

Trabajo de Fin de Grado

Grado en Ingeniería en Tecnologías Industriales

**PROTOTIPO DE DOSÍMETRO AMBIENTAL
PARA NEUTRONES RÁPIDOS**

MEMORIA

Autor: Adrià Albert i López
Director: Ariel Esteban Tarifeño-Saldivia
Convocatoria: Enero 2019



Escola Tècnica Superior
d'Enginyeria Industrial de Barcelona



RESUMEN

En este texto se describe el proceso de diseño y construcción de un prototipo de dosímetro para neutrones rápidos. Se divide en cuatro etapas: recopilación de datos de dosímetros comerciales, diseño conceptual, construcción y propuestas de mejora.

El proyecto propone estrategias de optimización para la selección de la geometría de un dosímetro con sensibilidad desde el rango térmico hasta 1 GeV. Para este propósito se analizan diferentes configuraciones mediante simulaciones Monte Carlo y se compara con las recomendaciones de los organismos reguladores. Se estudia el comportamiento del prototipo con un campo operacional, en concreto para una instalación de protonterapia.

Se obtiene un prototipo que ajusta en un 10% los $H^*(10)$ en una instalación de protonterapia y que presenta unas diferencias con los factores de conversión del mismo orden que el equipo comercial WENDI-2, pero reduciendo notablemente la masa.

SUMARIO

RESUMEN	1
SUMARIO	3
1. INTRODUCCIÓN	5
1.1. Objetivos del proyecto	6
1.2. Alcance del proyecto	6
2. MARCO TEÓRICO	7
2.1. Protección radiológica	7
2.2. Fluencia y su interés en dosimetría	10
2.3. Factores de conversión para el H*(10)	10
2.4. Curva de respuesta dosimétrica y factores de calibración	11
2.5. Zonas energéticas de los neutrones	12
2.6. Estructura de un dosímetro ambiental de neutrones	12
2.7. Simulaciones Monte Carlo	15
2.8. Normativa aplicable	16
2.9. Efectos por ángulo de incidencia de la radiación en dosímetros de neutrones	17
3. RECOPIACIÓN DE PARÁMETROS GEOMÉTRICOS DE DOSÍMETROS COMERCIALES	19
3.1. Breve descripción de los equipos comerciales	19
3.2. Comparativa de los equipos comerciales	23
4. DISEÑO CONCEPTUAL DEL DOSÍMETRO	26
4.1. Consideraciones previas y definición de los parámetros	26
4.2. Proceso de optimización	27
4.2.1. Etapa 1	28
4.2.2. Etapa 2	30
4.3. Resultados	34
5. CONSTRUCCIÓN DEL MODERADOR	38
5.1. Materiales	38
5.1.1. Polietileno de alta densidad (HDPE)	38
5.1.2. Plomo	38
5.1.3. Detector de neutrones térmicos	39
5.2. Mecanizado	40

5.3.	Ensamblaje	41
5.3.1.	Herramientas y otros materiales	41
5.3.2.	Proceso de ensamblaje	42
5.3.3.	Disposición final del prototipo	45
5.4.	Coste del prototipo	46
6.	RESPUESTA DEL PROTOTIPO Y PROPUESTAS DE MEJORA	48
6.1.	Respuesta del prototipo	48
6.2.	Propuestas de mejora del prototipo	51
6.2.1.	Adición de cadmio en el moderador	51
6.2.2.	Opciones de reducción de costes por cambio de detector	57
7.	COSTE DE REALIZACIÓN DEL PROYECTO	59
8.	PLANIFICACIÓN DEL PROYECTO	60
9.	IMPACTO SOBRE EL ENTORNO	61
9.1.	Impacto ambiental	61
9.2.	Impacto social	61
CONCLUSIONES		62
	Trabajo a futuro	63
AGRADECIMIENTOS		64
BIBLIOGRAFÍA		65
	Referencias bibliográficas	65

1. Introducción

El proyecto descrito en las próximas páginas está enfocado a la protección radiológica de las personas. La dosimetría de neutrones es un campo muy importante en ese aspecto y en algunas áreas queda todavía mucho por explorar. Es el caso de la dosimetría en neutrones de alta energía o neutrones rápidos (energías mayores a 20 MeV).

Los neutrones de alta energía se pueden encontrar en múltiples instalaciones y emplazamientos como en vuelos a alturas elevadas, en aceleradores de partículas y en instalaciones médicas de protonterapia. Todas estas son situaciones donde un dosímetro ambiental para neutrones rápidos puede ser de gran utilidad.

Los últimos años los organismos reguladores han puesto el foco de atención en este área. En el ICRU CR 26 (Informe del Comité 26 del ICRU) se propone un cambio en las cantidades para protección radiológica para radiaciones externas en un rango de energías de 1 keV a 200 GeV, lo que conllevaría una re-calibración y re-diseño de muchos dispositivos, en especial para equipos de dosimetría de neutrones [1]. Esto abre la puerta a la investigación en este ámbito.

El Grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC lleva tiempo trabajando en el campo de la dosimetría y desarrollando prototipos de dosímetros con distintas peculiaridades. El último de ellos, un dosímetro ambiental cilíndrico para energías hasta 10 MeV, llamado LINrem01. Dada la evolución reciente en el área de altas energías, se decidió desarrollar una versión extendida para la detección de neutrones rápidos, el LINremext01, el propósito de este proyecto.

1.1. Objetivos del proyecto

El objetivo principal del proyecto es el diseño y la construcción de un dosímetro ambiental para neutrones rápidos (con sensibilidad hasta 1 GeV). Se definen también objetivos específicos a cumplir durante la elaboración del proyecto:

- Compilación de datos sobre parámetros geométricos de dosímetros comerciales: extraer datos de fuentes de información diversas y juntar en un solo documento para su posterior consulta con mayor facilidad.
- Diseño conceptual del prototipo: optimizar las múltiples geometrías que puede tomar el prototipo mediante simulaciones Monte Carlo y seleccionar la configuración que mejor se ajuste a los criterios de diseño.
- Construir y ensamblar el prototipo: buscar proveedores para los materiales y su mecanizado, elaborar dibujos técnicos de las piezas y montar el dispositivo.
- Examinar y proponer mejoras para el prototipo: analizar posibles cambios en el equipo que mejoren sus prestaciones y su coste.

1.2. Alcance del proyecto

Se enmarcan dentro del proyecto todas las etapas referentes a la optimización del diseño y la construcción del prototipo. Se entiende por prototipo la combinación de moderador y detector, sin incluir la parte electrónica. No se pone en funcionamiento el dosímetro ni se realiza ningún ensayo.

2. Marco teórico

En este capítulo se sientan las bases para una mejor comprensión del texto de este documento. Se explican de forma sencilla y concisa los conceptos necesarios, remitiendo en algunas ocasiones a referencias y fuentes de información para mayor profundidad.

2.1. Protección radiológica

Cuando se trabaja con radiaciones que pueden derivar en afectaciones perjudiciales para la salud, es importante tener un control de la dosis de radiación. De esto se encarga la protección radiológica. Sienta unas bases para el examen de la exposición a las radiaciones y, para ello, define magnitudes, unidades, límites de exposición y protocolos. A su vez, también es necesaria la dosimetría de radiación, el campo que se encarga de la medida de esas magnitudes descritas por la protección radiológica.

En el campo de la radiología existen dos organismos que regulan la protección y definen las unidades y magnitudes que permiten conocer la dosis que recibe el cuerpo cuando se expone a cierta radiación, así como los límites de exposición. Son los siguientes:

- ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements): según la página web del organismo [2], se encarga de “desarrollar y promulgar recomendaciones aceptadas internacionalmente sobre magnitudes relacionadas con la radiación y unidades, terminología, procedimientos de medición y datos de referencia para la aplicación segura y eficiente de la radiación ionizante”.
- ICRP (International Commission on Radiological Protection): se encarga de establecer los límites de dosis recibida mediante la definición de magnitudes de protección y los valores máximos que pueden tomar para que no sean perjudiciales.

A este conjunto de magnitudes definidas por el ICRU y el ICRP se les llama magnitudes dosimétricas y, como se ha comentado, son indicadores que se han establecido para la vigilancia de la exposición frente a una radiación ionizante. Existen dos tipos de magnitudes: las magnitudes de protección, establecidas por el ICRP, y las magnitudes operacionales, establecidas por el ICRU.

Magnitudes de protección

Cantidades definidas para la protección radiológica. El sistema de protección radiológico está basado en estas cantidades y existen límites definidos para estas. Se describen a continuación.

Dosis absorbida en el órgano (D_T)

Considerando una radiación homogénea en todo el tejido u órgano, la dosis absorbida se obtiene según la ratio entre energía total depositada por una radiación (E_T) y la masa total del tejido u órgano (m_T):

$$D_T = \frac{E_T}{m_T} \text{ [Sv]}$$

Dosis equivalente en el órgano (H_T)

Para tener información más detallada sobre el efecto de una determinada radiación sobre un órgano o tejido, se define la dosis equivalente en un órgano por una radiación ($H_{T,R}$), en la que la dosis absorbida se pondera por unos factores de peso (W_R) dependientes del tipo y la calidad de la radiación incidente:

$$H_{T,R} = W_R \cdot D_{T,R} \text{ [Sv]}$$

Teniendo en cuenta todas las radiaciones incidentes, la dosis equivalente en el órgano o tejido es:

$$H_T = \sum_R (H_{T,R}) = \sum_R (W_R \cdot D_{T,R}) \text{ [Sv]}$$

Dosis efectiva (E)

Se trata de la suma ponderada de la dosis en todos los tejidos y órganos. Esta ponderación se realiza por unos factores de peso (W_T) dependientes del tipo de tejido u órgano:

$$E = \sum_T (W_T \cdot H_T) = \sum_T (W_T \cdot \sum_R (W_R \cdot D_{T,R})) \text{ [Sv]}$$

En el caso de tratarse del cuerpo entero este factor es igual a 1.

Magnitudes operacionales

Las magnitudes de protección presentan la gran problemática que no son medibles, por esta razón es necesario determinar unas cantidades capaces de ser medidas y que puedan estimarlas. Con ese objetivo, se definen las magnitudes operacionales, que están establecidas para sobreestimar las magnitudes de protección.

Estas cantidades se basan en el concepto de *dosis equivalente (H)*, ya que ofrecen una equivalencia de la dosis. Corresponde al producto de la dosis (*D*) por un factor de calidad (*Q*):

$$H = Q \cdot D \text{ [Sv]}$$

Dosis equivalente ambiental ($H^*(d)$)

Es la dosis equivalente en un punto que sería producida por un campo paralelo y uniforme en la esfera del ICRU a una distancia *d*. La esfera del ICRU es una esfera de 30 cm de diámetro compuesta de: 76,2% de oxígeno, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrógeno y 2,6% de nitrógeno (porcentaje en masa), obteniendo una esfera de densidad 1g/cm³. El comportamiento de esta esfera se asemeja a la del tejido humano.

El prototipo de este proyecto se diseña para el cálculo de esta magnitud, que da una estimación de la dosis efectiva (*E*) recibida en el cuerpo entero. Las recomendaciones de dosis equivalente ambiental se dan para una distancia *d* igual a 10 mm ($H^*(10)$).

Dosis equivalente direccional ($H'(d,\Omega)$)

Es la dosis equivalente en un punto que sería producida por un campo paralelo y uniforme en la esfera del ICRU a una distancia *d* en la dirección Ω .

Dosis equivalente personal ($H_p(d)$)

Es la dosis equivalente en un tejido a una profundidad *d* en el cuerpo.

Nota: información basada en la referencia [3]. Consultar para mayor profundidad.

2.2. Fluencia y su interés en dosimetría

Si se dispone de una radiación que atraviesa dos cuerpos de superficies distintas, el flujo será el mismo para ambos cuerpos. Pero a nivel de dosimetría y protección radiológica estas dos radiaciones son distintas. Para poder distinguirlas, es necesario definir una nueva variable para medir la densidad espacial de radiación, la fluencia.

La fluencia (ϕ) se puede definir como la cantidad de partículas por unidad de área. En el caso de este proyecto, la fluencia se refiere a la cantidad de neutrones (dN) por unidad de área irradiada (dA):

$$\phi = \frac{dN}{dA} [cm^{-2}]$$

Se puede determinar un espectro de fluencia en energías (ϕ_E), es decir, la variación de la fluencia en función de la energía. En el caso de estudio, corresponde a la variación de la fluencia según la energía de los neutrones de irradiación:

$$\phi_E = \frac{d\phi}{dE} [cm^{-2}/eV]$$

2.3. Factores de conversión para el $H^*(10)$

Los factores de conversión permiten obtener la dosis equivalente ambiental ($H^*(10)$) conociendo la fluencia o el espectro de fluencia.

Para determinar los factores de conversión ($h^*(10)$), se debe medir la dosis equivalente ambiental a una profundidad de 10 mm ($H^*(10)$) en una esfera del ICRU y dividirla por la fluencia e ir repitiendo esto para cada valor de energía (E_i):

$$h^*(10) = \left(\frac{H^*(10)}{\phi} \right)_{E_i}$$

De esta manera se obtiene una curva de factores de conversión que puede ser convolucionada con el espectro de fluencia y obtener la dosis equivalente ambiental. Estos valores ya están determinados experimentalmente por el ICRU y el ICRP y tabulados en sus publicaciones. En el caso de este proyecto se usa la curva de factores de conversión de la publicación ICRP74 [4], definida entre las energías 1 meV a 201 MeV con un total de 55 puntos. Se muestra la curva en la Figura 2.1.

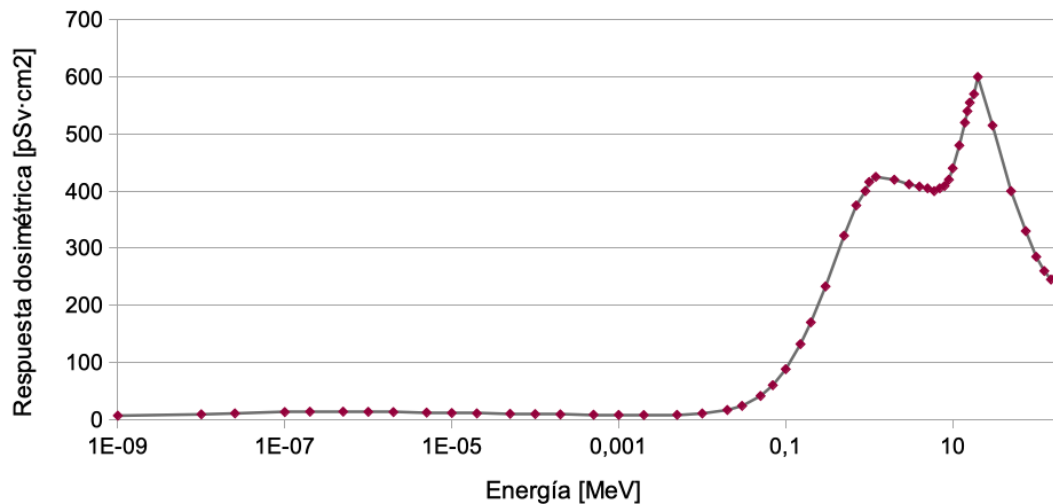


Figura 2.1. Curva de los factores de conversión según la publicación ICRP74.

2.4. Curva de respuesta dosimétrica y factores de calibración

El detector del dosímetro otorga una respuesta (R_ϕ), correspondiente al número de neutrones detectados (M) por unidad de fluencia (ϕ):

$$R_\phi = \frac{M}{\phi} \text{ [neutrones} \cdot \text{cm}^2\text{]}$$

Para traducir la respuesta del detector a unidades de dosis equivalente se usan factores de calibración (N_h). Los factores de calibración se obtienen usando un espectro conocido de referencia. Se define como la división entre el valor de la convolución de los factores de conversión y el espectro de referencia ($H^*(10)_{ref}$) y la respuesta del detector a este espectro (R_ϕ):

$$N_h = \frac{H^*(10)_{ref}}{R_\phi} \text{ [Sv]}$$

La dosis equivalente ambiental de referencia ($H^*(10)_{ref}$) se obtiene de la convolución de la curva de factores de conversión con un espectro conocido ($\phi_E(E)$):

$$H^*(10)_{ref} = \int_0^{E_{max}} h_\phi^*(E) \cdot \phi_E(E) \text{ [Sv]}$$

Para la realización de este proyecto se usa como espectro de referencia, el espectro de ^{252}Cf , para el cual $H^*(10)_{ref} = 385 \text{ pSv} \cdot \text{cm}^2$ [5].

La respuesta dosimétrica (r_ϕ) se obtiene multiplicando la respuesta del detector por el factor de calibración:

$$r_\phi = R_\phi \cdot N_h \quad [Sv \cdot cm^2]$$

De esta forma, midiendo la respuesta del detector para un rango de energía de neutrones y calculando el factor de calibración, se puede obtener una curva de respuesta dosimétrica ($r_\phi(E)$) en unidades de dosis equivalente para este rango de energías.

2.5. Zonas energéticas de los neutrones

La energía de los neutrones se puede dividir en distintas zonas en función del valor que toma. La consulta de fuentes proporciona clasificaciones distintas, no existe un criterio específico definido. Por lo tanto, se procede a definir el convenio usado en este texto.

- Zona térmica: energías entre 1 meV y 100 keV. Los neutrones pertenecientes a esta zona se llamarán neutrones térmicos.
- Zona de evaporación: energías entre 100 keV y 19,6 MeV. Los neutrones pertenecientes a esta zona se llamarán neutrones de evaporación.
- Zona de altas energías: energías mayores a 19,6 MeV. Los neutrones pertenecientes a esta zona se llamarán neutrones de altas energías o neutrones rápidos.
- Total: energías mayores a 1 meV. Incluye las tres zonas energéticas.

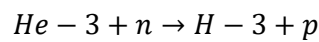
2.6. Estructura de un dosímetro ambiental de neutrones

Un dosímetro ambiental de neutrones consiste en un equipo que tiene como objetivo entregar la dosis de neutrones para la protección radiológica de las personas e instalaciones. Está formado por un detector de neutrones y un moderador. A este moderador se le pueden incluir otros elementos como un conversor y un atenuador. A continuación, se explican con mayor profundidad cada uno de estos componentes de un dosímetro ambiental de neutrones.

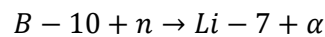
Detector gaseoso de neutrones térmicos

El detector gaseoso de neutrones es la parte principal del dosímetro. Se trata de un tubo metálico (mayormente aluminio o acero inoxidable) que contiene un gas (^3He o BF_3) a una determinada presión. Están diseñados para detectar los neutrones térmicos que llegan a él. El gas que contiene el detector interacciona con los neutrones y las partículas resultantes de la reacción viajan a lo largo del gas ionizándolo. Estos iones son colectados registrando un determinado pulso eléctrico proporcional a la carga del ion inicial. A continuación, se presentan las dos reacciones según el gas contenido en el detector.

- Gas ^3He : el Helio interacciona con un neutrón, liberando un protón y un átomo de Hidrógeno.



- Gas BF_3 : el Boro interacciona con un neutrón liberando una partícula α y un átomo de Litio.



Destacar dos partes del detector: la parte activa y la parte pasiva. El tubo contenedor del gas es la combinación de ambas partes. Pero a efectos prácticos, se supone todo el gas encerrado en un volumen, llamado parte activa, que corresponde con la parte central del tubo. El resto de cavidad se llama parte pasiva.

Moderador

El moderador se encarga, como bien dice su nombre, de moderar la energía de los neutrones que inciden en el detector, de tal forma que este sea capaz de contabilizar neutrones de energías mayores. El material usado es el polietileno. Cuanto más ancho es el moderador, neutrones de mayores energías podrán ser detectados. Este fenómeno se explicada de forma muy clara en la referencia [6].

Los dosímetros comerciales actuales se basan en formatos e estructuras de moderadores diseñados hace algunos años. A partir de esas estructuras, varían parámetros geométricos para adaptar sus necesidades. Los tres moderadores tipo más extendidos son los siguientes:

- » Andersson-Braun: geometría cilíndrica.
- » Leak counter: geometría esférica.
- » Hankins rem ball: geometría esférica.

Se localiza la atención en el moderador tipo Andersson-Braun, ya que es el más extendido y más utilizado por los dosímetros comerciales y es el tipo de moderador que se usa para el prototipo que ocupa este texto. Se diferencia entre dos versiones.

- Andersson-Braun: formado por un moderador de polietileno y un atenuador (en la izquierda en la Figura 2.2).
- Andersson-Braun extendido: se añade al moderador un conversor (en la derecha en la Figura 2.2).

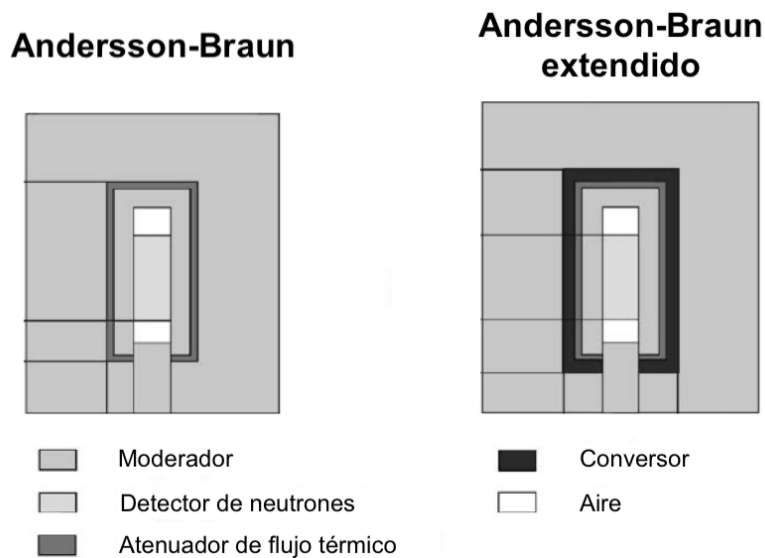


Figura 2.2. Moderador tipo Andersson-Braun (a la izquierda) y Andersson-Braun extendido (a la derecha). Inspirado en el esquema de la referencia [7].

Conversor

Se entiende como conversor, el material adicional añadido al moderador y formado por un metal pesado, típicamente plomo o tungsteno, para detectar neutrones con una energía superior a aproximadamente 10 MeV. Este efecto se consigue a través de los neutrones de evaporación producidos en reacciones de dispersión inelástica, que pueden ser moderados posteriormente por el polietileno y luego detectados por el detector. No se produce ningún efecto significativo en los neutrones con energía por debajo de aproximadamente 10 MeV, por lo que en este intervalo de energía la respuesta del monitor es la misma que la de los instrumentos moderadores convencionales.

Las reacciones de dispersión inelástica consisten en el choque de un neutrón con un núcleo. Este núcleo absorbe el neutrón para formar un compuesto y, posteriormente, se libera un neutrón con menor energía del que ha chocado con el núcleo (llamados neutrones de evaporación). De esta manera, se consigue que los neutrones de mayor energía sean contabilizados por el detector.

Atenuador de flujo térmico

La función del atenuador es reducir la sobreestimación en la zona térmica, es decir, reducir la respuesta en esta zona. Normalmente se usa goma borada o cadmio como material. No es conveniente recubrir el detector entero con una capa de atenuador, ya que, reduce demasiado la respuesta a esas energías. Por ejemplo, la mayoría de los dosímetros comerciales usan goma borada con agujeros para no cubrir toda el área.

2.7. Simulaciones Monte Carlo

Para realizar las simulaciones de este proyecto se han usado códigos basados en el método Monte Carlo. Esta es la descripción que se hace en [3]: “los algoritmos computacionales fundamentados en este método se basan en el muestreo aleatorio repetido para obtener resultados numéricos. Permiten una definición suave de los parámetros físicos durante el transporte de partículas para una mayor precisión en los resultados finales”. Existen diversos softwares que implementan este método, llamados códigos. Algunos ejemplos son: MCNP, Geant4 toolkit, FLUKA, Penelope (desarrollado por la UPC), etc. En el caso de este proyecto se usa la aplicación ParticleCounter basado en Geant4 toolkit.

Geant4 toolkit

Geant4 toolkit es un software para la simulación de la interacción de partículas con la materia desarrollada por el CERN (European Organization for Nuclear Research). Contiene un conjunto de librerías con los datos necesarios para realizar dichas simulaciones. Para mayor información sobre Geant4 consultar la referencia [8].

ParticleCounter

ParticleCounter es una aplicación desarrollada por el Grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC que usa las librerías de Geant4 para realizar simulaciones Monte Carlo .

Funciona usando ficheros ASCII, tanto para la entrada de datos como para la salida. Se debe entrar la geometría del dosímetro, la composición (materiales), el tipo de detector y las condiciones de la sala en un fichero llamado *input.tmp* y el tipo de partícula irradiada en *measurement.tmp*. La aplicación tiene implementados seis materiales distintos y nueve detectores comerciales.

Dispone de una interfaz gráfica (Figura 2.3) que permite comprobar la geometría que se va a simular, así como observar la interacción de las partículas con el dosímetro.

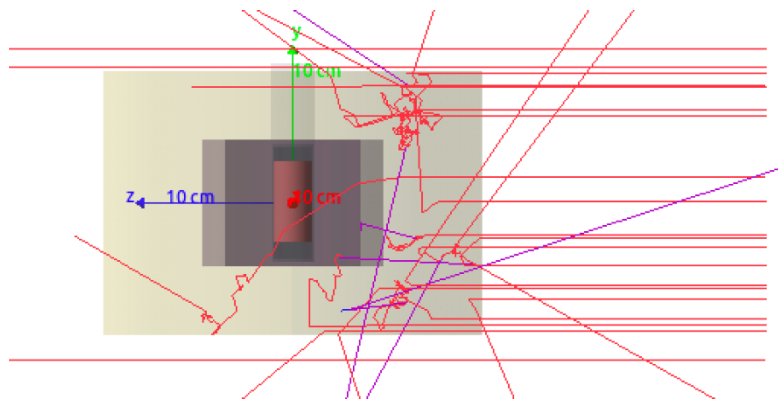


Figura 2.3. Interfaz gráfica del ParticleCounter que muestra la interacción de los neutrones (en rojo) con el dosímetro en una simulación.

2.8. Normativa aplicable

Se enuncian las principales normas aplicables en el campo de la dosimetría de neutrones.

- UNE-EN 61005:2017 [9] - Instrumentación de radioprotección. Medidores de dosis ambiente de neutrones equivalente (o de tasa de dosis equivalente). También vigente UNE-EN 61005:2009 [10].
- ISO 8529:2001 [5] - Radiaciones de neutrones de referencia (llega únicamente hasta 20 MeV).
 - Parte 1: Características y métodos de producción.
 - Parte 2: Fundamentos de calibración de los dispositivos de protección radiológica relacionados con las cantidades básicas que caracterizan el campo de radiación.
 - Parte 3: Calibración de dosímetros de área y personales y determinación de la respuesta en función de la energía y el ángulo de incidencia.

2.9. Efectos por ángulo de incidencia de la radiación en dosímetros de neutrones

Los dosímetros de neutrones presentan variaciones en su respuesta relativa al ángulo de incidencia de la radiación. Los requisitos de variación de la indicación con el ángulo de incidencia de la radiación son recogidos en la norma internacional IEC 61005 de acuerdo a [10]:

“La variación de la indicación del conjunto a la radiación que incide según cualquier ángulo de 0° a 90° con respecto a la dirección de calibración no debe exceder $\pm 25\%$.

La variación de la indicación del conjunto a la radiación que incide según cualquier ángulo de 90° a 180° y de -90° a -180° con respecto a la dirección de calibración debe ser indicada por el fabricante.

NOTA Esta norma se refiere a los conjuntos de detector con un amplio ángulo de aceptación y que tienen esencialmente simetría circular en un plano. La norma reconoce que hay limitaciones prácticas para alcanzar una respuesta uniforme en un ángulo sólido de 4π .”

Los efectos por ángulo de incidencia en la respuesta y su relación con los parámetros geométricos del detector, para dosímetros ambientales no extendidos, han sido estudiados por el grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC [11]. Para este estudio se ha considerado un detector térmico de 1” de diámetro y largo activo 5cm, rodeado de un moderador de polietileno de alta densidad de radio r y largo L . La respuesta calibrada del detector, R_{lat} , se define para un ángulo de incidencia perpendicular al eje de simetría, mientras que la respuesta a ángulos de $\pm 90^\circ$ respecto del ángulo de incidencia se designa como R_{tb} .

Una estimación de la respuesta total en fluencia del detector en un campo operacional cualquiera, viene dada por la respuesta ponderada por su área superficial:

$$R_W = \frac{(A_{lat} \cdot R_{lat} + 2 \cdot A_{tb} \cdot R_{tb})}{A_{lat} + 2 \cdot A_{tb}},$$

donde A_{lat} y A_{tb} son las áreas superficiales del manto y base del detector, respectivamente.

En función de lo anterior, los efectos por ángulo de incidencia en un campo operacional cualesquiera se estiman a partir del ratio de anisotropía (RA) definido por la ecuación:

$$RA = \frac{R_W}{R_{lat}}$$

A partir de simulaciones Monte Carlo, para un espectro de referencia del ^{252}Cf , se encontró una parametrización de la longitud del moderador en función del radio del moderador y el ratio de anisotropía:

$$L(r, RA) = 1,904 \cdot r + 53,965 \cdot RA^2 - 138,65 \cdot RA + 83,818 , \quad (\text{Ec. 1.1})$$

donde L y r son magnitudes en cm.

La parametrización de la longitud del moderador permite estudiar la relación entre la masa total en dosímetros cilíndricos y el ratio de anisotropía. Esta relación se presenta en la Figura 2.4, donde se muestran curvas de nivel para el ratio de anisotropía en el espacio de parámetros masa total versus radio del moderador. De esta figura se desprende que dosímetros con $RA > 1$ tienen a ser más ligeros que aquellos donde $RA < 1$. Tomando como referencia, en un campo operacional cualesquiera, una respuesta ideal con un ratio de anisotropía en torno a 1, la relación propuesta en la Ec. 1.1 puede ser utilizada para incorporar mejoras en la funcionalidad por peso del dosímetro a través de una optimización de sus parámetros geométricos.

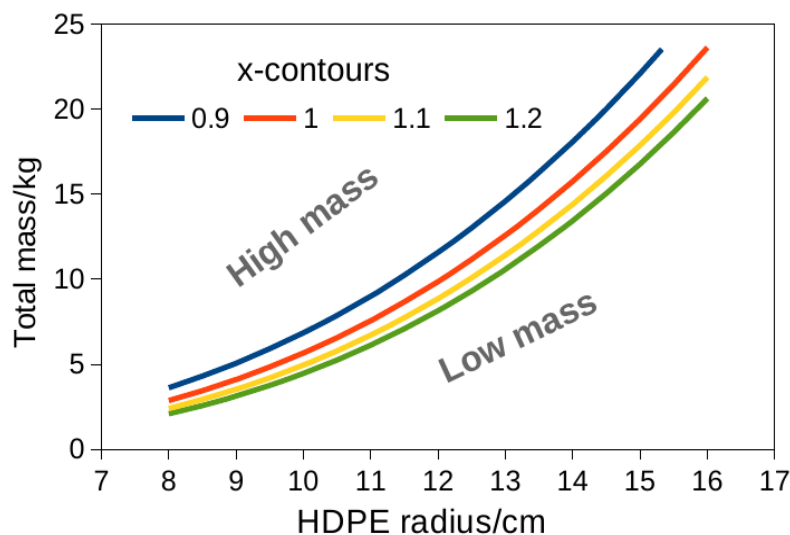


Figura 2.4. Masa total del dosímetro en función del radio del moderador (r) y del ratio de anisotropía (RA).

Fuente: [11].

3. Recopilación de parámetros geométricos de dosímetros comerciales

Para cumplir el objetivo principal del presente proyecto (diseño y construcción de prototipo de dosímetro) es necesario realizar múltiples simulaciones Monte Carlo para escoger la configuración geométrica que mejor ajusta la respuesta dosimétrica. Partiendo de infinidad de posibles geometrías, son necesarias también infinidad de simulaciones. Es por este motivo, que una acotación de los radios y longitudes de estudio puede ser de gran ayuda para optimizar en tiempo y recursos. Y para realizar esa acotación es útil conocer los parámetros geométricos de los dispositivos comerciales actuales.

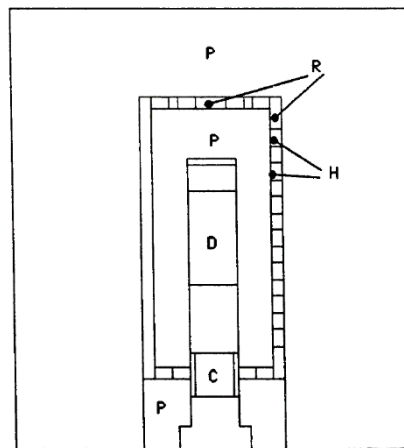
A continuación, se expone una recopilación de datos de equipos comerciales. Primeramente, se realizará una descripción breve de las características de cada uno de los equipos comerciales contemplados y, posteriormente, se presentará una comparativa entre los diversos equipos comerciales.

Cabe destacar que todos los datos aquí recogidos se han obtenido de artículos y fichas técnicas elaboradas por los diseñadores y fabricantes de los diversos equipos, o bien, de artículos de ensayos realizados por profesores e investigadores de universidades y centros de investigación. Junto al nombre del equipo estudiado se indican las fuentes consultadas.

3.1. Breve descripción de los equipos comerciales

SNOOPY (Tracerlab model NP-1) [12][13]

Formado por un moderador cilíndrico tipo Andersson-Braun. Está constituido por un detector BF_3 de 2,5 cm de diámetro y 5,1 cm de longitud activa; un cilindro de polietileno de 1,9 cm de ancho; una capa de goma borada de 0,6 cm de espesor y un cilindro externo de polietileno de 7 cm de ancho. Se puede revisar esta disposición en la Figura 3.1.



Longitudinal cross section of the Tracerlab NP-1 neutron monitor SNOOPY. P: polyethylene; R: boron doped synthetic rubber; H: holes; D: detector; C: connectors.

Figura 3.1. Sección longitudinal del equipo SNOOPY. Fuente:[12].

Este dispositivo está capacitado para ofrecer una respuesta precisa para neutrones de energías hasta 14 MeV, por lo tanto, cubre la zona térmica y gran parte de la zona de evaporación. En cambio, al no disponer de conversor, no es un equipo preciso para la zona de altas energías.

LINUS (Long Interval NeUtron Survey-meter) [13][14]

El equipo LINUS es una evolución del modelo SNOOPY. Está formado por un moderador cilíndrico tipo Andersson-Braun extendido, de esta manera, mejora su respuesta a energías más elevadas (hasta algunos centenares de MeV). Consta de un detector BF_3 de 2,5 cm de diámetro y 5,1 cm de longitud activa; un cilindro de polietileno de ancho 1,9 cm; un conversor de plomo de 1 cm de espesor; una capa de goma borada de 0,6 cm de espesor y un cilindro externo de polietileno de 7 cm de ancho. Se puede observar la evolución de un dispositivo al otro, así como su distribución, en la Figura 3.2.

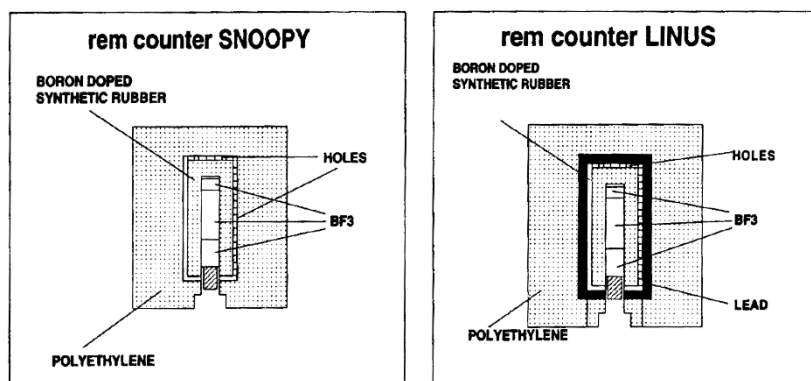


Figura 3.2. Comparación secciones longitudinales dispositivos SNOOPY y LINUS. Fuente: [13].

WENDI-II (Wide Energy Neutron Detection Instrument) [15][16][17]

El dispositivo WENDI-II es ampliamente utilizado en la actualidad. Se trata de un equipo muy parecido al modelo LINUS en su estructura interna, al estar formado también por un moderador tipo Andersson-Braun extendido. En este caso, la composición es la siguiente: detector ^3He de 2,54 cm de diámetro, 5,13 cm de longitud activa y 8,78 cm de largo máximo (modelo 252180 de la empresa LND); moderador cilíndrico de polietileno de 22,86 cm de diámetro y una capa de polvo de tungsteno insertado en el moderador de 1,5 cm de espesor. Esta estructura es claramente distinguible en la Figura 3.3.

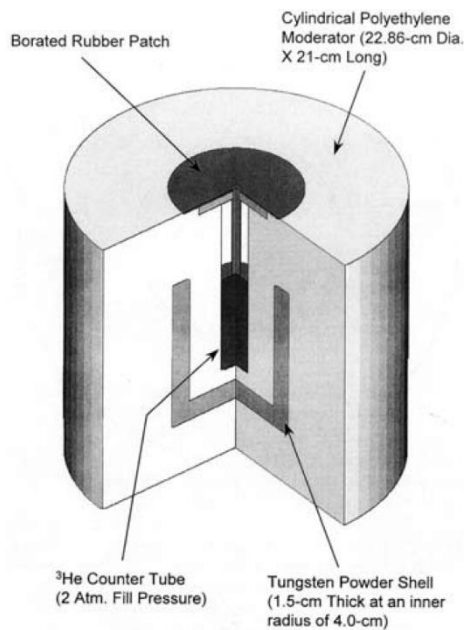


Figura 3.3. Sección longitudinal equipo WENDI-II. Fuente: [17].

El equipo WENDI-II puede ser usado tanto para la zona térmica como de evaporación, así como, también en la región de altas energías. El dispositivo ajusta de forma precisa la respuesta entre los 25 meV i los 5 GeV, siendo el equipo con el mayor rango de energías de uso analizado. Este equipo tiene un peso de 13,5 kg y es Comercializado por Thermo Fisher Scientific Inc.

Studsvik 2202D-2222A [18][19][20]

Este equipo presenta una geometría peculiar, tal como se puede observar en la Figura 3.4, el cuerpo del dosímetro es cilíndrico, pero uno de los extremos insinúa una semiesfera. La composición es la siguiente: detector, cilindro de polietileno, capa de goma borada y cilindro externo de polietileno. Existen dos modelos, uno más antiguo compuesto por un detector de BF_3 (2202D) y otro más moderno con un detectores de ^3He o BF_3 (2222A).

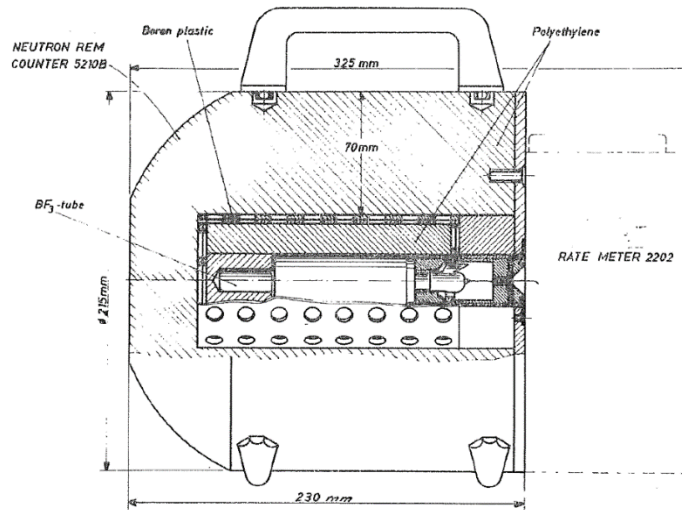


Figura 3.4. Sección longitudinal equipo Studsvik 2202D. Fuente: [20].

El peso del equipo es de 10,5 kg incluyendo baterías para ambos modelos. Es comercializado por KWD Nuclear Instruments AB.

LUPIN [21][22][23][24]

Este modelo presenta diferencias significativas con el resto de modelos presentados hasta el momento en su estructura interna y sobretodo en los parámetros geométricos. Tanto el diámetro como la longitud de este equipo son notablemente mayores a los otros equipos objeto de estudio. Esta es la composición: detector BF_3 de 25 mm de diámetro y 150 mm de longitud activa (modelo BF3-15EB20/25-SHV de la empresa Centronic); recubrimiento de aluminio de 1,5 mm de espesor; moderador cilíndrico de polietileno de 25 cm de diámetro. Este moderador presenta incrustaciones de cadmio que actúan como atenuadores e injertos de plomo de 1 cm de ancho que cumplen la función de conversor, con un peso total de 18 kg. Para una mejor comprensión revisar la Figura 3.5.

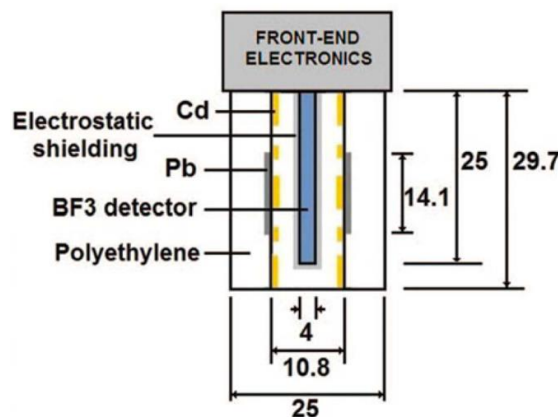


Figura 3.5. Sección longitudinal LUPIN cilíndrico. Fuente: [23].

Este equipo tiene sensibilidad tanto para las regiones térmica y de evaporación como para la región de altas energías. Es comercializado por ELSE NUCLEAR S.r.l.

Victoreen Model 190 [25]

Se trata de un modelo con moderador tipo Andersson-Braun de medidas exteriores 24,13 cm de diámetro y 21,59 cm de longitud. Su peso total es de 9,52 kg, incluyendo la parte electrónica.

3.2. Comparativa de los equipos comerciales

A continuación, se presentan los datos arriba descritos en una tabla comparativa y, posteriormente, en gráficos que permiten un mayor estudio de estos datos.

En la Tabla 3.1 se encuentran nueve datos para cada uno de los equipos. Tanto para el radio como para la longitud se destacan tres caracterizaciones distintas:

- Real: medida externa del moderador.
- Efectivo/a: medida externa del moderador restando el conversor y/o atenuador.
- Sin detector: medida externa del moderador restando el conversor y/o atenuador y el detector.

También se reporta el radio del detector, la masa y el rango de energía en el que operan. En algunos casos no se han podido obtener los datos, dejando ese espacio vacío.

Equipo	Radio moderador [cm]			Longitud moderador [cm]			Diámetro detector [mm]	L activa detector [mm]	Masa [kg]	Rango de energía
	Real	Efectivo	Sin detector	Real	Efectiva	Sin detector				
SNOOPY	10,9	10,2	9	23,9	23,3	23,3	25	51	-	1 meV a 14 MeV
LINUS	11,9	10,2	9	24,9	23,3	23,3	25	51	-	1 meV a >100 MeV
WENDI-II	11,4	9,9	8,6	21	19,5	19,5	25,4	51,3	13,5	25 meV a 5 GeV
Studsvik	10,8	-	-	23	-	-	-	-	10,5	2,5 meV a 17 MeV
LUPIN	12,5	11,35	9,5	29,7	29,6	29,6	25	150	18	1 meV a 5 GeV
Victoreen	10,8	-	-	24,1	-	-	-	-	9,52	-

Tabla 3.1. Recopilación de datos de los diversos equipos comerciales.

Los datos geométricos recogidos en la Tabla 3.1 pueden ser graficados en el espacio de parámetros r-L para obtener el rango de radios y longitudes que ocupan los dosímetros comerciales. Si se le añade las curvas r-L definidas en el apartado 2.9, se obtiene también una idea de la anisotropía de los equipos, así como de la masa de los mismos. De esta forma, se puede definir un área de parámetros en el que se encuentren delimitados los equipos comerciales.

En la Figura 3.6-a se representan los equipos comerciales según su radio y longitud reales, con las curvas r-L para distintos valores de RA. Por el contrario, en la Figura 3.6-b se presentan los valores de radio y longitud efectivos. En este caso, los equipos SNOOPY y LINUS coinciden en las medidas y de los modelos Studsvik y Victoreen no se dispone de datos.

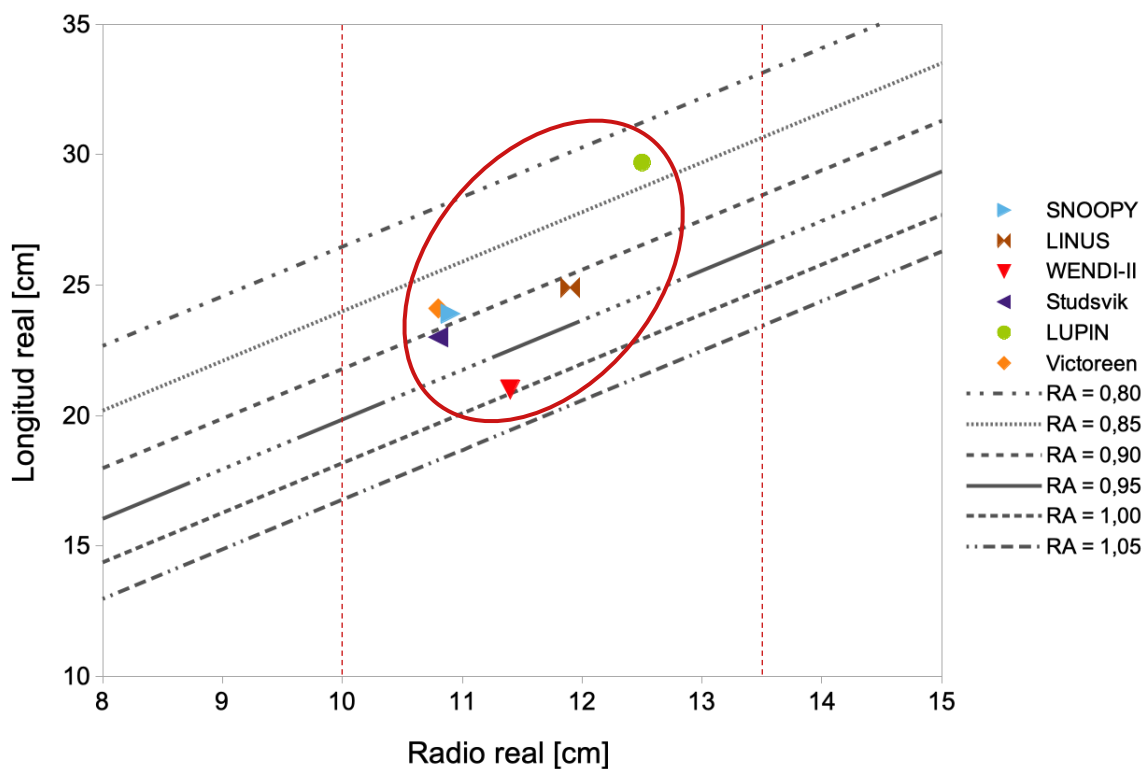


Figura 3.6-a. Representación de medidas reales de los equipos comerciales respecto las curvas r-L.

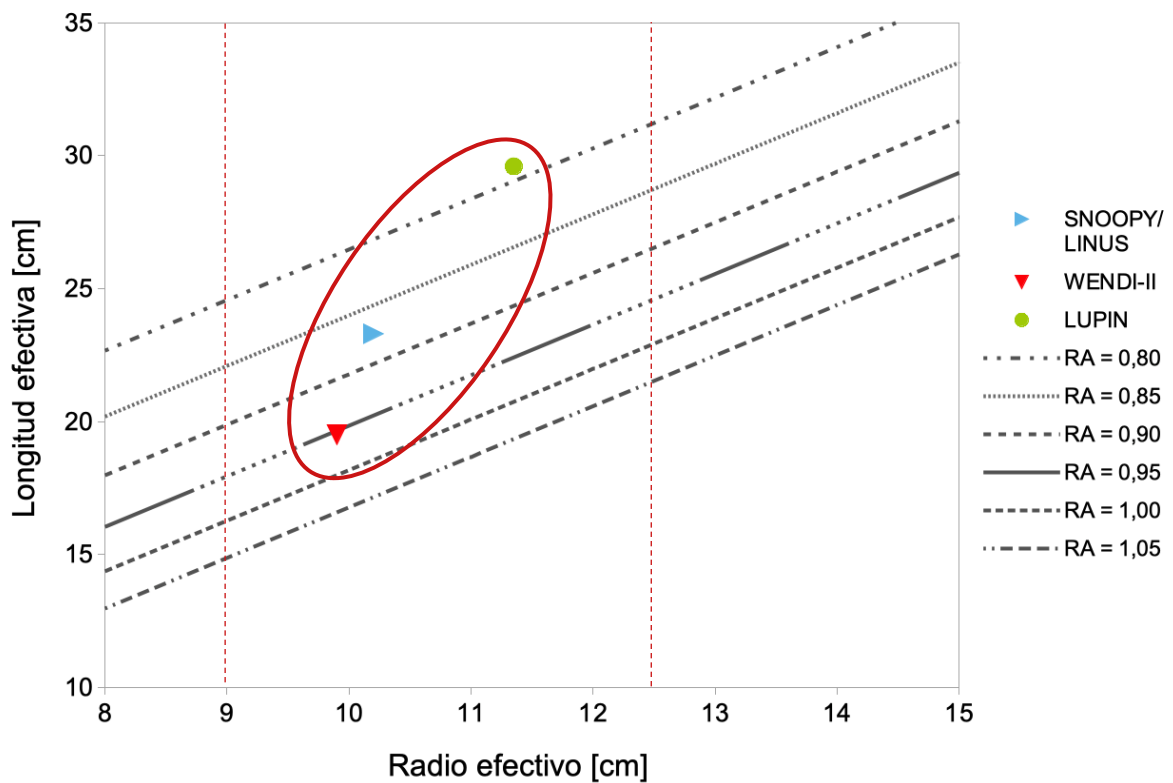


Figura 3.6-b. Representación de medidas efectivas de los equipos comerciales respecto las curvas r-L.

De los gráficos, podemos concluir que los equipos comerciales tienden a convergir en un área de parámetros. En las medidas reales, dicha área está definida por un rango de radio real entre 10 cm y 13,5 cm y RA de entre 0,80 y 1,00. En el caso de las medidas efectivas, el rango de radio efectivo es entre 9 cm y 12,5 cm, mientras que el RA se sitúa en valores entre 0,80 y 0,95.

También se observa que los equipos extendidos, como LUPIN, LINUS o WENDI-II, tienen unos radios reales mayores. Se podría definir un rango propio de entre 11,0 cm y 13,5 cm. Estos valores sirven de referencia para realizar las posteriores simulaciones.

Finalmente, según lo observado en estos gráficos, los equipos comerciales presentan ratios de anisotropía igual o menores a 1 en todos los casos. Relacionándolo con la masa, indica que son dispositivos pesados, ya que existen relaciones r-L que aportan menor masa. Una estrategia para el diseño del prototipo es, entonces, tomar ratios mayores a 1,0 para intentar optimizar la masa.

4. Diseño conceptual del dosímetro

En este capítulo se explican las etapas para llegar a la geometría final que toma del prototipo.

En un primer punto, se exponen las cuestiones previas que condicionan el diseño y los parámetros que se han tenido en cuenta. En segundo lugar, se explica el proceso de optimización y las estrategias que se han tomado. Finalmente, se presentan los resultados de este proceso y la selección de la configuración.

4.1. Consideraciones previas y definición de los parámetros

Los objetivos durante la selección de la configuración son básicamente dos: obtener un prototipo que aporte una buena estimación de la dosis equivalente ambiental y que sea lo más ligero posible.

Para la configuración del prototipo se parte de una limitación: en el Laboratorio de Instrumentación Nuclear (LIN) se dispone de un detector térmico de neutrones cilíndrico de 2,54 cm de diámetro, 5,13 cm de longitud activa y 8,78 cm de longitud máxima (para más información acerca del detector usado ver apartado 5.1.3). Se observa que este detector coincide en medidas con el que usa el equipo comercial WENDI-II. Para ajustarse al detector disponible, el moderador del prototipo debe ser cilíndrico y se debe adaptar la cavidad para alojarlo. En concreto, para un detector de este diámetro se usa una cavidad de 2,75 cm de diámetro.

A continuación, se procede a describir los parámetros geométricos que entran en juego en la optimización y el rango de valores que pueden tomar. En la Figura 4.1, se muestra un dibujo esquemático del moderador. En **negrita** se señalan las partes que conforman el moderador y en *cursiva* los parámetros que se describen a continuación.

- **Radio moderador:** es un parámetro a optimizar. Valores entre 11-13,5 cm. Llamado simplemente 'Radio' a lo largo del texto.
- **Longitud moderador:** seleccionando un ratio de anisotropía (RA), queda definida para cada uno de los radios y anchos de plomo usando la curva r-L (ver apartado 2.9). Se toman RA de 1,1 y 0,9. A partir de ahora se llamará simplemente 'Longitud'.
- **Radio interior plomo:** es una variable a optimizar. Entre 4-7 cm.
- **Ancho de plomo:** es un parámetro a optimizar. Se simulan anchos entre 0,2-2 cm.
- **Longitud plomo:** se ha determinado como un valor fijo de 8cm porque cubre la zona activa y pasiva del detector (7,46 cm).
- **Posición detector:** se decide fijar centrado en el moderador, manteniendo la simetría axial.
- **Cavidad detector:** definida para alojar el detector. 2,75 cm de diámetro.
- **Masa teórica aproximada** (calculada en el proceso de simulación según la densidad teórica): menor a 16 kg. Parámetro a optimizar. De ahora en adelante simplemente 'Masa'.

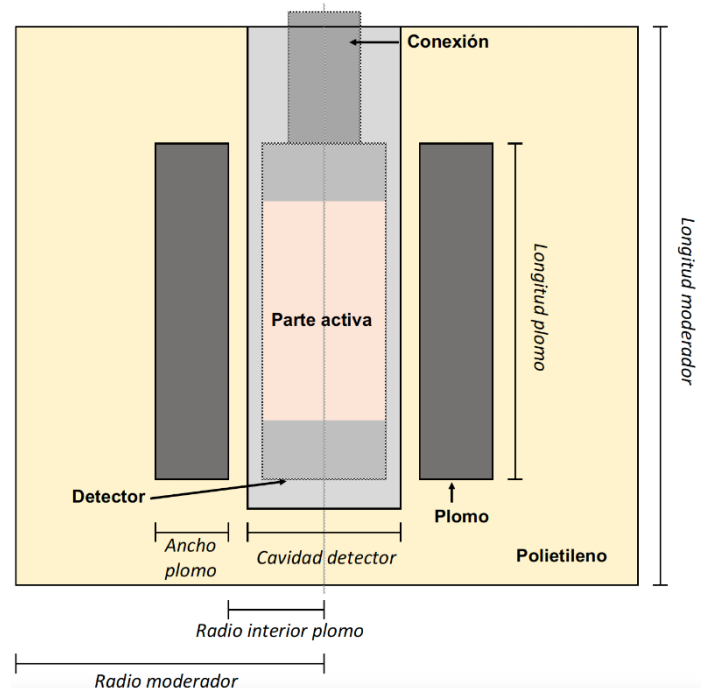


Figura 4.1. Dibujo esquemático del moderador.

En negrita las partes que conforman su estructura y en cursiva los parámetros que definen su geometría.

En resumen, quedan cuatro parámetros a optimizar: Radio, Radio interior plomo, Ancho plomo y Masa.

4.2. Proceso de optimización

Para seleccionar esa configuración que mejor responde a los objetivos determinados, es necesario un proceso de optimización. Dicho proceso se efectuará mediante la realización de simulaciones Monte Carlo (ver apartado 2.7) para calcular la respuesta de las configuraciones ante una fuente de neutrones. El proceso consta de dos etapas:

Etapa 1: se parte de todas las configuraciones posibles de combinar las tres variables a optimizar (estas pueden tomar los valores de la Tabla 4.1) y se obtiene un candidato para cada uno de los radios (en total seis).

Radio moderador [cm]	11	11,5	12	12,5	13	13,5						
Radio interior plomo [cm]	4,0	4,3	4,6	4,9	5,2	5,5	5,8	6,1	6,4	6,7	7	
Ancho plomo [cm]	0,2	0,4	0,6	0,8	1	1,2	1,4	1,6	1,8	2		

Tabla 4.1. Posibles valores de los parámetros a optimizar.

Etapa 2: se parte de los seis candidatos de la etapa 1 y se obtiene la configuración geométrica que mejor responde a las expectativas.

4.2.1. Etapa 1

En esta primera etapa se basa la toma de decisiones en la semejanza de la respuesta dosimétrica de las configuraciones con los factores de conversión para el $H^*(10)$. Esto supone un gran número de simulaciones, debido al elevado número de configuraciones posibles derivadas de la combinación de los parámetros. Por ese motivo, se decide dividir la curva de los factores de conversión en siete zonas, esas que siguen una misma tendencia. A cada una de estas zonas se les llama bins y conforman una región entre dos energías. Para cada uno de estos bins, se calcula el valor medio de los factores de conversión. De esta forma, únicamente se debe simular la respuesta dosimétrica promedio de las configuraciones para siete bins y compararla con el valor medio de los factores de conversión en esos bins.

En la Tabla 4.2 se muestran las regiones de energía que limitan los siete bins y el valor que toman los factores de conversión para el $H^*(10)$ en cada uno ($h^*(10)_{bin}$).

	Bin 1	Bin 2	Bin 3	Bin 4	Bin 5	Bin 6	Bin 7
E_{min} [MeV]	1,00E-09	5,00E-07	0,005	1,2	6	20	150
E_{max} [MeV]	5,00E-07	0,005	1,2	6	20	150	201
$h^*(10)_{bin}$ [pSv-cm²]	13,06	7,91	307,13	410,9	496,46	341,76	250,77

Tabla 4.2. Bins de energía y valor de los factores de conversión en ellos.

En la Figura 4.2 se observa la curva de los factores de conversión (en rojo) y las divisiones que se han realizado según la tendencia de la curva (en negro). En azul se representa los valores que toman los factores de conversión en cada uno de los bins, que corresponde al valor medio.

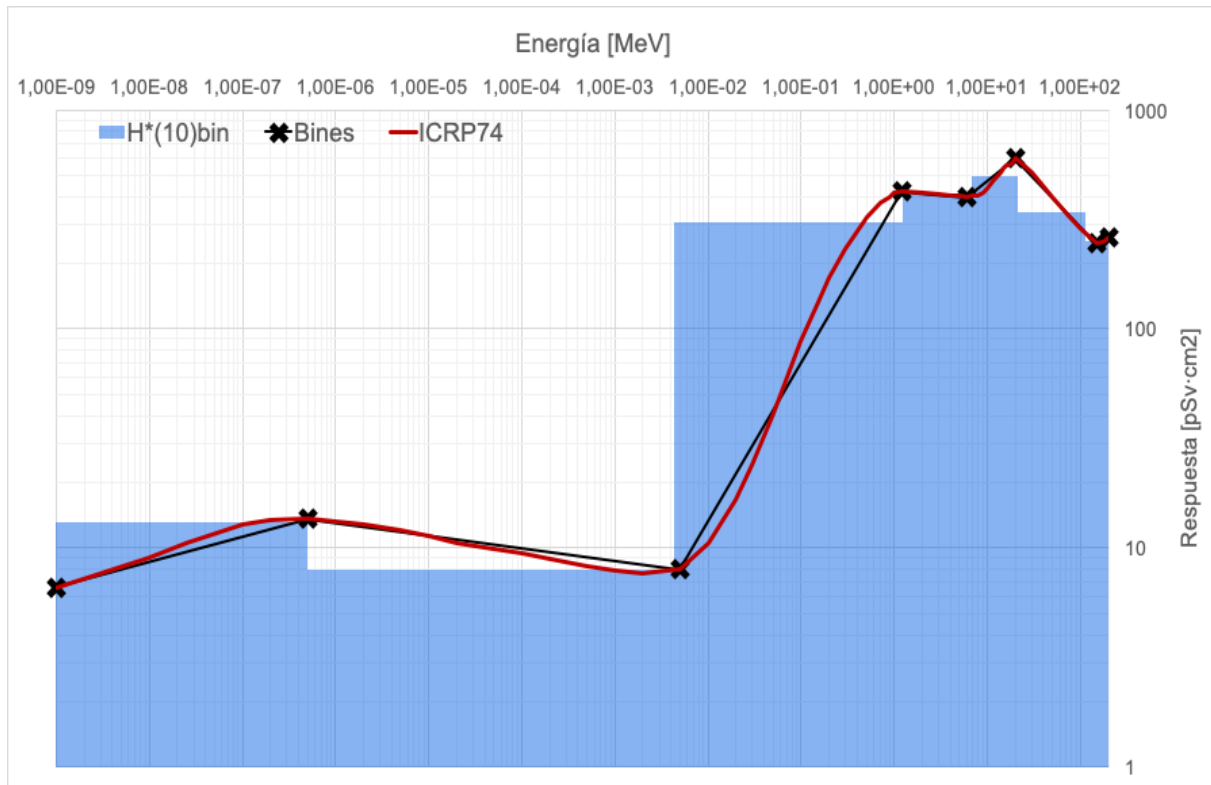


Figura 4.2. Curva de factores de conversión (rojo), división en bins (negro) y promedio de los factores de conversión en cada bin (azul).

Los bins de mayor relevancia para el prototipo, son los de energías más altas. Por ese motivo, se usa únicamente los bins 5, 6 y 7 para las simulaciones. Se plantea como hipótesis que estos tres bins serán suficientes para escoger candidatos que presenten una buena respuesta.

Una vez realizadas las simulaciones y obtenidas la respuestas dosimétricas de las configuraciones para cada bin (R_{bin}), es necesario compararlas con los valores de los factores de conversión en ese bin ($h^*(10)_{bin}$). Para realizar dicho análisis se usan dos indicadores.

- Error relativo: $Er = 1 - \left(\frac{R_{bin}}{h^*_{bin}(10)} \right)$
- Diferencias pesadas: $W_{i,j,k} = \frac{\sum_{bin}^{i,j,k} (Er \cdot h^*_{bin}(10))}{\sum_{bin}^{i,j,k} h^*_{bin}(10)}$

En la Tabla 4.3, se muestra el ejemplo de una configuración para la que se han calculado estos indicadores a partir de la respuesta dosimétrica obtenida de las simulaciones. Estos cálculos se realizan para cada una de las configuraciones.

	Bin 5	Bin 6	Bin 7
E_{min} [MeV]	6	20	150
E_{max} [MeV]	20	150	201
h*(10)_{bin} [pSv·cm²]	496,46	341,76	250,77
R_{bin} [pSv·cm²]	241,38	86,25	70,70
E_r	0,5138	0,7476	0,7178
W_{6,7}	-	0,7350	
W_{5,6,7}	0,6341		

Tabla 4.3. Ejemplo de cálculo de los indicadores.

(Configuración: radio moderador 11,0 cm; radio interior plomo 4,0 cm y ancho plomo 0,2 cm.)

Una vez calculados estos indicadores, se realiza una selección de las configuraciones (*sorting*). Este *sorting* se lleva a cabo mediante una rutina proporcionada por el Grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC (se puede consultar la rutina en el Anexo A). En dicha rutina, se seleccionan los valores para los que se quiere sortear los datos y devuelve esos casos que cumplen con lo establecido. Se buscan errores relativos y diferencias pesadas no mayores al 30% y la menor masa posible. De este *sorting*, deben surgir las seis configuraciones candidatas (una para cada radio) que serán analizadas en la etapa 2.

4.2.2. Etapa 2

En esta segunda etapa se parte de únicamente seis configuraciones y se debe llegar a la geometría que toma el prototipo final.

En este caso, se simula la respuesta dosimétrica usando 60 puntos monoenergéticos de acuerdo a los puntos energéticos que definen los factores de conversión e incluyendo puntos representativos de energías mayores. Estos 60 puntos se encuentran en el rango de 1 meV a 1 GeV. Se pueden consultar los puntos usados en el Anexo B.

Las respuestas dosimétricas obtenidas de estas simulaciones se comparan con los factores de conversión, pero esta comparativa no aporta toda la información relevante. Es físicamente imposible que el dosímetro reproduzca la curva de los factores de conversión en la zona de altas energías, por lo tanto, se debe analizar el comportamiento frente a campos operacionales.

Es preciso comparar la dosis equivalente ambiental ($H^*(10)$) que proporciona el dosímetro frente a estos campos y las dosis de referencia. De esta forma se comprobará si el dosímetro ajusta correctamente.

Para este propósito se usan espectros de fluencia para una instalación de protonterapia. Se escoge este tipo de instalaciones por qué es uno de los posibles usos que se le quiere dar al prototipo. La energía de los neutrones secundarios producidos en protonterapia varía en función de la energía de la fuente de protones y de la posición en que esté situado el paciente respecto a la boquilla de dicha fuente. Por tanto, se obtienen también espectros de fluencia distintos. En este caso, se usan espectros proporcionados en el artículo [26]. Son 12 los espectros usados: para 3 energías de la fuente (75 MeV, 200 MeV y 118 MeV con range-shifter*) y 4 posiciones (0° , 45° , 90° y 135°). En la Figura 4.3 se muestra como ejemplo uno de los gráficos digitalizados. Muestra los espectros de 75 MeV para las 4 posiciones. Se pueden consultar los espectros en el Anexo C.

*range-shifter: dispositivo que reduce la profundidad del foco incidente. No tiene afectación alguna en los cálculos realizados en este texto.

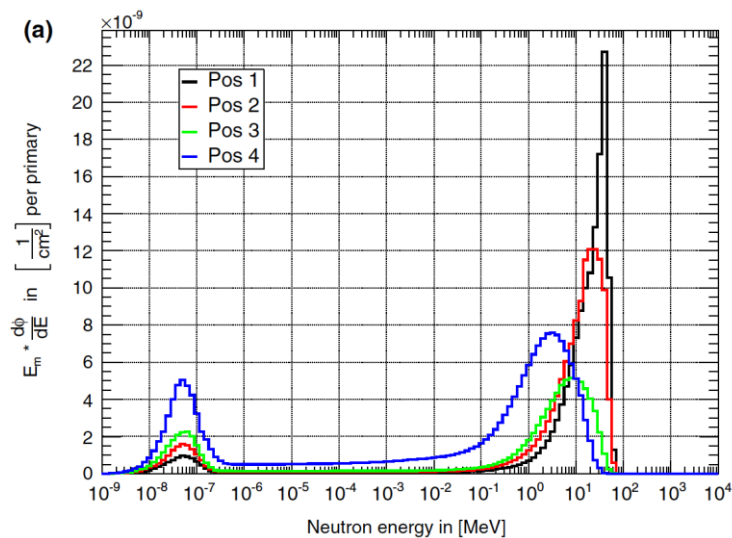


Figura 4.3. Gráfico digitalizado para obtener el espectro de fluencia para una fuente de protones de 75 MeV en cuatro posiciones distintas (Pos 1 - 0° , Pos 2 - 45° , Pos 3 - 90° , Pos 4 - 135°). Fuente: [26].

De ese mismo artículo se extraen las dosis equivalentes ambientales de referencia ($H^*(10)_{ref}$) para cada uno de los espectros y para tres rangos de energía. De esta forma se obtienen tres valores de $H^*(10)$ para cada uno de los espectros: $H^*(10)$ de evaporación, $H^*(10)$ de altas energías y $H^*(10)$ total, referentes a las zonas energéticas descritas en el apartado 2.5.

Estos $H^*(10)_{ref}$ deben ser comparados con la dosis equivalente ambiental obtenida de convolucionar la respuesta dosimétrica (R_{dosim}) con los espectros de fluencia ($\phi(E)$):

$$H^*_{dosim} = \int_{E_{min}}^{E_{max}} R_{dosim} \cdot \phi(E) \cdot dE \quad [uSv \cdot Gy^{-1}]$$

Los espectros de fluencia han sido obtenidos mediante la digitalización de gráficos, método que puede acumular errores. Por esta razón, se convolucionan los espectros digitalizados ($\phi(E)$) con los factores de conversión ($h^*(E)$):

$$H^*_{dosim} = \int_{E_{min}}^{E_{max}} h^*(E) \cdot \phi(E) \cdot dE \quad [uSv \cdot Gy^{-1}]$$

Nota: las convoluciones se llevan a cabo con una rutina de convolución proporcionada por el Grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC. Esta rutina se puede consultar en el Anexo A.

Se comprueba si el resultado coincide con los $H^*(10)_{ref}$ extraídos del artículo (deberían coincidir). Resulta una diferencia de aproximadamente del 10%, lo que ratifica que los espectros obtenidos son una buena aproximación pero que es mejor usar los $H^*(10)_{conv}$ en la comparación con los $H^*(10)_{dosim}$ y no arrastrar el error. En la Tabla 4.4 se presentan los $H^*(10)_{conv}$ obtenidos.

Energía protones	Posición	$H^*(10)_{ref}$ evaporación [uSv/Gy]	$H^*(10)_{ref}$ altas energías [uSv/Gy]	$H^*(10)_{ref}$ total [uSv/Gy]
75 MeV	0°	0,2945	0,2017	0,5067
75 MeV	45°	0,2521	0,1379	0,3993
75 MeV	90°	0,2316	0,0266	0,2669
75 MeV	135°	0,3557	0,0075	0,3757
200 MeV	0°	12,9373	10,6355	23,8933
200 MeV	45°	6,9279	4,346	11,495
200 MeV	90°	4,2317	0,9734	5,3705
200 MeV	135°	3,7161	0,2393	4,1267
118 MeV - RS	0°	1,4531	0,8934	2,3944
118 MeV - RS	45°	1,5364	1,1846	2,766
118 MeV - RS	90°	0,9405	0,2107	1,1869
118 MeV - RS	135°	1,1608	0,0654	1,2665

Tabla 4.4. Valores $H^*(10)_{conv}$ obtenidos de la convolución de los factores de conversión con los espectros de la instalación de protonterapia.

Para realizar este análisis se definen de nuevo dos indicadores que permiten visualizar más claramente las diferencias existentes entre la dosis prevista y la devuelta por el dosímetro.

$$Ratio = \frac{H_{dosim}^*(10)}{H_{conv}^*(10)} \quad Error\ cuadrático = \{H_{dosim}^*(10) - H_{conv}^*(10)\}^2 \quad [\mu Sv \cdot Gy^{-1}]^2$$

En las Tablas 4.5 y 4.6 se muestra un ejemplo de cálculo del ratio y los errores cuadráticos, respectivamente, para una configuración (radio moderador 11,0 cm; radio interior plomo 4,3 cm y ancho plomo 1,4 cm). También se calcula el *Ratio medio* y la *Suma de los errores cuadráticos*. Con el resto de configuraciones se procede de igual forma.

Energía protones	Posición	H*(10)ref evaporación	H*(10)ref altas energías	H*(10)ref total
75 MeV	0°	0,95	0,42	0,83
75 MeV	45°	0,91	0,41	0,83
75 MeV	90°	0,94	0,39	1,03
75 MeV	135°	0,98	0,37	1,12
200 MeV	0°	0,96	0,61	0,86
200 MeV	45°	0,97	0,55	0,90
200 MeV	90°	0,96	0,44	1,01
200 MeV	135°	1,00	0,39	1,14
118 MeV - RS	0°	1,00	0,49	0,92
118 MeV - RS	45°	0,90	0,45	0,78
118 MeV - RS	90°	0,95	0,43	0,99
118 MeV - RS	135°	0,97	0,39	1,09
Ratio medio		0,96	0,45	0,96

Tabla 4.5. Cálculo ratios para una configuración. Adimensional.

Energía protones	Posición	H*(10)ref evaporación	H*(10)ref altas energías	H*(10)ref total
75 MeV	0°	0,0002	0,0137	0,0072
75 MeV	45°	0,0005	0,0066	0,0044
75 MeV	90°	0,0002	0,0003	0,0001
75 MeV	135°	0,0001	0,0000	0,0020
200 MeV	0°	0,2456	17,4323	10,5313
200 MeV	45°	0,0443	3,8636	1,4441
200 MeV	90°	0,0223	0,2934	0,0052
200 MeV	135°	0,0002	0,0212	0,3522
118 MeV - RS	0°	0,0000	0,2038	0,0397
118 MeV - RS	45°	0,0256	0,4322	0,3760
118 MeV - RS	90°	0,0026	0,0146	0,0000
118 MeV - RS	135°	0,0009	0,0016	0,0144
Suma de errores cuadráticos		0,3425	22,2832	12,7765

Tabla 4.6. Cálculo errores cuadráticos. Unidades: $[\mu Sv \cdot Gy^{-1}]^2$.

Analizando los parámetros *Ratio medio* y *Suma de errores cuadráticos* de las seis configuraciones, mediante tablas y gráficos, y teniendo en cuenta la masa de cada una de ellas, se selecciona a la configuración que mejor ajusta la respuesta.

4.3. Resultados

En la etapa 1 se realizan dos simulaciones 1a y 1b. En la primera se simulan un total de 528 configuraciones distintas para el rango de parámetros definido en el apartado 4.2, y en la segunda 284. La diferencia entre ambas simulaciones es el ratio de anisotropía (RA). Para la simulación 1a es de 1,1 y para la 1b de 0,9. Este ratio hace variar la relación r-L (ver apartado 2.9). Para la simulación 1a se procesan entre 2 y 4 millones de eventos, mientras que para la 1b se procesan 1,5 millones. En ambos casos esta estadística resulta significativa.

De estas simulaciones y su posterior análisis (descrito en el apartado 4.2.1) resultan seis configuraciones candidatas, una para cada radio simulado. En la Tabla 4.7 se muestran los parámetros geométricos que definen estas configuraciones, así como el número de eventos lanzados en sus simulaciones.

Configuración	Radio [cm]	Radio interior plomo [cm]	Ancho plomo [cm]	Nº eventos lanzados
radio_110	11	4,3	1,4	2 M
radio_115	11,5	4,3	1,4	2 M
radio_120	12	4,3	1,4	2 M
radio_125	12,5	4,0	1,6	2 M
radio_130	13	4,0	1,4	2 M
radio_135	13,5	4,0	1,2	3 M

Tabla 4.7. Configuraciones candidatas en la etapa 2.

En la Figura 4.4-a se presentan las curvas de respuesta de las configuraciones candidatas juntamente con la curva de los factores de conversión. Se observa que, a mayor radio, la respuesta es mayor para la zona de altas energías y que la tendencia se invierte en la zona térmica. Este comportamiento es totalmente lógico, ya que, a mayor moderador, los neutrones de altas energías llegan más fácilmente al detector, mientras que los de energías más bajas no. En la Figura 4.4-b se muestra en escala lineal de energías para mejor observación de este fenómeno en la zona de altas energías.

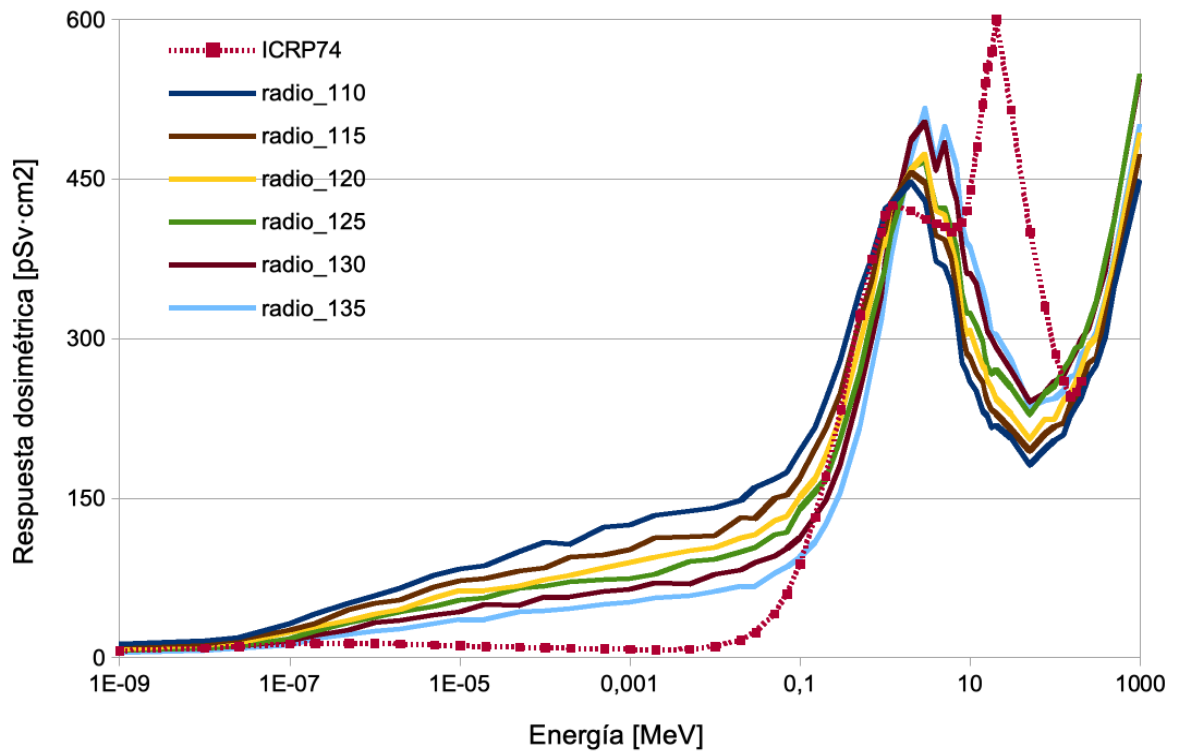


Figura 4.4-a. Curvas de respuesta dosimétrica de las seis configuraciones candidatas y curva de los factores de conversión (ICRP74). Escala logarítmica de energía.

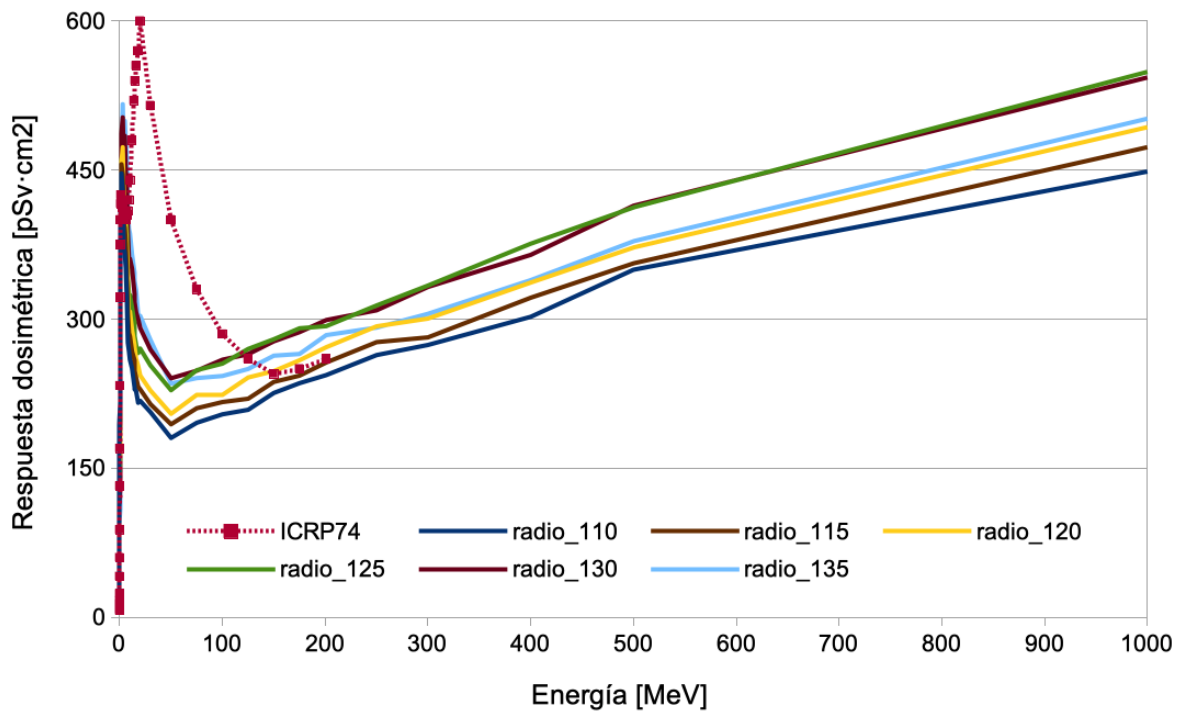


Figura 4.4-b. Curvas de respuesta dosimétrica de las seis configuraciones candidatas y curva de los factores de conversión (ICRP74). Escala lineal de energía.

La Figura 4.5 muestra la evolución a la baja de la suma de errores cuadráticos a medida que se incrementa el radio, sobre todo para la zona de altas energías, esa de más interés para el propósito de este proyecto. De este gráfico se interpretan como buenas soluciones las configuraciones de radio 12,0 cm, 12,5 cm y 13,0 cm.

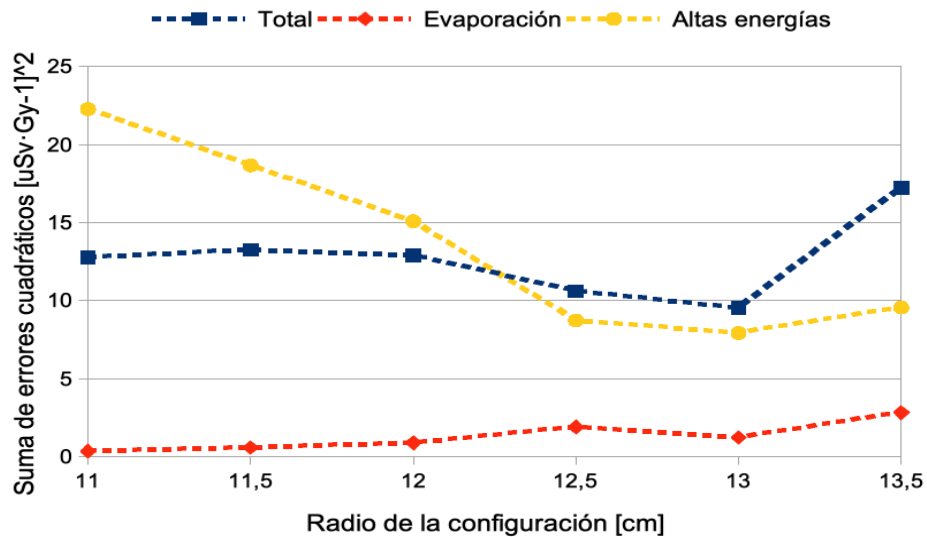


Figura 4.5. Suma de errores cuadráticos en cada zona energética y para cada una de las configuraciones candidatas.

En la Figura 4.6 se muestran los ratios medios. No es muy aparente ninguna conclusión, pero se entrevé un peor comportamiento en la zona de altas energías de las configuraciones de radios menores (11,0 cm y 11,5 cm). Entre las tres destacadas en el párrafo anterior (12,0 cm, 12,5 cm y 13,0 cm) no se presentan grandes diferencias.

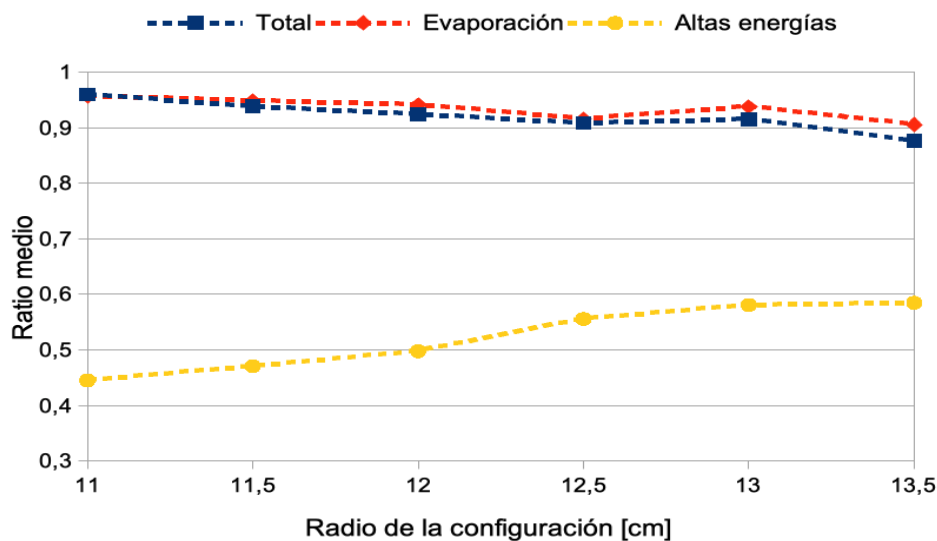


Figura 4.6. Ratio medio en cada zona energética y para cada una de las configuraciones candidatas.

Como factor definitivo para la selección de la configuración geométrica se usa la masa. En la Figura 4.7 se presentan estas masas graficadas. De esta representación se extrae la conclusión que la configuración de radio 13,0 cm no es adecuada, ya que sus prestaciones son muy parecidas a la de 12,5 cm pero con casi 1 kg más de peso.

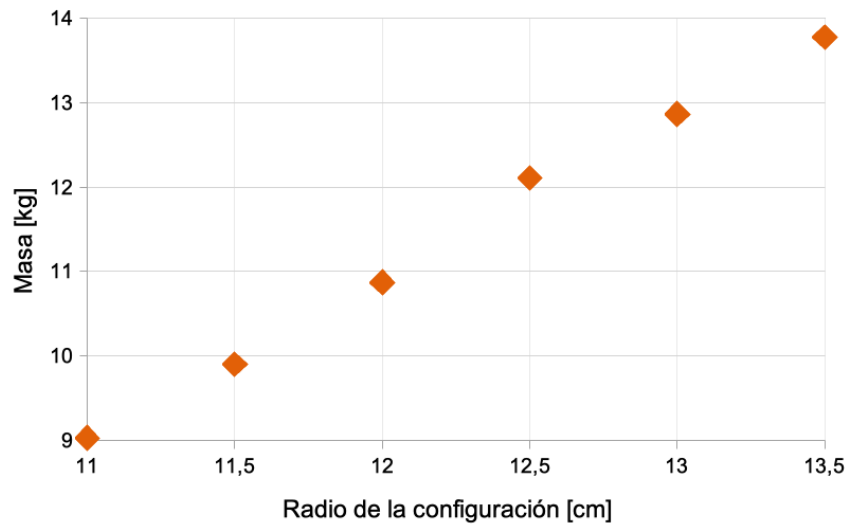


Figura 4.7. Masa de las configuraciones candidatas.

Así pues, resultan dos posibles configuraciones: la de 12,0 cm y la de 12,5 cm de radio. La segunda parece que puede tener una respuesta ligeramente mejor pero la primera se ajusta mejor al objetivo de reducir la masa. De esta forma, se dispone de dos posibilidades, permitiendo mayor libertad para encontrar material y proveedor de mecanizado. Sus parámetros se detallan en la Tabla 4.8.

Parámetro geométrico	radio_120	radio_125
Radio moderador [cm]	12,0	12,5
Longitud [cm]	16,8	17,4
Radio interior plomo [cm]	4,3	4
Ancho plomo [cm]	1,4	1,6
Longitud plomo [cm]	8	8
Posición detector	Parte activa centrada	Parte activa centrada
Massa [kg]	10,8704	12,1057

Tabla 4.8. Parámetros geométricos de las configuraciones seleccionadas.

5. Construcción del moderador

En la fase constructiva se integran diversas etapas. En primer lugar, es necesario desarrollar unos dibujos técnicos de la pieza por dos razones: documentar el trabajo realizado y las medidas del prototipo; y para realizar un correcto mecanizado. Se debe también buscar proveedores para los materiales y el mecanizado de la pieza. Una vez se dispone de los materiales mecanizados, se procede al montaje del dosímetro para que tome su disposición final. Y, lógicamente, todo esto repercute en un coste económico que se debe reportar. Todas esas fases son las que se expondrán en las próximas líneas.

5.1. Materiales

El dosímetro está compuesto por tres elementos: moderador, conversor y detector. Los dos primeros están formados por polietileno y plomo respectivamente y se deben mecanizar para tomar la forma geométrica que se ha decidido. A continuación, se analizará los materiales usados en este prototipo. Destacar que se ha trabajado con proveedores locales, reduciendo así costes y tiempo de transporte.

5.1.1. Polietileno de alta densidad (HDPE)

El polietileno de alta densidad (HDPE) es el material más abundante en el prototipo, forma todo el moderador y ocupa la mayor parte del volumen del dosímetro. En cuanto a la obtención del material, el departamento disponía de un pequeño stock, pero fue descartado por la dificultad de mecanización, al no disponer de un cilindro de medidas adecuadas. Así pues, se encarga el material a un antiguo proveedor del departamento, *Plásticos LUTESOR, S.A.*, que dispone de una barra de 250 mm de diámetro y 290 mm de largo, con densidad nominal según ficha técnica de $0,955 \text{ g/cm}^3$, prácticamente igual a la usada en las simulaciones ($0,95 \text{ g/cm}^3$). La densidad real medida del material es de $0,962 \text{ g/cm}^3$.

5.1.2. Plomo

El plomo se encuentra comercialmente de formas muy diversas: plancha, tubos, barras, plaquetas, etc. En este caso, se encuentra un proveedor, *AMAT METALPLAST S.A.*, que entrega planchas de diversos espesores (0,5 mm; 0,8 mm; 1 mm; 2mm) cortadas a medida. De esta manera, se puede disponer de planchas de 8 cm de alto (la longitud del plomo) e ir cortando tramos para ir completando cilindros desde los 4,3 cm de radio interior hasta completar los 1,4 cm de grosor.

En el Anexo D se muestra el detalle de los cálculos de las longitudes de plomo necesarias para fabricar los cilindros y completar el espacio, tanto con espesor 1 mm como 2 mm. Se ha tomado el radio medio del cilindro a modelar para calcular la longitud, como aproximación. Esto ha supuesto huecos de máximo 0,1mm en alguno de los cilindros modelados. Con estos cálculos se obtiene la cantidad de plomo necesaria (2200 mm). Finalmente, se opta por la plancha de 2 mm de espesor (se deben mecanizar menos cilindros) y se compran 2 planchas de 1500x80x2 mm.

5.1.3. Detector de neutrones térmicos

El detector de neutrones usado en este prototipo es un detector de ³He. Se trata del modelo 252250 de la empresa LND,INC. En la Tabla 5.1 se detallan los principales parámetros del detector y en la Figura 5.1 se muestra un dibujo técnico, ambos extraídos de la ficha técnica, adjunta en el Anexo E. La ficha técnica corresponde a un modelo con las mismas medidas pero con un conector distinto, ya que este conector fue un requerimiento específico.

Modelo	Gas	Conector	Diámetro	Longitud parte activa	Presión	Voltaje
252250	3He	SHV	25,4 mm	51,3 mm	10 atm	1100 V

Tabla 5.1. Características del detector usado en el prototipo.

Fuente: ficha técnica adjunta en el Anexo E.

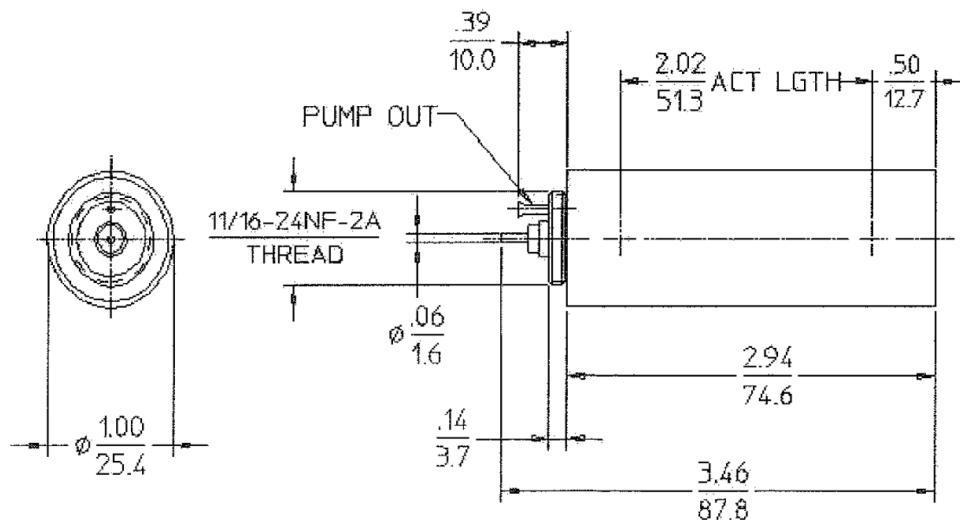


Figura 5.1. Dibujo esquemático de la geometría del detector.

Fuente: ficha técnica adjunta en el Anexo E.

5.2. Mecanizado

El moderador de polietileno se debe mecanizar para ensamblar el plomo posteriormente. Para este mecanizado es necesario buscar un proveedor y realizar unos dibujos técnicos que reflejen las medidas.

Como proveedor, se escoge la *Fundació CIM UPC* su alta precisión en el corte (uso de control numérico), fiabilidad y facilidad logística, al encontrarse detrás de la ETSEIB. Este informa que precisa de 5mm de material sobrante por cada lado para realizar el mecanizado. De esta manera, de las dos configuraciones obtenidas como resultado de la optimización (radio_120 y radio_125) solamente se puede realizar las de radio 12 cm. Esta es, pues, la configuración que tomará el prototipo.

Como estrategia de mecanizado, se ha dividido el moderador en dos piezas. De esta manera, se podrá ensamblar el plomo posteriormente. Este método conlleva el menor mecanizado posible, reduciendo así el coste. No se han incluido fijaciones entre ambas piezas para este prototipo, siendo un punto a mejorar en futuras versiones del mismo.

Comentar que se han tomado tolerancias para la cavidad donde debe ensamblarse el plomo. El proceso de ensamblaje no es del todo preciso, al ser totalmente manual, así que se deben tomar tolerancias para asegurarse que el plomo va a caber. En este caso, 1 mm para el ancho de la cavidad y 1 mm para la longitud han sido suficientes.

La tolerancia del mecanizado de alta velocidad (CNC) realizado por la *Fundació CIM UPC* es de $\pm 0,10$ mm por cada 100 mm según la información proporcionada.

En la Figura 5.2 se presenta el dibujo técnico de las dos piezas de polietileno mecanizadas.

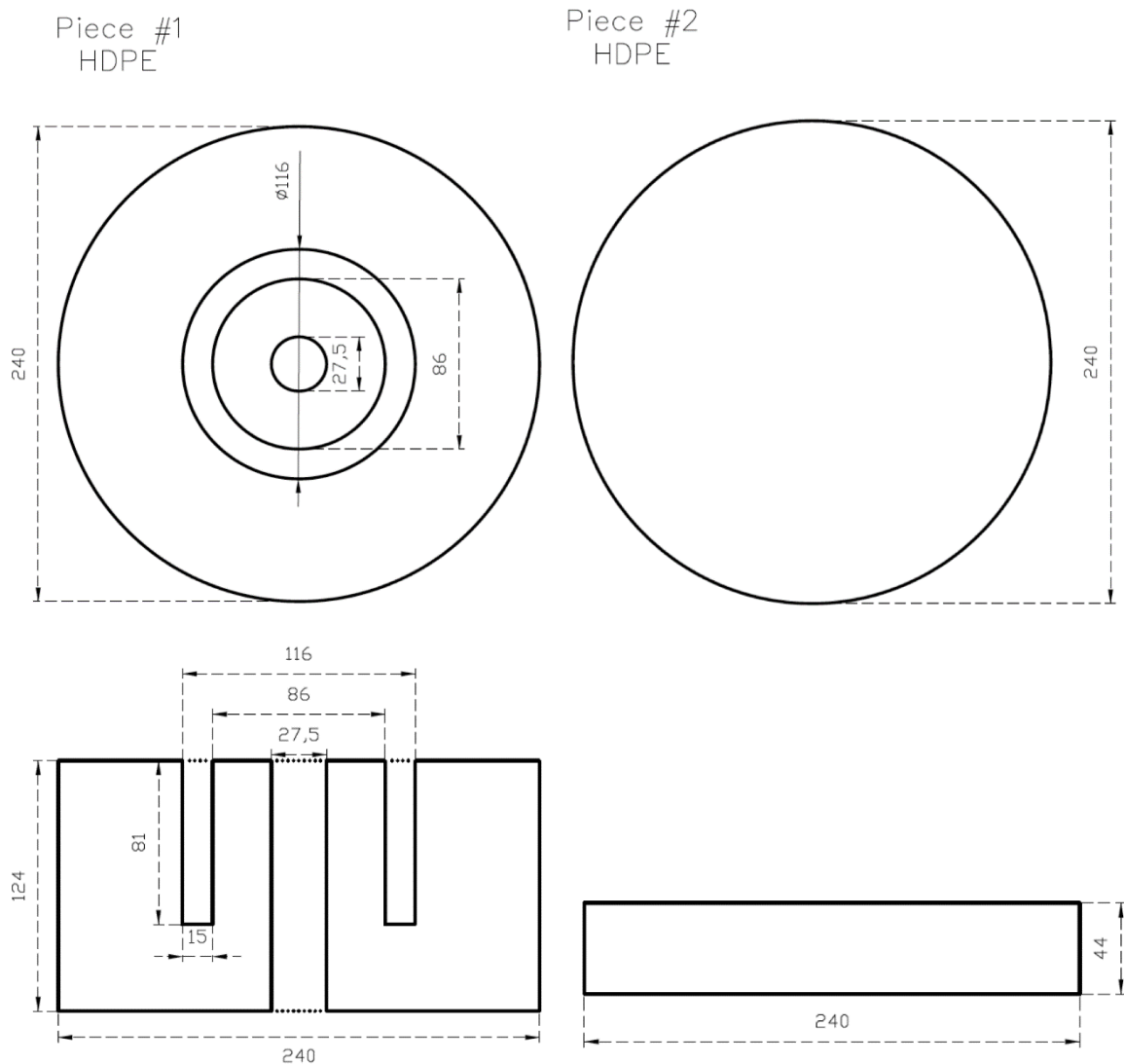


Figura 5.2. Dibujo técnico piezas 1 y 2. Medidas en mm.

5.3. Ensamblaje

Conseguidos los distintos materiales que componen el dosímetro y mecanizado el polietileno, se debe ensamblar las diferentes partes. A continuación, se exponen los diferentes pasos para el montaje del dosímetro, realizado en el Laboratorio de Instrumentación Nuclear (LIN) de la ETSEIB con medios propios.

5.3.1. Herramientas y otros materiales

Durante el proceso de ensamblaje del plomo en el moderador de polietileno se usan herramientas, algunos materiales y elementos de protección personal. Se nombran a continuación los equipos usados.

- cúter
- escuadra de acero
- sargento
- metro
- pie de rey / calibre
- regla de acero
- destornillador
- tijeras
- tabla de madera
- barra de acero
- cilindro de polietileno ($\varnothing 86\text{mm}$)
- guantes de nitrilo
- guantes de poliuretano
- cinta aislante
- cinta transparente
- cinta de papel

5.3.2. Proceso de ensamblaje

En este apartado se expone paso a paso el proceso de ensamblaje del plomo en el moderador de polietileno. Se enumeran cronológicamente las etapas y se complementa con fotografías del proceso. Cabe comentar que el plomo es perjudicial para la salud (principalmente por inhalación e ingesta) y, por este motivo, se usan guantes para evitar el contacto directo.

Paso 0.- Antes de iniciar el ensamblaje, es importante revisar las medidas del moderador de polietileno, resultado del mecanizado realizado por el proveedor. Para esta tarea se usa el metro y el pie de rey. Las medidas son todas correctas y se puede proceder al ensamblaje. En la Figura 5.3 se muestra la pieza 1 del moderador mecanizada (la pieza 2 es simplemente un cilindro sólido).

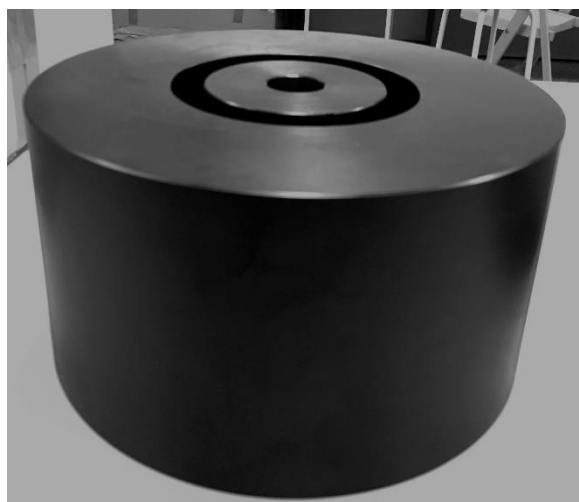


Figura 5.3. Pieza 1 del moderador.

Paso 1.- En primer lugar, se debe aplanar la plancha de plomo, ya que viene en rollos. Para realizarlo, se usa una barra de acero. En la Figura 5.4 se puede observar este proceso.



Figura 5.4. Aplanamiento plancha de plomo.

Paso 2.- A continuación, se mide la longitud necesaria para completar el cilindro del radio necesario y se marca en la pieza, tal como se muestra en la Figura 5.5 Este procedimiento se realiza mediante el uso de una regla de acero.



Figura 5.5. Medir y marcar la longitud de plomo necesaria.

Paso 3.- Una vez marcada la longitud necesaria, se procede al corte. Para efectuar el corte, tal como se puede ver en la Figura 5.6, se sitúa la pieza encima de una tabla de madera y se ancla a la mesa con un sargento. El corte se ejecuta con un cúter, herramienta que corta más o menos con facilidad el plomo con estos espesores (2 mm en este caso).

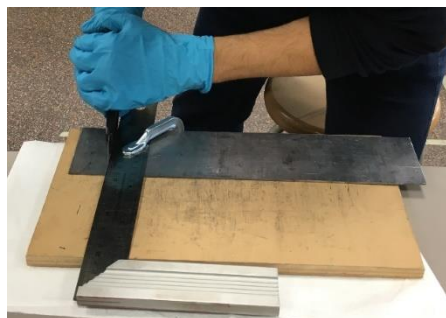


Figura 5.6. Corte de la pieza con cúter y escuadra de acero.

Paso 4.- Seguidamente, con la pieza ya cortada a la longitud adecuada, se debe enrollar en el cilindro de polietileno de $\varnothing 86$ mm (que coincide con el diámetro interior del plomo), quedando como en la fotografía de la Figura 5.7. Se unen los dos extremos de la plancha con cinta aislante para su sujeción.



Figura 5.7. Planchas de plomo enrolladas en el cilindro de $\varnothing 86$ mm.

Paso 5.- Los pasos 1 al 4 se deben repetir cíclicamente hasta alcanzar los 1,4 cm de ancho del plomo. Como las planchas tienen un espesor de 0,2 cm, es necesario repetir la secuencia para un total de 7 planchas. Una vez realizado siete veces, se retira el cilindro de polietileno y se obtiene como resultado la pieza de la Figura 5.8. Esta pieza es la que desarrollará la función de convertor en el dosímetro.



Figura 5.8. Pieza con los siete cilindros de plomo enrollados. 1,4 cm de ancho.

Paso 6.- Finalmente, se puede proceder al ensamblaje del moderador de polietileno con el conversor de plomo. Se debe encajar este segundo en el hueco del primero e ir dejando caer lentamente. En la Figura 5.9 se muestra el proceso.



Figura 5.9. Ensamblaje del moderador y el conversor (plomo).

Paso 7.- Para terminar, se unen las dos piezas del moderador con cinta transparente (o cinta de papel) y se coloca el detector en el hueco central.

5.3.3. Disposición final del prototipo

Con el moderador y el conversor ensamblados, se puede concluir que el dosímetro está construido. Ahora, únicamente es necesario conectar la parte electrónica al detector. En la Figura 5.10 se presenta el prototipo final.

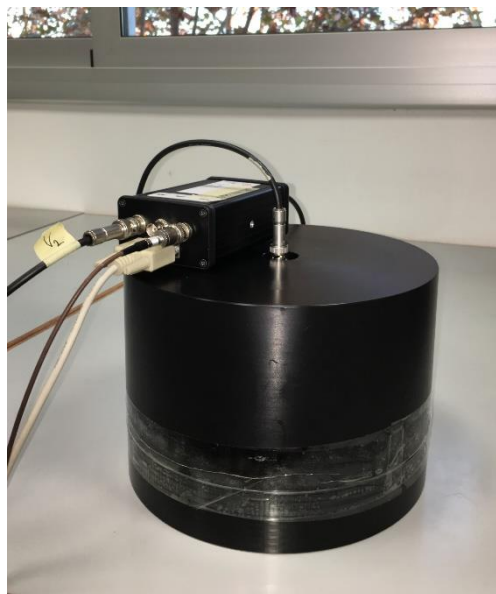


Figura 5.10. Prototipo de dosímetro ambiental para neutrones rápidos.

Se procede a medir las características del prototipo final ensamblado. La Tabla 5.2 es la misma que la Tabla 4.8 del apartado 4.3 (donde se rellenaba con las medidas teóricas) pero, en este caso, rellenada también con los valores reales del dosímetro construido. De esta forma se pretende comparar la geometría teórica con esa que se ha conseguido construir. Añadiendo el detector se aumenta un poco el peso y la longitud, ya que sobresale la parte de la conexión.

Parámetro geométrico	Dispositivo teórico (radio_120)	Prototipo (sin detector)	Prototipo (con detector)
Radio [cm]	12	12	12
Longitud [cm]	16,8	16,8	17,2
RA	1,1	1,1	1,1
Radio interior plomo [cm]	4,3	4,3	4,3
Ancho plomo [cm]	1,4	1,4	1,4
Longitud plomo [cm]	8	8,1	8,1
Posición detector	parte activa centrada	parte activa centrada	parte activa centrada
Massa [kg]	10,8704	10,95	11,21

Tabla 5.2. Comparación de parámetros geométricos del dispositivo teórico y el prototipo construido.

5.4. Coste del prototipo

A continuación, se presenta el coste total del prototipo de dosímetro ambiental para neutrones rápidos desarrollado. En este resumen de costes, únicamente se tienen en cuenta los costes externos: de material, mecanizado y transporte, no se contemplan las horas de trabajo del propio equipo del proyecto, ya que el análisis pretende mostrar el coste material para desarrollar un prototipo como este.

En la Tabla 5.3, se muestra el resumen de costes de la construcción del prototipo y en la Tabla 5.4 el coste total del prototipo, es decir, añadiendo el detector. Esta separación se realiza porque ya se disponía del detector anteriormente y no ha supuesto un coste adicional para la ejecución de este proyecto, pero sí que forma parte del prototipo y como tal se debe cotizar.

Los datos del material y el mecanizado se han obtenido de las facturas presentadas por el proveedor. En el caso del detector, al haber sido adquirido hace algún tiempo, se ha pedido cotización al fabricante americano (se ha usado como cambio de moneda 1.00USD=0.88EUR). El precio del transporte se ha calculado con el precio del gasóleo el día de dicho transporte, 1,31 €/l.

Grupo	Descripción	Empresa/Persona	Cantidad		Precio/cantidad	Precio total
Material	Cilindro HDPE ø25x290 mm	Plásticos LUTESOR, S.A.	14,15	kg	4,48 €	63,35 €
	Planchas plomo 1500x80x2 mm	AMAT METALPLAST, S.L.	2	ud.	38,07 €	76,13 €
Mecanizado	Mecanizado pieza 1 HDPE	Fundació CIM UPC	1	ud.	199,65 €	199,65 €
	Mecanizado pieza 2 HDPE	Fundació CIM UPC	1	ud.	90,75 €	90,75 €
Transporte	Recogida material HDPE en Manresa 130 km - 7 l/100 km	Adrià	9,1	l	1,31 €	11,92 €
					TOTAL	441,80 €

Tabla 5.3. Tabla costes construcción de prototipo de dosímetro ambiental para neutrones rápidos.

Descripción	Precio total
Construcción	441,80 €
Detector 3He Modelo 252250 de LND	2.020,00 €
	2.461,80 €

Tabla 5.4. Tabla coste total del prototipo de dosímetro ambiental para neutrones rápidos.

Comparando los datos de coste total surgidos de las dos tablas, se puede comprobar que más del 80% del coste del prototipo total es a causa del detector. De esta forma, reutilizar un detector ha supuesto un gran ahorro en el coste.

6. Respuesta del prototipo y propuestas de mejora

En este capítulo se estudiará la respuesta del prototipo construido (según procedimientos descritos en los apartados 4.2 y 4.3) y se propondrán propuestas de mejora para futuras versiones.

6.1. Respuesta del prototipo

El prototipo construido mantiene prácticamente las dimensiones teóricas obtenidas en el diseño conceptual, como se ha visto en la Tabla 5.2 del apartado 5.3.3. Aun así, esas pequeñas variaciones pueden alterar la respuesta dosimétrica del mismo. En las Figuras 6.1-a y 6.1-b se muestra la comparativa de la respuesta entre ambas geometrías y los factores de conversión para el ICRP74.

En la Figura 6.1-a las energías se encuentran en escala lineal. Esto permite una mejor observación de la zona de altas energías. Para esta zona, el prototipo construido sobreestima ligeramente en comparación con la configuración teórica.

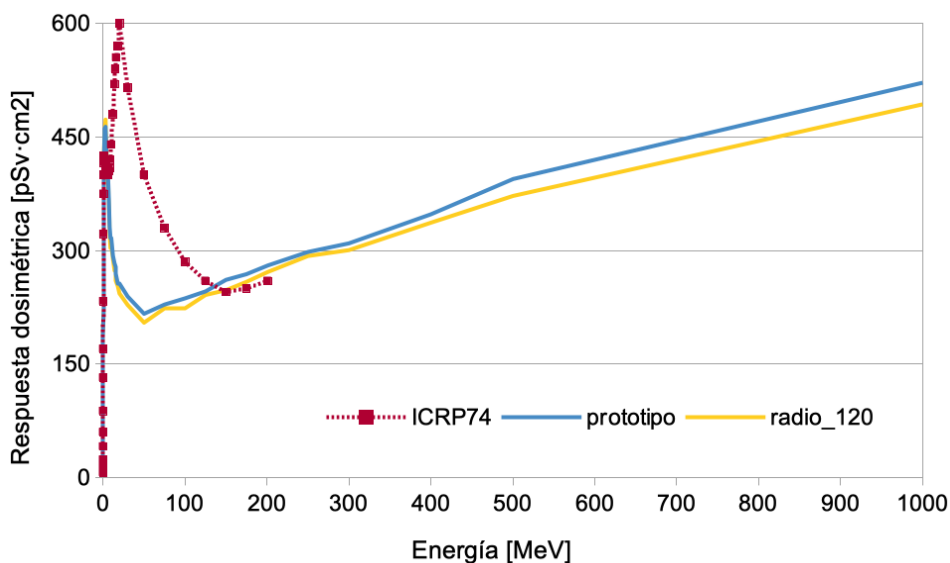


Figura 6.1-a. Comparativa respuesta prototipo y respuesta configuración teórica (radio_120). Escala lineal de energías para mejor observación de la zona de altas energías.

En la Figura 6.1-b las energías se presentan en escala logarítmica, lo que permite un mejor análisis de la zona térmica.

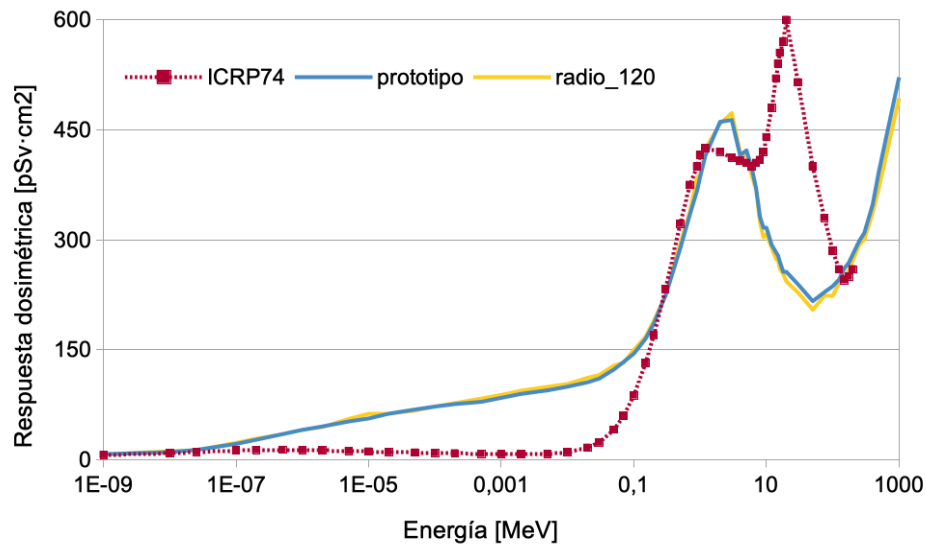


Figura 6.1-b. Comparativa respuesta prototipo y respuesta configuración teórica (radio_120). Escala logarítmica de energías.

En la zona térmica, el prototipo construido claramente sobreestima la dosis, por este motivo, se probará de incluir cadmio en el moderador para atenuar la respuesta en esta región. Según experimentos reportados en [14] la adición de cadmio permite reducir el número de neutrones detectados en la zona térmica, es decir, permite reducir la sobreestimación.

Una buena forma de comprobar el ajuste de la respuesta del prototipo a la curva de factores de conversión para el $H^*(10)$ es representar la curva resultante del ratio entre la primera y la segunda. En la Figura 6.2 se presenta esta curva.

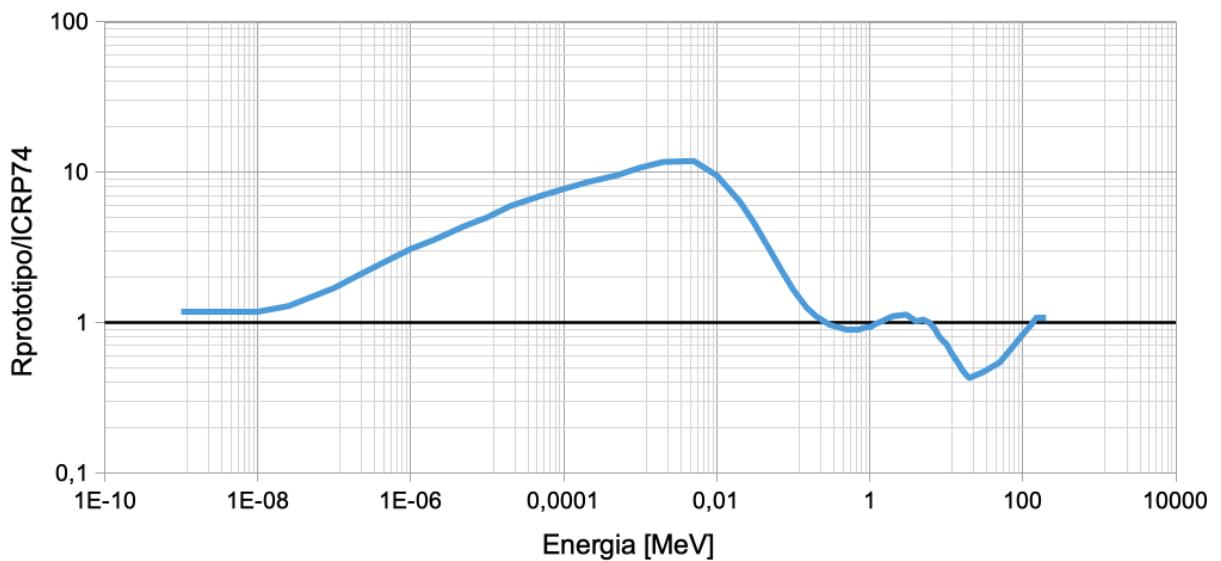


Figura 6.2. Ratio entre respuesta del prototipo y factores de conversión para el $H^*(10)$ del ICRP74.

Se observa que en la zona térmica presenta una diferencia más notable, pero en la zona de altas energías el equipo ajusta mejor. Si se compara con el equipo comercial de referencia para altas energías, WENDI-2, presenta una curva muy parecida. En la Figura 6.3 se adjunta la curva del ratio respuesta - factores de conversión para este equipo.

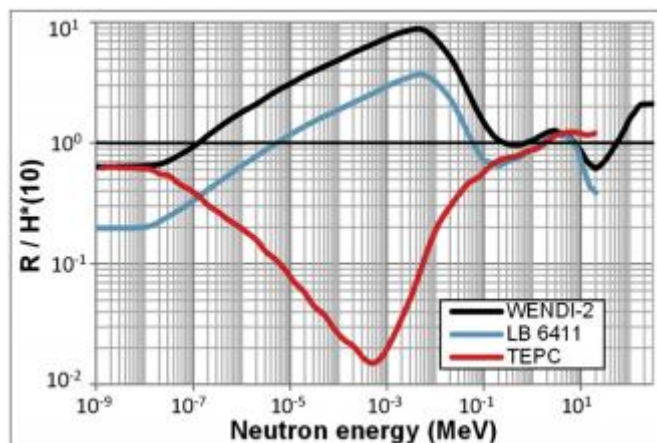


Figura 6.3. Ratio respuesta WENDI-2 (en negro) entre factores de conversión para el $H^*(10)$.

Fuente: [27].

Para estudiar de forma más concisa el comportamiento del prototipo, es necesario realizar un análisis con campos operacionales. En este caso, se comprueba el comportamiento del prototipo en una instalación de protonterapia. En la Tabla 6.1 se presentan los datos resultantes comparados con los de la configuración teórica radio_120. Se puede comprobar que el comportamiento es muy similar.

Indicador		$H^*(10)_{ref}$ evaporación	$H^*(10)_{ref}$ altas energías	$H^*(10)_{ref}$ total
Ratio medio	Prototipo	0,9369	0,5220	0,8850
	radio_120	0,9419	0,4975	0,9243

Tabla 6.1. Ratio medio para el prototipo y la configuración teórica (radio_120).

El prototipo presenta un ajuste del valor de dosis en una instalación de protonterapia de aproximadamente el 95% en la zona de evaporación y de 50% en la zona de altas energías. Teniendo en cuenta el rango total de energías, se puede concluir que el prototipo presenta un ajuste de más del 90%, es decir, el prototipo construido presenta un error en la medida de la dosis en una instalación de protonterapia del orden del 10%.

Según un estudio realizado para el WENDI-2 [27], usando también espectros para una instalación de protonterapia, este equipo ajusta en un 10% los valores de $H^*(10)$ de referencia. Por lo tanto, el prototipo de este proyecto presenta un ajuste similar.

También se analiza el ratio de anisotropía (RA) del dosímetro construido. Las simulaciones de la configuración teórica se realizaron para un RA de 1,1, lo que determina una cierta relación r-L (ver apartado 2.9).

Para analizarlo, se calcula la respuesta frente al espectro de ^{252}Cf en la superficie lateral (R_{lat}) y en las bases del dosímetro (R_{tb}). Usando las Ecuaciones 6.1 y 6.2, se han calculado los datos de la Tabla 6.2.

$$RA = \frac{R_W}{R_{lat}} \quad (\text{Ec. 6.1})$$

$$R_W = \frac{(A_{lat} \cdot R_{lat} + 2 \cdot A_{tb} \cdot R_{tb})}{A_{lat} + 2 \cdot A_{tb}}, \quad (\text{Ec. 6.2})$$

donde A_{lat} y A_{tb} son las áreas superficiales del manto y base del detector, respectivamente.

Rlat [cm2]	Rtb [cm2]	Alat [cm2]	Atb [cm2]	Atot [cm2]	Rw [cm2]	RA [cm2]
3,519	5,584	1266,69	452,39	2171,47	4,379	1,245

Tabla 6.2. Datos para el cálculo del ratio de anisotropía (RA).

El ratio de anisotropía es 1,245, por lo tanto, el prototipo presenta mayor anisotropía de lo esperado. Es necesario en un futuro revisar las curvas r-L para que se ajusten mejor. Esa diferencia puede deberse a muchos factores, por ejemplo, que la curva está concebida para un dosímetro no extendido.

6.2. Propuestas de mejora del prototipo

En este apartado se estudiarán alternativas con el objetivo de mejorar la respuesta en la zona térmica, en el caso de la adición de cadmio, y de reducir costes.

6.2.1. Adición de cadmio en el moderador

Se tiene como precedente el trabajo final de grado realizado por el compañero Aaron Lázaro [28], en el que se realizan diversas simulaciones con diferentes configuraciones que incluyen cadmio. De ese proyecto se extrae la conclusión que no es adecuado cubrir con una sola placa de cadmio toda el área del detector, porque disminuye la eficiencia en la zona térmica.

Partiendo de este aprendizaje, se plantean tres posibles configuraciones:

- Cadmio_int: placas de cadmio introducidas en el radio interior del plomo.
- Cadmio_ext: placas de cadmio introducidas en el radio exterior del plomo.
- Cadmio_int_ext: placas de cadmio introducidas tanto en el radio interior como en el exterior del plomo.

En todas estas configuraciones, el cadmio se introduciría entre el plomo y el polietileno. El departamento dispone de tiras de cadmio de 2 cm de ancho por 0,5 mm de espesor. Las posibles configuraciones de mejora se plantearán teniendo en cuenta esta disponibilidad.

Se decide cubrir el 50% de la superficie interior del plomo. Para conseguir este objetivo se calcula el número de placas necesarias y la disposición de las mismas en el espacio. A un radio de 4,30 cm, la longitud total es de $L = 2 * \pi * 4,30 = 27,02$ cm. Se quiere cubrir el 50% de la longitud ($27,02 * 0,5 = 13,51$ cm) y las placas disponibles son de 2 cm, así que se necesitan $N_{placas} = 13,51/2 = 6,76 \approx 7$ placas. Se sitúa cada placa cada $360/7 = 51,43^\circ$. En la Figura 6.4 se puede ver el renderizado de las tres geometrías.

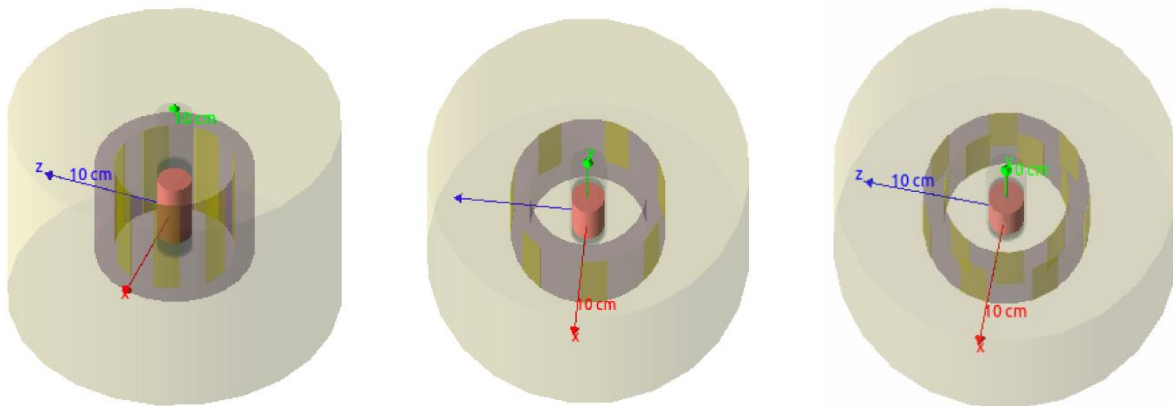


Figura 6.4. Renderizado de las configuraciones Cadmio_int (a la izquierda), Cadmio_ext (en el centro) y Cadmio_int_ext (a la derecha).

Una vez determinadas las geometrías, se simulan las respuestas frente al espectro de energía determinado por 60 puntos y se sigue la misma metodología para calcular la respuesta que la descrita en el apartado 4.2. Estas respuestas están representadas en las Figuras 6.5-a y 6.5-b, junto a la respuesta del prototipo y los factores de conversión para el $H^*(10)$ según ICRP74. En el primer caso, la escala de energías es logarítmica, para observar mejor la zona térmica. En el segundo caso, la escala de energías es lineal, para mostrar de forma más ampliada la zona de altas energías.

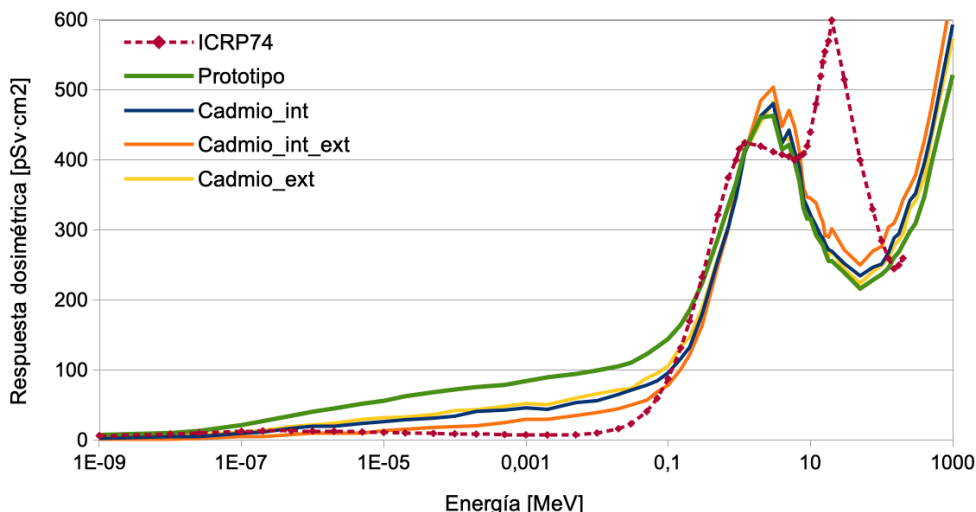


Figura 6.5-a. Respuesta dosimétrica de las nuevas configuraciones incluyendo cadmio comparadas con la respuesta del prototipo (LINremext01) y los factores de conversión (ICRP74).

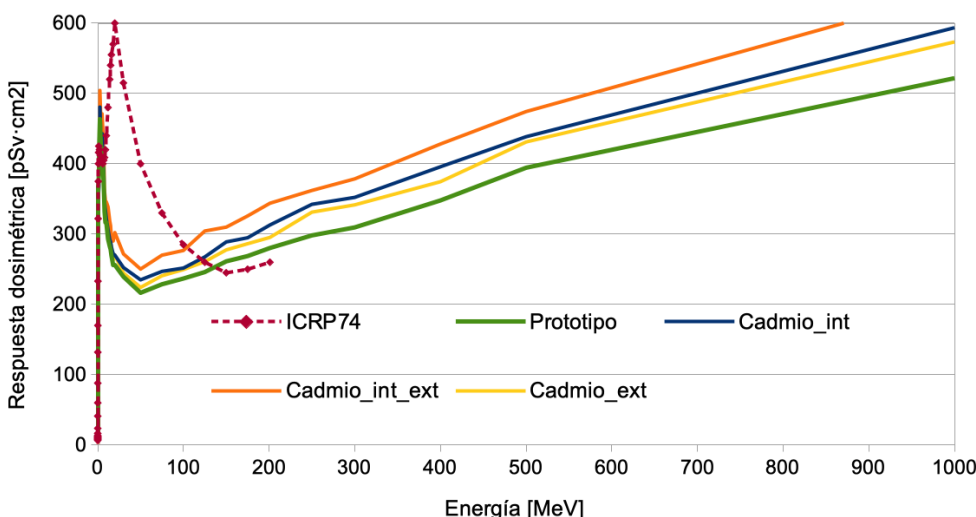


Figura 6.5-b. Respuesta dosimétrica de las nuevas configuraciones incluyendo cadmio comparadas con la respuesta del prototipo (LINremext01) y los factores de conversión (ICRP74).

De la Figura 6.5-a se obtiene claramente la conclusión que la inclusión de plomo en el prototipo mejora la respuesta en la zona térmica. En la Figura 6.5-b se puede observar que las respuestas de las configuraciones con cadmio sobreestiman la respuesta del prototipo. En la región 0,1-100 MeV puede ser interesante, pero para energías mayores quizás sobreestima demasiado. De esta manera, se estudia el comportamiento frente a un campo operacional (ver procedimiento en 4.2.2).

La Figura 6.6 presenta el ratio medio de las tres configuraciones comparado con el ratio medio del prototipo. Las tres configuraciones mantienen una linealidad, siendo los tres ratios muy parecidos para las tres regiones energéticas. No se puede extraer ninguna conclusión clara.

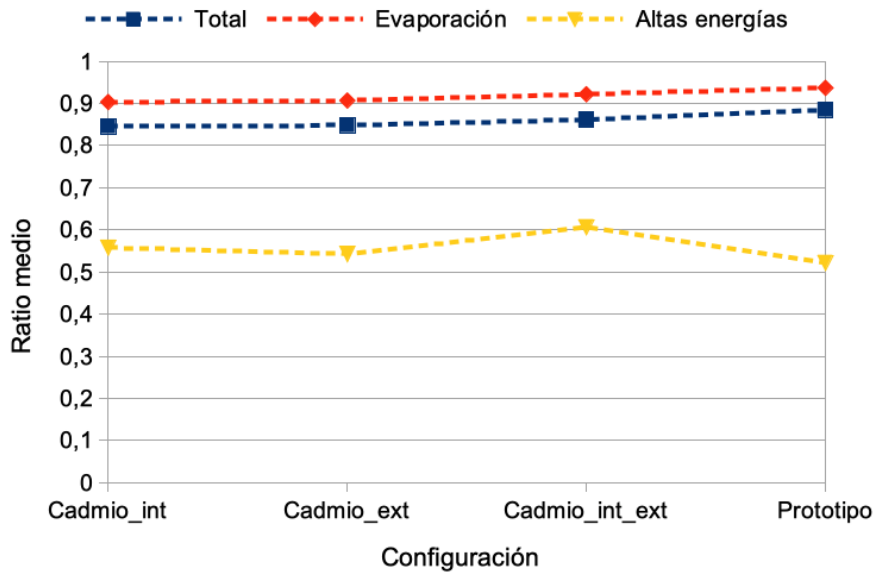


Figura 6.6. Ratio medio configuraciones con cadmio y prototipo.

Observando la Figura 6.7 se puede concluir que claramente la configuración Cadmio_int_ext presenta un mejor comportamiento que las otras configuraciones. Sorprendentemente, también presenta errores más pequeños en la región de altas energías que el prototipo.

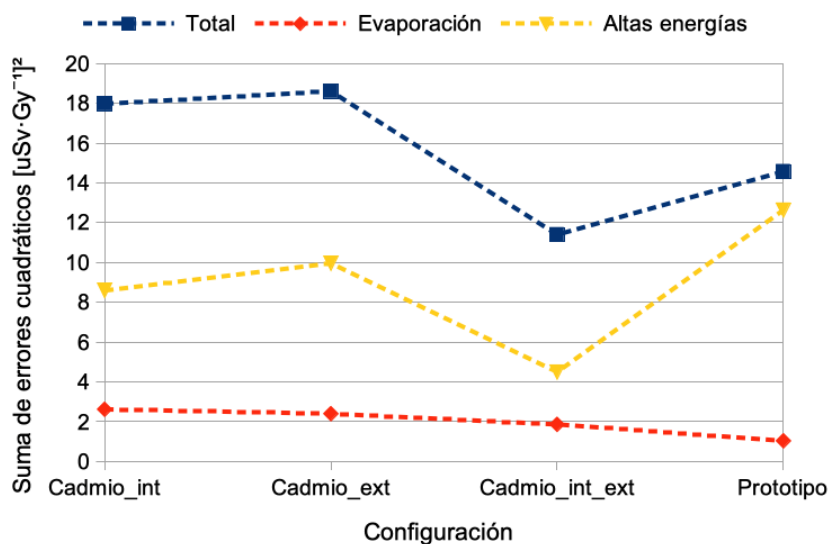


Figura 6.7. Suma de errores cuadráticos configuraciones con cadmio y prototipo.

Estas configuraciones presentan una gran problemática. Teóricamente se podría insertar 0,5mm de cadmio entre el plomo y el polietileno, tanto delante como detrás, pero con el prototipo construido se comprueba que no queda espacio suficiente. Aún teniendo 15 mm de hueco para introducir 14 mm de plomo, este acaba llenado la totalidad del espacio. Por lo tanto, sería necesario mecanizar la pieza, lo que aumentaría considerablemente el coste de esta mejora.

Observando que la propuesta de Cadmio_int_ext sobreestima la respuesta en altas energías del prototipo y presenta un error menor en esa zona, se plantea la opción de sustituir la plancha interior de plomo por una de 1mm de espesor (en vez de 2mm). De esta forma, el plomo tendría un ancho de 13mm y el cadmio cabría en el hueco sobrante. Se procede al estudio de esta configuración, llamada Cadmio_int_ext_pb13.

En la Figura 6.8-a se observa que la curva de respuesta de esta configuración en la zona térmica se comporta de igual forma que la configuración Cadmio_int_ext. Es totalmente razonable, ya que, la cantidad de cadmio y su distribución son exactamente las mismas.

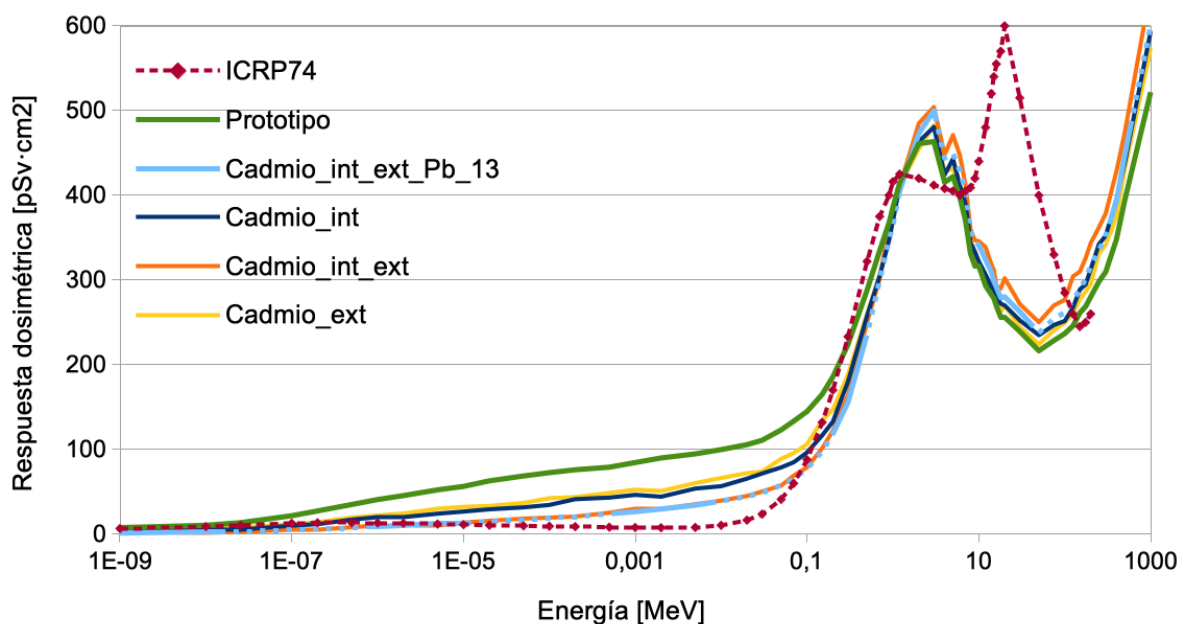


Figura 6.8-a. Curva de respuesta de las configuraciones con cadmio adicionado y del prototipo. Escala logarítmica de energías.

La Figura 6.8-b presenta las mismas curvas que la Figura 6.8-a pero con escala lineal para las energías. De esta manera, se puede analizar mejor el comportamiento de esta configuración en la zona de altas energías.

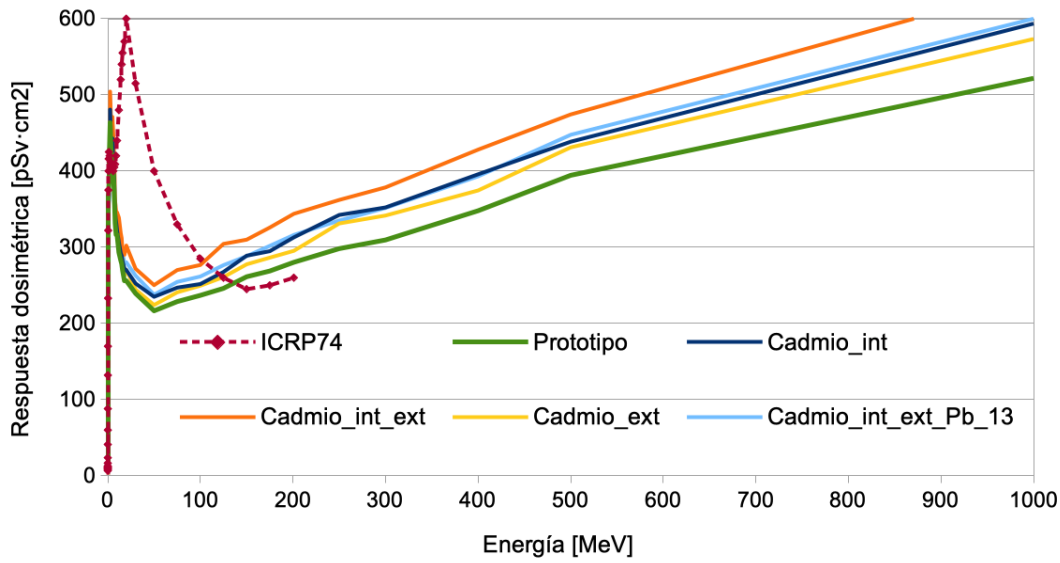


Figura 6.8-b. Curva de respuesta de las configuraciones con cadmio adicionado y del prototipo. Escala lineal de energías.

Al eliminar parte del ancho de plomo, la configuración Cadmio_int_ext_pb13 reduce su respuesta en la zona de altas energías respecto a la configuración homóloga con 14mm de plomo. Pero mantiene la respuesta en esta zona respecto al prototipo.

Es decir, se ha encontrado una configuración que reduce la respuesta en la zona térmica sin reducir la respuesta en la zona de altas energías y que no necesita un mecanizado adicional. Se comprueba ahora el comportamiento en una instalación de protonterapia.

En la Figura 6.9 se muestran los ratio medios. De este gráfico se extraer que esta configuración mantiene unos ratios parecidos a las otras configuraciones con cadmio. En altas energías parece tener un error menor que el prototipo, pero en el rangototal de energías presenta un error ligeramente mayor.

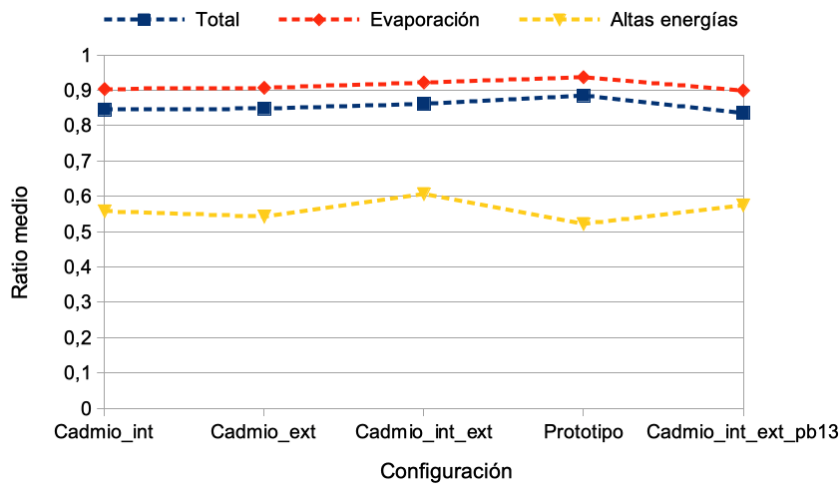


Figura 6.9. Ratio medio de las diferentes configuraciones con cadmio y del prototipo construido.



De la Figura 6.10 se pueden obtener múltiples observaciones. La configuración estudiada presenta mejores prestaciones en la zona de altas energías que el prototipo, sorprendente al contener menor plomo, pero en cambio empeora su comportamiento en el rango total de energía. Parece debido a la zona de evaporación, que también presenta un error bastante mayor respecto al que presenta el prototipo.

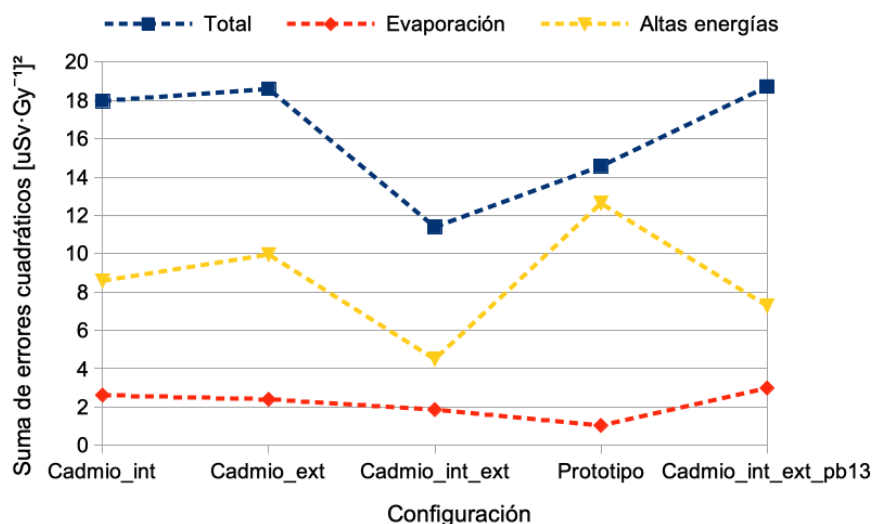


Figura 6.10. Suma de errores cuadráticos de las diferentes configuraciones con cadmio y del prototipo construido.

Finalizado el análisis, parece una buena opción mejorar el prototipo con la inclusión de cadmio. De las opciones analizadas, por la no necesidad de mecanizado, la más razonable parece la última estudiada (Cadmio_int_ext_pb13). Presenta un error del 10-20% en la estimación de la dosis en una instalación de protonterapia, algo mayor que el error del prototipo. En todo caso, es un camino para seguir estudiando.

6.2.2. Opciones de reducción de costes por cambio de detector

Para la concepción de este prototipo se ha usado un detector ^3He del fabricante *LND,INC* adquirido anteriormente y usado en anteriores prototipos del departamento. Es por este motivo, que no se han buscado alternativas a este detector previamente, pero llegado a este punto, se desea buscar otras opciones para sustituir al detector actual.

Los criterios para esta búsqueda son principalmente dos: no empeorar la respuesta del actual dosímetro y rebajar el precio de coste del detector, que como se ha visto anteriormente supone más del 80% del coste total del prototipo.

Con este propósito, se ha encontrado un proveedor nuevo (VacuTec Meßtechnik GmbH) que dispone también de gran variedad de dispositivos. Se ha pedido cotización de algunos de ellos para conocer el rango de precios y encontrar uno que mejore el actual. En la Tabla 6.3 se muestran los datos del detector actual y de los tres del nuevo proveedor, así como los precios de cada uno de ellos.

Proveedor	País	Conector	Diámetro	Longitud parte activa	Voltaje	Presión	Coste equipo	Coste transporte
LND,INC (actual)	EE.UU.	SHV	1.00 inch	51,3 mm	1100 V	10 bar	1848 €	172 €
VacuTec	Alemania	MHV	0.75 inch	50,0 mm	1100 V	10 bar	1723 €	-
VacuTec	Alemania	MHV	0.75 inch	50,0 mm	760 V	4 bar	888 €	-
VacuTec	Alemania	MHV	1.00 inch	100,0 mm	1160 V	10 bar	2696 €	-

Tabla 6.3. Tabla comparativa de distintos modelos de detector.

De entre los modelos cotizados, se ha encontrado uno a un precio muy menor al del actual dispositivo (en verde en la Tabla 4.2, 888 €). No se dispone del precio del transporte, pero al ser un proveedor de Alemania abarataría estos costes, resultando un detector de no más de 1000€, en contraposición con los 2020€ del que se dispone actualmente.

Las razones de estas variaciones son diversas: en primer lugar, el diámetro es ligeramente menor, pero no habría problemas de espacio para usarlo en el prototipo; en segundo lugar, la presión del gas contenido es menos de la mitad, eso contribuye a una disminución de la sensibilidad del detector pero no debería empeorar la respuesta, ya que se compensaría con la calibración del mismo; y, por último, el cambio de proveedor.

La disminución del diámetro del detector de neutrones puede conllevar una variación de la respuesta del dosímetro. En este proyecto no se han estudiado estos posibles efectos en la respuesta. Se debería estudiar para futuras versiones del prototipo.

7. Coste de realización del proyecto

En este apartado se computa únicamente el coste de realización del proyecto: horas de trabajo del estudiante y transporte hasta el lugar de trabajo. Para conocer el coste de ejecución del proyecto consultar el apartado 5.4.

El Trabajo Final de Grado para el Grado en Ingeniería en Tecnologías Industriales está valorado en 12 créditos ECTS. La UPC determina para trabajos de fin de estudios una conversión de 1 ECTS = 30 h. De esta forma, se fija como tiempo estimado de realización del trabajo en 360 h.

El proyecto ha sido becado por parte de la Cátedra Argos de Seguridad Nuclear de la UPC (*Beca iniciació a la recerca*). El importe total de la beca es de 1.575,00 € para una duración de 3 meses (octubre a diciembre) con una dedicación de 20 h semanales, es decir, 4h por día laborable. En este período hay 56 días laborales, que resultan en 224 h. Se obtiene un precio de 7,03125 €/h para el becado. Se usa esta cotización para el cómputo total de horas.

El proyecto se desarrolla en las instalaciones del INTE (Instituto de Técnicas Energéticas) en la ETSEIB. Se usan medios de transporte diversos: durante los primeros tres meses el estudiante se traslada en coche desde el lugar donde realiza las prácticas (16 km de distancia) cinco veces por semana. Esto resulta en un total de 62 días laborables y 992 km. El último mes usa transporte público.

Para el cálculo del transporte en coche se usa el precio del kilometraje según el informe elaborado por la empresa Captio en 2016 [29]. En ese informe se sitúa el rango 0,26€ - 0,35€ como el más habitual. Se toma el valor más bajo, ya que se cree suficiente para cubrir los gastos ocasionados. En cuanto al transporte público, se usa una tarjeta trimestral T-Jove, de la cual sólo se contabiliza una tercera parte.

Concepto	Cantidad	Coste unitario	Coste total concepto
Horas de trabajado estudiante	360 h	7,03125 €/h	2.531,25 €
Transporte en coche	992 km	0,26 €/km	257,92 €
Tarjeta de transporte público T-Jove	0,33 tarjeta	105,00 €/tarjeta	35,00 €
TOTAL			2.824,17 €

8. Planificación del proyecto

El proyecto se ha organizado en tres fases principales: revisión bibliográfica, diseño y construcción del prototipo y redacción de la memoria del proyecto.

La segunda fase, consistente en la ejecución del proyecto, se divide en diversas etapas:

- Recopilación de parámetros geométricos de dosímetros comerciales.
- Proceso de optimización y selección de la configuración geométrica del prototipo.
- Búsqueda de proveedores para el material y el mecanizado.
- Diseño para el mecanizado, esto es, decidir la estrategia de mecanizado y realizar dibujos técnicos.
- Ensamblaje de las partes del prototipo.
- Estudio de propuestas de mejora.

En el diagrama Gantt de la Figura 8.1 se muestra la planificación del proyecto. Se distingue en tres colores distintos las tres fases principales. El proyecto empieza la semana del 10 de septiembre de 2018 y termina la semana del 14 de enero de 2019, sumando un total de 19 semanas.

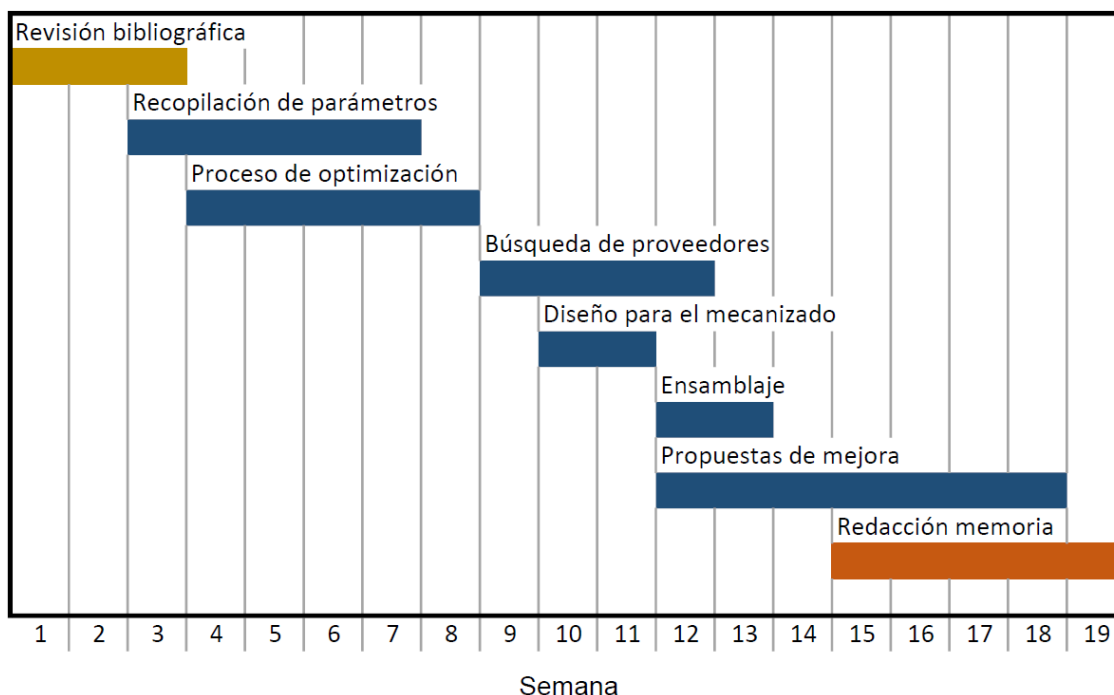


Figura 8.1. Diagrama Gantt de planificación del proyecto.

9. Impacto sobre el entorno

9.1. Impacto ambiental

El impacto ambiental del proyecto es casi inexistente. Se destacan dos fases, la realización del proyecto y la ejecución del proyecto.

Fase de realización del proyecto: existen los impactos ambientales típicos de trabajo en oficinas: consumo de recursos energéticos, agua y papel. Durante la realización del proyecto se ha procurado imprimir el mínimo y se ha llevado a cabo en gran parte en las instalaciones de la universidad, aprovechando de esta forma recursos energéticos.

Fase de ejecución del proyecto: en esta etapa se usan básicamente dos materiales, HDPE y plomo. El polietileno de alta densidad es fácilmente reciclable. En el caso del plomo, se han generado virutas, y estos residuos, que son considerados peligrosos, se han recogido y almacenado para su posterior adecuado tratamiento. En ambos casos, la cantidad de material usado es muy pequeño para que signifique un impacto ambiental relevante.

9.2. Impacto social

La utilidad principal de un dosímetro ambiental es la protección radiológica de las personas. Por lo tanto, se considera que este prototipo tiene un impacto social positivo. Más allá de este proyecto en concreto, el área tratada en este texto desarrolla una tasca inequívocamente beneficiosa para la salud de las personas.

CONCLUSIONES

En el transcurso de este proyecto se ha diseñado y construido un prototipo de dosímetro ambiental extendido de neutrones con sensibilidad para energías hasta 1 GeV. No obstante, únicamente ha estado calibrado hasta energías de 201 MeV, valor al que llegan los factores de conversión para el $H^*(10)$.

En una primera etapa, se han compilado datos, básicamente geométricos, de algunos equipos comerciales de interés. Esta recolecta ha permitido definir unos rangos paramétricos para iniciar el diseño del prototipo. Adicionalmente, constituye una fuente de consulta para posteriores necesidades.

En una segunda fase, se ha realizado un estudio de optimización con el objetivo de definir una cierta configuración geométrica para el dosímetro. Dicho estudio se ha efectuado con el código Geant4 toolkit para realizar simulaciones Monte Carlo e ir seleccionando configuraciones candidatas hasta encontrar la más óptima. En un primer paso de este proceso, se ha usado 'bines' de energía y la media de las respuestas en estos rangos para realizar la comparativa y selección. Esta estrategia ha permitido reducir tiempo de computación obteniendo unos buenos resultados. En un segundo paso, se ha usado campos operacionales para juzgar el comportamiento de las configuraciones frente a un espectro. Se han usado espectros de instalaciones de protonterapia, un posible uso del prototipo estudiado.

La tercera etapa del proyecto consiste en la construcción del prototipo. Para el mecanizado del moderador, se ha optado por dividirlo en dos piezas. De esta forma, el proceso de ensamblaje del conversor de plomo ha estado más fácil y el mecanizado no ha aumentado considerablemente de precio. El conversor se ha construido mediante la modelización de planchas de plomo en cilindros. Finalmente, se ha obtenido un prototipo de 10,95 kg.

El prototipo presenta un error de aproximadamente el 10% en el cálculo de la dosis para una instalación de protonterapia, al igual que el equipo comercial WENDI-2, pero en este caso se ha reducido notablemente la masa. El ajuste con los factores de conversión es también muy similar a este equipo comercial.

Finalmente, se plantean algunas propuestas de mejora. En el análisis de la respuesta del prototipo, se observa una sobreestimación de los factores de conversión en la zona térmica. De esta forma, se plantea insertar cadmio para reducir este error. Para terminar, se sugieren propuestas de reducción de costes en la adquisición del detector de neutrones.

Trabajo a futuro

De este proyecto se desprenden algunas líneas de trabajo, mencionadas a continuación:

- Profundizar en el estudio de la configuración del prototipo incluyendo cadmio. Parece una buena propuesta, que puede mejorar la respuesta en la zona térmica sin empeorarla en la zona de mayores energías.
- Analizar de nuevo la respuesta del prototipo sustituyendo el detector de neutrones por uno de menor diámetro. Se ha encontrado un contador que reduce el coste económico, pero es más pequeño que el actual y se debe estudiar cómo afecta al comportamiento del prototipo.
- Considerar alguna forma de sujeción de las dos piezas del moderador. Es probable que sea necesario un mecanizado para satisfacerlo.

AGRADECIMIENTOS

Quiero dedicar las últimas líneas de este documento a todas esas personas que han participado en la realización del proyecto de forma directa e indirecta.

En primer lugar, a Ariel, director del proyecto, por su implicación y esfuerzo. Ha estado a disposición en todo momento y sin su contribución y conocimiento no habría sido posible realizar este trabajo.

A la Cátedra Argos de Seguridad Nuclear de la UPC, por su fomento de la investigación entre los estudiantes de últimos cursos. Este tipo de iniciativas permite a muchos estudiantes descubrir un campo apasionante.

Al Grupo de Física Nuclear Experimental de la UPC, que ha proporcionado buena parte de las herramientas usadas para la realización de este proyecto.

Por último, a la familia y amigos, que han estado a disposición para aportar su grano de arena. Y, sobre todo, a mis padres, por el soporte recibido durante todo el grado. Sin ellos, no habría sido posible.

A todos ellos, ¡muchas gracias!

BIBLIOGRAFÍA

Referencias bibliográficas

- [1] OTTO, T., HERTEL, N.E., BARLETT, D.T., BEHRENS, R., BORDY, J.M., DIETZE, G., ENDO, A., GUALDRINI, G. & PELLICIONI, M. *The ICRU proposal for new operational quantities for external radiation*. Radiation Protection Dosimetry, 2017, p. 1-7.
- [2] ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements. [<https://icru.org/mission-statement/uncategorised/mission-statement>, consultado en enero de 2019]
- [3] ANTONI, A. & BOURGOIS, L. *Applied Physics of External Radiation Exposure. Dosimetry and Radiation Protection*. Suiza, 2017.
- [4] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation*. ICRP Publication 74. Volume 26 No. 3/4. 1996.
- [5] ISO 8529:2001. *Reference neutron radiations*. 2001.
- [6] U.S.NRC, United States Nuclear Regulatory Commission. *Neutron Detectors*. [<https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11229A713.pdf>, consultado en octubre de 2018].
- [7] MARES, V., SANNIKOV A.V. & SCHRAUBE, H. *Response functions of the Andersson–Braun and extended range rem counters for neutron energies from thermal to 10 GeV*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 476, 2002, p. 341–346.
- [8] CERN, European Organization for Nuclear Research. Geant4 toolkit. [<https://geant4.web.cern.ch/>, consultado en enero de 2019].
- [9] UNE-EN 61005:2017. *Instrumentación de radioprotección. Medidores de dosis ambiente de neutrones equivalente (o de tasa de dosis equivalente)*. 2017.
- [10] UNE-EN 61005:2009. *Instrumentación de radioprotección. Medidores de dosis ambiente de neutrones equivalente (o de tasa de dosis equivalente)*. 2009.
- [11] TARIFEÑO-SALDIVIA, ARIEL. *Comunicación privada*. No publicado, 2018.
- [12] BIRATTARI, C., FERRARI, A., NUC CETELI, C., PELLICIONI, M. & SILARI, M. *An extended range neutron rem counter*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A297. Holanda, 1990. p. 250-257.
- [13] BIRATTARI, C., DE PONTI, E., ESPOSITO, A., FERRARI, A., MAGUGLIANI, M., PELLICIONI, M., RANCATI, T. & SILARI, M. *Measurements and simulations in high energy neutron fields*. 2nd Meeting of the Task-Force on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities, Ginebra (Suiza), octubre 1995.

- [14] BIRATTARI, C., ESPOSITO, A., FERRARI, A., PELLICIONI, M., RANCATI, T. & SILARI, M. *The extended range neutron rem counter 'LINUS': overview and latest developments*. Radiation Protection Dosimetry Vol. 76, No. 3, marzo 1998, p. 135-148.
- [15] VANAUDENHOVE, T. *Shielding Study against High-Energy Neutrons produced in a Proton Therapy Facility by means of Monte Carlo Codes and On-Site Measurements*. Tesis para doctorado en ciencias de la ingeniería, Ecole Polytechnique de Bruxelles (ULB), junio 2014, p. 148-149.
- [16] LND, INC. [<https://www.lndinc.com/products/neutron-detectors/252180-2/>, consultado enero de 2019]. Ficha técnica detector de neutrones de ^3He modelo 252180.
- [17] THERMO FISHER SCIENTIFIC INC. *FHT 762 Wendi-2. Wide Energy Neutron Detector*. Ficha de especificaciones técnicas. 2007.
- [18] KWD NUCLEAR INSTRUMENTS AB. *Upgrade old 2202D neutron monitor to 2222A Digipig versión*. Ficha de especificaciones técnicas. Suecia.
- [19] KWD NUCLEAR INSTRUMENTS AB. *Neutron Monitor model 2222A He-3*. Ficha técnica de especificaciones. Suecia.
- [20] AB ATOMENERGI. *Neutron Dose Rate Meter 2202D*. Suecia: 1973.
- [21] ELSE NUCLEAR S.R.L. *Neutron rem counter for pulsed fields. Lupin 5401 Series*. Ficha de especificaciones técnicas. Varese (Italia), agosto 2018.
- [22] MANESSI, G.P. & WELSCH, C. *The Lupin Detector: supporting least intrusive beam monitoring technique through neutron detection*. Proceedings of IBIC2013, Oxford (UK), 2013.
- [23] CARESANA, M., BALLERINI, M., GARF, D., HERTEL, N., MANESSI, G, SØGAARD, C. *Pulsed neutron fields measurements around a synchrotron storage ring*. EPJ Web of Conferences 153, 01007, 2017.
- [24] CENTRONIC LIMITED, UK. *BF3 Summary of Parameters*. [<http://www.centronic.co.uk/products/8/boron-trifluoride-bf3-neutron-proportional-counters>, consultado en diciembre de 2019].
- [25] FLUKE BIOMEDICAL. *Victoreen 190N Portable Neutron Survey Meter. Operators Manual*. U.S.A., marzo 2005.
- [26] TRINKL, S., MARES, V., ENGELBRECHT, F.S., WILKENS, J.J., WIELUNSKI, M., PARODI, K., RÜHM, W. & HILLBRAND, M. *Systematic out-of-field secondary neutron spectrometry and dosimetry in pencil beam scanning proton therapy*. Abril, 2017.

- [27] DE SMET, V., DE SAINT-HUBERT, M., DINAR, N., MANESSI, G.P., AZA, E., CASSELL, C., VARGAS, C.S., VAN HOEY, O., MATHOT, G., STICHELBAULT, F., DE LENTDECKER, G., GERARDY, I., SILARI, M. & VANHAVERE, F. *Secondary neutrons inside a proton therapy facility: MCNPX simulations compared to measurements performed with a Bonner Sphere Spectrometer and neutron $H^*(10)$ monitors*. Radiation measurements 99, 2017, p. 25-40.
- [28] LAZARO, A. *Prototipo conceptual de un nuevo dosímetro de neutrones*. Trabajo fin de grado, ETSEIB, UPC, Junio 2018.
- [29] CAPTIO. *Informe Captio del Kilometraje 2016*. 2016.