

401582

Int. Cl. G 21 F

MEMORIA DESCRIPTIVA.

PATENTE DE INVENCION.

PAIS : ESPAÑA.

DURACION : 20 AÑOS.

OBJETO : "UN RECIPIENTE DE TRANSPORTE PARA
"MATERIAL RADIOACTIVO".

A nombre de : GENERAL ELECTRIC COMPANY.

Residente en : SCHEMECTADY (New-York), 1, River Road.

Nacionalidad : ESTADOUNIDENSE.

CONCEDIDA

(P. 3.313, A-R).
(24-NF-03587).

Se conocen recipientes para el transporte de materiales radioactivos tales como combustible irradiado de reactores nucleares como muestra por ejemplo Carrel W. Smith en la solicitud de Patente norteamericana n.º. 793.670, depòsitada el 5.- 24 de enero de 1.969.

Se muestran recipientes para transportar combustible agotado de alto tipo de combustión que es una fuente de neutrones relativamente intensa así como de otros tipos de radiación en la solicitud de Patente norteamericana de H. S. 10.- Bailey y otros n.º. 850.181, depositada el 14 de Agosto de 1.969.

Como se ha señalado en la última, ciertas disposiciones gubernamentales, tales como las normas AEC (10 CFR 71) y las normas DOT (49 CFR 173), prescriben procedimientos y normas 15.- para el envasado y transporte de materiales radioactivos. Por ejemplo, tales normas prevén que la radiación del material radioactivo se reduzca a un primer límite especificado en condiciones normales y a un segundo límite especificado más alto en condiciones hipotéticas de accidente. Además, la integridad estructural del recipiente debe ser suficiente para 20.- resistir a un ensayo de caída especificado, por ejemplo a 9 m. Así, además de a las consideraciones generales de economía y seguridad, el diseño de un recipiente de transporte debe adaptarse a los criterios de licencias del Gobierno.

25.- De este modo, un recipiente para transporte de material

- radioactivo debe proporcionar protección contra la radiación para reducir las dosis de radiación biológica a dentro del límite permisible por las normas gubernamentales en condiciones normales y también dentro del límite más elevado permisible en condiciones hipotéticas de accidente como se ha especificado en las normas de Gobierno. Para combustible irradiado de reactores nucleares, puede requerirse protección para reducir la radiación total de la fuente en un factor del orden de 10^{11} . Además, el recipiente debe proporcionar una transferencia y disipación adecuadas del calor producido por la degradación de los isótopos radioactivos. También el recipiente debe mantener una integridad estructural durante las condiciones normales y en condiciones hipotéticas de accidente especificadas. Debe contener el refrigerante e impedir la liberación de cualquier material radioactivo en condiciones normales y debe limitar la liberación de gases y líquidos radioactivos en condiciones hipotéticas de accidentes.

- Es deseable hacer máxima la carga neta, es decir, la cantidad de material radioactivo que puede ser acomodada en el recipiente, para aprovecharse de la economía de la autoprotección. Es decir, la parte exterior del material protege la parte interior del material. De este modo, un aumento dado en la cantidad de material radioactivo requiere sólo un aumento relativamente pequeño del espesor de la protección.

- El factor limitador práctico sobre el peso total de un recipiente de transporte cargado es la capacidad del equipo de manejo de los recipientes tales como los vehículos de transporte y las gruas. Las necesidades de manejo dan como resultado también un límite práctico en el tamaño o volumen

del recipiente de transporte.

Debido a que la cantidad de material radioactivo (es decir, la carga neta), que puede estar contenida en un recipiente de tamaño y peso prácticos máximos es, en el mejor caso, una pequeña fracción del peso total, es deseable hacer mínima la relación de peso total a peso neto. (Por ejemplo, un recipiente puede tener un peso total del orden de 65 tons para un peso de carga neta de aproximadamente 3 tons). Es deseable especialmente hacer mínimo el peso de la estructura de protección contra la radiación ya que esta estructura constituye la mayor fracción del peso total.

El coste del transporte del material radioactivo, además de los cargos de transporte, incluye un cargo por el uso del recipiente de transporte. El cargo por uso del recipiente es, desde luego, una función directa del coste de producción del recipiente y es, por ello, deseable hacer mínimo este coste de producción. Como la fabricación y el material de la estructura de protección es una gran parte del coste del recipiente, es deseable hacer mínimo el coste de esta estructura. Los anteriores recipientes de transporte están usualmente hechos con aletas exteriores profundas estrechamente espaciadas para mejorar la disipación del calor. Tal superficie con aletas es costosa de fabricar. Tales superficies con aletas son también difíciles de descontaminar.

Hasta hace muy poco, el combustible irradiado que requiere transporte desde los reactores de potencia no había acumulado suficiente exposición para constituir una fuente de neutrones de tal peligro de radiación como para requerir una protección especial contra los neutrones. De este modo

las estructuras de protección de los recipientes de transporte anteriores eran diseñados primordialmente para la protección contra la radiación gamma sin provisiones específicas para la protección contra los neutrones. Típicamente, la

90.- estructura de protección de los recipientes anteriores, comprende un material pesado y denso tal como plomo. Esta filosofía de diseño de la técnica anterior está ilustrada, por ejemplo, en la Patente norteamericana n.º. 3.119.933 en que el diseño de la estructura de protección está basado en la

95.- suposición de que cualquier estructura de protección adecuada para proteger contra la radiación gamma será adecuada para cualesquiera partículas beta o neutrones acompañantes.

Sin embargo, la larga irradiación considerada ahora para el combustible en reactores térmicos avanzados y en reactores de espectro de neutrones rápidos da como resultado la

100.- acumulación de curio, plutonio y otros isótopos radioactivos en tal cantidad que constituyen una fuente de neutrones de alta intensidad. Por ejemplo, el valor de la emisión de neutrones puede aumentar en un factor de más de 20 para un

105.- aumento de exposición de un factor de 2. Esta radiación de neutrones no puede ya ser considerada sin consecuencias en el diseño de la protección de los recipientes de transporte.

Aunque puede obtenerse una protección adecuada contra los neutrones en la técnica anterior simplemente aumentando

110.- el espesor del pesado material de blindaje, esto da indeseablemente como resultado un ineficaz gran aumento del peso ya que el material pesado no es más efectivo como protección contra neutrones que los materiales moderadores de neutrones de mucho menos peso. Por ejemplo, para protección contra radiación gamma, 30 cm de agua \approx 25 mm de plomo \approx 15 mm de

115.-

uranio, mientras que para la protección contra los neutrones estos materiales son de una efectividad aproximadamente igual.

La solicitud antes mencionada n.º. 850.181 describe combinaciones ventajosas de materiales hidrogenados y materiales densos para proporcionar tanto una protección contra las radiaciones gamma como contra los neutrones al tiempo que hace máxima la carga neta y mínimo el peso del recipiente. En los recipientes descritos en ella, la resistencia estructural es proporcionada por una envolvente exterior relativamente pesada que tiene aletas para mejorar la disipación del calor. Es deseable proporcionar otra reducción en el peso y el coste de los recipientes de protección.

Un objeto del invento es crear protección eficaz contra los neutrones en combinación con una protección efectiva para otros tipos de radiación biológica significativa en un recipiente de transporte de peso y coste mínimos.

Para hacer mínimo el peso del recipiente es otro objeto hacer mínimas las dimensión y la cantidad de material estructural y de material de protección denso en un recipiente de transporte.

Otro objeto es crear un recipiente de transporte con una superficie externa de forma continua libre de aletas, ranuras y detalles similares que dificultan la descontaminación.

Otro objeto es proporcionar un recipiente de transporte con una cubierta de retención de líquido de bajo coste que tiene propiedades de disipación del calor al menos iguales a una superficie con aletas.

Los anteriores y otros objetos son conseguidos de acuer-

- do con el invento por una estructura de recipiente en la que una cesta para recibir el material radioactivo está rodeada por una capa de blindaje de material denso suficiente para reducir la radiación significativa biológicamente a
- 150.- un nivel dentro del límite permisible por las normas gubernamentales en condiciones hipotéticas de accidente. Esta capa de blindaje densa está soportada dentro de una envolvente rebusta que proporciona la resistencia estructural al recipiente. (Esta envolvente puede estar hecha con aletas
- 155.- para mejorar la transferencia de calor y para crear miembros sacrificables para la resistencia al choque). Esta envolvente estructural está rodeada por una cubierta exterior ondulada de pared delgada, no estructural, proporcionando las ondulaciones el área superficial necesaria para la di-
- 160.- sipación del calor y estando el espacio entre la envolvente estructural y la cubierta exterior lleno de agua tanto para protección como por propósitos de transferencia de calor. El espesor de esta capa de agua es seleccionado para proporcionar una cantidad de protección contra la radiación que
- 165.- junto con una densa capa de blindaje reduzca la radiación del material radioactivo que está en el recipiente hasta dentro del límite permisible por las normas gubernamentales en condiciones usuales. Así, incluso aunque todo el agua pueda salirse de esta capa exterior de agua en condiciones
- 170.- de accidente hipotéticas, la integridad estructural del recipiente es preservada y el denso blindaje proporciona protección adecuada en estas condiciones.

- Como el diámetro de la envolvente estructural es menor que el diámetro exterior del recipiente, la cantidad de material estructural es reducida, aumentando por ello la carga
- 175.-

neta para un peso de recipiente redado, cuando se compara con los recipientes anteriores en que una parte significativa de la resistencia estructural viene dada por una envolvente exterior.

180.- La superficie continua de la ligera cubierta exterior puede ser lavada y frotada fácilmente para descontaminación y el tamaño y número de ondulaciones puede ser seleccionado fácilmente para crear el área superficial requerida para la disipación del calor necesaria.

185.- El invento ha sido descrito más específicamente en lo que sigue con referencia a los dibujos adjuntos en los que:

La figura 1 es una vista en alzado exterior del recipiente de transporte.

La figura 2 es una vista en sección longitudinal del
190.- recipiente de transporte.

La figura 3 es una vista en sección transversal del recipiente de transporte.

La figura 4 es una vista en sección longitudinal parcial que ilustra los compartimentos extremos.

195.- Una vista externa del recipiente de transporte, designado en general por 10, está mostrada en la figura 1. El recipiente incluye una parte de cuerpo alargada 11, una parte extrema 12, un extremo desmontable 13 y un par de cubiertas de válvula o cúpulas 14 y 16 que contienen válvulas de

200.- alivio de la presión y de llenado y vaciado. Las superficies externas de la porción extrema 12 y del extremo desmontable 13 están formadas con aletas disipadoras del calor 17(1) y 17(2) mientras que, de acuerdo con el invento, la parte de cuerpo 11 está encerrada por una cubierta ondulada

205.- relativamente delgada 18. Están previstas un par de placas

19 en lados opuestos del recipiente a las cuales, pueden unirse gorriones, asas o similares con el propósito de levantar y manejar el recipiente. El enfriamiento del recipiente 10 pueda mejorarse usando un sistema de ventiladores y conductos para dirigir el aire refrigerante contra las superficies externas del recipiente como se ha mostrado en la solicitud anteriormente mencionada nº. 793.670.

El recipiente 10 está ilustrado con mayor detalle por la vista en sección longitudinal de la figura 2 y la vista en sección transversal de la figura 3. Como se ha mostrado mejor en la figura 3, el recipiente 10 está destinado a transportar una pluralidad de conjuntos 21 de combustible nuclear agotado. Los conjuntos de combustible 21 están soportados por una cesta 22 hecha con tabiques intersecantes de pared delgada por las que se forma un compartimento de extremo abierto separado para cada uno de los conjuntos de combustible.

La cesta 22 está contenida en una envolvente interna 23 dentro de la cual los conjuntos de combustible pueden estar inundados con un refrigerante tal como agua. Ventajosamente, los tabiques de la cesta 22 pueden estar hechas con numerosas ranuras o agujeros para permitir la circulación del refrigerante.

La cesta 22 está rodeada por una capa de blindaje 24 preferiblemente formada de uranio agotado y con un espesor radial t_1 . Esta capa de uranio agotado sirve como protección contra la radiación por la atenuación de la radiación gamma y por moderación y captura de neutrones. Se prefiere el uranio al plomo para este propósito debido a que proporciona una protección más efectiva por unidad de peso, por su

temperatura de fusión más alta y su mayor resistencia mecánica. La capa de uranio 24 puede estar formada con una pluralidad de segmentos anulares escalonados como se ha mostrado en la solicitud norteamericana previamente mencionada

240.- nº. 850.181.

Rodeando la capa de protección 24 hay una envolvente estructural 26 de espesor suficiente para proporcionar la necesaria resistencia de recipiente. La envolvente 26 está hecha preferiblemente con una pluralidad de aletas circunferenciales 27. Estas aletas sirven varias funciones importantes. Aumentan el área superficial de la envolvente 26 para mejorar la transferencia del calor desde ella. Sirven como miembros sacrificables para ayudar al mantenimiento de la integridad del recipiente en caso de choque. Algunas de estas aletas sirven también como soportes para la cubierta o envolvente 18 ondulada, no estructural como se describe con más detalle en lo que sigue.

Como se ha ilustrado en la figura 2, la parte extrema 12 puede estar hecha de modo enterizo con (o unida permanentemente a ella) la parte de cuerpo 11. En la otra extremidad, el extremo desmontable 13, lleno de material de protección 28, está unido al cuerpo 11 por una disposición de bridas y tornillos. Una empaquetadura 29 proporciona un cierre. El blindaje de cubierta 28 está formado con una parte 31 reentrante que solapa y sirve de protección de la intercara entre el extremo desmontable 13 y el cuerpo 11. Como se ha mencionado antes, la porción extrema 12, y el extremo desmontable 13 están hechos con aletas 17(1) y 17(2) para ayudar a disipar el calor y para proporcionar miembros sacrificables que pueden deformarse bajo choques.

La cúpula 14 contiene una válvula de alivio de presión automática 32 destinada a poner el recipiente en comunicación con la atmósfera en respuesta a una presión interna anormalmente elevada. La cúpula 14 contiene también una primera válvula operable manualmente 33, estando conectadas las válvulas 32 y 33 al interior del recipiente por un conducto 34. La cúpula 16 contiene una segunda válvula operable manualmente 36 conectada al interior del recipiente por el conducto 37. Las válvulas 33 y 36 pueden ser empleadas para introducir y extraer material hidrogenado líquido tal como agua para inundar el interior del recipiente y los conjuntos de combustible contenidos en la cesta 22.

De acuerdo con el invento, el recipiente está protegido por la cubierta ondulada 18, "no estructural", relativamente delgada. (Por no estructural se entiende que la cubierta 18 no contribuye de un modo significativo a la resistencia del recipiente, o en otras palabras, la integridad estructural del recipiente no depende de la cubierta 13). Como se ha ilustrado en las figuras 2 y 3, la cubierta 18 está asegurada a una pluralidad de tiras longitudinales 38 espaciadas circunferencialmente que a su vez están aseguradas a bridas extremas 39 y 41 y dentro de muescas de aletas 27(1) y 27(2), estando formadas las aletas 27(1) y 27(2) con mayor altura radial que las otras aletas 27 para este propósito.

La cubierta 18 es estanca en las bridas 39 y 41, y preferiblemente, es también estanca en las aletas 27(1) y 27(2) para formar una pluralidad de compartimentos estancos 42(1) y 42(3). Cada uno de esos compartimentos está provisto con un tapón de llenado 43 y un tapón de vaciado 44 por

los que los compartimentos pueden ser llenados con un material hidrogenado líquido tal como agua para proporcionar una capa de protección contra los neutrones de espesor t_2 . Esta compartimentación de la capa de protección de agua es deseable para impedir pérdidas de la totalidad del agua en el caso de una rotura local en la cubierta 18.

Como se ha mostrado en las figuras 1 y 2, la capa de protección de agua no se extiende a toda la parte extrema 12 o al extremo desmontable 13 debido a que la capa de protección densa, proporciona usualmente una atenuación suficiente de la menor radiación de los extremos. Sin embargo, como se ha ilustrado en la figura 4, un compartimento que contiene agua puede estar formado sobre la porción extrema 12 por una cubierta 43 asegurada a las aletas extremas 17(1). Similarmente, un compartimento que contiene agua 42(5) puede estar formado sobre el extremo desmontable 13 por una cubierta 40 asegurada a las aletas extremas 17(2). Las aletas 17(1) y 17(2) están hechas preferiblemente con agujeros 45 para permitir la circulación de agua a través.

El espesor de pared de las cubiertas onduladas 18, 43 y 40 depende de los valores nominales de presión del agua que contiene los compartimentos 42(1)-42(5). Para casos de baja presión o carencia de presión, el espesor de pared puede ser tan delgado como de 1,5 mm. El límite superior es de aproximadamente 6,25 mm limitado por las técnicas y equipos comunes de formación de chapa de acero ondulada. La disipación de calor del recipiente es función de su área superficial. El área superior de las cubiertas 18, 43 y 40 por m^2 puede ser seleccionada dentro de ciertos límites seleccionando el tamaño de las ondulaciones.

Esta estructura de cubierta ondulada no está diseñada para contribuir significativamente a la resistencia estructural del recipiente ni para resistir las pruebas de choque requeridas para la autorización del recipiente con las normas gubernamentales. En cambio, la resistencia estructural del recipiente está basada primordialmente en la envolvente estructural 26 de pequeño diámetro y el espesor de la capa 24 de blindaje macizo es seleccionado para proporcionar una atenuación adecuada de la radiación en la condición hipotética de un accidente incluso en el caso improbable de pérdida de la totalidad del líquido de protección de los compartimentos 42(1)-42(5). De este modo, una ventaja significativa del presente recipiente es que el diámetro de la envolvente estructural y el diámetro del blindaje denso son hechos mínimos, con lo que el peso del recipiente resulta mínimo.

Como se ha mencionado en lo que antecede, el tamaño y peso de un recipiente de transporte están limitados por consideraciones prácticas de la capacidad del equipo de manejo y de transporte. Es por ello deseable hacer máxima la carga neta, es decir, la cantidad de combustible agotado que puede estar contenido en el recipiente (teniendo en cuenta que deben evitarse una cantidad y configuraciones críticas). Es también deseable hacer mínimo el coste de producción del recipiente para hacer mínimo con ello los cargos de uso del recipiente. De este modo, el objetivo de diseño es producir un recipiente de carga neta máxima al coste más bajo para hacer mínimo con ello el coste de transporte del combustible agotado. Como el peso del material de blindaje denso es una parte sustancial del peso total del recipiente, es de-

seable hacer mínima la cantidad de material de blindaje denso (compatible con las necesidades de integridad estructural y transferencia de calor adecuada).

De este modo en adición a las consideraciones de integridad estructural y adecuada transferencia de calor, es deseable seleccionar el espesor óptimo de los materiales de protección densa y de protección hidrogenado. Este es un procedimiento iterativo o de tanteo. A continuación se da un procedimiento sugerido:

365.- 1.- Seleccionar simultáneamente el tipo y cantidad de combustible agotado a acomodar y su disposición o configuración en el recipiente (teniendo en cuenta las normas de criticalidad) y definir las intensidades de radiación gamma y de neutrones o condiciones de las fuentes.

370.- La radiación gamma y de neutrones es un caso dado es una función de muchos factores que incluyen el enriquecimiento del combustible, la historia de exposición del combustible, la potencia específica, el tiempo de enfriamiento, la construcción de los elementos de combustible, tipo

375.- de combustible y cantidad y configuración del combustible en el recipiente (efecto de auto-protección). Se ha supuesto que las condiciones de las fuentes gamma y de neutrones son determinables por medios conocidos.

380.- 2.- Conforme con 1, seleccionar los materiales de blindaje particulares y su configuración. (Para simplicidad de la discusión se supondrá en las siguientes operaciones que el uranio es seleccionado como blindaje denso 24 y el agua es seleccionada como material de protección hidrogenado líquido.

385.- 3.- Establecer los límites de las dosis de radiación.

Estos están dados por las normas gubernamentales. Por ejemplo 10 mRem/h (milirem por hora) a 1,80 m de la superficie expuesta más cercana en condiciones normales y 1000 mRem/h a 90 cm en condiciones de accidente hipotéticas.

390.- 4.- Definir un diseño de recipiente preliminar.

Además de la configuración del combustible, este incluye el material de la cesta y el diseño y los materiales y el espesor de envolvente interna y externa.

395.- 5.- Seleccionar un modelo de fuente definiendo la distribución espacial de la radiación desde el combustible agotado de la fuente.

400.- 6.- Como primer punto de referencia, determinar el espesor de uranio requerido para reducir la dosis gamma al 50 por ciento del límite de la dosis de radiación total permisible.

Las características de atenuación de la radiación gamma del uranio están dadas, por ejemplo, por Jerome E Dummer, Jr. General Handbook for Radiation Monitoring, LA-1835 (3a.Ed.) U.S. Government Printing Office (1959).

405.- 7.- Se determina un segundo punto de referencia usando el espesor de uranio de 6 y empleando una teoría de transporte de neutrones conocida para determinar el espesor de agua que, en combinación con el espesor de uranio dado por 6, reduce la dosis de radiación de neutrones a aproximadamente el 50 por ciento del límite de la dosis de radiación total normal permisible.

8.- El espesor de agua y uranio determinados en 6 y 7 son variados ahora incrementalmente en una determinación por tanteo de los espesores óptimos.

415.- Hay seis alternativas para variar los espesores:

- (1) Sustituir el espesor de uranio por espesor de agua.
 - (2) Disminuir el espesor de uranio manteniendo el espesor de agua constante.
 - (3) Disminuir el espesor de agua manteniendo el espesor de uranio constante.
 - (4) Aumentar el espesor de agua manteniendo el espesor de uranio constante.
 - (5) Sustituir el espesor de agua por espesor de uranio, y
 - (6) Aumentar el espesor de uranio manteniendo el espesor de agua constante.
- 9.- Calcular para cada uno de los cambios de espesor incrementales, las dosis de radiación gamma y de neutrones resultantes.
- La suma de estas no debe exceder el límite de la dosis total normal.
- 10.- También, para cada familia de espesores de agua-uranio, suponer una condición de accidente hipotética en la que la totalidad del agua de la capa de protección de agua sea reemplazada por un hueco, calcular las dosis de radiación gamma y de neutrones resultantes.
- La suma de estas no debe exceder del límite de la dosis total de accidente hipotético.
- Las familias que dejen de satisfacer esta condición hipotética de accidente son desechadas.
- Si todas las familias dejan de satisfacer esta condición, el espesor de uranio debe ser incrementado para reducir la dosis de accidente hipotética hasta por debajo del límite.
- 11.- Finalmente, de las familias no desechadas, selec-

cionar la que tenga el menor espesor de uranio.

Así los espesores de agua y uranio óptimos dan como resultado un recipiente que proporciona la necesaria protección contra la radiación gamma y de neutrones con el menor peso total de material de protección para la configuración seleccionada.

Ejemplo

Los parámetros pertinentes de un recipiente, de acuerdo con el invento, diseñado para el transporte de combustible agotado de un reactor de potencia de expansión del orden de 35.000 MWd/TM se dan en la siguiente tabla:

Longitud externa del recipiente	\approx 5,4 m
Diámetro externo del recipiente	\approx 1,5 m
Capacidad de carga neta	\approx 3000 kg de uranio
460.- Intensidad de la fuente de radiación de diseño	
Gamma (Potencia específica)	40 KW/kg U
Neutrones	3×10^9 neutrones/seg.
Límites de las dosis de diseño	
465.- Condiciones normales	10 mRem/h a 1,8 m
Condiciones hipotéticas de accidente	100 mRem/h a 90 cm
Cesta 22 - acero inoxidable	\approx espesor de 1,5 mm
Envolverte interior 23 - acero inoxidable	\approx espesor 12,5 mm
Blindaje denso 24 -uranio agotado - t_1	espesor de 100 mm
470.- Envolverte estructural 26 - acero inoxidable	\approx espesor de 37,5 mm
Potencia hidrogenada - agua - t_2	espesor de 125 mm
Cubierta ondulada 18 - acero inoxidable	espesor de 3,12 mm
Diámetro de base	1,5 m
475.- Area superficial por cm. de longitud	960 cm ² /cm

Valor nominal de la presión de los compartimentos 42(1)-42(3)	10,5 kg/cm ²
Peso total del recipiente	65 tons.

Aunque se han descrito realizaciones ilustrativas del invento pueden hacerse modificaciones y adaptaciones de las mismas por los expertos en la técnica sin salirse del espíritu y alcance del invento definido por las reivindicaciones siguientes.

N O T A.-

- 485.- Los puntos de invención propia y nueva que se presentan para que sean objeto de esta Patente de Invención en España, por veinte años, son los siguientes:
- 1º.- Un recipiente de transporte para material radioactivo que produce radiaciones biológicamente significativas que incluye radiación gamma y de neutrones y con una estructura de blindaje de la radiación para reducir dicha radiación a un primer límite especificado en condiciones normales y a un segundo límite especificado mayor que dicho primer límite en condiciones hipotéticas de accidente, comprendiendo dicho recipiente: una envolvente estructural hueca alargada; medios de soporte dentro de dicha envolvente para recibir dicho material radioactivo; una primera barrera contra la radiación formada por una capa de material denso que rodea dicho material radioactivo dentro de dicha envolvente, siendo seleccionado el espesor de dicho material denso para reducir la radiación total biológicamente significativa de dicho material radioactivo a al menos dicho segundo límite; una cubierta no estructural, relativamente delgada, que rodea dicha envolvente y soportada por ella en relación espaciada desde la misma; y una segun-
- 490.-
- 495.-
- 500.-
- 505.-

da barrera contra la radiación formada por un material hidrogenado contenido entre dicha envolvente y dicha cubierta, siendo suficiente el espesor de dicho material hidrogenado en combinación con dicho material denso para reducir
510.- la radiación total biológicamente significativa a al menos dicho primer límite.

2º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el que dicho material denso es uranio.

3º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el
515.- que dicho material hidrogenado es agua.

4º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el que dicha cubierta no estructural está ondulada.

5º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el que dicha cubierta no estructural se extiende sobre los ex-
520.- tremos de dicho recipiente para formar compartimentos llenos con dicho material hidrogenado.

6º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el que el espacio entre dicha envolvente estructural y dicha cubierta no estructural está compartimentada.

7º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el
525.- que el espesor de dicho material denso es desde 7,5 a 20 cm, y el espesor de dicho material hidrogenado es de desde 5 cm a 25 cm.

8º.- El recipiente de transporte del punto 1º, en el
530.- que dicha envolvente estructural está formada con una pluralidad de aletas.

9º.- Un recipiente para transportar material radioactivo que comprende: un blindaje de material denso contra la radiación que rodea a dicho material radioactivo; una envol-
535.- vente estructural alargada que rodea y soporta a dicho ma-

terial denso; una cubierta no estructural relativamente delgada que rodea a dicha envolvente y está soportada por ella en relación espaciada desde la misma y; una protección de material hidrogenado contra la radiación contenida entre
540.- dicha envolvente y dicha cubierta.

102.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que dicho material denso es uranio.

112.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que dicho material hidrogenado es agua.

545.- 122.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que dicha cubierta está ondulada.

132.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que dicha cubierta se extiende sobre los extremos de dicho recipiente para formar compartimentos llenos con dicho material hidrogenado.
550.-

142.- El recipiente de transporte del punto 92 en el que el espacio entre dicha envolvente y dicha cubierta está compartimentado.

152.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que el espesor de dicho material denso es de desde 7,5 -
555.- 20 cm, y el espesor de dicho material hidrogenado es de desde 5 a 25 cm.

162.- El recipiente de transporte del punto 92, en el que dicha envolvente estructural está formada con una pluralidad de aletas.
560.-

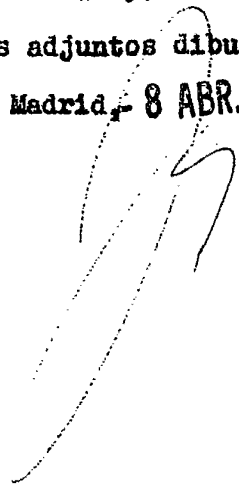
172.- Un recipiente de transporte para conjuntos combustibles de reactor nuclear que comprende: una cesta para contener una pluralidad de dichos conjuntos combustibles; una protección de material denso contra la radiación que
565.- rodea a dicha cesta; una envolvente estructural alargada

que rodea a dicho material denso; una cubierta ondulada no estructural relativamente delgada soportada por dicha envolvente estructural en relación espaciada desde la misma; y una protección de material hidrogenado contra la radiación, contenida entre dicha envolvente y dicha cubierta.

570.-

182.- "UN RECIPIENTE DE TRANSPORTE PARA MATERIAL RADIOACTIVO", todo tal y conforme se describe en la presente Memoria, la cual consta de 574 líneas y a título de ejemplo se representa en los adjuntos dibujos.

Madrid, 8 ABR. 1972



ESCALA VARIABLE.

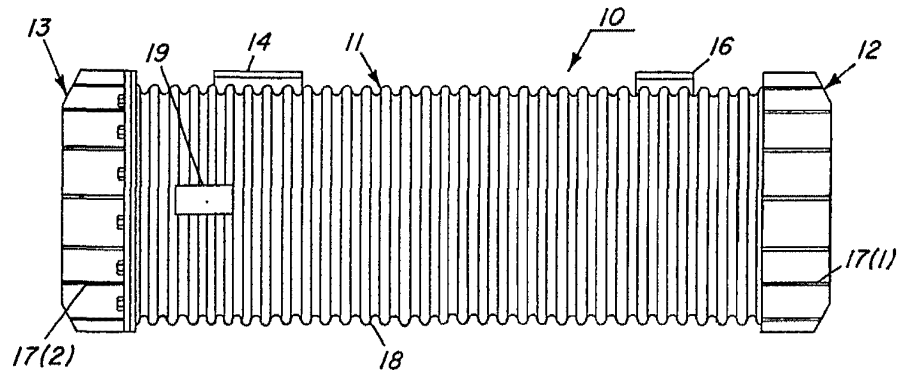


Fig. 1

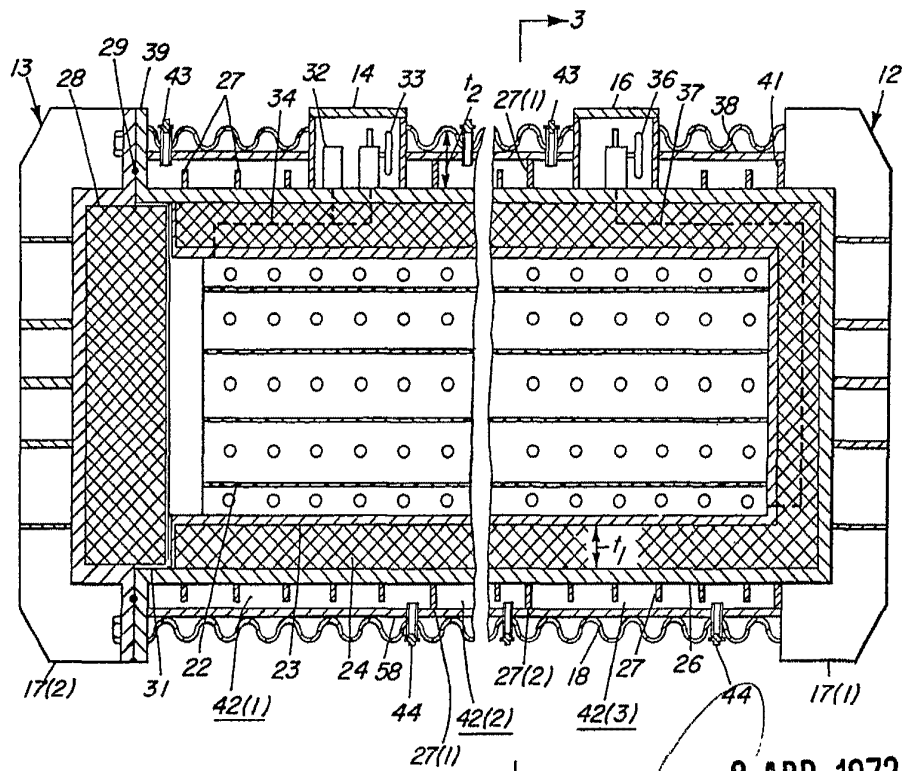


Fig. 2

Madrid, 8 ABR. 1972

ESCALA VARIABLE.

Fig. 3

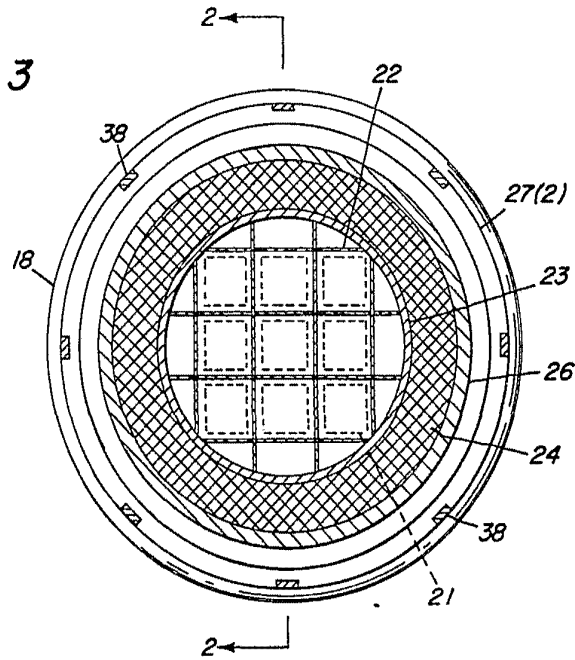
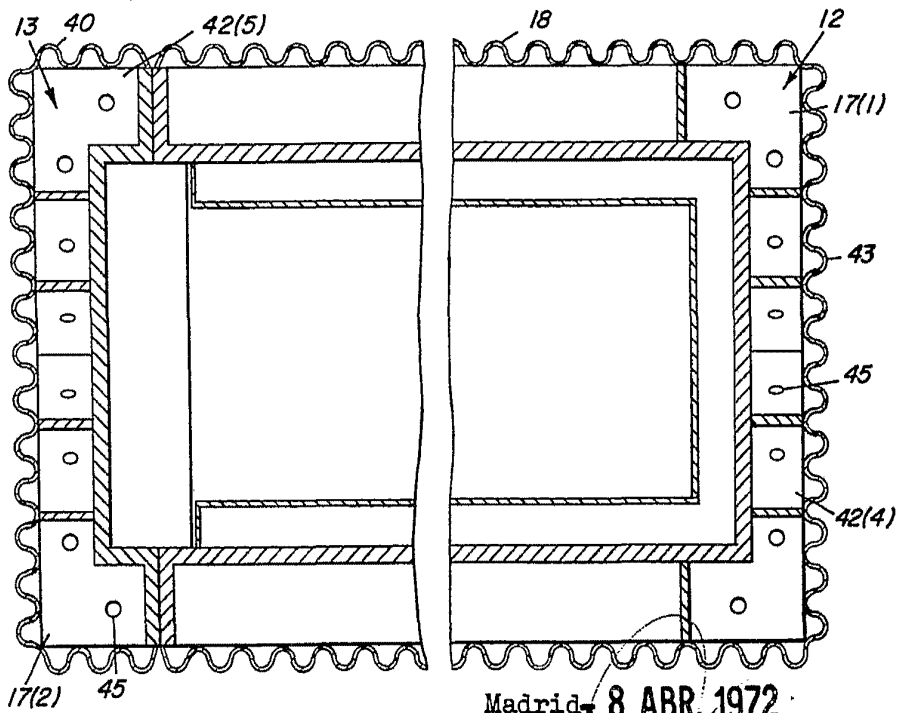


Fig. 4



Madrid, 8 ABR. 1972