

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **3 013 663**

51 Int. Cl.:

G01T 3/00

(2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

86 Fecha de presentación y número de la solicitud internacional: **29.01.2021** **PCT/EP2021/052074**

87 Fecha y número de publicación internacional: **05.08.2021** **WO21152069**

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **29.01.2021** **E 21701546 (0)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **04.12.2024** **EP 4097510**

54 Título: **Dosímetro de neutrones**

30 Prioridad:

29.01.2020 EP 20382052

45 Fecha de publicación y mención en BOPI de la traducción de la patente:

14.04.2025

73 Titular/es:

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE CATALUNYA
(100.00%)

C/ Jordi Girona 31
08034 Barcelona, ES

72 Inventor/es:

TARIFEÑO-SALDIVIA, ARIEL y
CALVIÑO TAVARES, FRANCISCO

74 Agente/Representante:

TORNER LASALLE, Elisabet

ES 3 013 663 T3

Aviso: En el plazo de nueve meses a contar desde la fecha de publicación en el Boletín Europeo de Patentes, de la mención de concesión de la patente europea, cualquier persona podrá oponerse ante la Oficina Europea de Patentes a la patente concedida. La oposición deberá formularse por escrito y estar motivada; sólo se considerará como formulada una vez que se haya realizado el pago de la tasa de oposición (art. 99.1 del Convenio sobre Concesión de Patentes Europeas).

DESCRIPCIÓN

Dosímetro de neutrones

Campo técnico

5 La presente invención versa sobre dispositivos de monitorización de la radiación. En particular, la presente invención versa sobre un dosímetro de neutrones capaz de funcionar en campos de neutrones continuos, cuasi continuos y pulsátiles y que puede detectar la radiación de neutrones en el intervalo de energía desde $10\text{E}-9$ (térmicos) hasta 10 MeV o 20MeV . En particular, el dosímetro es un dosímetro de neutrones ligero. El dosímetro puede ser usado en instalaciones industriales, médicas y de investigación, entre otras.

Antecedentes de la invención

10 Los neutrones se producen como radiación primaria o secundaria en reactores nucleares, instalaciones basadas en aceleradores, plasmas de fusión y fuentes radiactivas. Debido a su elevada efectividad biológica relativa, dependiendo de la energía, los neutrones podrían dominar la dosis de radiación total recibida por operarios, pacientes y el público en distintas instalaciones. Por tanto, para evaluar el riesgo potencial y determinar medidas de radioprotección en lugares expuestos, se requieren técnicas de detección que proporcionen las debidas sensibilidades de la estructura energética y temporal de la radiación de neutrones.

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por sus siglas en inglés) ha recomendado usar la dosis ambiental equivalente ($H^*(10)$) como cantidad operativa para la monitorización de zonas. En la publicación 74 de la ICRP [1] se han compilado y publicado factores de conversión de la fluencia a la dosis ambiental equivalente para diferentes tipos de radiación, incluyendo los neutrones.

20 Un dosímetro de neutrones ambientales es un detector capaz de proporcionar una lectura proporcional de la fluencia de los neutrones. Para proporcionar una conversión directa de la fluencia a $H^*(10)$, la respuesta de la energía neutrónica de un dosímetro ideal debería imitar la forma de la curva de factores de conversión en función de la energía de los neutrones. En la práctica, la mayoría de los dosímetros ambientales presentan respuestas dosimétricas que se ajustan a la dosis ambiental equivalente con subestimación y sobreestimación en diferentes regiones de energía. Las organizaciones internacionales de estándares, como la IEC o el ANSI, recomiendan límites de tolerancia para la respuesta energética que se encuentran típicamente entre un 50% y un 200% de la recomendación de la ICRP en diferentes regiones de energía [2, 3]. La mayoría de los dosímetros de neutrones están regulados actualmente con sensibilidades desde energías térmicas hasta 20 MeV . La versión con sensibilidad energética extendida debería estar regulada hasta al menos 200 MeV , que es la recomendación actual de ICRP 74.

30 Los primeros diseños de dosímetros de neutrones ambientales se remontan a la década de 1960. Estos diseños consisten en un contador de neutrones térmicos rodeado por un material moderador, fabricado normalmente de un polietileno de alta densidad. También se usa una sola capa de material absorbente de neutrones para compensar la típica sobreestimación a energías térmicas. Las geometrías del moderador usado por estos diseños son: (a) un moderador cilíndrico de $21,6\text{ cm}$ de diámetro/ $24,4\text{ cm}$ de longitud con un contador cilíndrico de neutrones (de tipo Andersson-Braun [4]), (b) un moderador esférico de $20,8\text{ cm}$ de diámetro con un contador esférico de neutrones (de tipo Leake [5]), y (c) un moderador esférico de $22,9\text{ cm}$ de diámetro con un contador cilíndrico de neutrones (de tipo Hankins [6]). Los dosímetros de energía extendida usan reacciones de multiplicación de neutrones, como $(n,2n')$ y $(n,3n')$, en una sola capa de material de Z elevado para aumentar la sensibilidad del detector más allá del pico de evaporación ($\sim 10\text{-}20\text{ MeV}$) [7]. A lo largo del tiempo los fabricantes han adoptado estos diseños clásicos con pequeñas variaciones.

45 La portabilidad es uno de los inconvenientes de la mayoría de los dosímetros de neutrones ambientales de la técnica anterior. Con la excepción del del tipo Leake ($\sim 5\text{ kg}$), la mayoría de los dosímetros tienen un peso de aproximadamente 9 kg o más, lo que claramente impone restricciones importantes para el transporte, la manipulación y la operación de un dispositivo portátil. La limitación de portabilidad ha sido abordada por el novedoso detector NSN3 [8], que está basado en reacciones nucleares en una mezcla específica de gas en vez de en la moderación y el recuento de neutrones térmicos. El detector final pesa solo $2,2\text{ kg}$, pero presenta una respuesta dosimétrica deficiente para energías de neutrones epitérmicos y térmicos. En la actualidad no hay ninguna solución para un dosímetro de menos de 4 kg que tenga un buen rendimiento en un intervalo amplio de energía neutrónica (de térmica al pico de evaporación).

50 Asimismo, el rendimiento en campos pulsátiles de neutrones también es un inconveniente de los dosímetros de neutrones ambientales de la técnica anterior. Normalmente, un campo pulsátil de neutrones se crea por una ráfaga de radiación con una duración de tiempo que abarca de pocos ns hasta aproximadamente 1 ms . Un ejercicio de intercomparación en campos pulsátiles de neutrones [9] ha demostrado que la mayoría de los dosímetros de neutrones comerciales activos adolecen de graves subestimaciones en torno a 10 nSv/ráfaga o más. Los problemas están relacionados con la intensa acumulación de eventos instantáneos dentro del contador proporcional de neutrones, que hace imposible contar eventos individuales y perjudica la proporcionalidad del contador debido a los efectos de la acumulación de cargas espaciales [10]. La escasez de dosímetros de neutrones pulsátiles es un problema verdaderamente importante para la protección contra la radiación, dado que hay un número creciente de instalaciones

pulsátiles, como fuentes de espalación, láseres de alta potencia o plasmas de fusión. Además, normalmente se crean campos de neutrones pulsátiles como consecuencia de pérdidas de haz en instalaciones basadas en aceleradores para la investigación y aplicaciones médicas.

5 En la solicitud de patente internacional WO-A2-2010040330 [11] se ha propuesto una solución para la dosimetría neutrónica en campos pulsátiles. El dosímetro reivindicado en esa invención se basa en la técnica de activación de plata, que proporciona así una estimación fiable de la dosis de una ráfaga individual de neutrones. El principal inconveniente de esa invención es el tiempo de reacción, que es normalmente de decenas de segundos, según los tiempos de vida media de los isótopos de plata activados.

10 El detector LUPIN es otra solución propuesta para la dosimetría de neutrones pulsátiles. El concepto del detector está basado en el uso de una lectura innovadora que incluye factores de corrección y mitiga los efectos de la acumulación de cargas espaciales usando un largo contador proporcional de neutrones [12]. El detector resultante presenta prestaciones de monitorización en tiempo real con un buen rendimiento hasta aproximadamente 500 nSv/ráfaga, sin aplicar algoritmos de corrección, pero con una masa de 18 kg que limita la portabilidad del dispositivo.

15 Además, lo más probable es que la sensibilidad energética sea el principal problema de los dosímetros de neutrones ambientales de la técnica anterior. Las instalaciones modernas para la investigación o aplicaciones médicas usan aceleradores de partículas de energías extremas. Por ejemplo, las instalaciones de terapia con partículas usan haces de protones de hasta 250 MeV y haces de iones pesados de hasta varios GeV, respectivamente. A estos intervalos de energía, se abren varios canales de reacción cuando el haz interactúa con los materiales del pórtilo o con el propio paciente. Por consiguiente, se crean campos complejos de neutrones secundarios dispersos con aportaciones de energía desde térmica a de haz. Para la terapia con protones, el único dosímetro que proporciona lecturas fiables de neutrones secundarios en condiciones cercanas a las clínicas es el dispositivo WENDI-II (US5578830A [13], [14]). Este detector está basado en el diseño de Andersson-Braun e incluye una sola capa de tungsteno para la multiplicación neutrónica. A pesar del buen rendimiento en la sensibilidad energética, la respuesta de este dosímetro a campos de neutrones cuasi continuos o pulsátiles es bastante pobre.

25 Según la Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas (ICRU, por sus siglas en inglés), las recomendaciones actuales sobre cantidades operativas para la protección contra radiaciones presentan varias deficiencias conceptuales y técnicas. Esto ha motivado que la ICRU proponga un nuevo conjunto de cantidades operativas, relacionado directamente con la dosis efectiva y la dosis absorbida, durante una gama extendida de partículas e intervalos de energía de hasta 200 GeV [15]. En el caso de los neutrones, la propuesta de la ICRU tiene un impacto significativo, en comparación con ICRP74, para energías inferiores a 1 keV y superiores a 20 MeV, respectivamente. Aunque para los intervalos de energía menores la ICRP74 es demasiado conservadora, para las regiones de alta energía la recomendación actual se subestima en demasía. Un estudio reciente ha concluido que se precisaría una reoptimización de diseños de dosímetros no extendidos para ajustarse mejor a los requisitos de la nueva propuesta de cantidad operativa [16].

35 Se conoce un dosímetro que intenta superar el inconveniente anteriormente mencionado de sensibilidad energética por el documento US 7655921-B2 [17], que divulga un dosímetro para la detección de la radiación de neutrones dentro de un intervalo de energía de 0,025 eV a varios cientos de GeV, que comprende un cuerpo base sustancialmente esférico que es usado como cuerpo de moderación que comprende material hidrogenado, un elemento de detección que está dispuesto en el centro del cuerpo base, y un convertidor de neutrones que rodea el elemento de detección. El convertidor de neutrones comprende átomos metálicos que convierten la energía de la radiación de neutrones de alta energía esencialmente en neutrones dentro de un intervalo adecuado de energía. El cuerpo base está dotado de un acceso a través del cual puede introducirse el elemento de detección en el convertidor de neutrones y sacarse del mismo. El convertidor de neutrones está implementado en forma de cilindro.

45 Asimismo, el documento WO 2009063078-A2 [18] proporciona un instrumento para detectar la radiación, que comprende un núcleo interno que aloja un detector de neutrones, y un núcleo externo que comprende un material moderador de neutrones, incluyendo el instrumento, además, al menos una larga guía de neutrones térmicos situada dentro del núcleo externo y que tiene un extremo interno que termina próximo al detector de neutrones. En uso, la larga guía de neutrones térmicos canaliza los neutrones térmicos hacia el detector de neutrones. El instrumento es ligero y está pensado para reducir las sobreestimaciones de neutrones de baja energía (0,4 eV a 100 keV), que son características de otros dispositivos.

50 Los documentos US6930311-B1 [19], US10281600-B2 [20] y CN102928867-A [21] proporcionan/divulgan otros instrumentos para la detección de radiación.

Descripción de la invención

55 Las realizaciones de la presente invención proporcionan un dosímetro de neutrones adecuado para campos tanto continuos como pulsátiles. El dosímetro de neutrones comprende, como es sabido en la técnica: un cuerpo cilíndrico hecho de un material de polietileno que actúa como moderador; un componente activo que actúa como detector de neutrones y situado en el centro del cuerpo cilíndrico; y filtros de neutrones para compensar una excesiva sensibilidad del detector de neutrones en una región de energía dada.

Los filtros de neutrones están formados por dos coronas (podrían ser más de dos), que están hechas de un material con un grosor dado, y tapas superior e inferior. Las dos coronas están colocadas dentro del moderador de polietileno, donde una primera de dichas dos coronas está situada adyacente al componente activo y una segunda de dichas dos coronas está situada entre la primera corona y una superficie de pared interna del moderador de polietileno.

- 5 Las tapas superior e inferior están configuradas/dispuestas para cubrir (al menos) los extremos abiertos de la primera corona. La tapa superior tiene una abertura para permitir la introducción del componente activo en la misma. El grosor del material de las tapas superior e inferior es igual que el grosor del material usado para las dos coronas. Además, cada una de las coronas primera y segunda comprende múltiples cintas verticales, estando comprendida el área cubierta por las múltiples cintas verticales en cada corona, excluyendo las tapas superior e inferior, en un intervalo del 50 - 95%.

El dosímetro de neutrones también tiene un elemento extraíble situado entre la primera corona y el componente activo para mejorar el rendimiento del detector de neutrones ante campos intensos de radiación de neutrones, de forma pulsátil o continua. En particular, el elemento extraíble incluye un cilindro hueco con un diámetro interno entre 1,05 y 1,2 veces el diámetro externo del componente activo

- 15 El dosímetro de neutrones puede estar unido de forma separable al cuerpo cilíndrico mediante presión. Con ese fin, el dosímetro de neutrones puede incluir una junta tórica, o anillo tórico, incluyendo el cuerpo cilíndrico un correspondiente surco para que la junta tórica se asiente en el mismo y se comprima durante el montaje de los dos elementos. Alternativamente, la unión/fijación del dosímetro de neutrones al cuerpo cilíndrico puede realizarse usando tornillos o fijadores. En otra realización, el dosímetro de neutrones puede estar dotado incluso de una rosca para su fijación al cuerpo cilíndrico.

En una realización, las dos coronas están fabricadas de un material de cadmio. En este caso el grosor dado está comprendido en un intervalo entre 0,5 y 1 mm. En otra realización, las dos coronas están fabricadas de un material de silicona borada. En este caso, el grosor dado está comprendido en un intervalo entre 3 y 5 mm.

- 25 En una realización, el radio interno de la primera corona está comprendido en un intervalo entre 2,0 y 3,0 cm y el radio interno de la segunda corona es de 0,5 a 1,75 cm mayor que el radio interno de la primera corona. De forma alternativa o complementaria, la altura de los filtros de neutrones puede estar comprendida en un intervalo entre 50 y 100 mm.

- 30 El cilindro hueco puede estar fabricado de un material de polietileno y un material absorbente de neutrones, como cadmio, cadmio mezclado con boro, polietileno, polietileno mezclado con boro, o litio, entre otros. El material absorbente de neutrones comprende en particular múltiples cintas (o tiras), de cualquier forma, por ejemplo vertical, radial, helicoidal, etc. El material absorbente de neutrones puede cubrir al menos parte de la superficie de un volumen sensible del componente activo. En cualquier caso, se debería observar que el material absorbente de neutrones puede cubrir toda la superficie del volumen sensible e incluso sobrepasar esta superficie. Alternativamente, el cilindro hueco puede estar fabricado de un material de polietileno borado, estando comprendido este en una fracción del 0,5 al 30% en peso.

- 35 En una realización, el dosímetro de neutrones también incluye un filtro de radiación gamma hecho de un cilindro metálico de plomo sólido con un radio interno comprendido en un intervalo entre 7 y 16 mm, y un grosor entre 1 y 3 mm.

- 40 En una realización, en particular para proporcionar un dosímetro de neutrones ligero de menos de 5 kilogramos, el cuerpo cilíndrico comprende un radio externo R_m comprendido en un intervalo entre 7 y 10 cm. La altura total del cuerpo cilíndrico, concretamente L_m , puede ser calculada usando la siguiente ecuación empírica: $L_m (R_m, RA) = 1,904 \cdot R_m + 53,965 \cdot RA^2 - 138,65 \cdot RA + 83,818$ [cm], donde R_m está expresado en cm y RA es el factor de anisotropía nominal y se define como la relación entre una respuesta de neutrones ponderada del detector de neutrones, para campos omnidireccionales de neutrones rápidos, y la respuesta nominal a la irradiación lateral del cilindro que incluye el componente activo.

- 45 Además, el dosímetro de neutrones también puede incluir un elemento de berilio metálico o de óxido de berilio situado entre la segunda corona y el moderador. El elemento de berilio metálico o de óxido de berilio puede ser un cilindro de forma hueca o una tercera corona hecha de múltiples cintas o varillas verticales en una geometría coaxial.

- 50 En particular, el componente activo comprende una mezcla de ^3He y un gas de extinción en una proporción de hasta un 3% en masa. Asimismo, el material de polietileno es un material de polietileno de alta densidad con una densidad comprendida en un intervalo de 0,90 - 0,98 g/cm³. En otra realización adicional, el componente activo está configurado para comunicarse con un módulo de procesamiento electrónico para transmitir la carga producida en el componente activo debida a la detección de eventos de neutrones individuales o múltiples. El módulo de procesamiento electrónico puede estar montado externamente en el cuerpo cilíndrico o puede estar situado lejos del cuerpo cilíndrico.

- 55 Por ende, la presente invención proporciona un sensor moderno de radiación capaz de superar las limitaciones de las soluciones presentes del mercado en la dosimetría ambiental de campos de neutrones continuos y pulsátiles. En particular, el dosímetro de neutrones comprende i) un cuerpo cilíndrico detector; ii) un elemento extraíble compatible

con el cuerpo cilíndrico que permite el cambio de escala de la sensibilidad de detección sin alterar de forma significativa la respuesta energética; y iii) es ligero (menos de 5 kg).

El dosímetro puede ser usado en reactores nucleares; fuentes radiactivas; neutrones producidos por fusión nuclear D-D; instalaciones de terapia con protones, etc.

5 Breve descripción de los dibujos

Las ventajas y características anteriores y otras se comprenderán más plenamente a partir de la siguiente descripción detallada de realizaciones, con referencia a las figuras adjuntas, que deben ser consideradas de manera ilustrativa y no limitante, en las cuales:

10 La Figura 1 ilustra esquemáticamente el dosímetro de neutrones propuesto, según una realización de la presente invención.

La Figura 2 ilustra esquemáticamente otra realización del dosímetro de neutrones propuesto, que en este caso incluye el tapón de eficiencia, o elemento extraíble.

15 La Figura 3 ilustra esquemáticamente otra realización del dosímetro de neutrones propuesto, que en este caso incluye el módulo de alimentación y de procesamiento electrónico.

La Figura 4 ilustra la respuesta dosimétrica obtenida con el Ejemplo 1.

20 La Figura 5 ilustra la relación entre la fracción cubierta del área del componente activo y el factor de cambio de escala de la sensibilidad a los neutrones para el Ejemplo 2.

La Figura 6 ilustra el rendimiento para lugares de trabajo. Límites superior e inferior en los dosímetros comerciales según documenta el proyecto EVIDOS [22].

25 La Figura 7 ilustra el rendimiento para campos de radiación pulsátiles. Datos para dosímetros comerciales extraídos de [24].

Descripción detallada de realizaciones preferidas

30 La presente invención proporciona un dosímetro cilíndrico 1 de neutrones, en particular del tipo Andersson-Braun, capaz de funcionar en campos de neutrones continuos, casi continuos y pulsátiles. El dosímetro puede ser usado con un módulo de procesamiento electrónico, tal como un preamplificador sensible a la carga, y una lectura basada en componentes electrónicos analógicos o digitales. En algunas realizaciones, el dosímetro 1 de neutrones tiene un peso máximo que es inferior a 5 kilogramos (excluyendo los componentes electrónicos); es decir, el dosímetro es ligero.

35 La sensibilidad energética del dosímetro 1 de neutrones sigue las recomendaciones ICRP74 o ICRU-RC26. Asimismo, el detector de neutrones está diseñado para energías operativas desde 10E-9 (térmicas) hasta 10 MeV o 20MeV (esta cuando se usan multiplicadores de neutrones). La desviación de la sensibilidad de detección promedio es inferior al 20% con respecto a la sensibilidad nominal para campos omnidireccionales de neutrones rápidos o campos en lugares de trabajo.

40 Las Figuras 1 y 2A y 2B ilustran diferentes realizaciones del dosímetro 1 de neutrones propuesto. El dosímetro 1 de neutrones comprende un cuerpo cilíndrico 100 (o componente pasivo) que actúa como moderador, un componente activo 101 que actúa como detector de neutrones, y filtros 102 de neutrones para compensar una excesiva sensibilidad del detector de neutrones en las regiones de energía térmica y epitérmica.

45 En una realización, el cuerpo cilíndrico 100 está hecho de un material de polietileno de alta densidad (densidad de 0,90 - 0,98 g/cm³). El radio externo (Rm) del cuerpo cilíndrico 100 puede oscilar entre 7 cm y 9,5 o 10,0 cm. La altura total (Lm) del cuerpo cilíndrico 100 puede ser calculada usando la siguiente ecuación:

$$Lm(Rm, RA) = 1,904 \cdot Rm + 53,965 \cdot RA^2 - 138,65 \cdot RA + 83,818 \text{ [cm]}, \text{ (Ec. 1)}$$

50 donde Rm está expresado en cm y RA es el factor de anisotropía nominal. RA se define como la relación entre la respuesta de neutrones ponderada del detector de neutrones, para campos omnidireccionales de neutrones rápidos, y la respuesta nominal a la irradiación lateral del cilindro que incluye el componente activo 101. La relación de aspecto (Lm/Rm) del moderador 100 oscila entre 1,2 y 1,8. Asimismo, en particular, la RA puede variar entre 0,8 y 1,3.

Debería observarse que en otras realizaciones, no restringidas a una masa inferior a 5 kilogramos, el radio externo (Rm) del cuerpo cilíndrico podría aumentar hasta 16,0 cm.

El componente activo 101 comprende un volumen sensible, o longitud activa, 111. El componente activo 101 está lleno de una mezcla de gas ³He y un gas de extinción (hasta un 3% en masa). El diámetro externo del componente

activo 101 puede estar comprendido en un intervalo entre 1,27 y 2,54 cm, y el volumen sensible 111 puede estar comprendido en un intervalo entre 30 y 70 mm, en particular 50 mm.

Los filtros 102 de neutrones pueden estar fabricados de láminas de cadmio con un grosor entre 0,5 y 1 mm o pueden estar fabricados de un material de silicona borada con un grosor entre 3 y 5 mm.

- 5 Los filtros 102 de neutrones se colocan dentro del cuerpo cilíndrico 100 conformado como dos coronas 102A, 102B y unas tapas superior e inferior 102C, 102D. La primera corona 102A se sitúa adyacente al componente activo 101 y la segunda corona 102B se sitúa entre la primera corona 102A y la superficie de pared interna del cuerpo cilíndrico 100. Las tapas superior e inferior 102C, 102D se incluyen para cubrir los extremos abiertos de la primera corona 102A. La tapa superior 102C tiene una abertura para permitir la introducción del componente activo 101 en la misma. El grosor del material de las tapas superior e inferior 102C, 102D es de aproximadamente 0,5 mm, que es igual que el grosor del material de las dos coronas 102A, 102B.

- 15 Las coronas primera y segunda 102A, 102B (aunque no están ilustradas en la figura) están hechas de un número arbitrario de cintas verticales. El área cubierta por las cintas verticales en cada columna, excluyendo las tapas superior e inferior 102C, 102D, es del orden del 50 - 95%. Según una realización particular, la primera corona 102A puede estar formada de 6 cintas verticales y la segunda corona 102B puede estar formada de 8 cintas verticales. La altura de las dos coronas 102A, 102B puede estar entre 50 y 100 mm.

Alternativamente, en otra realización, no ilustrada, los filtros 102 de neutrones se colocan dentro del cuerpo cilíndrico 100 como un cilindro coaxial hueco. En este caso se usa un único filtro; el radio interno puede estar entre 2,5 y 5 cm.

- 20 El dosímetro 1 de neutrones también puede incorporar un filtro de radiación gamma para reducir la sensibilidad del componente activo 101 a los rayos X. En particular, el filtro de radiación gamma está formado de un cilindro metálico de plomo sólido. El radio interno de dicho cilindro metálico puede variar entre 7 y 16 mm, y su grosor puede estar entre 1 y 3 mm.

- 25 Además, también pueden usarse elementos de berilio metálico o de óxidos de berilio que actúen como multiplicadores de neutrones para compensar la baja sensibilidad del detector de neutrones a energías mayores que 10 MeV. En particular, los elementos de berilio metálico o de óxidos de berilio se colocan entre la segunda corona 102B y el cuerpo cilíndrico 100 y pueden estar en la forma ya sea de un cilindro de forma hueca o en la forma de una tercera corona formada de múltiples cintas o varillas verticales en una geometría coaxial. El radio interno del cilindro o de la corona puede estar entre 4 y 7 cm. Cuando se usan cintas verticales, el grosor del material está entre 3 y 12 mm. Cuando se usan varillas, el diámetro de la varilla oscila entre 4 y 10mm. Cuando se usa la corona, la suma de los ángulos subtendidos por todas las cintas o todas las varillas varía entre 72° y 165°.

- 30 En la realización de las Figuras 2A y 2B, el dosímetro 1 de neutrones, además de los elementos descritos anteriormente, también incluye un tapón (o elemento) extraíble 104 insertado en el cuerpo cilíndrico 100 para compensar la pobre sensibilidad del detector de neutrones a energías mayores que 10 MeV (la flecha en la parte inferior de la Figura 2A indica la dirección de inserción del elemento extraíble 104 en el componente pasivo 100). El elemento extraíble 104 incluye un cilindro hueco con diámetro interno entre 1,05 y 1,2 veces el diámetro externo del componente activo 101.

- 35 El cilindro hueco puede estar formado de un material de polietileno (por ejemplo, un material de polietileno de alta densidad) y un material 106 absorbente de neutrones con múltiples cintas/tiras. El material 106 absorbente de neutrones puede estar formado de un material diferente, tal como litio, cadmio, polietileno, polietileno borado, etc. El material 106 absorbente de neutrones puede cubrir el volumen sensible 111 del componente activo 101. En particular, la fracción de la zona del tubo llena de ^3He , excluyendo los extremos superior e inferior, cubierta por el material 106 absorbente de neutrones en el cilindro hueco está entre el 20% y el 95%. Alternativamente, el cilindro hueco puede estar hecho de un material de polietileno borado, estando comprendido este en una fracción del 0,5 al 30% en peso. El filtro 105 de radiación gamma está incluido como parte del tapón extraíble 104. En este caso el filtro 105 de radiación gamma tiene un grosor entre 1 y 3 mm.

- 40 La Figura 3 ilustra una realización en la que el dosímetro 1 de neutrones también incluye un módulo electrónico 108 de procesamiento montado encima del cuerpo cilíndrico 100. El módulo electrónico 108 de procesamiento está conectado operativamente para comunicarse con el componente activo 101 y para transmitir las lecturas a diferentes dispositivos informáticos, como teléfonos inteligentes ordenadores, servidores, etc. La cadena electrónica incluye una fuente de alimentación de CC de alta y baja tensión. El procesamiento y la lectura de señales pueden basarse en componentes electrónicos analógicos y/o digitales. En el caso de la medición de campos de neutrones continuos o cuasi continuos, el dosímetro 1 de neutrones ha de ser operado detectando eventos individuales (modo de impulsos) y usando un medidor de dosis, o componente electrónico equivalente, capaz de proporcionar la dosis unitaria en las unidades debidas. En el caso de campos de neutrones pulsátiles, el dosímetro 1 de neutrones ha de ser operado en un modo de integración de carga que incluye componentes electrónicos capaces de determinar la carga total depositada dentro del componente activo 101 por los eventos detectados procedentes de la ráfaga de neutrones, y que proporciona la dosis integrada por la ráfaga de neutrones (dosis unitaria pulsátil).

Debería observarse que en otras realizaciones, no ilustradas, el módulo de procesamiento electrónico puede estar situado lejos del cuerpo cilíndrico 100.

A continuación se detallan diferentes ejemplos particulares del dosímetro 1 de neutrones propuesto.

Ejemplo 1

- 5 Según este ejemplo, el dosímetro de neutrones es ligero, con una masa total inferior a 5 kg y un intervalo energético especificado desde térmico hasta 10 MeV. El componente activo 101 es un contador de neutrones cilíndrico lleno de ^3He , con una presión nominal de 1,01 MPa, un diámetro externo de 2,54 cm, 74,6 mm de longitud total de tubo y 50 mm de longitud nominal del volumen de detección. El cuerpo cilíndrico 100 está fabricado de material de polietileno de alta densidad con una densidad nominal de 0,95 gr/cm³. Se escoge el factor de anisotropía nominal para que RA=1,1. Se selecciona el radio externo del moderador para que Rm=9 cm. Por lo tanto, la longitud del moderador es 13,7 cm. Los filtros 102 de neutrones están formados por material de cadmio natural con un grosor de 0,5 mm. La primera corona 102A está formada por seis cintas verticales de 75 mm de longitud, incluidas las tapas superior e inferior, y un radio interno de 2,25 cm. El arco subtendido por cada cinta en la primera corona 102A es de 51 grados. La segunda corona 102B está formada por ocho cintas verticales, con un radio interno de 3,25 cm, subtendiendo cada una un arco de 36 grados. El componente activo 101 y los filtros 102 de neutrones están colocados simétricamente con respecto a los ejes radial y axial del cuerpo cilíndrico 100. La masa total del dispositivo es de 3,5 kg, incluyendo los elementos 100 a 102.

- La respuesta de este ejemplo ha sido calculada por simulaciones Monte Carlo usando el conjunto de herramientas GEANT4 (<https://geant4.web.cern.ch/>). La respuesta a la dosis se calibra para el espectro de referencia de una fuente de neutrones de ^{252}Cf . La respuesta dosimétrica es presentada en la Figura 4 y comparada con cálculos similares para dosímetros comerciales de intervalo energético extendido y no extendido. La respuesta energética proporcionada por el dosímetro ligero 1 del presente ejemplo muestra un rendimiento satisfactorio y similar al de los dispositivos comerciales.

- También se ha estudiado el rendimiento para los espectros de los neutrones en diferentes espacios de trabajo, incluyendo reactores nucleares, recipientes blindados de transporte, instalaciones nucleares de procesamiento de combustible y fuentes de neutrones rápidos. En la Tabla 1 se han proporcionado datos de referencia documentados por el proyecto EVIDOS [22] y la recomendación ISO 8529-2001. En la Figura 6 se muestran cálculos para el presente ejemplo y se los compara con valores típicos. El dosímetro ligero 1 de neutrones proporciona un rendimiento similar en lugares de trabajo al de dispositivos comerciales más pesados.

- 30 TABLA 1: Espectros neutrónicos de referencia para lugares de trabajo, incluidos reactores nucleares, recipientes blindados de transporte, instalaciones nucleares de procesamiento de combustible y fuentes de neutrones rápidos

Espectro	E/MeV promedio	$h^*(10)/\text{pSv}\cdot\text{cm}^2$
BWR SAR: sala de barras de control / EVIDOS	0,03990	37,4
CASK TN N: centro de la placa terminal / EVIDOS	0,04049	38,6
SCK.CEN VENUS F: blindaje lateral / EVIDOS	0,113	48,4
CASK NTL M: centro del lateral largo / EVIDOS	0,313	185,1
Nuclear facility 3: sala interior / EVIDOS	0,639	192,9
Belgonucléaire 2A: bastidor sin blindaje / EVIDOS	1,07	260
241AmBe / ISO8529-2000	4,16	391

Ejemplo 2

- El dosímetro de neutrones ligero según el Ejemplo 1 se modificó con un elemento extraíble 104 para adaptar la sensibilidad a los neutrones a campos muy intensos de neutrones. El elemento extraíble 104 usado en este ejemplo está formado de material de polietileno de alta densidad con una densidad nominal de 0,95 gr/cm³. El cilindro hueco tiene un diámetro interno de 27,5 mm.

- En la Figura 5 se presentan la relación [general entre la fracción cubierta del área del componente activo 101, en el Ejemplo 1, y el factor de cambio de escala de la sensibilidad a los neutrones. Para el presente ejemplo, el material absorbente 106 de neutrones es cadmio natural, que se inserta dentro del cilindro hueco en forma de cintas verticales, que cubren el 75% del área del componente activo 101. Por tanto, la sensibilidad del dosímetro se reduce en un factor de 0,46. El impacto del presente ejemplo en la masa total es de menor de 100 gr.

En la Figura 6 se muestran cálculos del rendimiento, para el Ejemplo 2, en diferentes lugares de trabajo. Estos cálculos demuestran que el elemento extraíble 104 es capaz de cambiar de manera efectiva la escala de la sensibilidad a los neutrones sin perjudicar significativamente la respuesta energética global.

Ejemplo 3

Los dosímetros de neutrones descritos en los Ejemplos 1 y 2 son usados en el modo de integración de cargas, con módulos electrónicos de procesamiento adecuados, para medir campos de neutrones pulsátiles. La respuesta

intrínseca del componente activo 101, descrito en el Ejemplo 1, se caracterizó experimentalmente en un campo pulsátil producido por una fuente de neutrones de espalación. Estos datos son usados para la deducción del rendimiento del dosímetro campos de neutrones pulsátiles.

En la Figura 7 se presenta el rendimiento para campos de neutrones pulsátiles, en los Ejemplos 1 y 2, y se lo compara con datos de referencia para dosímetros comerciales [23]. El dosímetro de neutrones ligero de este Ejemplo 3 es capaz de medir dosis de neutrones pulsátiles superiores a 1 uSv por haz sin verse afectado por la intensa acumulación de eventos. Además, el uso del elemento extraíble 104 para el dispositivo en el Ejemplo 2 proporciona una flexibilidad adicional para aumentar el intervalo dinámico en un factor de 2.

En otras realizaciones, en este caso no ilustradas, el elemento extraíble o tapón 104 propuesto también puede ser usado en otros detectores, basados en cuerpos de cualquier forma moderadores de neutrones para compensar la excesiva sensibilidad intrínseca del componente activo, para reducir la acumulación o el tiempo de resolución en la tasa de recuento. En este caso, el cuerpo (u otro elemento) del detector de recuento de neutrones debería tener una configuración compatible con el elemento extraíble 104 para que este esté fijado/unido al mismo.

En lo que antecede se han descrito la presente divulgación y/o algunos otros ejemplos.

El alcance de la presente invención se define en el siguiente pliego de reivindicaciones.

Referencias:

[1] ICRP, 1996. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26 (3-4).

[2] International Electrotechnical Commission (IEC) 2014 Radiation protection instrumentation Neutron ambient dose equivalent (rate) meters IEC Report.

[3] American National Standards Institute (ANSI) 2003 American national standard for performance specifications for health physics instrumentation-portable instrumentation for use in normal environmental conditions ANSI Report.

[4] Andersson, I. Oe., y Braun, J. (1964). A Neutron Rem Counter (AE-132). Suecia.

[5] J.W. Leake, Nuclear Instruments and Methods 63:3 (1968) 329-332.

[6] Hankins, D. E. Health physics. 14(5) (1968) 518-20.

[7] C. Birattari, A. Ferrari, C. Nuccetelli, M. Pelliccioni, M. Silari, NIMA 297 (1990) 250-257.

[8] T. Nunomiya y otros. Journal of Nuclear Science and Technology, 54:11 (2017) 1215-1222.

[9] M. Caresana y otros. NIMA 737 (2014) 203-213.

[10] I. Ríos, J. González, R.E. Mayer, Radiation Measurements 53-54 (2013) 31.

[11] "Neutron Dosimeter". 2008

[12] C. Cassell y otros. NIMA 804 (2015) 113-117.

[13] "Neutron dose equivalent meter". 1995

[14] R. H. Olsher y otros. Health Phys. 79:2 (2000) 170-81.

[15] T Otto y otros. Radiation Protection Dosimetry 180 (2018) 10-16.

[16] J S Eakins y otros. J. Radiol. Prot. 38 (2018) 688

[17] "Dosimeter for the detection of neutron radiation". 2004

[18] "Radiation Detection". 2007

[19] "Lightweight neutron remmeter". 2003

[20] "Neutron Detector and Dose Rate Meter using Beryllium-Loaded Materials". 2017

[21] "Compensation type neutron dose instrument". 2012

[22] H. Schuhmacher y otros, "Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields", informe PTBN-49, 2006.

[23] M. Caresana y otros., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 737 (2014) 203-213.

[24] A. Tarifeño-Saldivia y otros., Review of Scientific Instruments 85, 013502 (2014).

REIVINDICACIONES

1. Un dosímetro de neutrones que comprende:

un cuerpo cilíndrico (100) hecho de un material de polietileno que actúa como moderador;

5 un componente activo (101) que actúa como detector de neutrones, estando situado el componente activo (101) en el centro del cuerpo cilíndrico (100); y

filtros (102) de neutrones configurados para compensar una excesiva sensibilidad del detector de neutrones en una región de energía dada,

10 estando formados los filtros (102) de neutrones por al menos dos coronas (102A, 102B), que están hechas de un material con un grosor dado, y tapas superior e inferior (102C, 102D), estando colocadas las al menos dos coronas (102A, 102B) dentro del cuerpo cilíndrico (100), estando situada una primera (102A) de dichas dos coronas (102A, 102B) adyacente al componente activo (101) y estando situada una segunda (102B) de dichas dos coronas (102A, 102B) entre la primera corona (102A) y una superficie de pared interna del cuerpo cilíndrico (100), estando configuradas las tapas superior e inferior (102C, 102D) para cubrir los extremos abiertos de la primera corona (102A), teniendo la tapa superior (102C) una abertura para permitir la introducción del componente activo (101) en la misma;

caracterizado porque:

20 el grosor del material de las tapas superior e inferior (102C, 102D) es igual que el grosor del material de las dos coronas (102A, 102B);

cada una de las coronas primera y segunda (102A, 102B) comprende múltiples cintas verticales, estando comprendida el área cubierta por las múltiples cintas verticales en cada corona, excluyendo las tapas superior e inferior (102C, 102D), en un intervalo del 50 - 95%; y porque el dosímetro comprende, además:

25 un elemento extraíble (104) situado entre la primera corona (102A) y el componente activo (101) adaptado para mejorar el rendimiento del detector de neutrones ante campos intensos de radiación de neutrones, de forma pulsátil o continua, incluyendo dicho elemento extraíble (104) un cilindro hueco con un diámetro interno entre 1,05 y 1,2 veces el diámetro externo del componente activo (101).

30 2. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 1 en donde las dos coronas (102A, 102B) están fabricadas de un material de cadmio, y en donde el grosor dado está comprendido en un intervalo entre 0,5 y 1 mm.

3. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 1 en donde las dos coronas (102A, 102B) están fabricadas de un material de silicón borado, y en donde el grosor dado está comprendido en un intervalo entre 3 y 5 mm.

4. El dosímetro de neutrones de cualquiera de las reivindicaciones anteriores en donde:

35 el radio interno de la primera corona (102A) está comprendido en un intervalo entre 2,0 y 3,0 cm y el radio interno de la segunda corona (102B) es de 0,5 a 1,75 cm mayor que el radio interno de la primera corona (102A); y/o

la altura de los filtros (102) de neutrones está comprendida en un intervalo entre 50 y 100 mm.

40 5. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 1 en donde el cilindro hueco está fabricado de un material de polietileno y un material (106) absorbente de neutrones con múltiples cintas o tiras, cubriendo el material (106) absorbente de neutrones al menos parte de una superficie de un volumen sensible (111) del componente activo (101).

6. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 1 en donde el cilindro hueco está fabricado de un material de polietileno borado, comprendiendo este una fracción del 0,5 al 30% en peso.

45 7. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 1, 5 o 6 que, además, comprende un filtro (105) de radiación gamma fabricado de un cilindro metálico de plomo sólido con un radio interno comprendido en un intervalo entre 7 y 16 mm, y un grosor entre 1 y 3 mm.

8. El dosímetro de neutrones de una cualquiera de las reivindicaciones anteriores en donde el dosímetro es un dosímetro ligero, en donde el cuerpo cilíndrico (100) tiene un radio externo R_m comprendido en un intervalo entre 7 y 10 cm y una altura total L_m calculada por medio de:

$$L_m(R_m, RA) = 1,904 \cdot R_m + 53,965 \cdot RA^2 - 138,65 \cdot RA + 83,818 \text{ [cm]},$$

50 donde:

– R_m está expresado en cm;

- RA es el factor de anisotropía nominal y se define como la relación entre una respuesta de neutrones ponderada del detector de neutrones, para campos omnidireccionales de neutrones rápidos, y la respuesta nominal a la irradiación lateral del cilindro que incluye el componente activo (101).
- 5 9. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 8 que, además, comprende un elemento de berilio metálico o de óxido de berilio situado entre la segunda corona (102B) y el cuerpo cilíndrico (100).
- 10. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 9 en donde el elemento de berilio metálico o de óxido de berilio es un cilindro de forma hueca o una tercera corona hecha de múltiples cintas o varillas verticales en una geometría coaxial.
- 10 11. El dosímetro de neutrones de una cualquiera de las reivindicaciones anteriores en donde el componente activo (101) comprende una mezcla de ^3He y un gas de extinción en una proporción de hasta un 3% en masa.
- 12. El dosímetro de neutrones de una cualquiera de las reivindicaciones anteriores en donde el material de polietileno es un material de polietileno de alta densidad con una densidad comprendida en un intervalo de 0,90 - 0,98 g/cm³.
- 13. El dosímetro de neutrones de una cualquiera de las anteriores reivindicaciones 8 a 12 en donde la masa total del dosímetro es inferior a 5 kilogramos.
- 15 14. El dosímetro de neutrones de una cualquiera de las reivindicaciones anteriores en donde el componente activo (101) está configurado para comunicarse con un módulo electrónico (108) de procesamiento para transmitir una carga producida en el componente activo (101) debida a la detección de eventos de neutrones individuales o múltiples.
- 15. El dosímetro de neutrones de la reivindicación 14 en donde el módulo de procesamiento electrónico está montado externamente en el cuerpo cilíndrico (100) o está situado lejos del cuerpo cilíndrico (100).

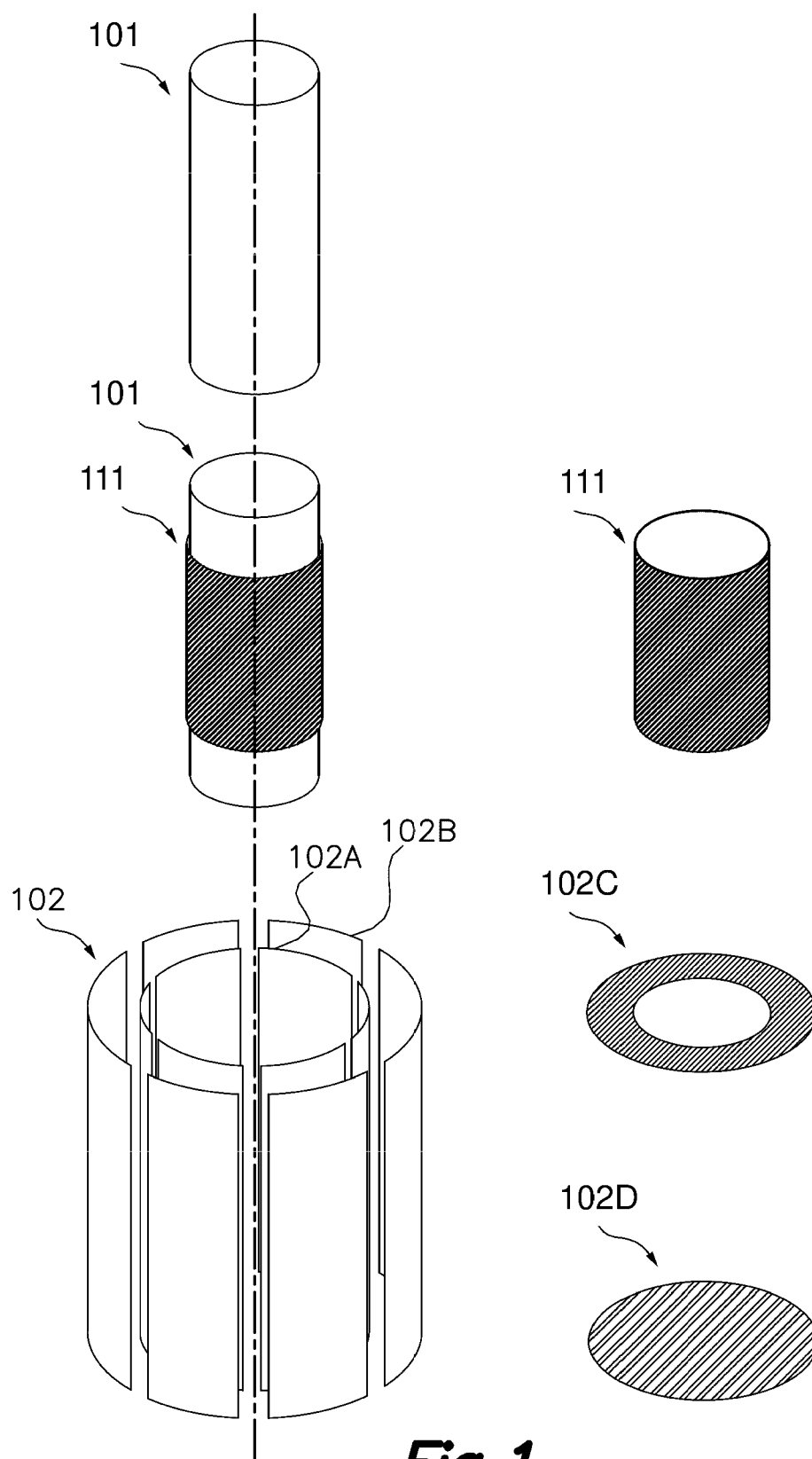


Fig. 1

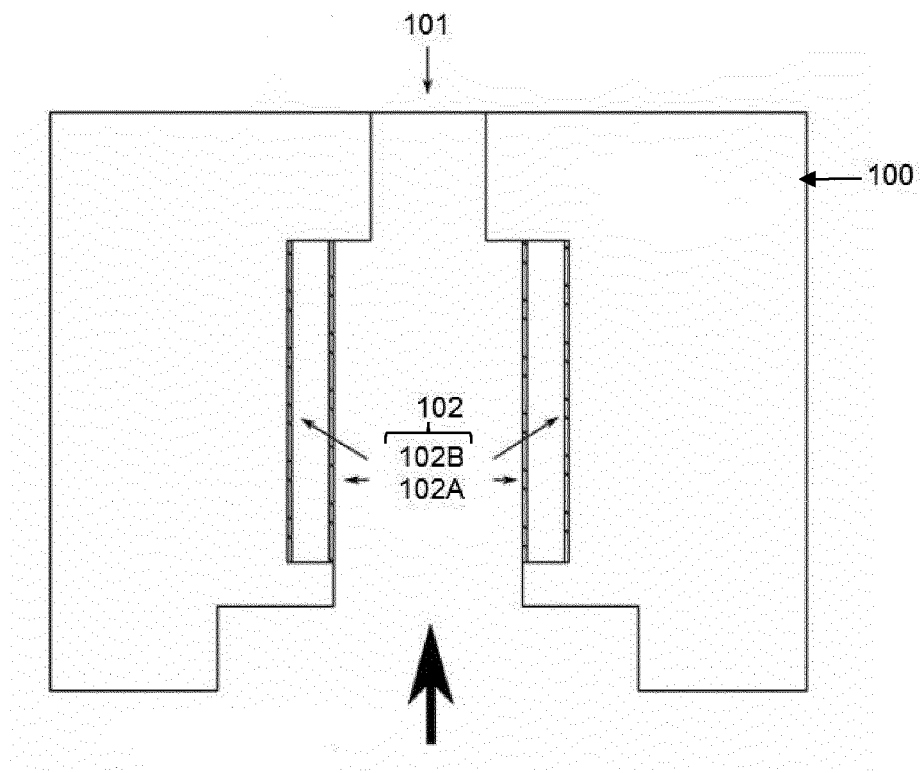


Fig. 2A

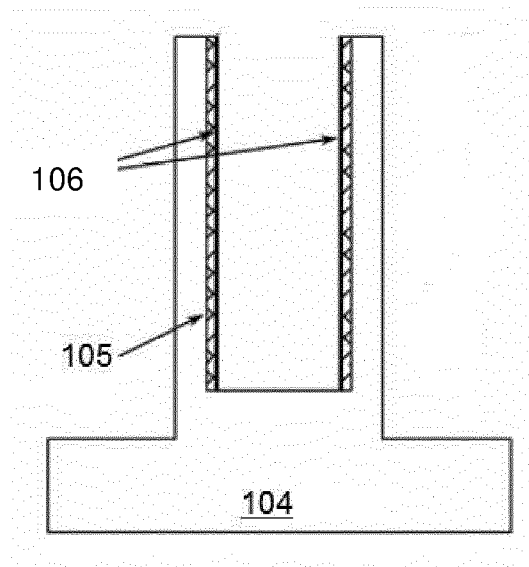


Fig. 2B

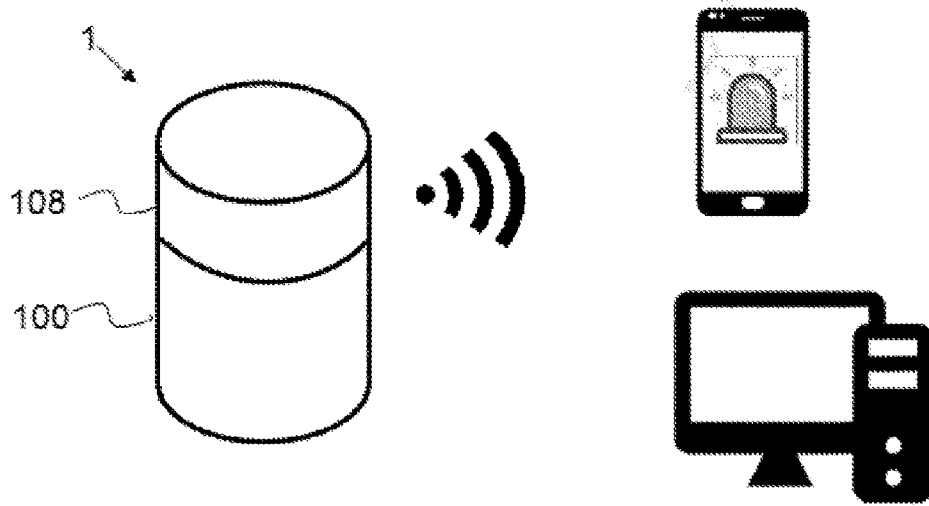


FIG. 3

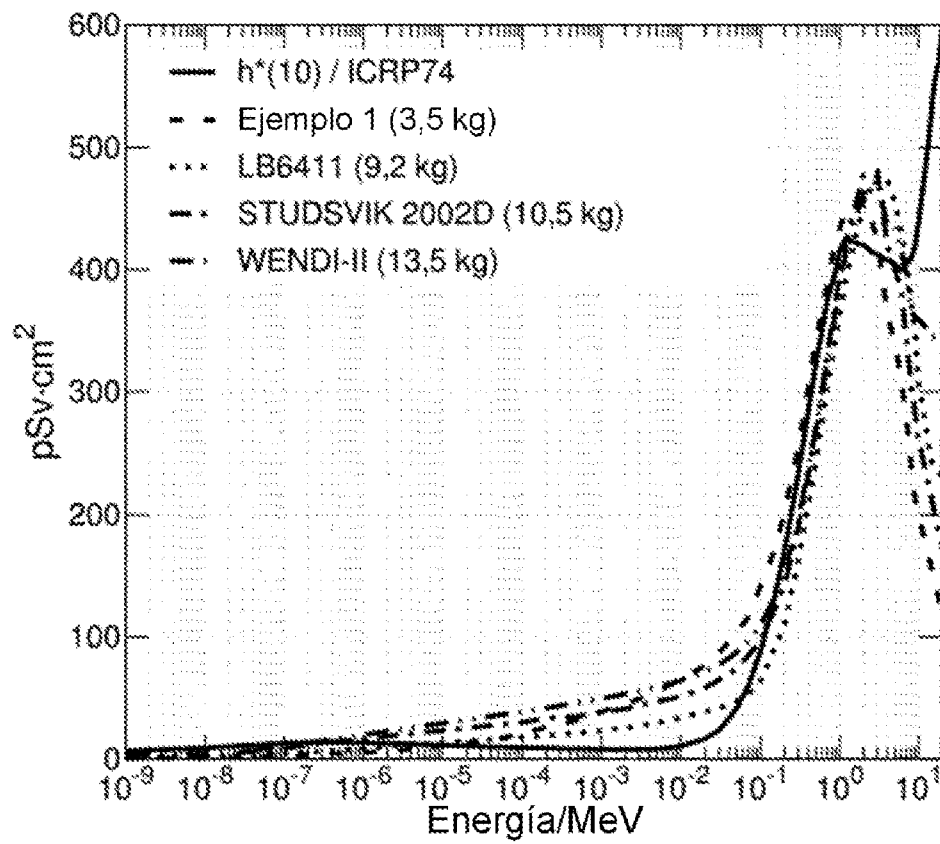


FIG. 4

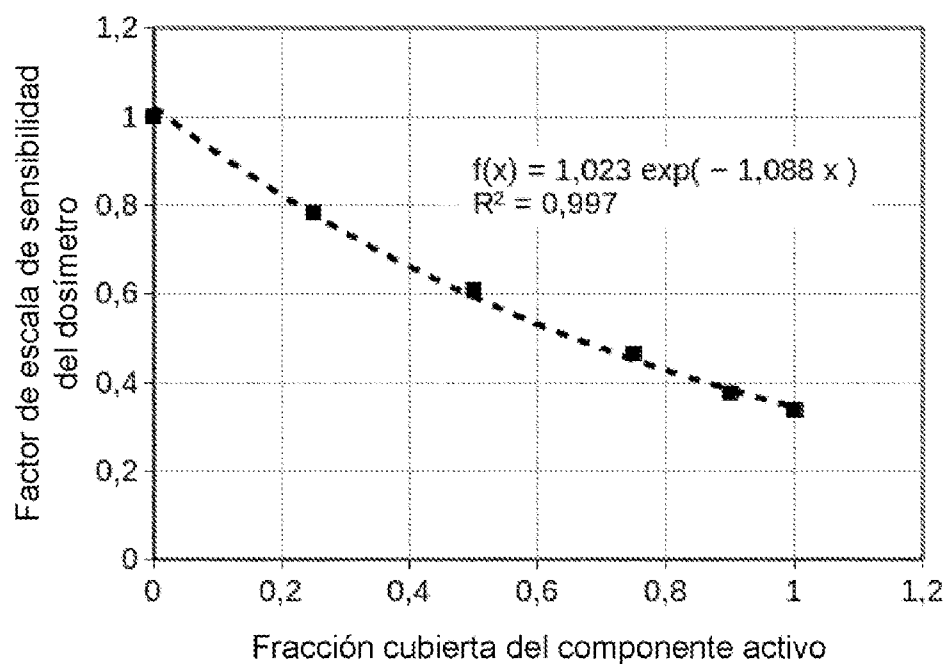


FIG. 5

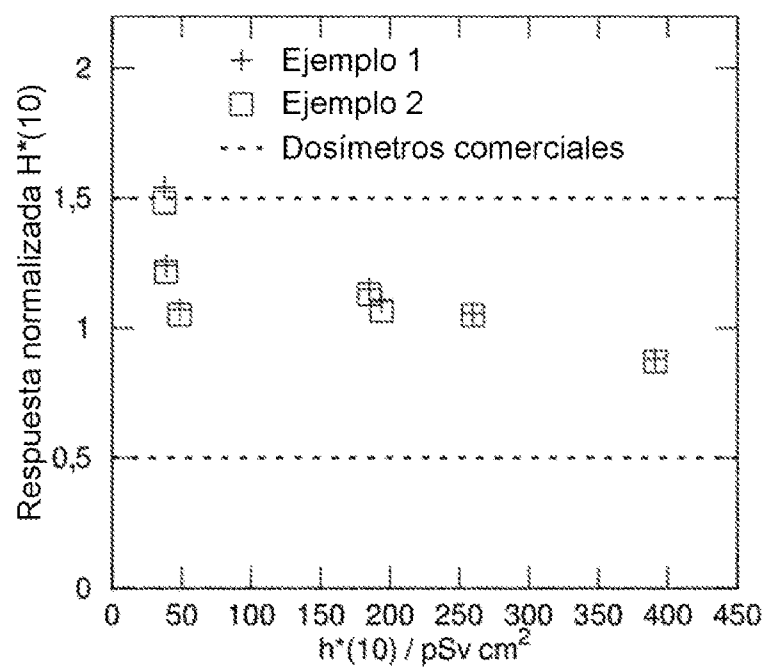


FIG. 6

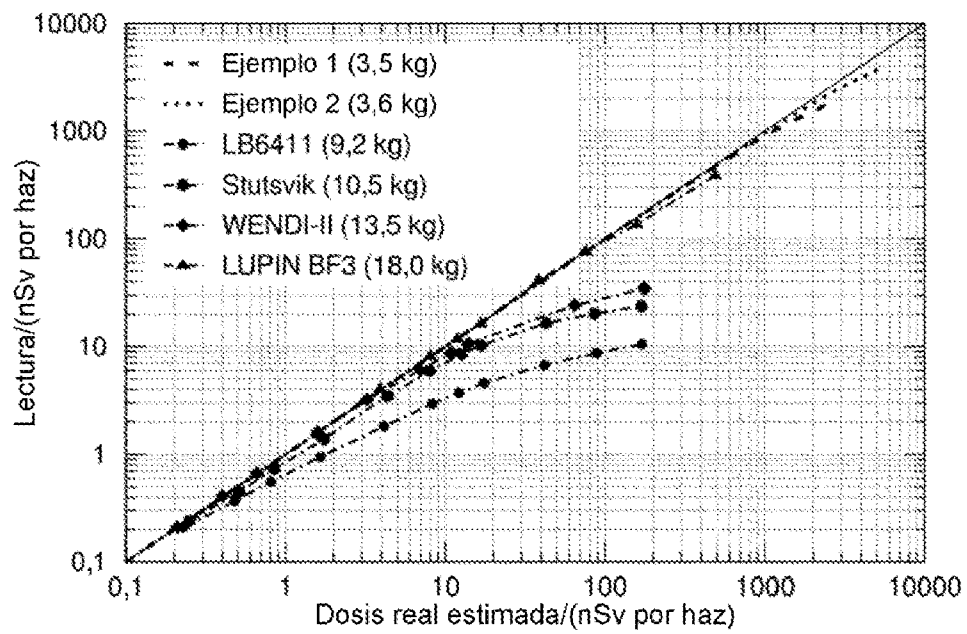


FIG. 7