

REPUBLICA



ARGENTINA

*Ministerio de Economía  
y Obras y Servicios Públicos  
Secretaría de Industria*

*Dirección de Tecnología, Calidad y Propiedad Industrial*

INSTITUTO NACIONAL  
DE LA PROPIEDAD INDUSTRIAL

NUEVO TESTIMONIO

LA DIRECTORA DE TECNOLOGIA, CALIDAD Y PROPIEDAD INDUSTRIAL, certifica que: por Disposición de fecha ..... 30 de ABRIL ..... 85  
se ordenó el registro, con el N° ..... 232.054 ..... a favor de  
INVAP, SOCIEDAD DEL ESTADO, DE SAN CARLOS DE BARILOCHE - RIO NEGRO  
- ARGENTINA - (AR).-----  
DE LA PATENTE DE INVENCION SOBRE: REACTOR NUCLEAR MODULAR PARA  
PLANTAS DE GENERACION ELECTRICA, LA CUAL EXPIRARA EL DIA 30 DE  
ABRIL DEL AÑO 2000.-----

El término de vigencia de dicho registro es de ..... 15 años y la documentación adjunta,  
que sirvió de base para el mismo, es copia fiel de la depositada en la DIRECCION DE  
TECNOLOGIA, CALIDAD Y PROPIEDAD INDUSTRIAL.

En fe de lo cual y en virtud de lo ordenado en el respectivo expediente administrativo, expido el presente certificado, en Buenos Aires, a los ..... días del mes de  
..... de 19..... 27 OCT 1987

Dr. HERNAN GAONA  
DIRECTOR DE ASUNTOS LEGALES  
INSTITUTO NACIONAL  
DE LA PROPIEDAD INDUSTRIAL

BUENOS AIRES, 27 OCT 1997

~~total~~ parcial CERTIFICO que se ha tomado razón de la transferencia  
~~de la~~ de la Patente de Invención a que se refiere este ins-

trumento, realizada a favor de COMISION NACIONAL DE ENERGIA  
ATOMICA, de BUENOS AIRES - ARGENTINA - (AR).-----

y que fuera presentada para su inscripción con fecha 08-07-93.---

Esta certificación anula y reemplaza a todo testimonio de inscripción  
de esta Patente, extendido con fecha anterior.

Dr. MEIRMAN GAONA  
DIRECTOR DE ASUNTOS LEGALES  
INSTITUTO NACIONAL  
DE LA PROPIEDAD INDUSTRIAL

S/E "PARCIAL" VALE.-

BUENOS AIRES, 29 DIC 1997

Se deja constancia que la transferencia consignada ut-supra  
es parcial en un 50%, en favor de COMISION NACIONAL DE ENERGIA  
ATOMICA.-

TITULARIDAD DEFINITIVA: INVAP, SOCIEDAD DEL ESTADO (50%) -  
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA (50%).-----

Dr. MEIRMAN GAONA  
DIRECTOR DE ASUNTOS LEGALES  
INSTITUTO NACIONAL  
DE LA PROPIEDAD INDUSTRIAL

29 

P A T E N T E D E I N V E N C I O N

Título: REACTOR NUCLEAR MODULAR PARA PLANTAS DE GENERACION ELECTF  
CA.

Titular: INVAP, SOCIEDAD DEL ESTADO.

Término: quince años.

Autores: Lic. GIL GERBINO, Juan José

Ing. ROSSINI, Alfredo

Ing. DURIONE, Carlos

Ing. ORDOÑEZ, Juan Pablo

Sr. RAJOY, José

Ing. BENAVIDEZ, Raúl

La presente patente de invención se refiere a un novedoso reactor nuclear modular para plantas de generación eléctrica, de potencia del orden de las decenas de megawatios básicamente para ser utilizado en países en vías de desarrollo.

La tendencia que impera en los esquemas de los habituales proveedores de reactores nucleares es a disminuir el costo unitario de la energía eléctrica mediante el aumento del tamaño de las unidades. Esta tendencia continúa, pese a que el resultado es que cada vez cuesta más el kilowatio-hora producido en una central nuclear.

La presente patente de invención es una <sup>P</sup> propuesta novedosa para centrales de pequeña energía, elaborada desde y para los países en desarrollo. Normalmente los conceptos tecnológicos de los mismos están encuadrados en las líneas de desarrollo de los países avanzados. Son conocidos los resultados de esas líneas, pero frecuentemente se desconocen o se subestiman la incidencia de la realidad de esos países en la elaboración de dichas líneas. Resulta que en ocasiones se toman como verdades universales lo que en el fondo está determinado por leyes de mercado o por conveniencias locales. Estos esquemas restan creatividad y condenan a los países en desarrollo a la inacción.

El presente invento, ha logrado romper con la dependencia mental y ha encarado un desarrollo independiente ajustado a las condiciones de contorno de los países en vías de desarrollo.

Los criterios tenidos en cuenta para desarrollar el reactor nuclear modular de la presente invención son los siguientes:

- 1.- Diseño modular
- 2.- Disminución de tareas de construcción y montaje en obra
- 3.- Crecimiento de la central previsto en el diseño
- 4.- Transportabilidad de los componentes
- 5.- Diseño autocontrolado

mergencia.

El criterio adoptado que da lugar a la presente invención para bajar los costos, es diametralmente opuesto al enunciado anteriormente al hacer referencia a los proveedores habituales que trataba de disminuir el costo unitario de la energía eléctrica producida en base al aumento de tamaño de las unidades. Consiste en montar centrales compuestas por módulos pequeños que aseguren su producción en serie; única vía posible para lograr una disminución de los costos. Este concepto también implica la disminución del costo proveniente de la infraestructura productiva debida al menor tamaño de las unidades y debido a la disminución de los tiempos muertos y mayor aprovechamiento de la capacidad instalada.

El <sup>a</sup> tamaño del módulo debe determinarse en base a la demanda estimada, pero <sup>no</sup> deberá superar el orden de las decenas de megawatios para el mercado de la mayor parte de los países en desarrollo.

Este criterio conlleva además las siguientes ventajas:

- Menor costo por ingeniería
- Menor costo por licenciamientos
- Menor costo por sistematización de los procedimientos de garantía de calidad
- Menor costo por normalización
- Menores intereses capitalizables durante la construcción
- Fraccionamiento del inventario radioactivo y disminución en la misma proporción del daño en caso de accidente, lo que implica mayor aceptación por la opinión pública
- Centrales ajustadas realmente a las necesidades y posibilidades financieras del comprador, y posibilidades de acompañar al aumento de demanda en forma prácticamente continua adicionando nuevos módulos
- Posibilidad de emplazamientos cercanos a los centros de consu-

mo



- Posibilidad de lograr distribuciones uniformes de la potencia instalada en el territorio nacional, logrando mayor invulnerabilidad desde el punto de vista defensivo y disminuyendo el costo de las redes de interconexión
- Aumento considerable de la disponibilidad de la central con la paralela disminución de las reservas
- Apreciable disminución del costo del stock para mantenimiento.

Estas son las razones principales por las cuales se ha adoptado el criterio modular para las plantas nucleares de la presente invención. ✓

El segundo criterio trata de la eliminación de las tareas en obra. Otro de los factores que conspiran contra la economía de las centrales nucleares es la gran cantidad de trabajo en obra. Este tipo de trabajo es muy difícil de ordenar y más aún de optimizar dadas las superposiciones de los frentes de trabajo y de la forzosa escasa experiencia del personal de obra.

El diseño de la presente invención permite el prearmado y ensayo de todos los sistemas en fábrica, reservando para la obra sólo tareas de ensamblado e interconexión. Este criterio simplifica notablemente el procedimiento de puesta en marcha.

También se contempla una drástica disminución de las obras civiles.

El tercer criterio obliga a un diseño que contempla la posibilidad del agregado de nuevos módulos mediante una distribución adecuada en planta, y posibilidad de compartir servicios comunes. Un número variable de unidades deberá estar previsto en los sistemas de control y seguridad de la central.

Otro aspecto tenido en cuenta en el diseño es la transportabilidad de los componentes. Los componentes de mayor peso no deben

exceder la capacidad normal de los medios de transporte terrestres. Este criterio se adapta a la realidad de muchos países en vía de desarrollo y elimina una importante restricción en la elección del emplazamiento. Por supuesto concurre al abaratamiento de los costos de transporte al no requerir equipos especiales.

El criterio de autorregulación simplifica los sistemas de control y hace inherentemente segura la operación. La potencia del reactor se ajusta a la demanda, admitiendo ciclados de potencia y facilitando su uso como centrales de base y semibase.

Este criterio tiene incidencia en el diseño de los elementos combustibles y en el sistema de presurizado del reactor.

Por el último criterio, se puso especial énfasis en diseñar sistemas pasivos para la refrigeración en parada y en emergencia que no impliquen consumo de energía externa. Esta concepción posibilita el uso del reactor en localidades aisladas y permite prescindir de las fuentes alternativas de energía de alta confiabilidad.

Los criterios anteriormente enunciados han conducido a soluciones novedosas en lo que a los aspectos tecnológicos se refieren, dado que los problemas planteados no tenían a la fecha soluciones conocidas. Dichos aspectos novedosos quedarán evidenciados a lo largo de la presente memoria descriptiva por lo que a continuación se detalla.

En los reactores de potencia actuales, el recambio de combustible se realiza una vez al año. Se trata de una operación compleja pero ineludible para reactores grandes. Su alta potencia implica un alto consumo de combustible, lo que obliga a abrir el recipiente de presión una vez al año para retirar combustible gastado e introducir combustible fresco. Esta operación permite además, el reemplaz de los combustibles averiados.

Por el contrario, en el reactor objeto de la presente invención se disminuye la frecuencia de recambio de combustible dada la baja potencia del mismo lo que se traduce en una disminución del consumo del combustible. Pero, por otra parte, largos períodos sin recambio de las barras de combustible obligarían a continuar la operación del reactor con elementos combustibles fallados, dado que estos pueden sólo ser reemplazados durante la operación de recambio.

La falla más común de los elementos combustibles es la perforación de la vaina. Esto produce la liberación de los gases contenidos en el combustible al agua del circuito primario encargado del transporte del calor generado por la fisión nuclear en el núcleo del reactor hacia el generador de vapor. Normalmente, una bomba provee la fuerza de impulsión necesaria para mover el agua del circuito primario.

Dado que los gases liberados son radioactivos, producen un aumento de la radioactividad del circuito primario que bien pueden llevarla a límites prohibidos por normas de seguridad de operación. En las centrales nucleares actuales, este límite rara vez se supera durante un ciclo de combustible. El recambio de combustible permite reemplazar los combustibles averiados solucionando el problema. Sin embargo, para un ciclo de combustible sustancialmente más largo, por ejemplo, un recambio cada tres años como el previsto para el reactor objeto del presente invento, debe, mediante un novedoso diseño de las barras de combustible asegurarse que la imposibilidad de reemplazar combustibles averiados con mayor frecuencia no conduzca a actividades inaceptables en el circuito primario.

Por otro lado, un reactor nuclear luego de apagado, sigue generando energía debido al decaimiento radioactivo de los elementos pro-

ducidos por la fisión nuclear.

Por eso es necesario asegurar la refrigeración del núcleo aún después de apagado el reactor. Esto se hace habitualmente usando bombas e intercambiadores de calor. Las bombas requieren para su funcionamiento alimentación eléctrica. Si en una central se produce un corte total de energía eléctrica, el reactor se apaga, pero igualmente sigue generando calor. Si no se cuenta con energía eléctrica el calor no puede removerse del núcleo lo que puede llevar a que el mismo se funda con el grave riesgo que ello implica. Por ese motivo es que una central nuclear cuenta con diversos sistemas de alimentación eléctrica; desde la misma planta, desde la red externa y, para las cargas esenciales, desde los generadores Diesel. A esta capacidad de generar energía eléctrica sin utilizar el sistema normal de generación, reactor en nuestro caso, se la conoce como capacidad de autogeneración.

En los reactores actualmente en servicio, la refrigeración del núcleo aún después de apagado el reactor, no implica un problema dado que se considera poco probable la pérdida total de alimentación eléctrica a la planta. Los grandes reactores están conectados a redes altamente confiables y disponen además de una capacidad importante de autogeneración.

Por el contrario, en el caso de reactores instalados en comunidades aisladas no interconectadas con redes de alimentación de importancia, la confiabilidad de la red de alimentación eléctrica al reactor no se puede suponer alta. Por lo tanto, y dado que no es deseable disponer de una capacidad de autogeneración excesiva, por lo costoso, se debe asegurar que la pérdida total de alimentación eléctrica no ocasione un accidente nuclear. En términos del reactor, esto significa asegurar la remoción del calor residual por me

dios que no impliquen la utilización de energía eléctrica. Esto precisamente se ha logrado en el novedoso reactor que se propone mediante una ingeniosa estructuración de los medios que conforman a los medios recorridos por el agua de refrigeración del circuito primario. En efecto, como se detallará más adelante, mediante un sistema pasivo de refrigeración, sin requerimiento alguno de energía eléctrica, el reactor se encuentra protegido de todo accidente nuclear ocasionado por la falta de remoción del calor del núcleo. El agua del circuito primario se mueve por convección natural. La diferencia de densidades entre el agua fría que sale del generador de vapor y entra al núcleo, y el agua caliente que sale del núcleo y entra al generador de vapor, obliga al agua a circular, produciéndose así el caudal de refrigeración sin necesidad de ninguna bomba impulsora. La convección natural para el movimiento del agua del circuito primario no ha sido utilizada hasta el presente en reactores nucleares tipo PWR ( Pressurized Water Reactors ).

También es sabido que los reactores nucleares de agua liviana funcionan con agua a presión. En caso de rotura de alguna cañería del circuito de refrigeración, se produce la liberación de una importante cantidad de vapor. Es necesario contener este vapor, dado que junto con él se liberan productos radioactivos.

Para asegurar la contención del vapor, se ubica a todo el sistema de refrigeración dentro de un recinto, llamado recinto de contención, capaz de resistir sin pérdidas apresiabes, presiones internas. Este recinto tiene distintas formas según el reactor; esférica, cilíndrica, etc.; pero la característica común a todos ellos es que todo el recipiente de presión, contenedor del núcleo, generador de vapor y circuito primario de refrigeración, se encuentra dentro del recinto de contención.

Sin embargo no se postula la rotura del recipiente de presión. La

seguridad está dada por el hecho de que la probabilidad de un accidente de este tipo es tan baja que es despreciable. Es entonces conceptualmente aceptable ubicar parte del recipiente de presión fuera del recinto de contención. El reconocimiento de este hecho ha llevado a un diseño novedoso del recinto de contención sumamente apropiado para el reactor objeto de este invento.

Es por lo tanto un objetivo de la presente invención un reactor nuclear del tipo PWR para plantas de generación eléctrica modular cuyo tamaño lo hace apto para generar potencias del orden de las decenas de megawattios, apto para acoplarse con otros módulos similares compartiendo servicios para formar centrales de mayor capacidad.

Es otro objetivo de la presente invención un reactor nuclear modular en cuyo circuito primario de refrigeración el agua circula por convección natural sin necesidad de medios de bombeo adicionales; encontrándose el generador de vapor alojado dentro del recipiente de presión.

Es aún otro objetivo de la presente invención un reactor modular cuyo recipiente de presión presenta todas sus aberturas en la parte superior del mismo, por lo que sólo es necesario que esta parte superior se encuentre dentro del recinto de contención.

Es un otro objetivo de la presente invención un reactor nuclear modular cuyos elementos combustibles están compuestos por barras de combustible compartimentadas.

Es por último un objetivo de la presente invención un reactor nuclear modular donde el agua de refrigeración de parada circula por gravedad sin necesidad de medios de bombeo adicionales.

Para lograr las ventajas arriba comentadas, a las que los usuarios y los entendidos en la especialidad podrán agregar otras muchas más

se describe a continuación un ejemplo de realización al que se ilustra esquemáticamente y sin una escala determinada en las láminas adjuntas, con la expresa aclaración de que, por tratarse de un ejemplo, no debe asignarse al mismo un carácter limitativo o exclusivo del alcance de protección de la presente patente de invención sino que le asiste simplemente una intención meramente explicativa e ilustrativa de la concepción fundamental en que se basa la misma.

La figura 1 representa al tanque reactor del reactor nuclear modular objeto de la presente invención en corte longitudinal según la sección C-C tal como se indica en la figura 1B.-

La figura 1A representa la vista superior E como se indica en la figura 1.-

La figura 1B representa el corte indicado A-A en la figura 1.-

La figura 1C representa el corte indicado B-B en la figura 1.-

La figura 2 representa esquemáticamente al tanque reactor, el recinto de contención y los distintos circuitos de circulación de agua primario, secundario y de parada.-

La figura 3 representa otros detalles del reactor modular objeto de la presente invención.-

La figura 4 ilustra esquemáticamente una barra combustible convencional (4A) y una barra combustible compartimentada según la presente invención (4B).- ✓

En todas las figuras a iguales referencias corresponden iguales elementos.

Con relación a las figuras 1, 1A, 1B y 1C, la referencia -1- indica al recipiente de presión donde se destaca que la relación entre su altura y su diámetro es mayor que la convencional, con el objeto de favorecer la convección natural del agua del circuito primario. Se observa que todas las aberturas del recipiente de pre



si6n se encuentran ubicadas en su parte superior.

La referencia -2- indica al n6cleo del reactor que presenta los elementos de combustibles tales como -3- y las barras de control de reactividad -4- accionadas por sus respectivos mecanismos como -5- y -5'-.

El n6cleo -2- se encuentra apoyado sobre una estructura de soporte -6- solidaria con el casquete esf6rico del recipiente de presi6n -1-; y est6 rodeado por un blindaje -7- capaz de aislar termicamente al n6cleo y absorber la radiaci6n gama.

Dicho n6cleo -2- se encuentra contenido en la parte inferior de un tubo cil6ndrico o chimenea -8- que en su parte superior presenta una reducci6n de di6metro para permitir el alojamiento de un generador de vapor anular -9-, que en esencia es un intercambiador de calor cuyos conductos no han sido ilustrados para mayor claridad. As6 por ejemplo, los conductos pertenecientes al sistema secundario tendr6n sus salidas y entradas a trav6s de las bocas como -10- hacia y desde los impulsores de los generadores el6ctricos no ilustrados.

La citada chimenea -8- presenta en su extremo superior, por sobre el generador de vapor -9-, aberturas o ranuras -11- para el pasaje de agua del circuito primario. Debido a esta particular disposici6n el agua del circuito primario puede circular por convecci6n natural sin grandes p6rdidas de carga (fuerzas resistentes) y con una diferencia de altura entre la fuente fr6a y caliente aceptable.

El recipiente de presi6n -1- presenta en su coronamiento una tapa anular -12- que abraza al extremo superior de la chimenea -8-, la cual, a su vez, presenta una otra tapa -13- capaz de permitir el recambio de los elementos de combustible.

La tapa -12- del recipiente de presi6n es atravesada por conducto

-14- pertenecientes al sistema de refrigeración de parada que están en comunicación con un intercambiador de calor de parada -15-. El sistema de refrigeración de parada se describirá a continuación con relación a la figura 2.

Con referencia a la figura 2, se destaca al recinto de contención -16- que presenta, como aspecto novedoso, la no inclusión total de recipiente de presión -1- dentro del mismo. En efecto, como ya se indicara, en los reactores PWR conocidos a la fecha, el recipiente de presión está totalmente incluido dentro del recinto de contención dada la configuración del recipiente de presión con sus bocas laterales para las tuberías del circuito primario, ya que el generador de vapor se encuentra fuera del mismo. Esto obliga a resguardar, por problemas eventuales de pérdidas, a todo el recipiente de presión.

Por el contrario, según el presente invento, el circuito primario incluido el generador de vapor -9-, se halla íntegramente alojado dentro del recipiente de presión -1-, y sólo existen bocas de comunicación en la parte superior del mismo. Por lo tanto sólo la parte superior del recipiente de presión debe quedar resguardado dentro del recinto de contención.

También se observa en dicha figura 2, en forma esquemática, a los medios ya indicados con relación a la figura 1, como ser al núcleo -2-, al mecanismo de control de reactividad -5-, la chimenea -8-, al generador de vapor -9- y a los conductos -14-.

La referencia -17- indica un conjunto de tuberías pertenecientes a circuito secundario encargado del transporte del vapor generado en -9- hacia las turbinas o cualquier otro medio propulsor del generador eléctrico, y de su retorno. Dicho conjunto -17- empalma con las citadas bocas -10- indicadas en la figura 1.

La referencia -18- indica al condensador de parada encargado de extraer calor del intercambiador de calor de parada -15- a través de los conductos salientes -14- y entrantes -14'-, cuando se procede a la parada del reactor. El calor se extrae del condensador -18- por medio de la vaporización de agua que, proveniente de los tanques elevados -19-, se inyecta por simple gravedad a través del conducto -20-. El vapor generado escapa a la atmósfera a través del conducto -21-.

Este hecho de la circulación del agua desde los tanques -19- hacia el condensador -18- por simple gravedad, y la circulación de agua desde el condensador -18- hacia el intercambiador -15-, por convección natural, marcan otros dos aspectos novedosos de la presente realización.

La figura 2 se completa con el circuito de inyección de emergencia formado por el depósito de nitrógeno a presión -21-, los mismos tanques -19- y la tubería asociada -22-, que por ser convencional, no se la describe en detalle.

La figura 3 muestra un corte esquemático del reactor nuclear modular según el presente invento, donde se destacan otros detalles adicionales. Así se observa que el recipiente de presión -1- cuya parte superior está contenida dentro del recinto de contención -16- se aloja, por su parte restante, dentro de una estructura de hormigón armado indicado en rayado, el que a su vez sirve de fundamento para todo el equipamiento.

Se observa la galería -A- de acceso a la cámara de instrumentación -B-, así como el tubo -C- de descenso de los elementos combustibles hacia el almacenador -E-, los que pueden ser removidos a través de la galería -D-.

El recambio de los elementos combustibles del núcleo del reactor

-2-, desde o hacia el almacenador -E-, se realiza por medio del puente grúa -23-, servocontrolado.

Las demás referencias indicadas en la figura 3 corresponden a iguales medios ya citados en las figuras 1 y 2. Así por ejemplo, -5- y -5"- corresponden al mencionado mecanismo de control de reactividad; -17- a uno de los tubos del circuito secundario; -18- al condensador; etc.

Los medios no referenciados tampoco son descriptos ya que no hacen a la esencia de la novedad.

En la figura 4 se puede observar una barra de combustible convencional (4A). La referencia -24- indica a la vaina exterior que, de forma comunmente cilíndrica, es continua y aloja en su interior a las pastillas de combustible como la -25-.

La barra (4B), concebida especialmente para utilizarse en el núcleo del presente reactor modular, presenta como característica novedosa, la compartimentación de la vaina -24- por medio de los tabiques -26-, también fabricados con igual material que aquella.

De esta manera, las pastillas -25- se alojan fraccionadas en los compartimentos -27- dentro de la vaina -24-, y la eventual rotura o perforación de un compartimento sólo provocará el escape de los gases producto de la fisión del uranio correspondiente al compartimento en cuestión. Así, la consecuencia de una perforación es, medida en cantidad de productos de fisión liberados,  $n$  veces menor que en el caso del elemento combustible standard, siendo  $n$  el número de compartimentos en que se ha dividido al elemento.

Como ejemplo comparativo, se presenta a continuación un estudio de costos de energía proveniente de otros tipos de centrales. Los resultados son aproximados y para los costos de los combustibles se han tomado valores internacionales.

# CUADRO COMPARATIVO COSTOS ESTIMADOS DE GENERACION DE ENERGIA ELECTRICA

(MODULO DE 15 Mw<sub>(e)</sub>)

| TIPO DE CENTRAL                           | PRECIOS INTERNAC.<br>DE COMB.<br>Mills/Kwh | PRECIOS NAC.<br>DE COMB.<br>Mills/Kwh |
|-------------------------------------------|--------------------------------------------|---------------------------------------|
| A. GRUPOS DIESEL<br>(Comb. Diesel-oil)    | 85,7<br>(95,1)*                            | 57,4<br>(64,0)*                       |
| B. TURBINA VAPOR<br>(Comb. Fuel-Oil)      | 87,0<br>(97,4)*                            | 51,8<br>(58,7)*                       |
| C. CICLO COMBINADO<br>(Comb. Gas Natural) | 60,7 **                                    | 28,3 **                               |
| D. REACTOR NUCLEAR                        | 52.5                                       | 52.5                                  |

(\*)CONSIDERANDO EL TRANSPORTE TERRESTRE DEL COMBUSTIBLE A UNA DISTANCIA DE 1500 Km. DESDE LA BOCA DE EXPENDIO.

(\*\*)CONSIDERANDO LA EXISTENCIA DE GASODUCTO EN EL EMPLAZAMIENTO ELEGIDO



# RESUMEN PARAMETROS ECONOMICOS CONSIDERADOS

|                              | A            | B                                                           | C                       | D               |
|------------------------------|--------------|-------------------------------------------------------------|-------------------------|-----------------|
|                              | Grupo Diesel | Turbina Vapor                                               | Ciclo Combin.           | Reactor Nuclear |
| Inversión Unitaria (u\$s/Kw) | 650          | 1100                                                        | 700                     | 2200            |
| Factor utilización           | 0,80         | 0,80                                                        | 0,80                    | 0,80            |
| Consumo específico           | 240gr/Kwh    | 264,7gr/Kwh                                                 | 0,27m <sup>3</sup> /Kwh | 18000Mwd/TonU   |
| Período Amortización (Años)  | 25           | 30                                                          | 25                      | 30              |
| Tasa Interés(%/año)          | 8            | 8                                                           | 8                       | 8               |
| Costo Combustible            |              |                                                             |                         |                 |
| Diesel-oil (Nac.) (u\$s/Kg)  | 0,190        | (Precio YPF - Planilla 04-02-84)                            |                         |                 |
| Diesel-oil (Inter) (u\$s/Kg) | 0,309        | (Precio FOB Rotterdam mes Flete seguro y Gastos)            |                         |                 |
| Fuel-oil (Nac.) (u\$s/Kg)    | 0,126        | (Precio YPF Planilla 04-02-84)                              |                         |                 |
| Fuel-oil (Int.) (u\$s/Kg)    | 0,259        | (Precio FOB Rotterdam mes Flete seguro y Gastos)            |                         |                 |
| Gas Natural (Nac.)           | 0,050        | u\$s/m <sup>3</sup> (Precio Gas del Estado P/usinas Elect.) |                         |                 |
| Gas Natural (Int.)           | 0,170        | " (Precio Gas de Bolivia)                                   |                         |                 |





La comparación se efectuó tomando unidades de 15 MWe en todos los casos. Para el caso del reactor no se tuvo en cuenta el "factor serie" dada la dificultad de estimarlo a priori.

Al llevar a la práctica el reactor nuclear modular objeto de la presente invención se podrán introducir modificaciones y/o mejoras, todas las cuales quedan comprendidas dentro del ámbito del alcance de protección della presente patente de invención, alcance este que queda determinado, en lo fundamental, por el texto de las cláusulas reivindicatorias que siguen a continuación.

## REIVINDICACIONES

Habiéndose descripto e ilustrado la naturaleza y objeto principal de la presente patente de invención, así como la manera en que la misma puede ser llevada a la práctica, se declara reivindicar como de propiedad y de derecho exclusivos:

1.- REACTOR NUCLEAR MODULAR PARA PLANTAS DE GENERACION ELECTRICA, del tipo de agua liviana, autopresurizado y de uranio de bajo enriquecimiento, caracterizado por que está configurado por un recipiente de presión de forma sustancialmente cilíndrica que presenta en su interior, y en forma coaxial, una chimenea que, siendo sustancialmente cilíndrica, presenta un tramo inferior comunicado, a través de una sección troncocónica, con un tramo superior de menor diámetro que el tramo inferior, dicha chimenea desarrollada sustancialmente a todo lo largo del recipiente de presión; el tramo inferior de la citada chimenea alojando, en su porción inferior, al núcleo del reactor, mientras que el tramo superior de la misma es abrazado por un generador de vapor anular, cuya pared exterior está en contacto con la pared interior del recipiente de presión, la altura del generador de vapor siendo menor que la altura del tramo superior de la chimenea; dicha chimenea presentando en su tramo superior, por sobre el generador de vapor, y en la base de su tramo inferior, sendas aberturas de comunicación; dicho recipiente de presión presentando bocas de comunicación con el exterior, sólo en su extremo superior y por sobre el plano virtual determinado por la base superior del generador de vapor, dicho extremo superior del recipiente de presión contenido dentro de un recipiente de contención; un intercambiador de calor de parada, ubicado en el espacio anular delimitado por el tramo superior de la chimenea por sobre el generador de vapor y el extremo superior del recipiente de pre-

sión, comunicado con un condensador de parada alojado dentro del recinto de contención, dicho condensador de parada en comunicación con tanques de contención de agua, exteriores a dicho recinto de contención y sobre-elevados con relación al condensador; dicho núcleo del reactor presentando en su interior, elementos de combustible conformados por barras compartimentadas.- ✓

2.- REACTOR NUCLEAR MODULAR, tal como reivindicado en 1.-, caracterizado por que el núcleo del reactor ubicado dentro del tramo inferior de la chimenea y el generador de vapor ubicado exteriormente al tramo superior de la misma constituyen, respectivamente, la fuente caliente y la fuente fría de un circuito primario de circulación de agua a presión, capaz de circular entre ambas fuentes por convección natural.- ✓

3.- REACTOR NUCLEAR MODULAR, tal como reivindicado en 1.-, y en 2.-, caracterizado por que el generador de vapor es un intercambiador de calor que presenta conductos de circulación de agua a presión del citado circuito primario que constituyen la citada fuente fría, y conductos de circulación de vapor comunicados con medios de propulsión de generadores de electricidad.- ✓

4.- REACTOR NUCLEAR MODULAR, tal como reivindicado en 1.-, caracterizado por que cada barra de los elementos combustible está configurada por una vaina exterior sustancialmente cilíndrica, que presenta internamente una pluralidad de discos cuyos planos son perpendiculares al eje de la vaina, regularmente separados y que dividen a la misma en una serie de compartimentos separados entre sí, dichos compartimentos alojando en su interior pastillas de combustible nuclear.- ✓

5.- REACTOR NUCLEAR MODULAR, tal como reivindicado en 1.-, caracterizado por que el intercambiador de calor de parada comunicado con

el condensador de parada a su vez en comunicación con los citados tanques de contención de agua sobre-elevados con relación a dicho condensador, constituyen el circuito de refrigeración de parada capaz de permitir la circulación de agua por simple gravedad.- ✓

6.- REACTOR NUCLEAR MODULAR PARA PLANTAS DE GENERACION ELECTRICA, del tipo de agua liviana, autopresurizado y de uranio de bajo enriquecimiento, tal como fuera descripto, ilustrado y precedentemente reivindicado y para los fines especificados.- ✓

Pablo L. Dulfano

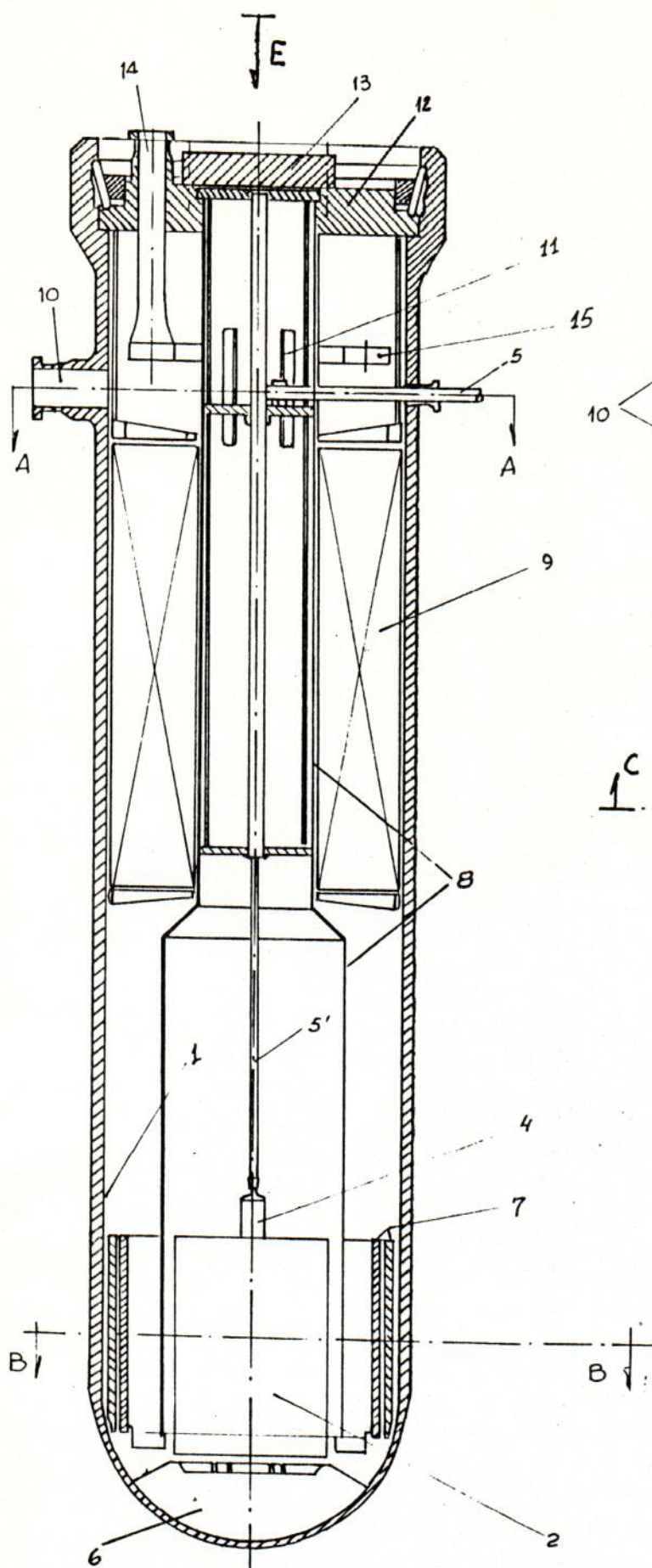


FIG. 1

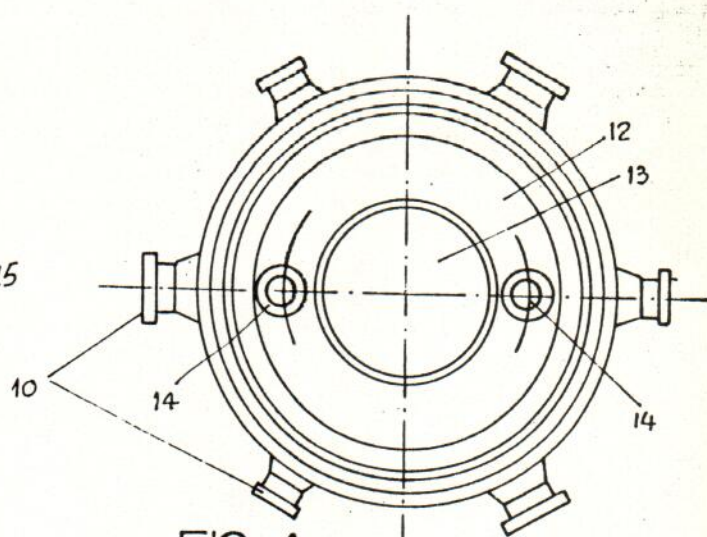


FIG. 1A

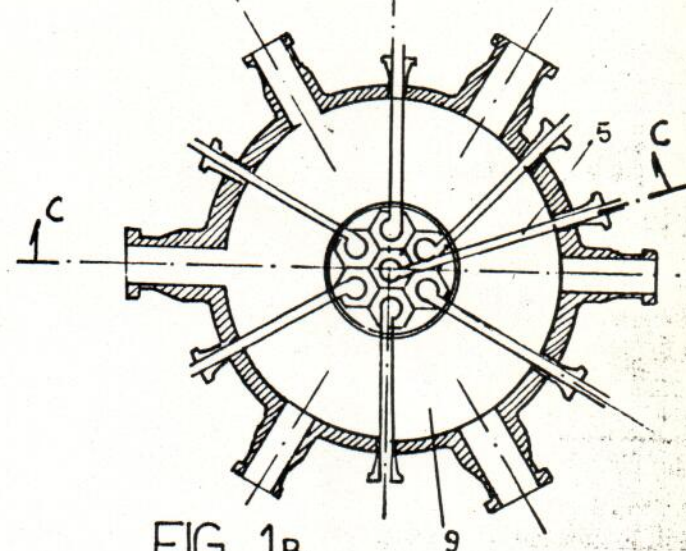


FIG. 1B

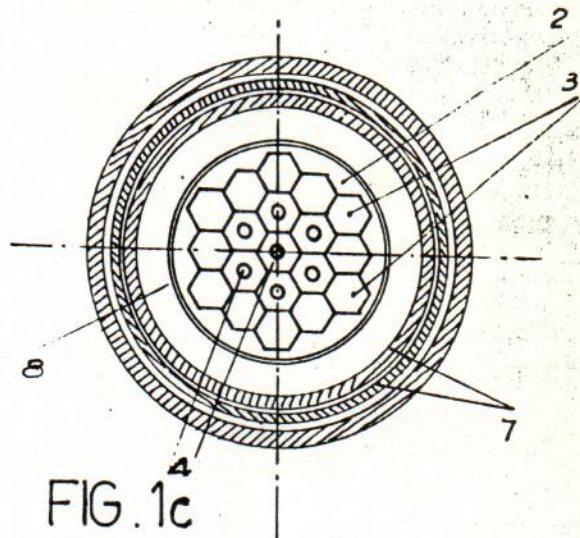


FIG. 1C

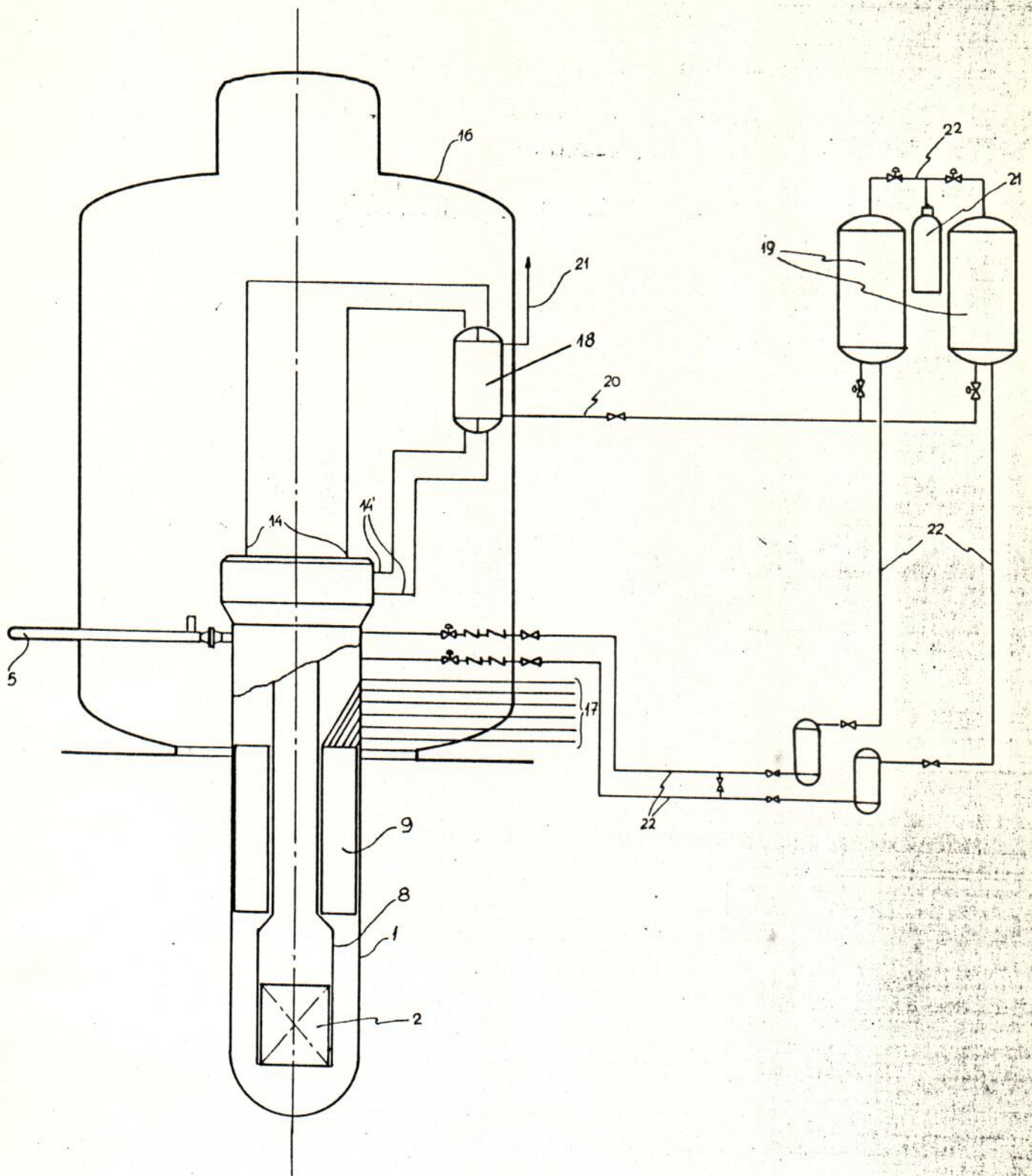


FIG. 2

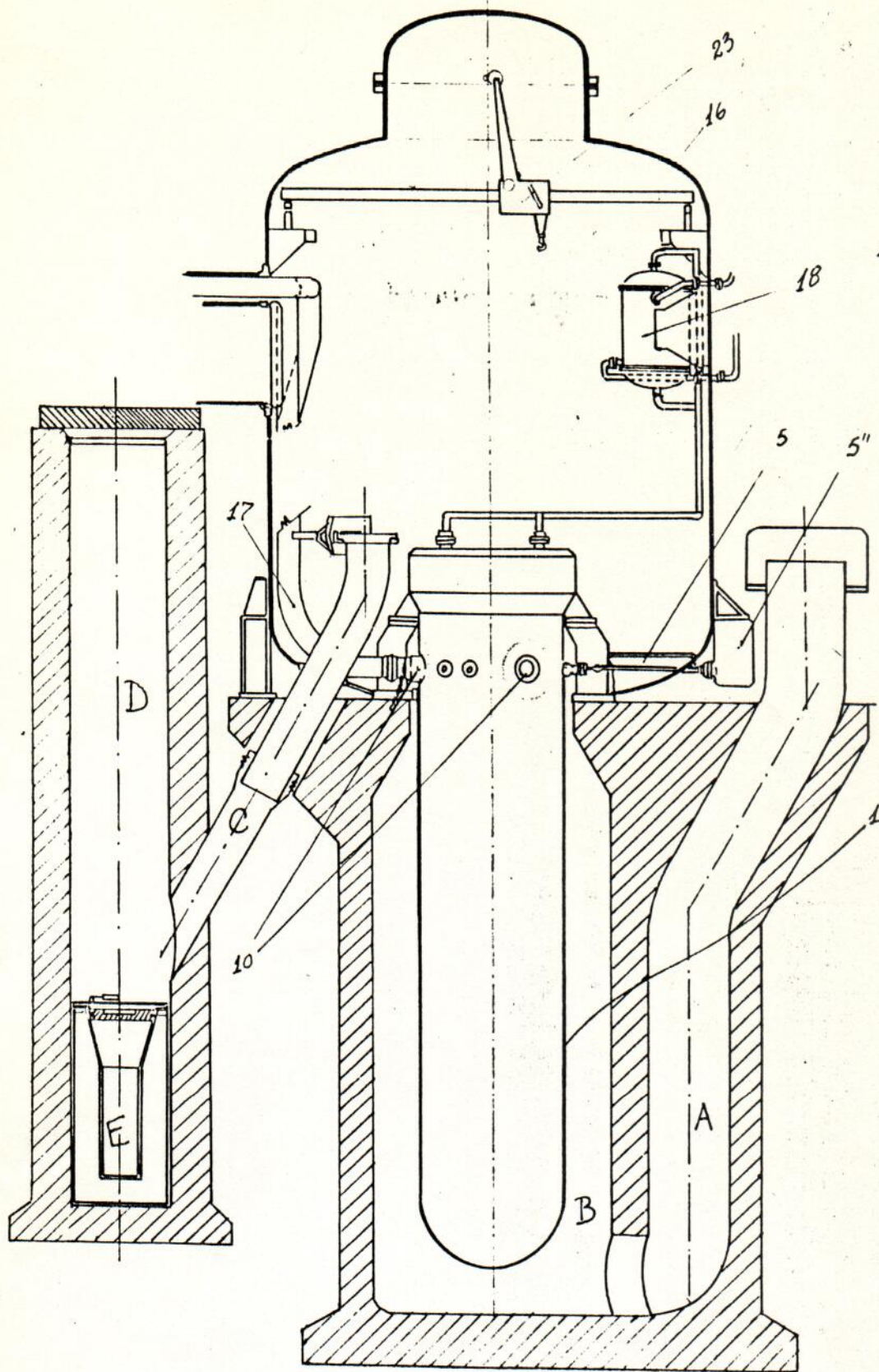


FIG. 3

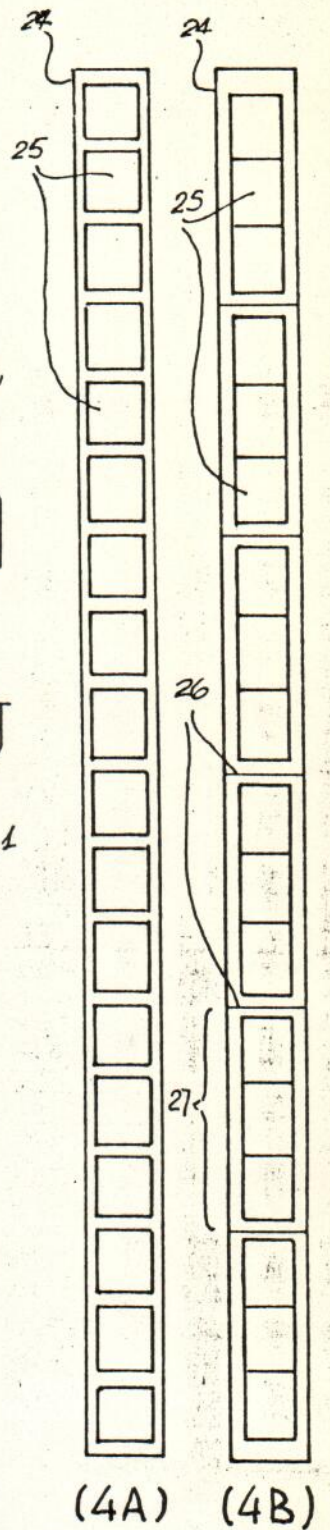


FIG. 4