.9.2. Estructura de soporte

4.10. Diseño de accesos

Los accesos a través del blindaje son de gran importancia, no solo permiten colocar la muestra en la recámara, sino que además deben permitir y facilitar el mantenimiento y calibración de la placa centelladora y los espejos. Además se desea dejar la posibilidad de implementar tomografías con neutrones y permitir neutrografiar objetos esbeltos.

Sin embargo, los accesos resultan también problemáticos, puesto que dificultan la construcción y además constituyen puntos de fuga de radiación si no son correctamente diseñados.

Se ha decidido que la nueva facilidad contará con un total de 5 accesos. Los accesos del bloque 1, son la puerta principal para muestras, la puerta superior para objetos esbeltos y la puerta inferior que permitirá la implementación de un motor para realizar tomografías en algún futuro.

Los otros 2 accesos se hallan en el bloque 2, para mantenimiento y calibración del conjunto placa/espejo; y en el bloque 3 para permitir el acceso al segundo espejo. Los accesos se ilustran en la Figura 4.10.1.

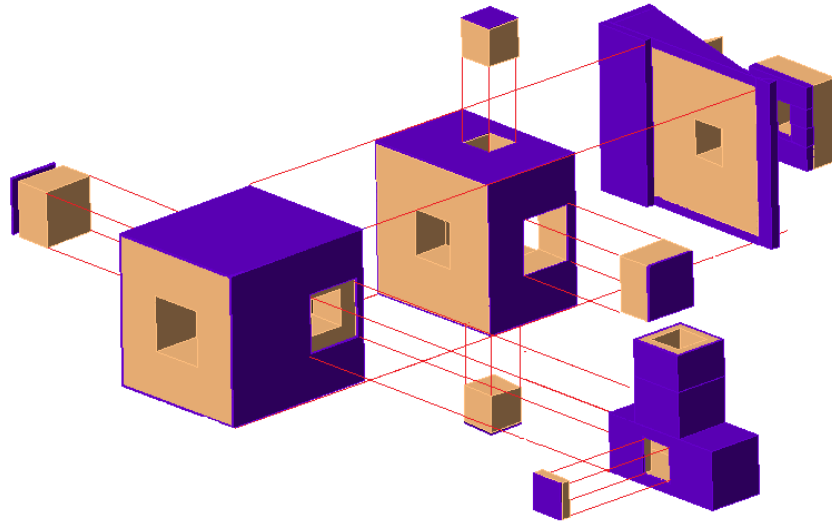


Figura 4.10.1. Accesos de la facilidad de neutrografía

Con los espesores propuestos y sus pesos no resulta trivial la implementación de accesos. Sin embargo, a excepción del acceso a la recámara, los demás no deberían ser usados con regularidad, por lo tanto se propone la sencilla configuración que se muestra en la Figura 4.10.2. Las dimensiones no se muestran porque dependerán de cada acceso en particular, estas se hallan en el Apéndice B. Es importante notar cómo debe ser el encaسته entre el poliboro para disminuir la fuga de radiación, a la vez el huelgo debe ser el menor posible. Todos los accesos deberán contar con una señalética indicando: “No abrir en operación – Peligro de irradiación”

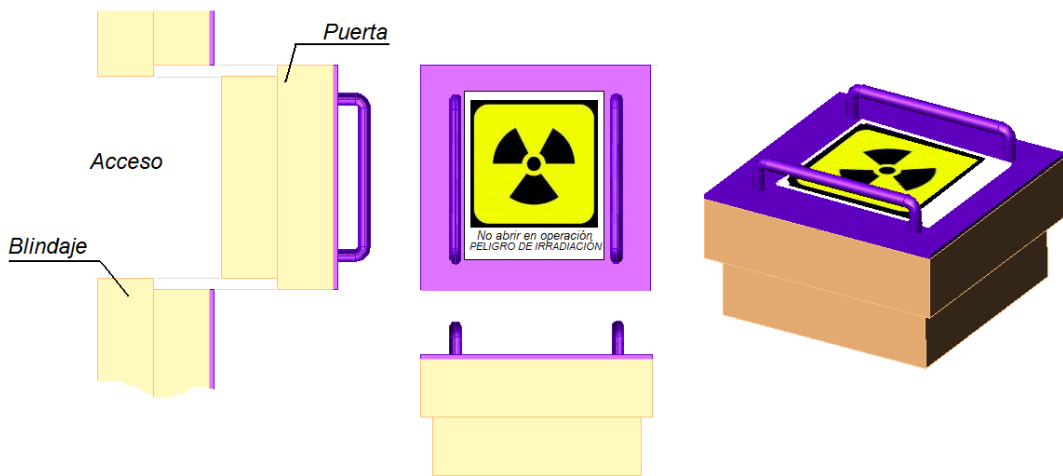


Figura 4.10.2. Accesos de mantenimiento.

La puerta de acceso a la recámara donde se colocarán las muestras a neutrografiar tendrá un uso más intensivo y resulta útil diseñar en este caso una puerta que requiera menos esfuerzo para ser abierta. Debido a los espacios disponibles, se recomienda que este acceso sea de la forma en que se ilustra en la Figura 4.10.3 Este sistema, deberá contar con un mecanismo que facilite la apertura ya que el peso de esta ronda los 50 kg y un sistema de enclavamiento de seguridad.

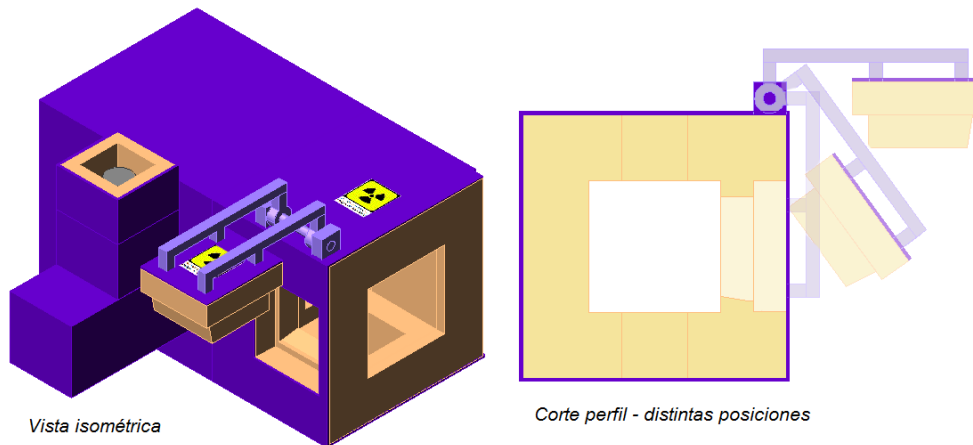


Figura 4.10.3. Diseño conceptual de acceso a recámara.

4.11. Condiciones de operación

Para una operación segura de la facilidad de neutrografía, se deberán colocar señales luminosas que indicarán si esta se halla en operación o fuera de servicio. Se considera que la facilidad está fuera de servicio cuando el conducto pasante N°1 se encuentra inundado y el carro de plomo bloquea el haz.

Antes neutrografiar algún cuerpo se deberá verificar que todos los accesos se encuentren correctamente cerrados.

Por otro lado y según el inciso D.11 de la norma ARN 4.1.1, como se superan las tasas de dosis de 200 $\mu\text{Sv/hr}$ en algunos puntos del local (esto sucede cuando la facilidad opera a 1 MW sin la presencia de filtros en el colimador), se deberá colocar una barrera física apropiada a la entrada de la facilidad con indicaciones preventivas.

Según se calculó, en la operación de la facilidad con el filtro de zafiro, no se superarán los 200 $\mu\text{Sv/hr}$ en ningún punto considerado (posiciones 2, 3, 4, 5, 7, 8 y 9) incluso a una potencia de reactor de 3 MW.

Se desconocen cuáles serán las concentraciones de radionucleidos en aire, estas deberán ser medidas cuando se complete la construcción de la facilidad ya que ningún trabajador debe ser expuesto a dosis mayores a 1/10 DAC (inc. D.12 - ARN 4.1.1). Caso contrario deberán ser implementadas soluciones de ventilación.

Capítulo 5. Diseño final

5.1. Performance esperada

En esta sección se resumen las características que se esperan alcanzar cuando la facilidad sea construida.

5.1.1. Características del Haz

Operando a 1 MW y con la implementación del colimador cónico el haz deberá ser plano, de 20 x 20 cm², con una relación L/D=100 y con una intensidad térmica de 1×10^7 n cm⁻² seg⁻¹ sin la implementación de filtros. Las dosis en el haz serán de 18.2 Gy/hr, de la cual el 86% se debe a neutrones.

La densidad de flujo esperada por simulación es el que se muestra en la Figura 5.1.1.

La implementación de filtros cambia las características del haz. El filtro recomendado es el de zafiro. Con este se consigue reducir las dosis en el haz a solo 2.13 Gy/hr (91% debida a neutrones) y las componentes epitérmica, rápida y gamma del haz. Sin embargo el colocar zafiro disminuye el flujo térmico en un 40% lo que obligaría a aumentar los tiempos de adquisición de la cámara. La densidad de flujo calculada se muestra en la Figura 5.1.1.

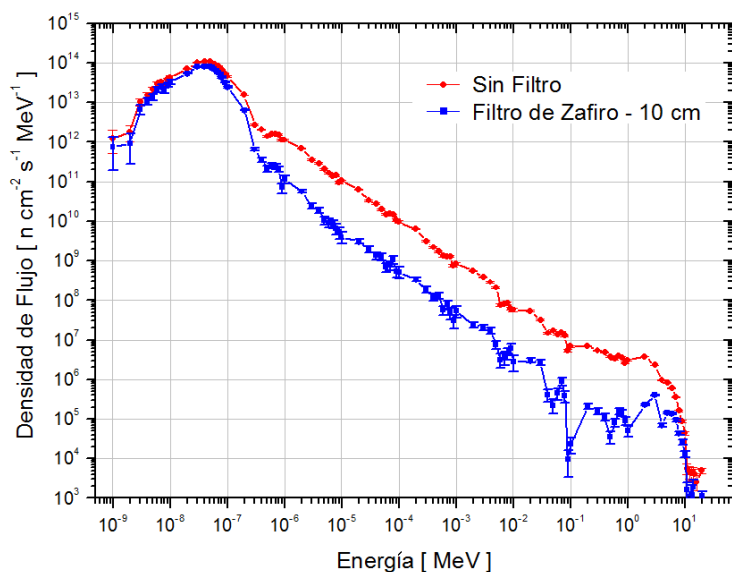


Figura 5.1.1. Densidad de flujo neutrónico esperado, colimador cónico, sin filtros y con filtro de zafiro – 10 cm.

En lo referente a la placa centelladora se recomienda que su posición pueda ser ajustable. Al permitir ajustar la distancia entre la placa y la muestra se logrará una mayor versatilidad de la facilidad, puesto que diferentes materiales presentan características de scattering distintas. La placa puede ser desplazada desde los 354 cm hasta los 384 cm medidos desde el reflector de grafito.

5.1.2. Dosimetría

Se espera que operando a 1 MW de potencia, con el conducto de irradiación inundado y el carro de plomo cerrando el paso de radiación gamma proveniente del núcleo, las dosis ambientales sean del orden de los 10 $\mu\text{Sv/hr}$ en la entrada a la facilidad. Se cree que esta radiación se origina en la facilidad de BNCT adyacente.

Las dosis esperadas sin la implementación de filtros son las que exponen en la Tabla 4.7.1. La aplicación de filtros reduciría estas en un orden de magnitud.

A pesar de estas disminuciones no deberá permitirse bajo ninguna condición la exposición del personal al haz. Es por ello que se recomienda señalizar y colocar indicadores luminosos que adviertan la condición operativa de la facilidad junto

con algún detector que emita una señal de alarma en caso de superar algún umbral que se establezca conveniente.

En el resto de la facilidad las tasas de dosis son aceptables. Sin embargo, ningún operador deberá permanecer dentro de ella operando a 1 MW, sin la implementación de filtros, de modo de no superar el límite anual de exposición fijado por la Autoridad Regulatoria Nuclear (AR. 4.1.1).

5.1.3. Comparación con la facilidad actual

La comparación del diseño propuesto con la instalación actual se resume en la Tabla 5.1.1. Los valores informados para la facilidad actual han sido extraídos de las mediciones que se presentan en (20).

A una potencia de 1 MW en el nuevo núcleo, el flujo de neutrones térmicos no se duplica respecto a los valores informados a 500 kW para el antiguo núcleo, sino que este solo aumenta en un 25%, según se informó en la Tabla 4.1.3.

No es estrictamente válida la comparación de los flujos en los distintos núcleos. Esto se debe a que no sólo se aumentó la potencia del reactor, sino que además se cambiaron el enriquecimiento, la geometría, la relación combustible/moderador, la ubicación del núcleo y se colocaron venenos quemables. Todo esto implica que a una misma potencia el flujo del nuevo reactor podría ser distinto, no solo en valor absoluto sino también espectralmente. Sin embargo, los valores hallados por cálculo se mantienen dentro del orden de magnitud esperable.

En la facilidad actual la relación L/D resulta ser 70, mientras que en el nuevo diseño esta se aumenta a un valor de 100, consecuentemente el cambio de colimador escalonado a cónico reduce la intensidad térmica en 50%.

En lo referente a las relaciones entre flujos, para la nueva facilidad operando con filtro de zafiro de 10 cm, se fueron calculadas relaciones térmico/epitérmico, térmico/rápido y térmico/gamma mayores que aquellas informadas en (20) en 12%, 47% y 183% respectivamente.

Además se obtuvo una reducción en 2 órdenes de magnitud de las tasas de dosis totales en la cámara CCD.

Tabla 5.1.1. Comparación de facilidad actual y diseño propuesto.

	Facilidad Actual		Diseño Propuesto	
	Colimador Escalonado*	+ zafiro*	Colimador cónico	+ zafiro
Relación L/D	70	70	100	100
Flujo térmico ($n\text{ cm}^{-2}\text{ s}^{-1}$)	1.6×10^7	1.0×10^7	1.0×10^7	6.1×10^6
Potencia (MW)	0.5	0.5	1.0	1.0
Rel. térmico/epitérmico	0.9	7.7	0.7	8.6
Rel. térmico/rápido	0.55	3.6	1.0	5.3
Rel. térmico/gamma ($n\text{ hr Sv}^{-1}\text{ cm}^{-2}\text{ s}^{-1}$)	3.0×10^6	1.2×10^7	3.9×10^6	3.4×10^7
Dosis total en cámara (mSv/hr)	11.7	4.5	0.043	0.007

*Medido en (20)

5.1.4. Comparación con otras facilidades

La facilidad de neutrografía del RA-6 tendría una performance intermedia si la comparamos con algunas facilidades del mundo. Según (29), las principales facilidades de neutrografía europeas poseen características que oscilan entre:

Flujo térmico: $10^5 - 10^8\text{ n cm}^{-2}\text{ s}^{-1}$ (20).

Relación L/D: 50 – 500.

Relación térmico / epitérmico: 5 -130.

Relación térmico / tasa de dosis gamma: $10^7 - 10^{10}\text{ n hr cm}^{-2}\text{ s}^{-1}\text{ Sv}^{-1}$.

5.2. Aplicabilidad al estudio de muestras Zr-H_x

En el desarrollo de materiales capaces de almacenar hidrógeno como vector energético, la aplicabilidad de la técnica de neutrografía se reduce a poder medir cuantitativamente concentraciones de hidrógeno en ciertas aleaciones. La aleación de interés y estudiada en el presente trabajo es Zr-H_x.

Las aleaciones de Zr-H poseen distintas fases, estas son α , δ y ϵ . En la Figura 5.2.1, se grafica la densidad en función de la concentración de hidrógeno.

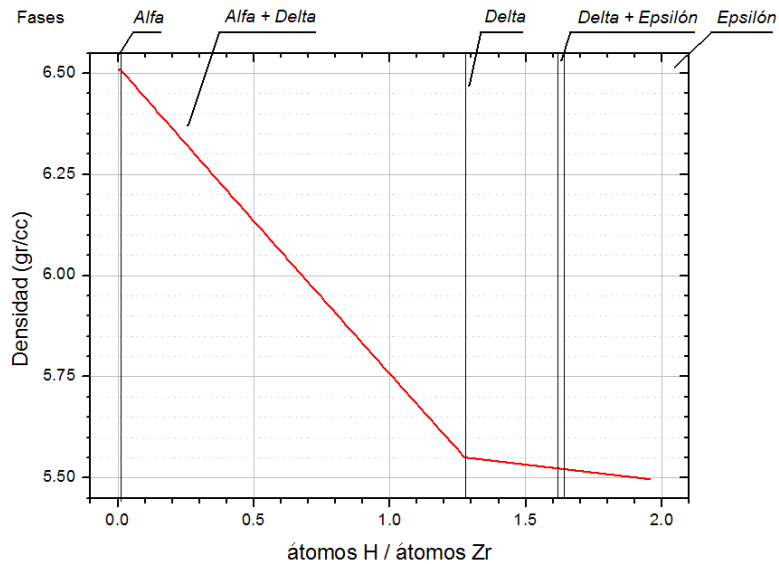


Figura 5.2.1. Densidad y fases de aleaciones de ZrH_x en función de x .

Conociendo estas propiedades es posible inferir cuanto se atenúa un haz de neutrones. Para ello es primero necesario realizar algunas consideraciones:

- La placa centelladora revela neutrones térmicos, en escala lineal de grises (20),
- Se considera que la aleación ZrH_x es químicamente pura. En general, el zirconio arrastra consigo pequeñas cantidades de hafnio, este elemento – fuertemente absorbente – aumenta la atenuación del haz al atravesar la muestra,
- Se considera que la muestra tendrá 1 cm de espesor,
- Las secciones eficaces totales resultan de promedios en un espectro Maxwelliano (térmico de 293 K) (30) (31).

De este análisis surge la curva que se presenta en la Figura 5.2.2, donde por transmisión se hace referencia solamente a los neutrones de primer vuelo. En la práctica llegan más neutrones a la placa centelladora, la aproximación de primer vuelo se torna más exacta al alejar la placa de la muestra.

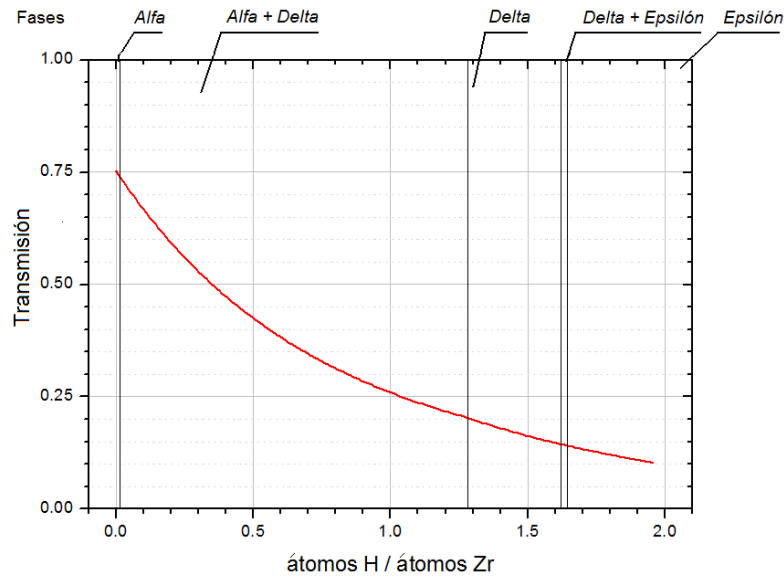


Figura 5.2.2. Transmisión de neutrones térmicos de primer vuelo en muestra ZrH_x de 1 cm de espesor.

Surgen inmediatamente dos conclusiones, la primera es que las distintas fases atenúan el haz térmico de formas distintas pero dan origen a una curva de atenuación suave. La segunda conclusión es que a mayores concentraciones de hidrógeno la curva se tiende a aplanar haciendo que se pierda sensibilidad.

Se realizó una simulación en MCNP5 para confirmar estos aspectos. Los resultados se muestran en la Figura 5.2.3, el perfil fue obtenido a 35 cm de posición de la muestra, entre ésta y la placa centelladora. La muestra se ideó como una serie de prismas triangulares, cuyos espesores se incrementan desde arriba hacia abajo y en donde la composición de cada prisma es diferente, las composiciones mostradas son – de izquierda a derecha: aire, zirconio puro, $ZrH_{0.5}$, ZrH , $ZrH_{1.5}$ y ZrH_2 .

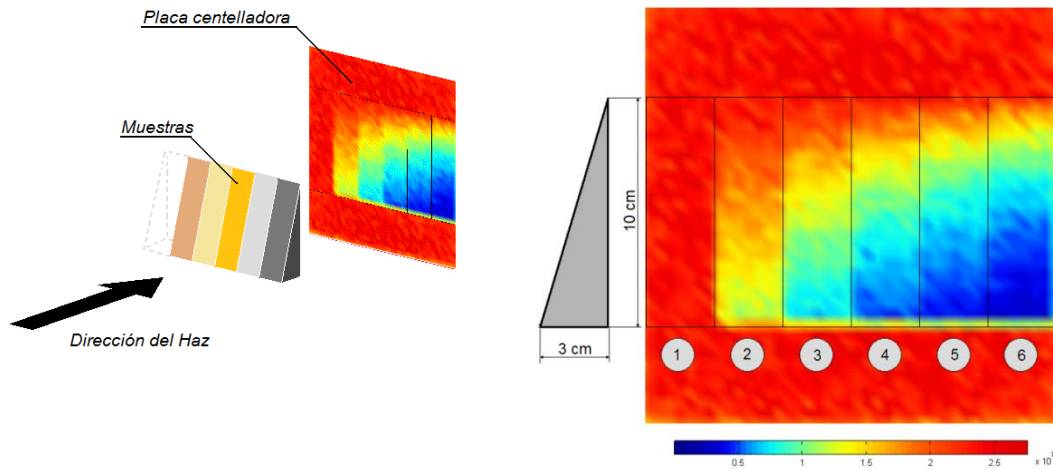


Figura 5.2.3. Simulación de muestras de ZrH_x . Campo de neutrones térmicos 35 cm luego de atravesar muestra. (1) aire, (2) zirconio puro, (3) $ZrH_{0.5}$, (4) ZrH , (5) $ZrH_{1.5}$ y (6) ZrH_2 . Escala lineal.

La Figura 5.2.3 se obtuvo haciendo un mallado rectangular de 5 mm x 5 mm, el ancho de cada muestra es de 3 cm. En la realidad, la resolución dependerá de la granulometría de la placa centelladora y de la resolución de la cámara CCD, entre otros factores (20).

Numéricamente, los resultados obtenidos por simulación para la facilidad de neutrografía para muestras de 1 cm de espesor se muestran en la Figura 5.2.4 junto con los cálculos analíticos.

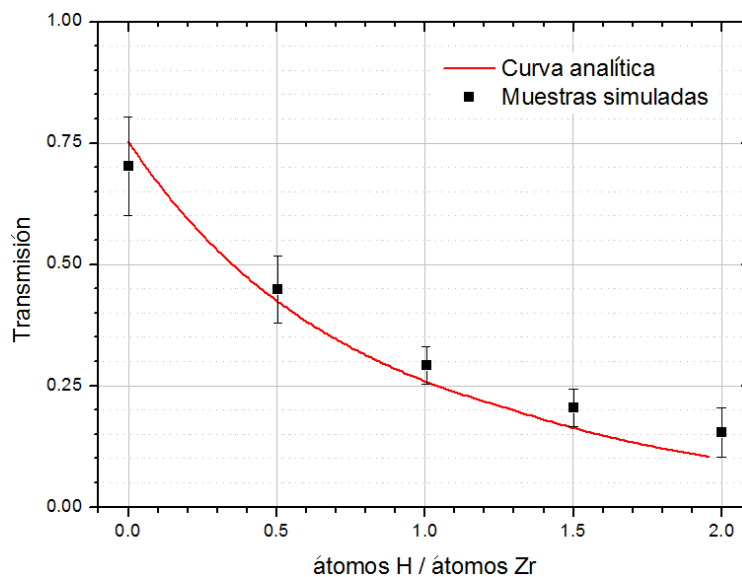


Figura 5.2.4. Transmisión para aleaciones de ZrH_x por cálculo analítico con espectro Maxwelliano y por simulación en MCNP5 en la facilidad de neutrografía.

Con esto se concluye que el sistema se comporta como se podía prever, y aunque presenta algunas diferencias estas no impedirían el poder diferenciar zonas con distintas concentraciones de hidrógeno. A medida que se aumenta el espesor de la muestra se vuelve más difícil el poder diferenciar concentraciones de hidrogeno debido a su gran sección eficaz de scattering.

5.3. Costos de implementación

Los costos de implementación se reducen a los costos de los materiales que se necesitarán para la construcción. A continuación se evalúa el costo del blindaje sin tener en cuenta los costos de las estructuras de soporte. Se consideran como costos hundidos al reactor, a la cámara CCD (U\$S 7,000), entre otros dispositivos necesarios que ya se encuentran instalados.

La Tabla 5.3.1 muestra el costo por kg de los materiales empleables en el blindaje.

Tabla 5.3.1. Costos de materiales – por kg

Costo de plomo	7.58 U\$S/kg
Costo de parafina	3.33 U\$S/kg
Costo de poliboro	18.52 U\$S/kg

Si bien los cálculos de simulación fueron realizados usando poliboro como material anti-neutrones, la parafina borada elaborada en el Centro Atómico Bariloche presenta a los fines prácticos una atenuación de la radiación similar. Sin embargo esto debería ser calculado.

Los costos de cada bloque se detallan en la Tabla 5.3.2.

Tabla 5.3.2. Costos en materiales, por bloque.

Costos (U\$S)	Bloque 1	Bloque 2	Bloque 3	Segunda Barrera		TOTAL
				Contra pared	Apoyado	
Plomo	\$ 834	\$ 1,251	\$ 1,684	\$ 935	\$ 628	\$ 5,333
Poliboro	\$ 6,400	\$ 5,170	\$ 1,240	\$ 2,435	\$ 673	\$ 15,918
TOTAL	\$ 7,234	\$ 6,421	\$ 2,924	\$ 3,370	\$ 1,300	\$ 21,251

A estos costos, deberían sumarse otros U\$S 3000, que sería el costo de adquirir un horno capaz de fundir la cantidad de plomo y U\$S 560 de costo del filtro de zafiro.

Capítulo 6. Conclusiones

6.1. Conclusiones generales

Se logró el objetivo de realizar un rediseño conceptual de la facilidad de neutrografía del reactor RA-6. El estudio realizado mediante simulaciones en el código MCNP5, abarcó la facilidad en su conjunto, desde el núcleo hasta la posición de la cámara.

Fueron calculados flujos neutrónicos y fotónicos, además de tasas de dosis para distintas configuraciones de la facilidad y para distintas posiciones. El estudio se realizó de modo metódico, comenzando por la fuente de neutrones y fotones hasta lograr calcular las dosis en la posición de la cámara CCD. También se estudió el efecto de colocar filtros en el haz. A partir del conocimiento de estas tasas fue posible estimar un blindaje óptimo para la facilidad. Este se vió en gran parte reducido gracias a la implementación de un nuevo colimador, encuadrador y de la segunda barrera.

Se continuó el trabajo realizando consideraciones sobre la estructura de soporte y sobre algunos conceptos referentes a los accesos a la facilidad, privilegiándose la construcción de tipo modular.

Finalmente se realizaron consideraciones sobre la posibilidad de implementar la técnica de neutrografía para analizar muestras de ZrH_x , de interés en el estudio de almacenadores de hidrógeno como vector energético.

6.2. Proyectos a futuro

El en marco de la implementación de la facilidad de neutrografía se proponen los siguientes trabajos futuros:

- Verificación y validación experimental de las fuentes de neutrones y gammas empleadas.
- Verificaciones de los resultados obtenidos en este trabajo.
- Estudio del sistema óptico de captura de imagen.
- Estudio y optimización de estructuras de soporte y accesos, como así también de su implementación.
- Construcción de la facilidad y puesta a punto.

Anexos

Apéndice A. Materiales usados

Los materiales empleados en el código MCNP-5 son los que se detallan a continuación. Los materiales se especifican mediante los isótopos que posee y por la fracción de este en el material, las fracciones pueden ser atómicas o en peso, en este último caso se coloca un signo menos (-) delante de la fracción.

Material 1: Agua – H₂O

Densidad: 1.0 gr/cm³

Input MCNP5:

M1	8016 1	\$O-16
	1001 2	\$H-1

MT1 lwtr.60t

Observaciones:

Tengo en cuenta el tratamiento como molécula - ver pág. 252 de (24).

Material 2: Hormigón

Densidad: 3.5 gr/cm³

Input MCNP5:

M2	26056 -0.492\$	Fe-56
	8016 -0.391\$	O-16
	20040 -0.076\$	Ca-40
	14028 -0.018\$	Si-28
	1001 -0.014	\$ H-1
	13027 -0.007\$	Al-27
	12000 -0.002\$	Mg-natural

Observaciones:

LIMONITE CONCRETE, es un hormigón pesado empleado en el blindaje de reactores. El signo menos (-) indica que se trata de fracciones en peso.

Material 3: Aluminio.

Densidad: 2.7 gr/cm³

Input MCNP5:

M3 13027 1 \$ Al

Observaciones:

Nuclear wallet Cards, National Nuclear Data Center, BNL, USA, 2003.

Material 4: Stainless Steel ANSI 316L

Densidad: -7.93 gr/cm³

Input MCNP5:

M4	24050.66c	7.12E+20	\$Cr-50
	24052.66c	1.32E+22	\$Cr-52
	24053.66c	1.47E+21	\$Cr-53
	24054.66c	3.58E+20	\$Cr-54
	26054.66c	3.39E+21	\$Fe-54
	26056.66c	5.14E+22	\$Fe-56
	26057.66c	1.17E+21	\$Fe-57
	26058.66c	1.52E+20	\$Fe-58
	25055.66c	1.74E+21	\$Mn-55
	42000.66c	1.24E+21	\$Mo
	28058.66c	6.79E+21	\$Ni-58
	28060.66c	2.53E+21	\$Ni-60
	28061.66c	1.08E+20	\$Ni-61
	28062.66c	3.39E+20	\$Ni-62
	28064.66c	8.37E+19	\$Ni-64
	14028.66c	1.59E+21	\$Si-28
	14029.66c	7.78E+19	\$Si-29
	14030.66c	4.96E+19	\$Si-30
	16032.66c	4.47E+19	\$S-32
	6012	3.18E+20	\$C-12
	15031.66c	6.94E+19	\$P-31

Observaciones:

316 Stainless Steel, annealed and cold drawn bar

Composición dada por:

<http://www.matweb.com/search/DataSheet.aspx?MatGUID=3ed757f205d141e3b03a0c1e5c26227c>

Referencias:

Engineering Properties of Steels, Philip D. Harvey, editor, American Society for Metals, Metals Park, OH, (1982).

Metals Handbook, Howard E. Boyer and Timothy L. Gall, Eds., American Society for Metals, Materials Park, OH, 1985.

Nuclear wallet Cards, National Nuclear Data Center, BNL, USA, 2003.

Material 5: Cadmio

Densidad: 8.65 gr/cm³

Input MCNP5:

M5 48000 1 \$ Cd-natural

Observaciones:

Referencia: Nuclear wallet Cards, National Nuclear Data Center, BNL, USA, 2003.

Material 6: Aire @20°C – 1 atm.

Densidad: 1.29E-3 gr/cm³

Input MCNP5:

M6 8016 -0.21 \$ O-16

7014 -0.79 \$ N-14

Observaciones:

Cálculo de la densidad:

$$PV = nRT \Rightarrow \frac{P}{RT} = \frac{n}{V}$$

$$\frac{n}{V} \times \overline{Pm} = \frac{m}{V} = \rho$$

$$\frac{1 \text{ atm}}{0.082 \frac{\text{atm Lt}}{\text{mol K}} \times 293 \text{ K}} = 0.0416216 \frac{\text{mol}_{\text{aire}}}{\text{Lt}} \Rightarrow$$

$$0.0416216 \frac{\text{mol}_{\text{aire}}}{\text{Lt}} \times 28.84 \frac{\text{gr}_{\text{aire}}}{\text{mol}} \times \frac{\text{Lt}}{1000 \text{ cm}^3} = 1.2 \times 10^{-3} \frac{\text{gr}_{\text{aire}}}{\text{cm}^3} = \rho_{\text{aire}}$$

donde,

$$\overline{Pm} = 0.21 \times Pm_{\text{O}_2} + 0.79 \times Pm_{\text{N}_2}$$

Material 7: Poliboro

Densidad: 1.08 gr/cm³

Input MCNP5:

M7 6000 15.083 \$ C

1001 25 \$ H-1

5010 0.196 \$ B-10

5011 0.804 \$ B-11

Observaciones:

Fórmula química: C₁₅H₂₅ B₁

Referencias: <http://www.shieldwerx.com/datasheets/SWX-201.pdf>

Nombre comercial: Borated Polyethylene - SWX-201 – 5%

Material 8: Plomo

Densidad: 11.35 gr/cm³

Input MCNP5:

M8 82000 1 \$ Pb natural

Observaciones:

Referencia: Nuclear wallet Cards, National Nuclear Data Center, BNL, USA, 2003.

Material 9: Espejo

Densidad: 5 gr/cm³

Input MCNP5:

M12	14000	7.35E+23	\$ Si
	13027	1.78E+22	\$ Al
	26000	7.54E+20	\$ Fe
	20000	1.14E+23	\$ Ca
	12000	4.48E+20	\$ Mg
	11023	2.57E+23	\$ Na
	19000	1.43E+22	\$ K
	16000	1.51E+21	\$ S
	8016	1.75E+24	\$ O
	47107	8.70E+22	\$ Ag 107
	47109	8.03E+22	\$ Ag 109

Observaciones:

Referencia de composiciones: en.wikipedia.org

Material 10: Placa Centelladora

Densidad: 1.5 gr/cm³

Input MCNP5:

M10 3006 4 \$ Li-6

9019	4	\$ F-19
30000	1	\$ Zn-nat
16000	1	\$ S-nat

Observaciones:

Referencia: <http://www.appscintech.com>

Material 13: Zafiro Al_2O_3

Densidad: 4.05 gr/cm³

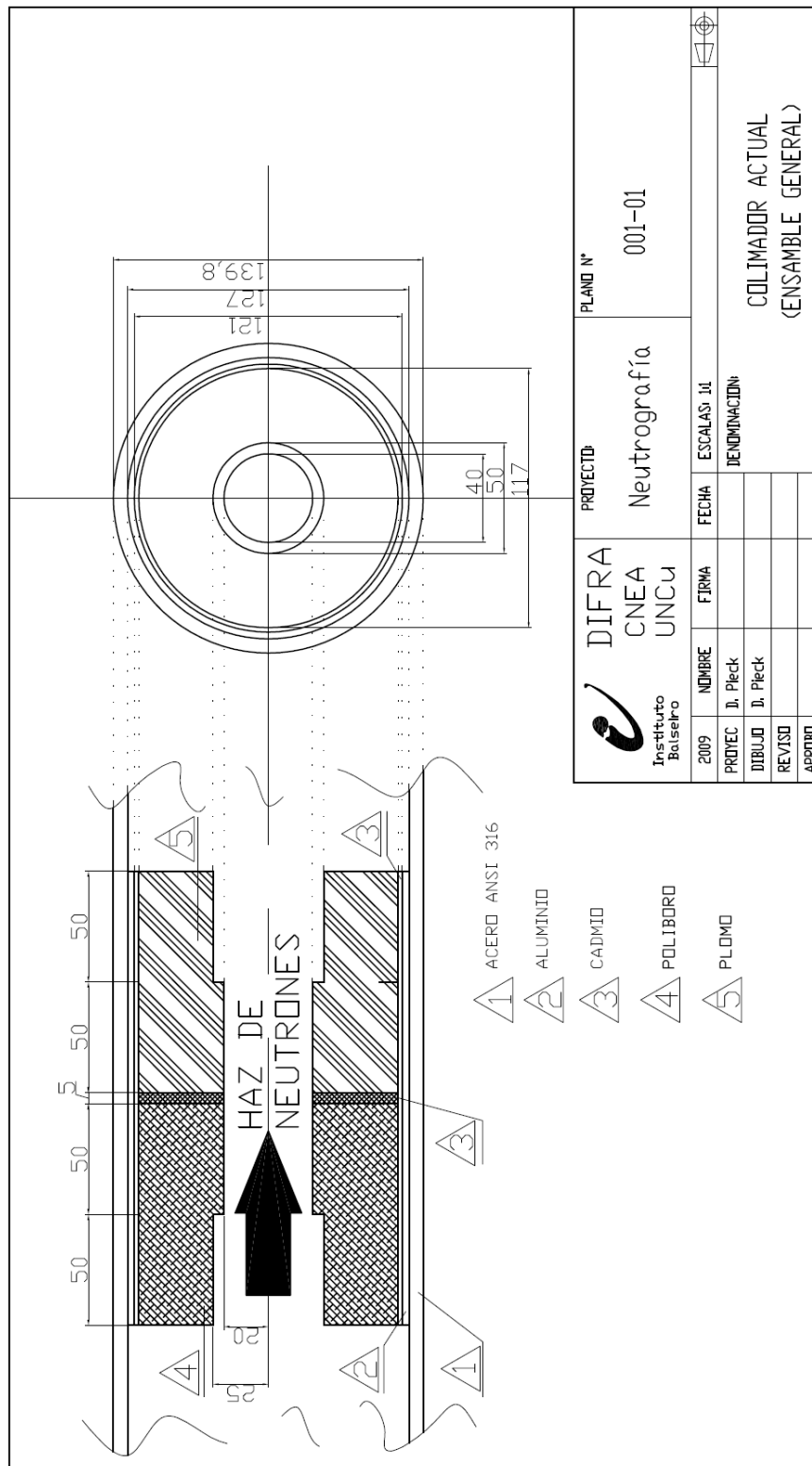
Input MCNP5:

M13	8016.50c	3
	13027.50c	2
mt13	osapp.00t	
	alsapp.00t	

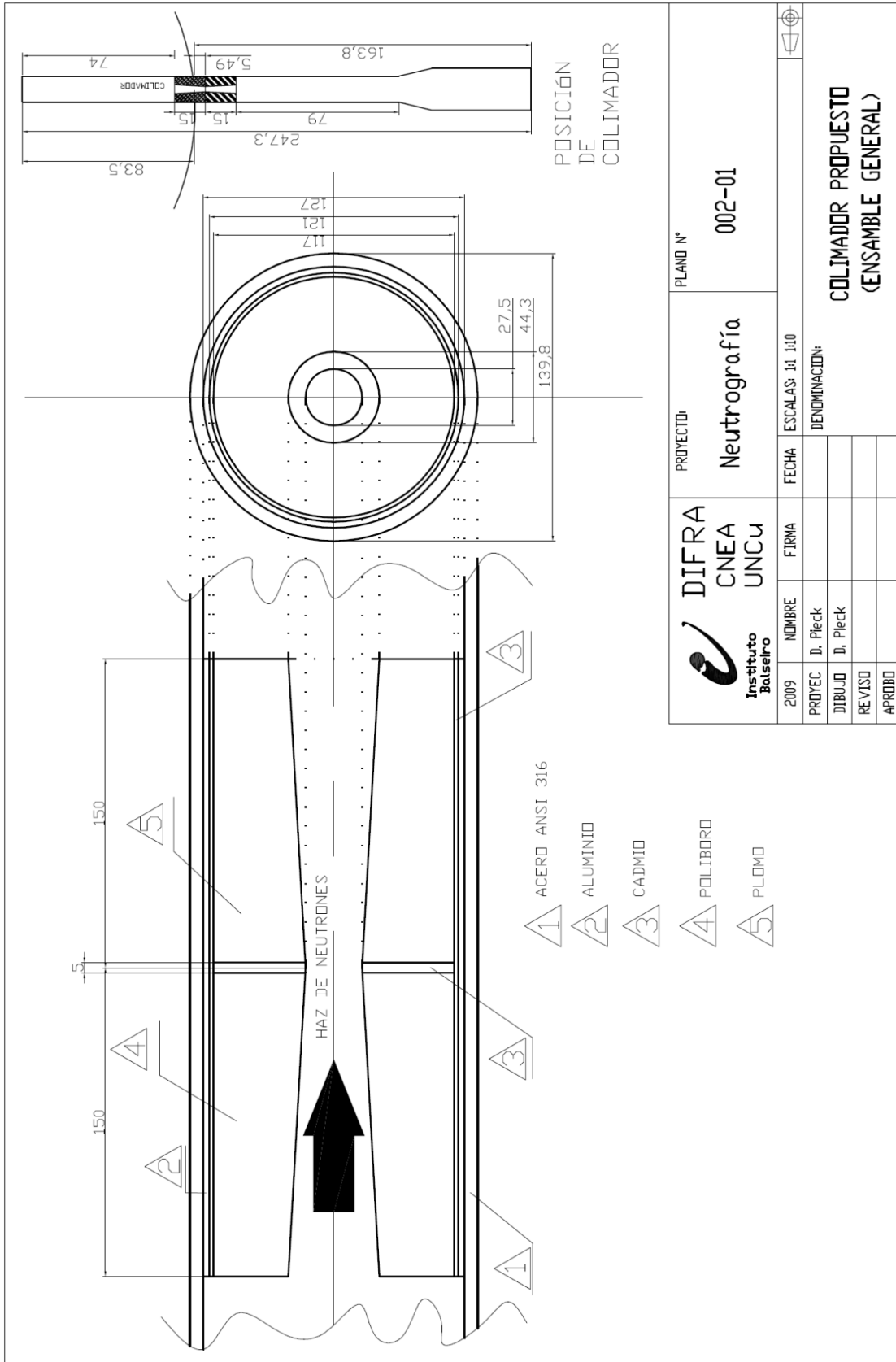
Observaciones:

Referencia: <http://www17.wolframalpha.com/input/?i=Sapphire>

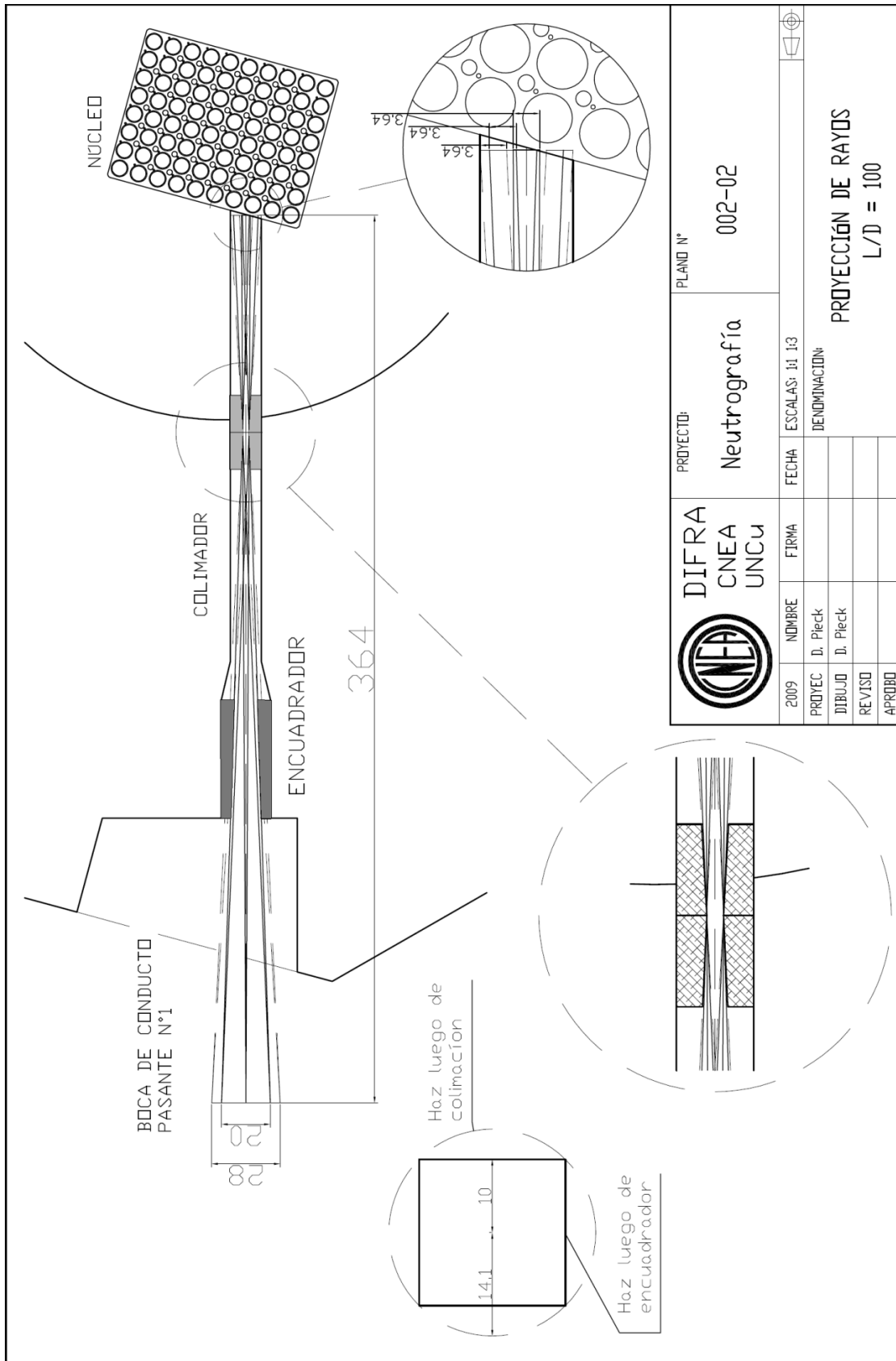
Apéndice B. Planos



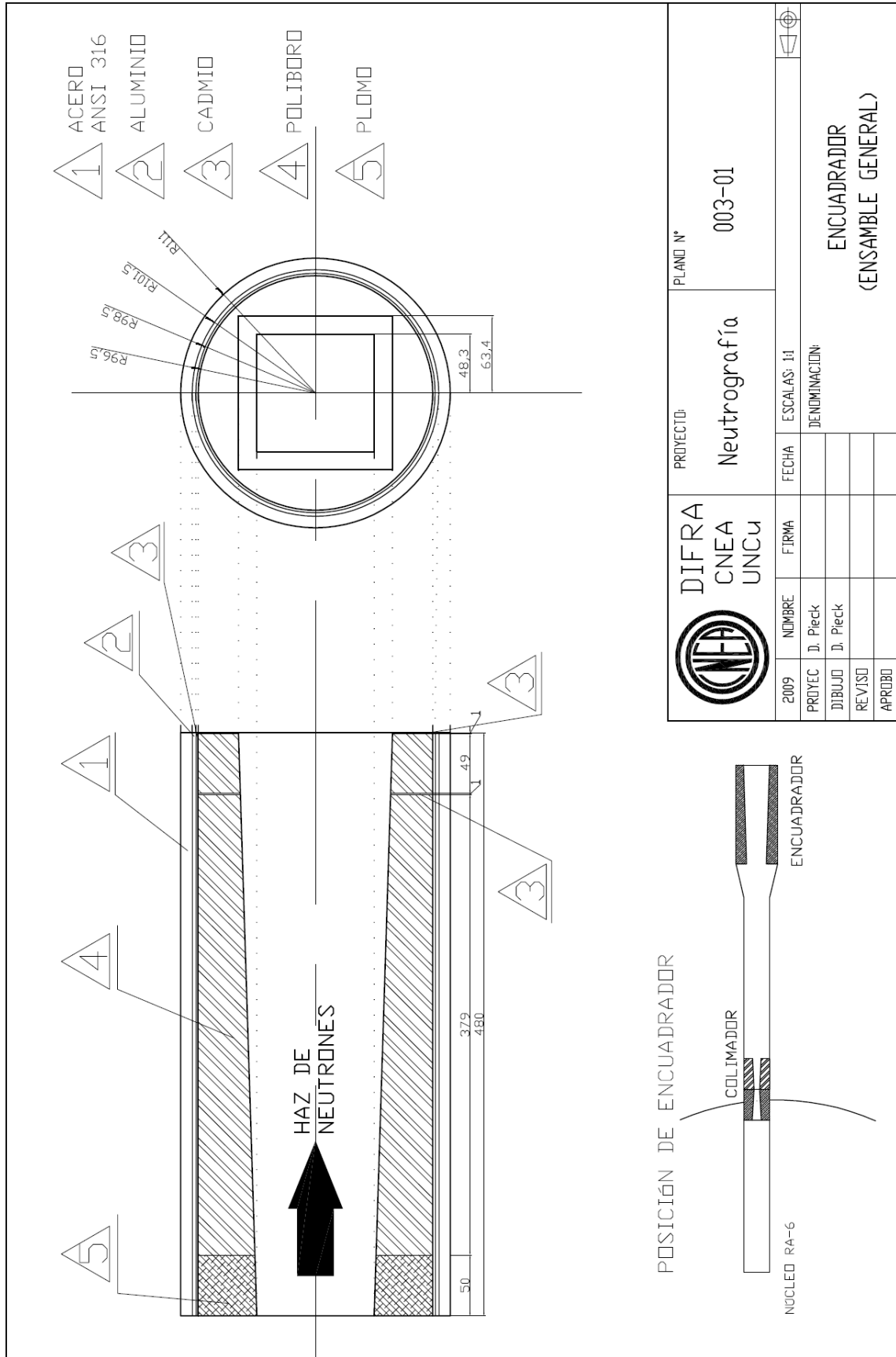
Plano 001 – 01. Colimador actual de la facilidad de neutrografía del reactor RA-6




Plano 002 – 01. Colimador propuesto.

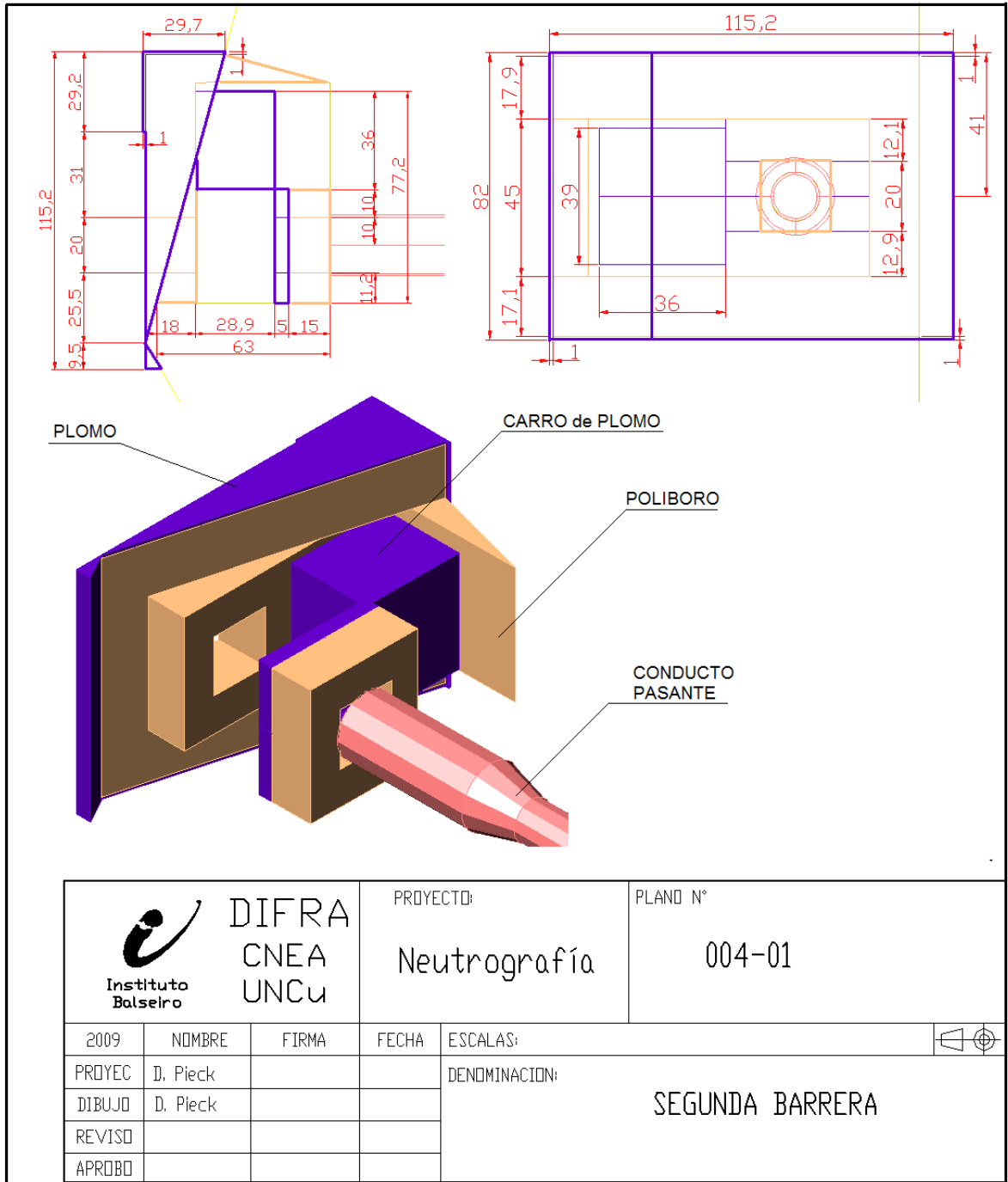


Plano 002 – 02. Proyección de rayos.

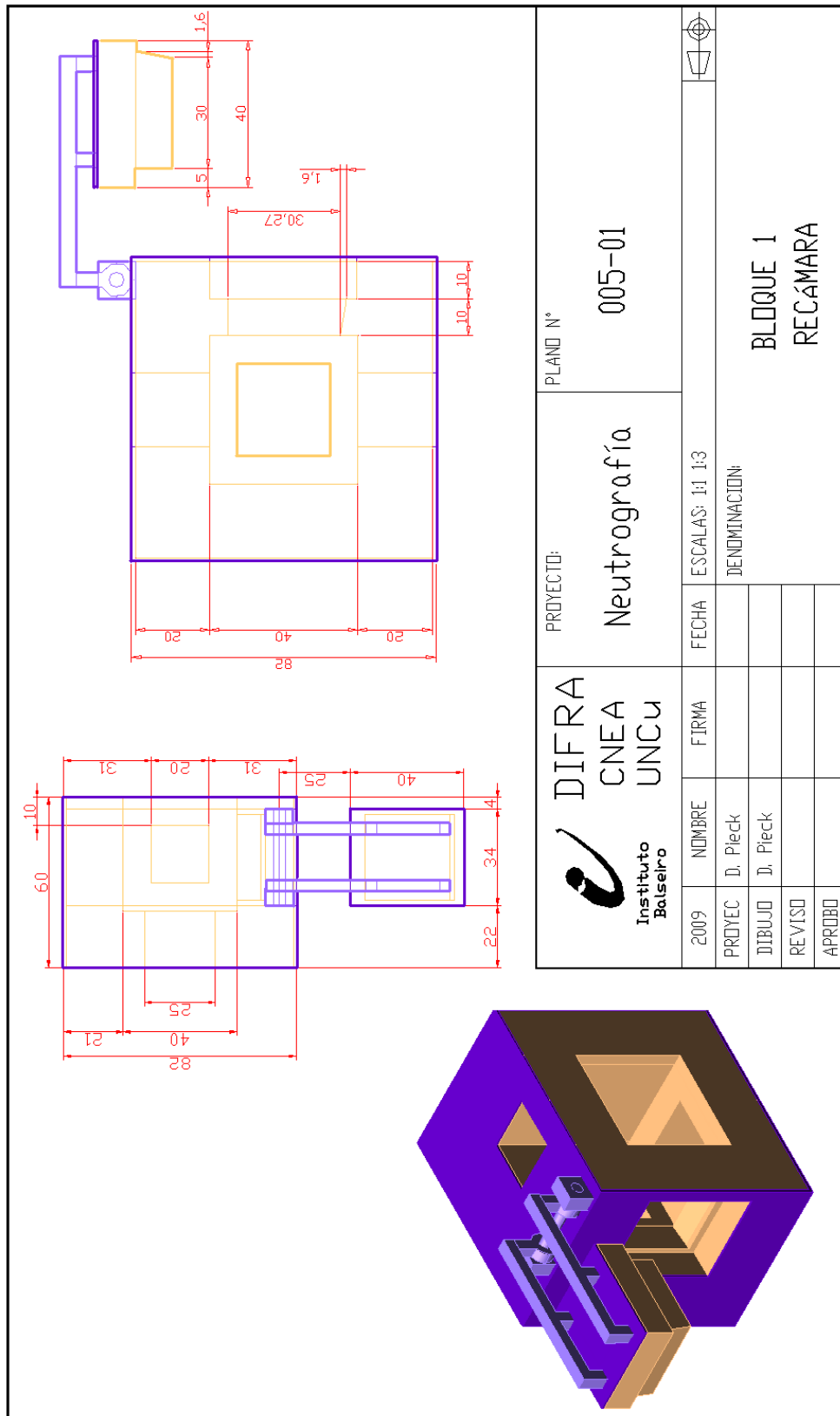


		PROYECTO: Neurografía		PLANO N° 003-01	
2009	NOMBRE D. Pleck	FIRMA	FECHA	ESCALAS: 1:1 DENOMINACION:	
PROYEC	DIBUJO	REVISO	APROBO	ENCUADRADOR (ENSAMBLE GENERAL)	

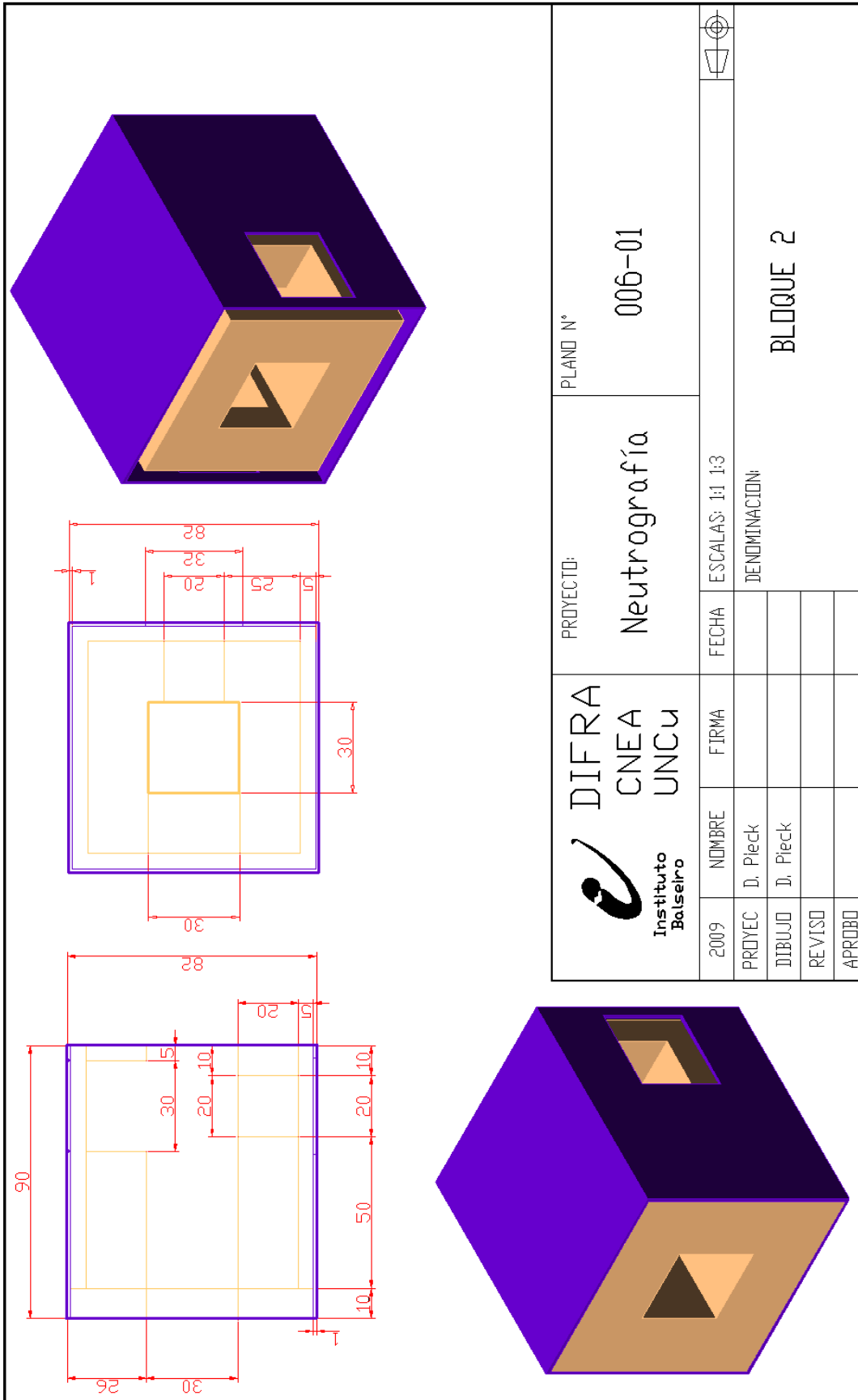
Plano 003 – 01. Encuadrador propuesto



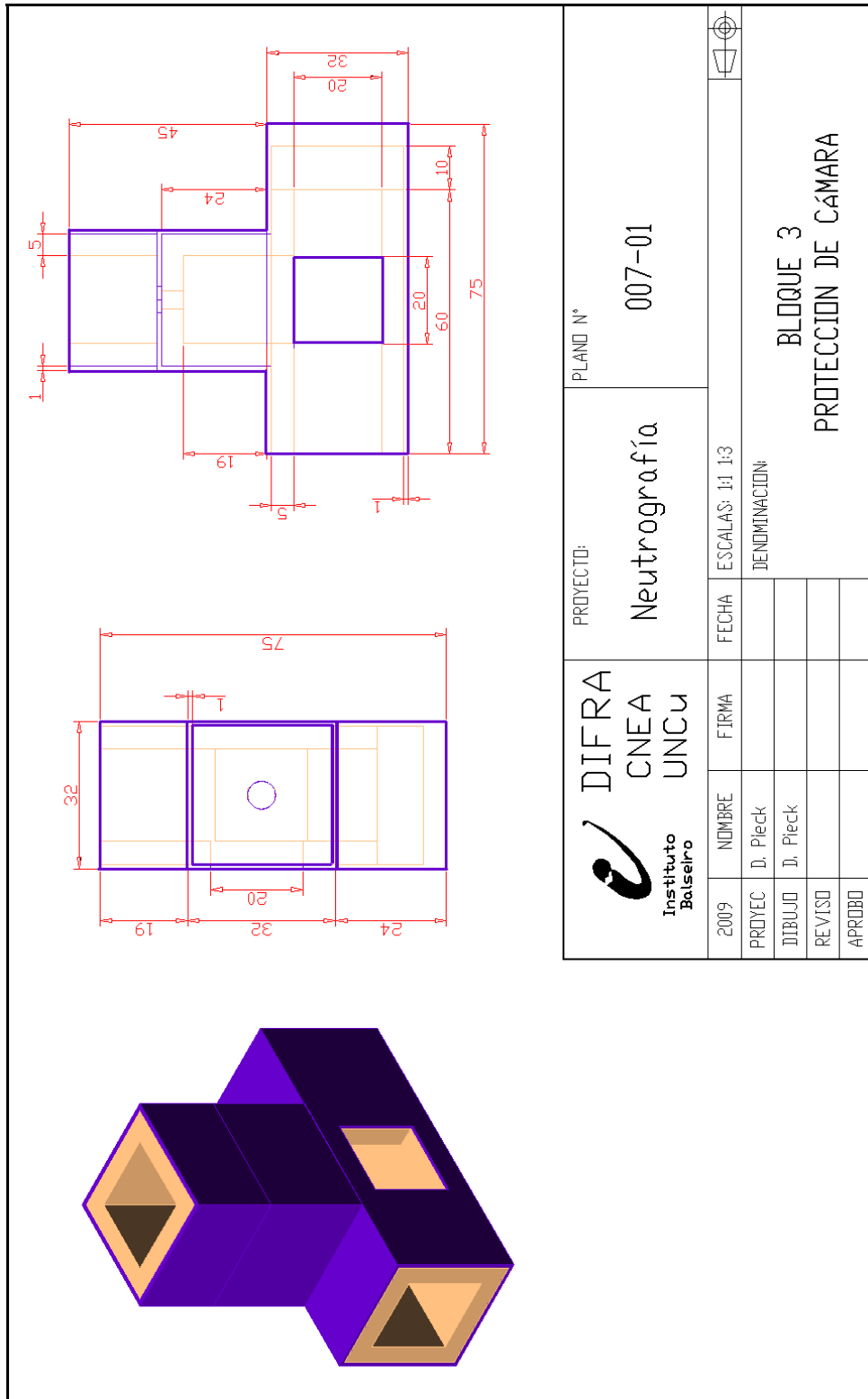
Plano 004 – 01. Segunda Barrera.



Plano 005 – 01. Bloque 1 – Recámara. Dimensiones en cm.



Plano 006 – 01. Bloque 2 – Dimensiones en cm.



Plano 007 – 01. Bloque 3 – Protección de cámara CCD. Dimensiones en cm.

Bibliografía

1. **Blaumann, Herman.** *Neutrografía en el RA-6. Estado actual y perspectivas.* S. C. de Bariloche : Comisión Nacional de Energía Atómica, 1986. División de ingeniería nuclear - sección RA-6..
2. **Taylor, A.** *An introduction to X-ray metallography.* London : Chapman & Hall Ltd, 1952. pág. 11.
3. *Application of neutron radiography to developments of hydrogen storage alloys.* **Matsubayashi, M., y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. Japan Atomic energy Agency, Tokai-mura, Naka-gun, Japan. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
4. **Berger, Harold.** *Neutron Radiography - Methods, Capabilities and Applications.* Argonne : Elsevier Publishing Co., 1965. ISBN 90-277-1378-2.
5. *A survey of applications of neutron radiography in the UK.* **Matfield, R.S.** University of Birmingham : British Nuclear Energy Society, 1975. Radiography with neutrons. págs. 165 - 167. AERE, Harwell, Berks.
6. *Study of the museum object by neutron-, gamma-, X-ray radiography and neutron diffraction.* **Balaskó, M., Köszegi, L. y Dombóvári, J.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. MTA KFKI Atomic Energy Research Institut, Budapest, Hungary. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
7. *Investigation of an early medieval sword by neutron tomography.* **Haas-Gebhard, B., y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. FRM II and Faculty for physics E21, Technische Universität München, Garching, Germany. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
8. *Hidden structure of fossils revealed by neutron and X-ray tomography.* **De Beer, F.C, y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. Necsa, Pretoria, Gauteng, South Africa. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
9. *Comparison of gamma and neutron radiography related to the ordnance industry.* **Halmshaw, R. y Hunt, C.A.** University of Birmingham : British Nuclear Energy Society, 1975. Radiography with neutrons. págs. 103 -104. Rarde, Ministry of Defense, Fort Halstead, Kent.
10. **Detlef Gabel, Hartmut Holstein, Börje Larsson, Lillian Gille, Gunilla Ericson, Donald Sacker, Prantika Som and Ralph G. Fairchild.** Quantitative Neutron Capture Radiography for Studying the Biodistribution of Tumor-seeking Boron-containing Compounds. *Cancer Research.* [En línea] 15 de 10 de 1987. [Citado el: 28 de 5 de 2009.] <http://cancerres.aacrjournals.org/cgi/content/abstract/47/20/5451>.
11. **Paul Sherrer Institut.** NIAG, Neutron Imaging and Activation Group. *Neutron Imaging.* [En línea] Paul Sherrer Institut. [Citado el: 01 de 04 de 2009.] <http://neutra.web.psi.ch/imaging.htm>.
12. *Preliminary Experiment of the techniques for ginseng root growth analysis by using a neutron tomography.* **Sim, C.-M, y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. Korea Atomic Energy Research Institut, Yuseong-dong, Daejeon, Korea. ISBN13: 978-1-932078-74-9.

13. *Visualization of water flow in tomato seedling using neutron imaging*. **Matsushima, U., y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Iwate University, Morioka, Iwate, Japan. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
14. *The use of neutron tomography for the structural analysis of corn kernels*. **Cleveland IV, T.E, y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. Tulane University, New Orleans, LA, USA. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
15. *Microneutronography and some applications in metallurgy*. **Ilic, R., Rant, J. y Sirca, F.** University of Birmingham : British Nuclear Energy Society, 1973. Radiography with neutrons. págs. 139 - 142. University of Ljubljana, Yugoslavia.
16. *3D image reconstruction, processing and analysing in neutron tomography*. **Kharfi, F., y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Neutron radiography: Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. págs. 179-187. Nuclear Research Center of Birine, Djelfa, Algeria. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
17. *Multifunctional tomography instrument with cold neutrons*. **Kardjilov, N., y otros.** [ed.] Arif Muhammad y R. Gregory Downing. NIST, Gaithersburg, Maryland, USA. : DEStech Publications, Inc., 2006. Proceedings of the eighth world conference WCNR-8. Hahn Meitner Institut Berlin, Germany. ISBN13: 978-1-932078-74-9.
18. **Heyck, Hajo.** Spallation Neutron Source Division (ASQ). *The SINQ Facility*. [En línea] Paul Scherrer Institut. [Citado el: 01 de 04 de 2009.] <http://asq.web.psi.ch/ASQ/facilities/SINQSYSTEMS.html>.
19. **E. Lehmann, H. Pleinert and L. Wiesel:** Paul Scherrer Institut. *The Neutron Transmission Radiography (NEUTRA) Station at PSI*. [En línea] [Citado el: 5 de Junio de 2009.] <http://neutra.web.psi.ch/facility/index.html>.
20. **Mezio Guanes, Federico Andrés.** *Caracterización y optimización de la facilidad de radiografía con neutrones on-line del reactor RA-6*. S.C. de Bariloche, Río Negro, Argentina : Biblioteca Leo Falicov, 2007. Instituto Balseiro, Comisión Nacional de Energía Atómica, UNCu. PI (043) 62 2007 M 617.
21. **Paul Scherrer Institut.** What is Neutronradiography? *Detectors in use for Neutron Radiography* . [En línea] Paul Scherrer Institut, 14 de 05 de 2004. [Citado el: 16 de 04 de 2009.] <http://neutra.web.psi.ch/What/detector.html>.
22. **Ortiz Uriburu, G. y Leszczynski, F.** *INFORME FINAL DE SEGURIDAD - CAPÍTULO 5 - Reactor*. Seguridad Nuclear, Comisión Nacional de Energía Atómica. S.C. de Bariloche : s.n., 2006. pág. 91, Técnico. Rev. 0 - GERENCIA DE AREA ENERGIA NUCLEAR. IS-06NBX-405.
23. **Ing. Márquez, Ignacio José.** *Informe de Avance: Desarrollo de una facilidad de radiografía con neutrones "on-line" en el reactor RA-6*. DiFRA, Instituto Balseiro. S.C. de Bariloche : s.n., 2005. Avance de maestría. Comisión Nacional de Energía Atómica. CAB47-027-05.
24. **X-5 Monte Carlo Team.** *MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. [ed.] Sheila M. Girard. Revised 10/3/05. Los Alamos National Laboratory : s.n., 2003. Vol. Volume I. LA-UR-03-1987.
25. **Blauman, H. y Sanchez, F.** *Núcleos de puesta en marcha*. San Carlos de Bariloche : Difra - CNEA, 2008. ITA-06NBX-707 Rev. 2.
26. **www.shieldwerx.com.** 5% Borated Polyethylene. *neutron shielding*. SWX-201HD. Bladewerx LLC.

27. **Facchini, G.** Monitoraje de radiación externa. *Planillas de radioproteccion*. S.C. de Bariloche : Oficina de radioproteccion del reactor RA-6, Mayo - 2009.
28. **Ing. Rico, Comunicación privada:**. Mayo 2009.
29. **E.H. Lehmann.** The NDT Database & Journal. [En línea] [Citado el: 26 de mayo de 2009.] <http://www.ndt.net/article/wcndt00/papers/idn801/idn801.htm>. ISSN 1435-4934.
30. **Beckurts, K. H. y Wirtz, K.** *Neutron physics*. Berlin : Springer Verlag, 1964.
31. **Jannis.** Cross Section. *ENDBF 6.8*. <http://is.nea.fr/janis/>.

Índice de figuras

FIGURA 1.1.1. COMPARACIÓN DE SENSIBILIDADES ENTRE RAYOS-X Y NEUTRONES TÉRMICOS.....	5
FIGURA 1.2.1. BOMBA DE VACÍO NEUTROGRAFIADA; EL TANQUE DE ACEITE DE LA DERECHA TIENE UNA ALTA ATENUACIÓN, SIN EMBARGO, LAS CONEXIONES Y LAS PARTES PLÁSTICAS SE VUELVEN VISIBLES.	6
FIGURA 1.2.2. DIODO HS. ESTE DISPOSITIVO ESTÁ FABRICADO DE CERÁMICA, DE DIFERENTES METALES Y ESTÁN UNIDOS POR UN ADHESIVO. TODAS LAS PARTES PUEDEN VERSE CLARAMENTE, ESTO NO SERÍA POSIBLE CON RAYOS-X.	6
FIGURA 1.2.3. MUNICIONES DE GUERRA NEUTROGRAFIADAS.....	9
FIGURA 1.2.4. NEUTROGRAFÍA DE ESTUDIO DE DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA EN UN ROEDOR.	10
FIGURA 1.3.1. TÉCNICA DE NEUTROGRAFÍA.	11
FIGURA 1.3.2. EFECTO DE LA RELACIÓN L/D EN LA NITIDEZ DE UNA IMAGEN.	14
FIGURA 2.1.1. DISPOSICIÓN DE LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA.....	18
FIGURA 2.1.2. DETALLE DEL CONJUNTO FILTRO-COLIMADOR DE LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA DEL RA-6.	19
FIGURA 2.1.3. DISPOSICIÓN DE LA FACILIDAD.	19
FIGURA 2.1.4. NEUTROGRAFÍA OBTENIDA EN EL RA-6. SE OBSERVAN PUNTOS BLANCOS DEBIDO A DAÑO POR IRRADIACIÓN EN LA CÁMARA CCD EMPLEADA.	21
FIGURA 3.1.1. EJEMPLO DE UNA SIMULACIÓN MONTE CARLO.	28
FIGURA 3.3.1. CONFIGURACIÓN DEL NÚCLEO SIMULADO.	30
FIGURA 4.1.1. FLUJOS NEUTRÓNICOS EN LA FACILIDAD ACTUAL. 1 MW DE POTENCIA, VISTA SUPERIOR. ESCALA LOGARÍTMICA.	33
FIGURA 4.1.2. FLUJOS FOTÓNICOS EN LA FACILIDAD ACTUAL, 1 MW DE POTENCIA. VISTA SUPERIOR. ESCALA LOGARÍTMICA.	34
FIGURA 4.2.1. COLIMADOR ACTUAL.	36
FIGURA 4.2.2. PERFIL DE NEUTRONES TÉRMICOS EN LA PLACA. ESCALA LOGARÍTMICA.....	36
FIGURA 4.2.3. COLIMADOR PROPUESTO.	37
FIGURA 4.2.4. PERFIL DE NEUTRONES TÉRMICOS EN LA PLACA CON COLIMADOR PROPUESTO.	37
FIGURA 4.3.1. DISEÑO DE ENCUADRADOR 40	40
FIGURA 4.3.2. RESULTADOS OBTENIDOS, FLUJO TÉRMICO, CON COLIMACIÓN CÓNICA. ESCALA LOGARÍTMICA.	40
FIGURA 4.4.1. CAMPO NEUTRÓNICO TOTAL Y FUENTES DE RADIACIÓN SECUNDARIA. ESCALA LOGARÍTMICA.	41
FIGURA 4.4.2. CAMPO GAMMA TOTAL Y FUENTES DE RADIACIÓN SECUNDARIA. ESCALA LOGARÍTMICA.	41
FIGURA 4.4.3. DISEÑO DE SEGUNDA BARRERA (UNIDADES EN CM).....	42
FIGURA 4.4.4. PERFIL NEUTRÓNICO.....	43
FIGURA 4.4.5. PERFIL FOTÓNICO.....	43
FIGURA 4.4.6. CAMPOS NEUTRÓNICOS, TÉRMICO (T), EPITÉRMICO (E) Y RÁPIDO (R). 1 MW. VISTA SUPERIOR CON IMPLEMENTACIÓN DE SOLUCIONES PROPUESTAS. ESCALA LOGARÍTMICA.....	44
FIGURA 4.5.1. BLINDAJE DE POLIBORO PROPUESTO (UNIDADES DE CM).	46
FIGURA 4.5.2. CAMPO NEUTRÓNICO TÉRMICO (T), EPITÉRMICO (E) Y RÁPIDO (R). 1 MW. VISTA SUPERIOR CON IMPLEMENTACIÓN DE BLINDAJE ANTINEUTRONES. ESCALA LOGARÍTMICA.....	47
FIGURA 4.5.3. TASAS DE DOSIS POR NEUTRONES PARA DISTINTOS ESPESORES DE POLIBORO.	47
FIGURA 4.6.1. BLINDAJE DE POLIBORO PROPUESTO CON PROTECCIÓN PARA CÁMARA CCD.....	49
FIGURA 4.6.2. CAMPO NEUTRÓNICO, VISTA SUPERIOR CON BLINDAJE ANTINEUTRONES PARA CÁMARA.....	50
FIGURA 4.6.3. CAMPO NEUTRÓNICO EN CÁMARA CCD. FLUJO TOTAL. ESCALA LOGARÍTMICA.	50
FIGURA 4.7.1. BLINDAJE GAMMA PROPUESTO.	51
FIGURA 4.7.2. TASAS DE DOSIS POR FOTONES CALCULADAS PARA DISTINTOS ESPESORES DE PLOMO.....	52
FIGURA 4.7.3. CAMPO GAMMA TOTAL, BLINDAJE DE PLOMO - 1 CM DE ESPESOR. ESCALA LOGARÍTMICA.....	52
FIGURA 4.9.1. COMPONENTES DE LA FACILIDAD.....	56
FIGURA 4.9.2. ESTRUCTURA DE SOPORTE 57	57
FIGURA 4.10.1. ACCESOS DE LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA 58	58
FIGURA 4.10.2. ACCESOS DE MANTENIMIENTO..... 58	58
FIGURA 4.10.3. DISEÑO CONCEPTUAL DE ACCESO A RECÁMARA. 59	59
FIGURA 5.1.1. DENSIDAD DE FLUJO NEUTRÓNICO ESPERADO, COLIMADOR CÓNICO, SIN FILTROS Y CON FILTRO DE ZAFIRO – 10 CM. 62	62
FIGURA 5.2.1. DENSIDAD Y FASES DE ALEACIONES DE ZrH_x EN FUNCIÓN DE X. 65	65
FIGURA 5.2.2. TRANSMISIÓN DE NEUTRONES TÉRMICOS DE PRIMER VUELO EN MUESTRA ZrH_x DE 1 CM DE ESPESOR. 66	66
FIGURA 5.2.3. SIMULACIÓN DE MUESTRAS DE ZrH_x . CAMPO DE NEUTRONES TÉRMICOS 35 CM LUEGO DE ATRAVESAR MUESTRA. (1) AIRE, (2) ZIRCONIO PURO, (3) $ZrH_{0.5}$, (4) ZrH , (5) $ZrH_{1.5}$ Y (6) ZrH_2 . ESCALA LINEAL. 67	67

FIGURA 5.2.4. TRANSMISIÓN PARA ALEACIONES DE ZrH_x POR CÁLCULO ANALÍTICO CON ESPECTRO MAXWELLIANO Y POR SIMULACIÓN EN MCNP5 EN LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA. 67

Índice de tablas

TABLA 2.1.1. FLUJOS NEUTRÓNICOS Y DOSIS GAMMA MEDIDAS A 500 kW EN DISTINTAS CONFIGURACIONES.....	21
TABLA 2.1.2. DEFINICIONES DE FLUJO	21
TABLA 2.1.3. TASAS DE DOSIS NEUTRÓNICA, GAMMA Y TOTAL MEDIDAS A 500 kW, DISTINTAS CONFIGURACIONES.	22
TABLA 2.3.1. BASES DE DISEÑO.	25
TABLA 3.3.1. CONFIGURACIÓN DE BARRAS DE CONTROL DEL NÚCLEO SIMULADO.	30
TABLA 4.1.1. DEFINICIONES DE CAMPO GAMMA	34
TABLA 4.1.2. DOSIS CALCULADAS, SIN BLINDAJES, CON COLIMADOR ESCALONADO, NÚCLEO NUEVO, 1 MW.....	35
TABLA 4.1.3. FLUJOS CALCULADOS Y RELACIONES HALLADAS, NÚCLEO NUEVO, 1 MW	35
TABLA 4.2.1. FLUJOS CALCULADOS PARA LAS DISTINTAS CONFIGURACIONES.....	38
TABLA 4.2.2. RELACIONES ENTRE FLUJOS, COMPARACIÓN PARA LOS 2 TIPOS DE COLIMADORES CONSIDERADOS	38
TABLA 4.2.3. REDUCCIÓN DE LAS TASAS DE DOSIS POR IMPLEMENTACIÓN DE COLIMADOR CÓNICO.	39
TABLA 4.3.1. TASAS DE DOSIS CALCULADAS CON COLIMADOR CÓNICO, Y ENCUADRADOR, 1 MW.	40
TABLA 4.4.1. REDUCCIÓN DE TASAS DE DOSIS OBTENIDAS POR APLICACIÓN DE LAS SOLUCIONES PROPUESTAS.	43
TABLA 4.6.1. TASAS DE DOSIS TOTALES PARA BLINDAJE DE POLIBORO CON PROTECCIÓN PARA CÁMARA.	50
TABLA 4.7.1 TASAS DE DOSIS PARA LA FACILIDAD OPTIMIZADA.	53
TABLA 4.8.1. TASAS DE DOSIS PARA LA FACILIDAD OPERACIÓN CON FILTROS DE BISMUTO EN COLIMADOR. 1 MW.	53
TABLA 4.8.2. TASAS DE DOSIS PARA LA FACILIDAD OPERANDO CON FILTRO DE ZAFIRO DE 10 CM. 1 MW.	54
TABLA 4.8.3. FLUJOS DEL HAZ Y RELACIONES DE FLUJOS, PARA DISTINTOS FILTROS. 1 MW.	55
TABLA 4.9.1. CARACTERÍSTICAS DE LOS COMPONENTES. PESOS.....	56
TABLA 5.1.1. COMPARACIÓN DE FACILIDAD ACTUAL Y DISEÑO PROPUESTO.	64
TABLA 5.3.1. COSTOS DE MATERIALES – POR KG	68
TABLA 5.3.2. COSTOS EN MATERIALES, POR BLOQUE.....	68

Índice Alfabético

A

accesos	57
Aceleradores	12
Aire	74
Al ₂ O ₃	76
Aleaciones de Zr-H	65
ALUMINIO	72
ANSI 316L	73
Aplicaciones	5
aeronáutica	6
alimenticia	10
botánica	10
electrónica	7
en arqueología	8
en biomedicina	9
en la industria armamentista	8
en la industria convencional	6
en la industria nuclear	7
micro-estructuras	10
Applied Scintillation Technologies	19
Atenuación	11

B

Barras de control	8, 20
Beam catcher	20, 44
Biodistribución	9
Blindaje contra neutrones	45
Blindaje de cámara	48
Blindaje gamma	50
Blindajes	24

C

Cadmio	74
Carro de plomo	17
CCD	15
Centelladores plásticos	15
Cf-252	13
charge-coupled device	15
Cladding	7
Código Monte Carlo	26
Colimador	13, 36
Comportamiento estadístico	29
Condiciones de operación	59
Conducto pasante N°1	17
Configuración de barras de control	30
Configuración del núcleo	29
Costos de implementación	68

D

Definiciones

de campo gamma	34
de flujo neutrónico	21
Detectores	15
Dosimetría	62
en facilidad NR	62

E

Efectos determinísticos	34
Elementos combustibles	7
Encuadrador	39
Estadístico	29
Estructuras de soporte	55
Explosivos	8

F

Facilidades	
Aceleradores	12
Reactores nucleares	13
Subcríticas	13
Filtros	14, 18, 53
Bismuto	53
Zafiro	53
Fósiles	8
Fresh core	29, 31
Fuentes de neutrones	12
Fuentes Radioactivas	12
Fuera de servicio	59

H

Haz	
Características	23, 25
performance esperada	61
Hidruración	8
HORMIGÓN	72

I

Intervalo de confianza	28
INVAP	16

K

Kallmann	5
Kuhn	5

L

L/D	Véase Relación L/D
Los Alamos National Laboratory	26

M

MCNP-5	28
Micro-neurografía	10
Montaje	24
Monte Carlo	26

N

Neurografía	
Aplicaciones	Véase Aplicaciones
definición	4
técnica	11
NG39	19

O

Optimización del blindaje	52
---------------------------------	----

P

Pellet-Cladding Interaction	7
Pericias judiciales	9
PixeraPeguin 600CLM	20
Placa centelladora	62, 75
Placas convertidoras	15
Placas transformadoras	15
Plomo	50, 75
Poliboro	74
Protección de cámara	48
Puerta de acceso	59

Q

Quemado de elementos combustibles	8
---	---

R

RA-6	16
Elementos combustibles	16
núcleo	16
Radiación	
Gamma	13
secundaria	41
Rayos-X	4
Reactores nucleares	13
Relación L/D	13

S

Sección eficaz	4, 7, 11, 12, 14, 68
segunda barrera	41
Spallation	12
STAINLESS STEEL ANSI 316L	73
Swelling	7

T

Tasas de dosis reportadas	20
Técnicas de reducción de varianza	29
Tipos de fuentes	12
Tomografías con neutrones	11
Transmisión	11
Tubo Pasante	17

V

Versatilidad	24
--------------------	----

Z

Zafiro	18, 53, 54, 61
Zafiro Al ₂ O ₃	76
Zr-H _x	64

Agradecimientos

¡¡¡Gracias porque por fin llegamos a este “capítulo”!!!

Siento que tengo tanto que agradecer, por las oportunidades presentadas, por el cumplimiento de las metas fijadas... pero en especial gracias por las personas que me crucé en el camino.

En este sentido quiero agradecer a todos mis profesores, desde la educación primaria hasta la ingeniería. En especial en este último tramo a mis directores, que con sus muchas “críticas” lograron que este proyecto sea lo que es.

También a mis compañeros, de los que siempre algo aprendí, pero por sobre todas las cosas porque me cebaron mate y me convidaron galletitas. Gracias: Mariano, Santi, Pablito, Ariel, Tito, Celeste, Franco, Ricardo, Joaquín, Rafa, Nacho y a los chicos de ingeniería mecánica y licenciatura en física.

También a mi familia, que aunque no participaron en este proyecto, siempre me apoyaron y me modelaron y empujaron para llegar a ser lo que soy hoy. Gracias: Mamá, Papá, Gringo, abuela, tía, tío y mascotas.

También a mi país tan generoso por la educación gratuita que me regaló y por los recursos que dispuso para mí. ¡Salve Argentina!

Pero por sobre todas las cosas quiero darle las gracias a Dios. Fue la Providencia la que eligió mi proyecto integrador. A ese Dios siempre fiel y amoroso, que es mi consuelo en las horas de angustia, mi fortaleza en los momentos de debilidad, y a mi protectora la Virgen, auxilio rápido y eficaz, sean mis últimas palabras de agradecimiento.

FE DE ERRATAS