

APROVECHAMIENTO INTEGRAL DE LAS
RESERVAS DE COMBUSTIBLES NUCLEARES

DESARROLLO DE LA TECNOLOGIA
DEL PLUTONIO

Dr. Antonio J. Carrea
con la colaboración del
Dr. Juan G. Flegenheimer

Comisión Nacional de Energía Atómica
Setiembre 1966

PREFACIO

Este proyecto es la prolongación, como posibilidad concreta de realización inmediata, del trabajo iniciado por uno de los autores sobre "Utilización racional de los recursos energéticos nucleares". Es la primera etapa de un camino que nos permitirá, en 15 a 20 años, conocer y utilizar el combustible de mañana.

De los varios caminos posibles, éste no tiene otras virtudes que su modestia y su simplicidad. Nos permite ganar tres a cuatro años de experiencia sobre cualquier alternativa de mayor envergadura. También su costo es mucho menor que estas otras alternativas, por tanto, su posibilidad de realización es bastante mayor. No sustituye ni elimina las próximas etapas, experiencia en escala de planta piloto, el procesamiento de combustible irradiado, la fabricación de combustible activo. Nos permitirá, eso sí, acumular el conocimiento científico indispensable y encarar cada nueva expansión del programa con mayor confianza y experiencia.

Creemos que invertir en este momento un dos a tres por ciento del costo de la próxima etapa, en ganar tiempo y experiencia, es prudente. Aún así, el costo de nuestros errores en la etapa siguiente va a ser mayor que esta modesta inversión.

Dr. Antonio J. Carrea
Gerencia Tecnología

Dr. Juan G. Flegenheimer
Gerencia Energía

PROYECTO PLUTONIO

PRIMERA ETAPA - SU CONOCIMIENTO

INTRODUCCION

La puesta en marcha de un programa de energía nuclear plantea de inmediato la capacidad de nuestros recursos uraníferos para llevar a cabo dicho plan. Habiendo explorado solo una parte del territorio nacional no podemos considerar estos recursos pequeños. Las reservas confirmadas y posibles son suficientes para colocar a la Argentina entre los países uraníferos, con una capacidad de autoabastecimiento adecuada para un programa a corto plazo, 20 a 30 años.

El hecho de que el abastecimiento a largo plazo sea objeto de fuerte especulación, no depende tanto de la calidad o cantidad de nuestras reservas, como de los reactores en que las vamos a utilizar. Cualquiera sea el tipo de reactores que instalemos, de los actualmente en uso, solo el uno por ciento de dichas reservas podrían ser utilizadas.

Sin embargo, esos mismos reactores generan el combustible que permitirá en el futuro mediano aumentar la eficiencia de utilización de los recursos uraníferos a un 50, 80 o 99%. Sólo entonces será posible afirmar que dichos recursos son, como fuente de energía, mayores que todas las reservas conocidas y sospechadas de combustibles fósiles.

Esta es una razón más por la que en los últimos cinco años se han intensificado notablemente los esfuerzos de investigación y desarrollo tendientes a la sustitución del actual combustible nuclear, U^{235} , por el que mañana permitirá una utilización racional de las reservas uraníferas, Plutonio. En igual caso se encuentran quienes esperan hacer uso de sus reservas de Torio en el futuro.

La Argentina posee hoy en el campo de los combustibles de uranio una capacidad técnica y científica que ha costado más de diez años de esfuerzo lograrla. Si nuestro objetivo frente a la nueva generación de reactores es, por lo menos, mantener la posición hoy lograda, adquiriendo sobre los nuevos combustibles una capacidad científica y técnica equivalente a la que hoy existe, los veinte años por delante no son demasiados, considerando las dificultades materiales y la lentitud intrínseca en el desarrollo del conocimiento básico y la tecnología de un combustible con actividad alfa y gamma siempre presente.

La puesta en marcha del reactor RA3 posibilita iniciar ya un programa autocontenido de entrenamiento e investigación aplicada tendiente a lograr ese conocimiento científico y tecnológico indispensable para poder contar a mediados de la década del año 70, con una capacidad adecuada en escala de planta piloto, que nos permita encarar el abastecimiento de reactores alimentados con Pu en la década del 80.

Este programa, que se describe en forma global en las páginas siguientes, puede ser llevado a cabo mediante los esfuerzos de diversos grupos de trabajo.

jo, y haciendo uso de recursos y equipos que en su mayor parte ya existen en la CNEA. El análisis de cada etapa no es exhaustivo, se ha tratado principalmente fijar la magnitud de los recursos requeridos, cuales son los existentes, los resultados a obtener y los plazos posibles.

El hecho mismo que este estudio exista, prueba que se cuenta con personal experimentado indispensable para llevar a cabo tal proyecto. Su número es muy limitado y un programa orgánico de capacitación de nuevos elementos es parte indispensable para el proyecto mismo, y para los futuros programas de expansión que lo seguirán.

Quiénes, con su mejor voluntad, han cooperado en este trabajo son: Sr. Hugo Bandieri, Dr. Dan Beninson, Ing. Jorge Bertoni, Lic. Raúl A. Boix Amat, Ing. Rafael Coppa, Lic. Osvaldo Cristallini, Sr. Ricardo Gaspar, Ing. Miguel Geiger, Lic. Ferdy Kaufman, Ing. José Helmut Koll, Ing. Raúl Oberman, Ing. Roberto Solanilla y Sr. José Vercellone.

EL PROGRAMA DE TRABAJO.

Podemos definir como componentes necesarios de este proyecto, a más del material humano y los recursos indispensables, a:

- 1) Una planta de fabricación de uranio metálico para alimentar a
- 2) Una planta de fabricación de elementos combustibles, los que serán irradiados en
- 3) Un reactor generador de Pu. Estos serán entonces procesados en
- 4) Una planta de reprocesamiento químico, donde se separará el Pu formado en el U irradiado, con descontaminación total de actividad gamma de productos de fisión, que será utilizado en
- 5) Una facilidad alfa. Denominaremos así una instalación de cajas estancas con atmósfera controlada y demás instalaciones auxiliares requeridas para trabajar con protección absoluta contra radiación alfa. En ella se podrá desarrollar un programa de investigación química y metalúrgica aplicada a la futura utilización del Pu en reactores de potencia, y realizar el trabajo de entrenamiento y desarrollo necesario para llevar a cabo las etapas siguientes de expansión de este programa.

El primer elemento de este circuito de producción, planta de fabricación de U metálico, puede ser realizado reinstalando en Fábrica Córdoba los equipos recuperados de la antigua Fábrica Ezeiza (ver apéndice I). Para una producción de una a

dos toneladas por año no es económicamente conveniente reinstalar la fabricación de calcio metálico que formaba parte de dicha fábrica, pues el mismo puede ser comprado en el mercado internacional en la calidad requerida para obtener U metálico de pureza nuclear.

Este programa facilitará simultáneamente a la Gerencia de Materias Primas iniciar la formación de los nuevos grupos de trabajo necesarios para su plan de expansión industrial de Fábrica Córdoba hasta llegar a óxido de uranio o uranio metálico, aprovechando el personal capacitado ya existente.

El segundo eslabón es la Planta de Elementos Combustibles de Constituyentes. El uranio metálico (tochos de calciotermia) provisto por Fábrica Córdoba puede ser refinado en Constituyentes reinstalando el horno a resistencia de Molibdeno, anteriormente en Fábrica Ezeiza. Este uranio será, entonces, fabricado en forma de barras envainadas en camisas de aluminio 2S o similar, cerradas en sus extremos con tapones soldados (ver apéndice IV).

La mayor parte del equipo necesario para esta operación y el control de calidad de los elementos combustibles así fabricados se halla en operación, y alguna experiencia ya se ha acumulado en la fabricación de barras para irradiación en el RA1. Será preciso completar el equipamiento para poder lograr una producción anual de 700 a 1500 Kgs. en forma sostenida.

La multiplicidad de compromisos del grupo de elementos combustibles (cargas para el RA1, RA3, prototipos, etc.) requiere en este momento una programación cuidadosa de esta etapa, que se verá facilitada cuando las nuevas instalaciones ahora en construcción y el nuevo programa de equipamiento sean concretados, y un refuerzo adecuado de su personal técnico.

El tercer eslabón lo brinda el reactor RA3, en vías de ser puesto en operación. Dicho reactor tiene como objetivos básicos investigación y producción de isótopos. Afortunadamente el alto flujo característico de este tipo de reactor y la versatilidad de usos que se introdujo en su diseño permite colocar en el entorno de su núcleo una envoltura de barras de uranio metálico para aprovechar el flujo periférico de neutrones, sin afectar sus funciones específicas.

Funcionando a una potencia de cinco MW (t) con un factor de utilización del 80% es posible generar en dicho reflector cantidades del orden de 500 ~~g~~ grs. de Pu por año (ver apéndice ~~II~~ ^{II}) utilizando dos caras del núcleo para ubicar la envoltura. Las instalaciones necesarias para ubicar las cajas portantes del combustible a irradiar y la refrigeración del mismo se analizan en el Apéndice ~~II~~ ^{III}.

Aún cuando el reactor se ha diseñado para operar a 5 MW (t), la capacidad de refrigeración instalada para su puesta en marcha solo es la mitad de la especificada. El segundo circuito previsto en paralelo con el actual, debe ser corregido para lograr el rendimiento en Pu antedicho.

El cuarto eslabón es la Planta de Reprocesamiento de Ezeiza, construída para reprocesar la primera carga del RA1, ya en las etapas preliminares a su

puesta en operación. Con algunas modificaciones en ciertas etapas, tales como el digestor y los mezcladores-decantadores, más un adecuado refuerzo de su blindaje, esta planta puede reprocesar hasta 1500 Kgs. de U irradiado de bajo quemado (ver apéndice V), proveyendo una solución de Pu en ácido nítrico diluido, libre de contaminación con productos de fisión. Esta planta debe ser complementada con una instalación de cajas estancas para transformar la solución de Pu en una sal del mismo más fácil de guardar y manipular, utilizable por químicos y metalurgistas. El nitrato y el oxalato de Pu cumplen dichas condiciones.

La descarga activa de esta Planta, 100 a 300 curies/día diluidos en 50 a 100 litros de afluente, puede ser absorbida por la instalación de desechos radiactivos del reactor RA3*, a la que deberá ser conectada por un sistema de cañerías adecuadas. En el momento actual el afluente activo se transporta en recipientes protegidos, sistema que no se considera conveniente utilizar en el futuro.

Este equipo cuenta con una dotación mínima de personal profesional y auxiliar capacitado, la que debe ser inmediatamente reforzada para poder llegar hasta la etapa sal de Pu en el reprocesamiento.

EL MATERIAL A UTILIZAR.

El Pu recuperado del combustible irradiado en reactores de potencia contiene entre 30 y 45% de isótopos superiores (Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242}) con una alta actividad gamma y de neutrones de fisión espontánea, amén de la actividad alfa característica. Cualquiera sea el grado de purificación química del Pu reciclado que se intente obtener, todas las operaciones de reprocesamiento y fabricación de combustible con dicho Pu deberán ser blindadas contra actividad alfa y gamma, es decir, operaciones automatizadas, manejadas por control remoto.

Un programa de entrenamiento e investigación aplicada cuyo objetivo es lograr el conocimiento y dominar la tecnología de dicho combustible debería, en primera instancia, ser desarrollado con Pu de iguales características. Esta solución no ha sido adoptada en ningún laboratorio hasta el momento. La razón es el costo que demandaría tal programa de entrenamiento e investigación, donde el número de operaciones totalmente automatizadas es muy pequeño, considerando que el rendimiento de un operador trabajando a distancia, blindado contra alfa y gamma, es la décima parte del que se logra realizando igual operación en condiciones normales. En otras palabras, el tiempo empleado en realizar una operación química o metalúrgica con telemanipuladores, por ejemplo, es unas cinco a diez veces mayor que el necesario cuando no hay actividad alfa y gamma presente.

La solución generalmente adoptada es utilizar Pu de actividad alfa solamente. Es Pu obtenido en combustible irradiado a bajo quemado (300-500 MWd/t) con un contenido de Pu^{240} hasta 5%, y Pu^{241} menor de 0,1% (ver apéndice VI).

Este material es posible manejarlo en recipientes estancos, cajas estancas (dry-boxes, glove-boxes) en donde las posibilidades de operación manual,

* Dr. Dan Beninson, información personal.

por medio de guantes de goma, son amplias. Aún así la limitación de movimientos del operador, la pérdida de sensibilidad y la necesidad de garantizar la estanqueidad absoluta de todas las operaciones, incluidas las de transferencia, disminuye el rendimiento del operador a un tercio del normal. Es por ello que un programa de investigación o desarrollo con Pu, requiere entre el doble y el triple del tiempo que igual programa llevado a cabo con Uranio solamente.

LA FACILIDAD ALFA.

La disponibilidad de algunos cientos de gramos por año de Pu α , permitirá iniciar un programa de entrenamiento e investigación aplicada en química y tecnología de Pu, así como trabajos en física, reactores, biología, etc. Para ello es necesario contar previamente con una instalación adecuada para manejar dicho Pu. La característica diferencial de tal instalación es el control absoluto que en todo momento debe tenerse de la atmósfera en el área de trabajo, y todas las áreas directa o indirectamente conectadas con ella, su composición, grado de contaminación, dispersión, etc.

Ello se logra utilizando como área de trabajo cajas estancas de atmósfera controlada, dentro de locales herméticos de acceso limitado, protegidos por sistemas de doble esclusa y filtración absoluta de cualquier descarga gaseosa al exterior. Un sistema de presiones diferenciales negativas debe asegurar que intercambios accidentales con el medio exterior sólo se realicen desde afuera hacia adentro.

El proyecto de tal instalación aún no ha sido realizado. Puede ser llevado a cabo por un equipo de químicos y metalurgistas, que serán sus principales usuarios, con la cooperación de otros grupos relacionados con los problemas que su diseño plantea (ingeniería civil, mecánica, física sanitaria, etc.). Elaborar tal proyecto puede requerir entre seis meses y un año, dependiendo de la cantidad de profesionales capacitados con que se pueda integrar dicho equipo.

En esta primera etapa se considera de positivo beneficio que la facilidad alfa funcione como una sola unidad integrada, a disposición de todos sus posibles usuarios. Amén de las ventajas económicas que representará evitar la duplicación de servicios e instalaciones auxiliares para los diversos grupos de trabajo interesados en Pu, es de esperar que la convivencia de especialistas en tópicos diversos con un común interés, e intercambio mutuo de problemas, dudas, experiencias y sinsabores, contribuya a abreviar la etapa formativa de todos ellos, reducir las posibilidades de error, con sus riesgos inherentes, y esclarecer los objetivos a lograr.

EL PROGRAMA DE ENTRENAMIENTO.

El número de profesionales con experiencia directa en la utilización de Pu de que se dispone en el momento actual no pasa de media docena, y el de técnicos no llega a ese número. Para poder encarar un programa de investigación aplicada y desarrollo técnico en el campo de la recuperación de combustible nuclear y el uso futuro de Pu en reactores de potencia, en el momento que la FACILIDAD ALFA se encuentre en cor-

diciones de ser utilizada, son indispensables unos 12 a 15 profesionales entrenados, más 15 a 20 operarios y técnicos capacitados para operar dicha Facilidad. Las dificultades y limitaciones que toda operación con Pu involucra, hacen que la formación de dicho personal sea un trabajo metódico, sistemático y necesariamente lento.

En esta primera etapa es conveniente que la mayoría de los profesionales a formar, y algunos de los técnicos, cumplan un período de entrenamiento en algún laboratorio extranjero (por ejemplo, Argonne, EE.UU.; Fonteney, Francia). De ser posible, bajo alguna forma de acuerdo con dichos laboratorios, tácito o explícito, que facilite su entrenamiento en problemas específicos por períodos de hasta un año.

Se considera contraproducente enviar personal novicio, a recibir este tipo de entrenamiento específico. Debe ser gente que ha pasado por una etapa previa de entrenamiento y selección en nuestros laboratorios. Aún cuando es conocida la escasez de personal capacitado en todos los elencos de la Casa se estima que será necesario que los grupos de química y metalurgia provean las primeras camadas para este programa de entrenamiento, hasta tanto el grupo Plutonio tenga una capacidad de autoentrenamiento adecuada.

Presumiendo que se disponga de cuatro años (ver Cronograma) para formar el elenco mínimo, se puede plantear el siguiente programa de entrenamiento:

1er. Año

Profesionales veteranos al extranjero	:	3
Profesionales nuevos a contratar	:	3
Técnicos veteranos al extranjero	:	1
Técnicos nuevos a contratar	:	3

2do. Año

Profesionales veteranos al extranjero	:	1
Profesionales ya contratados al extranjero	:	2
Profesionales nuevos a contratar	:	3
Técnicos veteranos al extranjero	:	1
Técnicos nuevos a contratar	:	3

3er. Año

Profesionales ya contratados al extranjero	:	3
Profesionales nuevos a contratar	:	2 - 3
Técnicos ya contratados al extranjero	:	1
Técnicos nuevos a contratar	:	5 - 6

4to. Año

Profesionales ya contratados al extranjero: 3
 Profesionales nuevos a contratar : 2
 Técnicos ya contratados al extranjero : 1
 Técnicos nuevos a contratar : 5 - 6

PROGRAMA DE ENTRENAMIENTO.

AÑO	PROFESIONALES				TECNICOS			
	Vete- ranos	Nuevos	Agreg.	Becas	Vete- ranos	Nuevos	Agreg.	Becas
1 ^o	3	3	6	3	1	3	4	1
2 ^o	1	3	10	3	1	3	8	1
3 ^o		2 - 3	12 - 13	3		5 - 6	13 - 14	1
4 ^o		2		3		5 - 6		1
Total			14 - 15	11			18 - 20	5

Este programa deberá continuar en el futuro a un ritmo dictado por los planes de trabajo previstos y los programas de expansión venideros.

Como complemento de este plan de entrenamiento será conveniente incluir también una partida global de gastos para :

- Invitación a especialistas extranjeros por lapsos de tres semanas a tres meses para actuar como asesores del Proyecto Plutonio, especialmente durante el período de diseño y construcción de la Facilidad Alfa. Se puede prever un invitado al primer año, y dos en cada año durante el segundo, tercero y cuarto.
- Concurrencia a congresos, reuniones, visitas informativas, etc.
- Gastos de traslado de becarios, personal en el proyecto, etc.

COSTO DEL PROYECTO.

Los cálculos de inversiones y gastos son estimativos, con un error posible en $\pm 20\%$, considerando el carácter global de este estudio.

Se computan como gastos de inversión los que se realicen en equipamiento, instalación, puesta a punto de métodos, etc. hasta que cada etapa pueda entrar en rutina de operación, discriminando gastos de personal. Estos gastos de inversión equivalen, en casi todos los casos, a los gastos del primer año del proyecto.

Para completar los gastos totales del primer año habrá que sumar los gastos de producción de la primera carga para la envoltura del RA3, y el costo del inventario de combustible. Este lo computaremos íntegramente en el 1er. año, aún cuando se requieren unos dos años para ponerlo en circulación.

PRIMER AÑO			
	<u>Inversión</u> m\$ ⁿ x10 ⁶ (1)	<u>Personal</u> m\$ ⁿ x10 ⁶ (1)	<u>1a. Carga</u> m\$ ⁿ x10 ⁶ (1)
Materias Primas			
Vía Húmeda (2)	4.12	1.38	0.18
Vía Seca	3.00	1.00	2.00
Elementos Combustibles	1.45	0.65	0.75
RA3 (2)	13.00		
Reprocesamiento			
Extracción	5.00	4.70	
Precipitación	6.00		
Gastos 1er. año	34.57	7.73	2.93

(1) Costos calculados al valor del m\$ⁿ en marzo de 1966.

(2) Utilizando U^{nat} en el circuito.

El tiempo de circulación con U^{nat} es de 27 meses. El costo del inventario requerido para dos veces dicho plazo, 2,5 toneladas, es de m\$ⁿ 8.850.000.- (u\$ 8/lb. U₃O₈ como "yellow cake" aprox. m\$ⁿ 3.500/Kg.).

El costo del programa de entrenamiento, tres profesionales (m\$ⁿ 55.000/mes c/u), tres técnicos (m\$ⁿ 35.000/mes c/u) contratados, cuatro becas (u\$ 375/mes c/u) y una partida de gastos de viaje de \$ 2.000.000, es de m\$ⁿ 8.920.000, estimándose siempre costos en m\$ⁿ a marzo de 1966, y 200 m\$ⁿ = 1 u\$. Entonces:

Costo total 1er. Año (U^{nat}): m\$ⁿ 63.000.000.-

Inversiones	55,0%
Personal	12,4%
1a. Carga	4,7%
Inventario U ^{nat}	13,6%
Entrenamiento	14,3%
	100,00%

Utilizando U empobrecido el tiempo de circulación es de 24 meses y el inventario para dos veces dicho tiempo es de 4,2 toneladas, aproximadamente m\$ n 4.300.000 (u\$ s 5.000/ton. UF_4^{emp} , m\$ n 1.000/Kg.). Se logran además, ciertas economías de inversión.

Resulta entonces:

	<u>Inversiones</u> m\$ n $\times 10^6$
Materias Primas	
Vía Húmeda	- 5,5
RA2	- 6,5
Reducción en gastos de inversión	- 12,0
Costo total 1er. año (U^{emp})	m\$ n 46.450.000.-

En los años siguientes, segundo al cuarto, tendremos un costo de operación aproximadamente fijo (en valores marzo 1966) del circuito de producción, al que se asimila el costo del programa de entrenamiento, y un costo de inversión, diseño y montaje, de la Facilidad Alfa que aún no ha sido estimado.

El costo de operación anual del circuito de producción con U^{nat} irradiado 600 MWd/ton ó U^{emp} a 300 MWd/ton, es

	<u>Drogas y Equipos</u>	<u>Personal</u>
Materias Primas		
Vía Húmeda (1)	0,18	0,45
Vía Seca	2,03	2,02
Elementos Combustibles	0,57	0,83
RA2 (2)		
Reprocesamiento	<u>1,80</u>	<u>3,56</u>
Gastos de operación		
2 ^o - 4 ^o año, por año	4,58 (4,40)	6,86 (6,41)

(1) Descartando el U^{nat} separado en Planta Ezeiza. Con U^{nat} ó U^{emp} en circuito cerrado el costo anual son los valores entre paréntesis.

(2) No es computable hasta saber cómo se distribuirán entre los usuarios las cargas de operación y de combustible (tres núcleos/año) del reactor.

El costo del programa de entrenamiento varía desde m\$n 9.240.000 en el segundo año a m\$n 11.240.000 en el cuarto año.

Resumiendo, costo anual de operación, segundo a cuarto año, inclusive:

Circuito abierto (U^{nat})	m\$n 11.500.000/año
Circuito cerrado (U^{nat} ó U^{emp})	" 10.800.000/año
Entrenamiento	" 9.200.000 á 11.200.000/año

La construcción de la FACILIDAD ALFA debe comenzar en el segundo año del proyecto. El cálculo de inversiones puede ser realizado cuando se plantee el diseño de la misma, en el curso del primer año.

URANIO NATURAL O EMPOBRECIDO

Hasta el momento hemos planteado la posibilidad de usar Uranio natural (0,71% U^{235}) o Uranio empobrecido (0,21 - 0,23% U^{235}) para este programa, y ahora analizaremos las razones para ello. Son de tres tipos:

- a) Su origen y procesamiento.
- b) Cantidad de calor generada en la envoltura.
- c) Grado de irradiación del uranio.

- a) El U^{nat} puede ser provisto por Fábrica Córdoba de su producción regular de "yellow cake" a un costo estimado en m\$ⁿ 8.800.000. -

Requiere la instalación de una planta de purificación por TBP en dicha Fábrica, para purificar al "yellow cake" a utilizar en el inventario del ciclo de producción. Si se opera en circuito cerrado esta instalación no es necesaria luego para convertir el U recuperado en la Planta de Ezeiza, pues el mismo puede ser obtenido como diuranato de NH_4 de pureza nuclear, apto para su tratado en la etapa seca de reducción y fluoración directamente.

El U^{emp} es imprescindible importarlo de EE.UU. a un costo estimado en 5.000 a 6.000 u\$s/ton., como F_4U . La USAEC lo provee como F_6U (0.21 - 0,23% U^{235}) que deberá ser transformado en F_4U también en EE.UU., pues no disponemos de instalaciones capaces de manejar cuatro toneladas de F_6U , y su montaje no se justificaría para este proyecto. El F_4U importado requiere m\$ⁿ 4.500.000 en divisas y se procesa en la etapa seca de Fábrica Córdoba, haciendo innecesario el montaje de la planta de TBP (costo m\$ⁿ 5.500.000).

- b) La cantidad de calor por unidad de tiempo generada en la envoltura del RA3 es directamente proporcional al contenido de isótopo 235 en el uranio utilizado. Con U^{emp} se reduce el costo del circuito refrigerante en m\$ⁿ 6.500.000.
- c) Como criterio para limitar la irradiación a que se somete el U, se utiliza el contenido de Pu^{240} en el Pu^{239} formado, admitiendo hasta un 5% (ver apéndice VI).

Dicho nivel de Pu^{240} se aproxima cuando U^{nat} se irradia 500 MWd/t y U^{emp} 300 MWd/t, que no son quemados equivalentes. El tiempo de irradiación de U^{emp} es 50% mayor, la producción de Pu es 33% menor y el consumo de U anual es similar.

El costo anual de operación del ciclo de producción será entonces, aproximadamente igual en ambos casos. Los ahorros de inversión que se pueden hacer usando U^{emp} (m\$ⁿ 12.000.000 en instalaciones y m\$ⁿ 4.500.000 en materia prima) son compensados al tercer año de producción (quinto de operación del proyecto) por el mayor rendimiento obtenible con U^{nat} . Estimando el costo total en función del Pu producido, el costo acumulado del proyecto será mayor con U^{emp} a partir del quinto año de operación, y la diferencia crecerá con el tiempo.

The flowchart illustrates the nuclear fuel cycle, starting with the extraction of uranium from yellow cake. The process involves several stages: extraction, precipitation, and reprocessing. The flow is as follows:

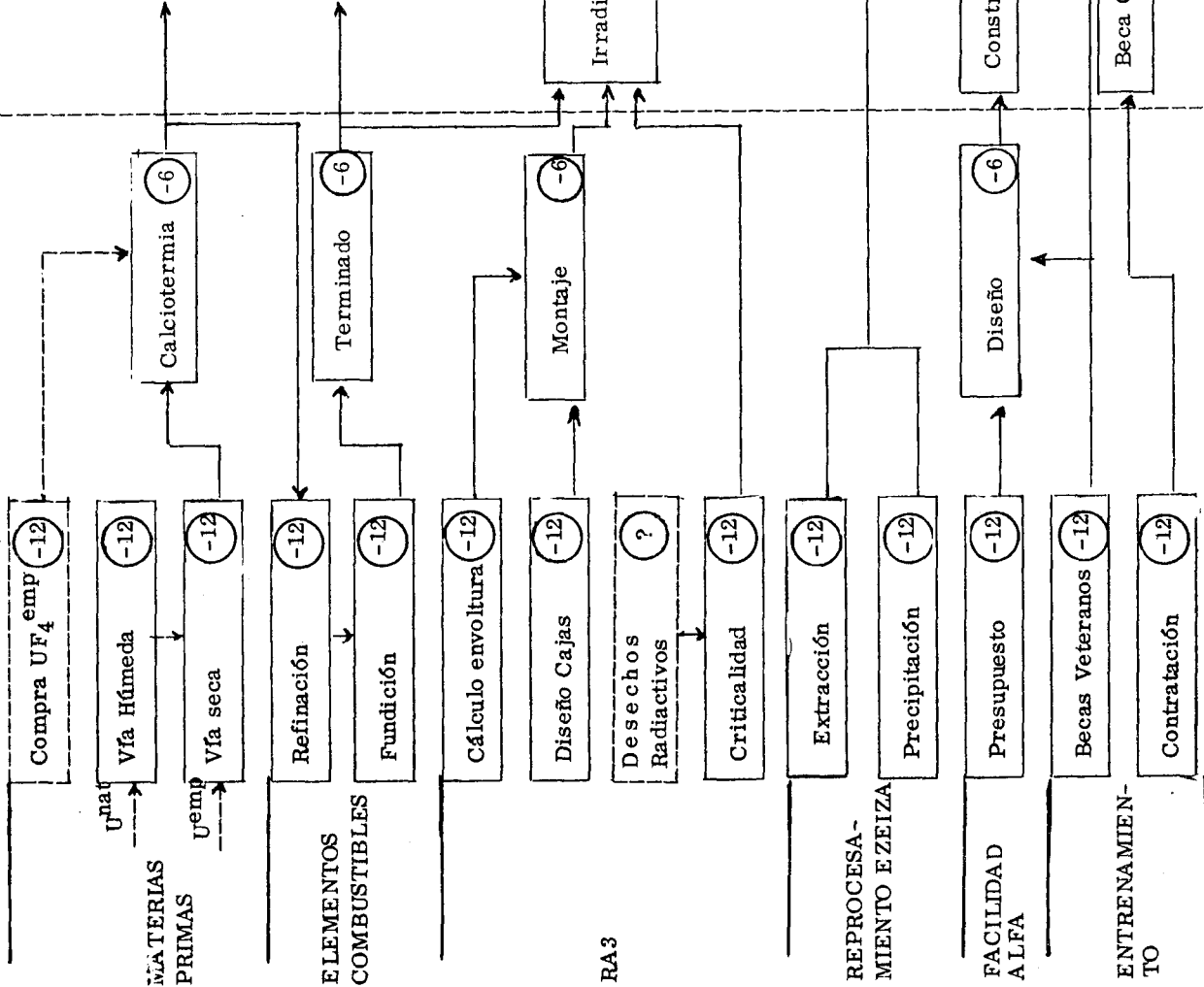
- Extraction and Precipitation:** The initial stage involves the extraction of uranium from yellow cake, resulting in U^{nat} (yellow cake) and U^{emp} (P_4U). This stage is labeled "PAB. CORDOBA" and "Via Húmeda" and "Via Seca".
- Reprocessing:** The extracted uranium is then processed in the "REPROCESAMIENTO" stage, which includes "Extracción" and "Precipitación". This stage is labeled "Barras" and "Irradiadas".
- Enrichment and Irradiation:** The reprocessed uranium is then enriched and irradiated in the "RA 3" stage, which includes "Irradiación" and "Enfriamiento". This stage is labeled "Barras" and "0.7-1.5 t/a".
- Final Product:** The final product is "ELEMENTOS COMBUSTIBLES", which includes "Refinación", "Fabricación Barras", and "Envainado". This stage is labeled "Barras" and "0.7-1.5 t/a".

Additional labels and flow indicators include:

- U^{nat} (yellow cake) and U^{emp} (P_4U) entering the "PAB. CORDOBA" stage.
- U^{nat} and U^{emp} (DIV. NH_4) entering the "REPROCESAMIENTO" stage.
- U^{nat} agotado ? (depleted uranium) exiting the "REPROCESAMIENTO" stage.
- $Pu(s)$ (plutonium) exiting the "REPROCESAMIENTO" stage.
- 300-600 MWD/t (megawatts thermal per ton) associated with the irradiation stage.

CRONOGRAMA

PUESTA EN MARCHA



Momento O.

Se define como el instante en que se inicia la irradiación de la primera carga de U metálico en el reflector del RA3.

$$\frac{+n}{-}$$

Tiempo en meses a contar del momento O, antes o después que los trabajos de diseño, licitación, equipamiento, conversión, instalación, ensayos previos, operación, etc. serán indicados en cada etapa.

MOMENTO O (Enero - marzo 1968 ?)

APENDICE I

ESTUDIO PRELIMINAR PARA LA PRODUCCION DE 2 t/AÑO DE URANIO METALICO

I - OBJETO

Dar cumplimiento a las necesidades de la Gerencia de Tecnología en cuanto a la fabricación de elementos combustibles se refiere.

II - MATERIA PRIMA

Existen dos posibilidades:

- a) que se trabaje con uranio natural
- b) que se utilice uranio empobrecido.

Si se decide la utilización de uranio natural, la materia prima será diuranato de sodio comercial (85% U_2O_8) que se produce en Planta Malargüe y Planta Córdoba.

La utilización de uranio empobrecido significa la eliminación de la instalación de extracción por TBP, pues dicho material sería entregado por la Gerencia de Tecnología en forma de F_4U la primera vez y luego en los siguientes ciclos como diuranato de amonio de pureza nuclear, con lo cual el procesamiento quedaría reducido solamente a la vía seca.

III - CAPACIDAD.

Se fija la capacidad de producción de la Planta en 200 kg. U/mes; teniendo en cuenta que es el ritmo de entrega que solicita la Gerencia de Tecnología para su sección de fabricación de elementos combustibles.

IV - ESQUEMA DEL PROCESO (lámina 1).

V - DESCRIPCION DE LAS INSTALACIONES

Codificación	Descripción	Costo
T ₁	Tanque para disolución de concentrados; con camisa para refrigeración y calefacción; agitación con hélice de baja velocidad . En acero inoxidable 304 de 2 mm. Con tapa y sistema de extracción de vapores nitrosos. Capacidad 1 m ³	180.000.-

Codifi- cación	Descripción	Costo \$
T ₂	Similar al T ₁ , pero de 2 m ³	300.000.-
T ₃	Tanque para decantación, con serpentín calefactor; en acero inoxidable 304 de 2 mm; con tapa y salidas laterales a diferentes alturas. Capacidad 2 m ³	150.000.-
T ₄	Tanque pulmón intermediario de seguridad, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 1 m ³	80.000.-
T ₅	Tanque depósito y ajuste, con agitador lento, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 1,5 m ³	130.000.-
T ₆	Tanque decantador en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 1,5 m ³	130.000.-
T ₇	Tanque depósito de TBP descargado, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 0,5 m ³	50.000.-
T ₈	Tanque depósito de TBP cargado, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 0,5 m ³	50.000.-
T ₉	Tanque depósito para agua desmineralizada, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 2 m ³	150.000.-
T ₁₀	Tanque para preparación de solución de NO ₂ H, con agitador tipo Denver, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 0,5 m ³	40.000.-
T ₁₁	Tanque para preparación de solución de CO ₃ Na ₂ , idem a T ₁₀	40.000.-
T ₁₂	Tanque depósito de (NO ₂) ₂ UO ₂ puro, en acero inoxidable 304 de 2 mm, con tapa. Capacidad 5 m ³	250.000.-
T ₁₃	Tanque para primera etapa de precipitación. Con camisa de calefacción, agitador de baja velocidad, con tapa y sistema de extracción de vapores; en acero inoxidable 304 de 2 mm. Capacidad 350 l.....	130.000.-
T ₁₄	Tanque para segunda etapa de precipitación, Idem a T ₁₃ pero de 1 m ³	180.000.-

Codifi- cación	Descripción	Costo \$
B ₁	Bomba centrífuga en acero inoxidable 304; con motor blindado 100%. Completa. Caudal 2 m ³ /h; altura manométrica 10 m.....	90.000.-
B ₂	Bomba dosadora en acero inoxidable 304; caudal 40 l/h. Completa.....	50.000.-
B ₃	Bomba centrífuga idem B ₁ . Caudal 1 m ³ /h.....	90.000.-
B ₄	Bomba dosadora idem B ₂ . Caudal 150 l/h.....	60.000.-
B ₅	Idem B ₄	60.000.-
B ₆	Idem B ₄	60.000.-
B ₇	Bomba dosadora idem B ₂ . Caudal 30 l/h.....	60.000.-
B ₈	Idem B ₄	60.000.-
B ₉	Idem B ₃	90.000.-
E _x	Equipo de extracción; ocho etapas de extracción, dos de lavado; tipo mezclador decantador compacto, con agitadores individuales, cañería para circulación de ambas fases y recirculación de fase orgánica. Completo con tapa.....	600.000.-
R _{ex}	Equipo de reextracción; seis etapas de elución y dos de acondicionamiento. Completo.....	600.000.-
R ₁	Caudalímetro Fisher y Porter para 150 l/h.....	10.000.-
R ₂	Idem para 40 l/h.....	10.000.-
R ₃	Idem R ₂	10.000.-
R ₄	Idem R ₁	10.000.-
R ₅	Idem R ₁	10.000.-
R ₆	Idem R ₂	10.000.-
R ₇	Idem R ₂	10.000.-
F ₁	Filtro clarificador.....	30.000.-

Codifi- cación	Descripción	Costo \$
F ₂	Filtro Nutcha.....	50.000.-
F ₃	Idem F ₂	50.000.-
	Sistema de conducción de fluidos, válvulas, accesorios, ins- trumental, etc. Se considera un 20% del costo de instalación de vía húmeda.....	1.082.000.-
D.A.	Equipo desmineralizador de agua. Capacidad 250 l/h.	450.000.-
	Total vía húmeda.....	5.502.000.-
Calcina- ción	Horno a bandeja, calefacción eléctrica. Se puede utilizar el horno de calcinación de la ex Fábrica Ezeiza.	
Reduc- ción	Teniendo en cuenta que la capacidad de procesamiento requie- rida es muy baja no se estima conveniente el montaje de la instalación de Fábrica Ezeiza. Se propone la construcción de un reactor de lecho fluidizado para operar por batches.	
Comple- jamiento	Puede realizarse en el mismo horno de sublimación como etapa previa a la fluencia. De esta manera se evita una mufla de 180°C y la manipulación del producto. Se re- quiere un tambor para mezclar el UO ₂ con el F ₂ HNH ₄ .	
Sublima- ción	Horno eléctrico; 500°C y 10 ⁻³ mmHg. de vacío. Se puede recuperar el existente en Fábrica Ezeiza.	
Calcio- termia	Se recuperarán los reactores existentes en la ex Fábrica Ezeiza.	
	Recuperación, transporte, reacondicionamiento, montaje y puesta a punto de las instalaciones para estas cinco opera- ciones de vía seca.....	1.000.000.-
Obra civil 200 m ²	Las necesidades de superficie cubierta se estiman en 200 m ² y el precio unitario en \$ 15.000/m ² incluido el tendido de cañerías de agua, vapor y electricidad.....	3.000.000.-

V-1. Instalaciones auxiliares.

Si las instalaciones para el procesamiento de 2 t/año de U metálico se ubican en la actual Planta Córdoba; pueden utilizarse los servicios auxiliares (agua,

vapor, electricidad) de la misma para cubrir los requerimientos de esta producción.

V-2. Laboratorio.

El apoyo analítico puede ser dado por la Laboratorio de Control de Planta Córdoba.

VI - NECESIDADES DE REACTIVOS.

Para comenzar a operar la Planta y producir las primeras 2 t. de uranio es necesario:

Reactivo	Consumo	Precio Unitario \$	Total \$
<u>Vía Húmeda</u>			
Acido nítrico	Kg. 3.000.-	50.-	150.000.-
Amoníaco	" 500.-	120.-	60.000.-
T.B.P.	" 150.-	1.000.-	145.000.-
Querosene	l 370.-	12.-	4.440.-
Carbonato sodio	Kg. 100.-	30.-	3.000.-
			362.440.-
<u>Vía Seca</u>			
Bifluoruro de amonio	Kg. 3.000.-	820.-	2.490.000.-
Fluorita	" 1.200.-	600.-	720.000.-
Argón	m ³ 50.-	800.-	40.000.-
Cametálico	Kg. 1.000.-	800.-	800.000.-
			4.050.000.-

VII - CONCLUSIONES.

GASTOS DE INVERSION.

1. Línea de uranio natural

Planta de purificación (vía húmeda)	\$ 5.502.000.-
Reacondicionamiento de equipos de Fábrica Ezeiza (vía seca)	\$ 1.000.000.-
Obra civil	\$ 3.000.000.-
	\$ 9.502.000.-

Estas cifras resultan de suponer que la construcción de equipos y locales serán subcontratados con empresas privadas.

En caso de ser construídas por personal efectivo de la CNEA la inversión se vería reducida considerablemente, pudiendo estimarse un 25% de disminución en el monto total.

2. Línea de uranio empobrecido.

Si se decide la producción de uranio metálico empobrecido, la inversión será mucho menor, pues se eliminaría el proceso de vía húmeda y se reduciría la superficie cubierta en un 30%. De esta manera la disponibilidad de dinero necesario para llevar a cabo el proyecto sería del orden de \$ 7.000.000.-

En cuanto a la instalación, puesta a punto y luego la operación de la planta, quedaría a cargo del personal de la Gerencia de Materias Primas.

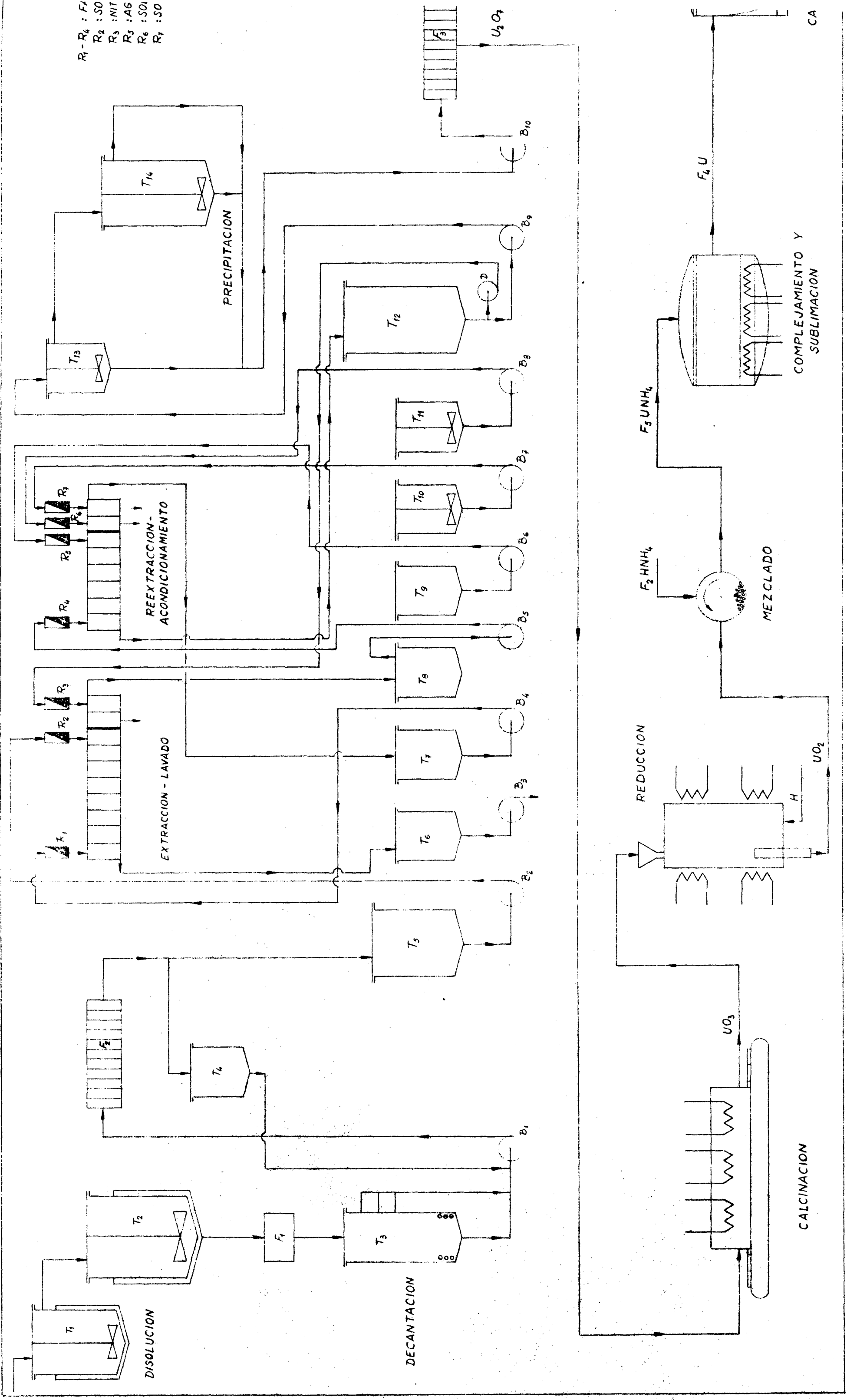
GASTOS DE OPERACION.

Drogas y reactivos	\$	4.412.440.-
--------------------	----	-------------

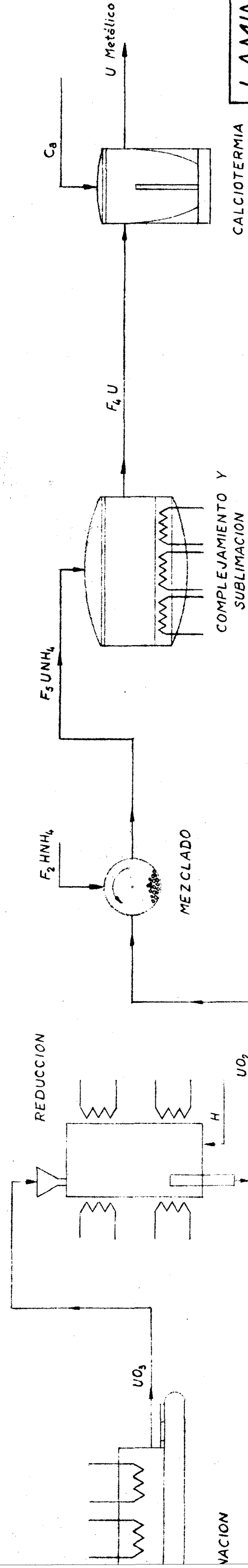
Gastos Personal

Supervisor	1	Profesional (55.000 xmes)	\$	650.000.-	
Planta	1	Técnico (25.000 x mes)	\$	420.000.-	
V. húmeda	2	Operarios (25.000 x mes)	\$	600.000.-	
V. seca	4	Operarios (25.000 x mes)	\$	1.200.000.-	
Laboratorio	1	Técnico (35.000 x mes)	\$	420.000.-	
Mant.	1	Mecánico (25.000 x mes)	\$	420.000.-	\$ 3.710.000.-

$R_1 - R_4 : F_1$
 $R_2 : SO$
 $R_3 : NIT$
 $R_5 : AG$
 $R_6 : SO$
 $R_7 : SO$



$R_1 - R_4$: FASE ORGANICA - TBP 30%	88 L/h
R_2 : SOLUCION ACUOSA 350gr U_3O_8 /L	22 L/h
R_3 : NITRATO DE URANILO DE LAVADO	10 L/h
R_5 : AGUA DESMINERALIZADA	110 L/h
R_6 : SOLUCION DE CO_3Na_2 (10%)	8 L/h
R_7 : SOLUCION DE NO_3H (1M)	8 L/h



APENDICE II

ESTUDIO NEUTRONICO

La alta compacticidad (alta potencia específica) característica del núcleo R.A.E.P., hace posible la producción de plutonio irradiando barras de uranio natural en zonas laterales. Cuando se trata de optimizar esta producción se presenta una situación de compromiso. En efecto, para aumentar el rendimiento en la producción de plutonio, es necesario, dado un volumen de irradiación, colocar en él la mayor cantidad de uranio natural posible. Esto es usar reticulados submoderados.

Sin embargo, cuanto más submoderado es el reticulado, más rápidamente se deprime el flujo. Esta depresión depende también del moderador usado. Se concluye de esto que la ventaja de aumentar la concentración de Uranio Natural se ve limitada por la consecuente depresión del flujo.

Este informe preliminar, corresponde a un primer estudio orientado a resolver el compromiso indicado y elegir el tipo de reticulado que resulte más conveniente en cuanto a la producción de plutonio. Los resultados obtenidos expresan solamente órdenes de magnitud. Cualquier refinamiento posterior de este estudio exigiría, como primer paso, la confrontación de los métodos teóricos de análisis, con los resultados experimentales que se obtengan en el conjunto crítico RA2.

Descartada la solución de adosar al núcleo del R.A.E.P. un bloque homogéneo (sin moderador) de U. nat., dado el rápido decaimiento del flujo neutrónico que obtiene en este caso, se examinaron reticulados compuestos por celdas cuadradas de U. nat.-grafito, refrigeradas en H_2O , de distintos pasos y radios de barra, conjuntamente con redes de U.nat.- H_2O con distintas relaciones $\frac{V_{mod.}}{V_{U.nat.}}$. De las redes examinadas se retuvieron: 3 de U - C (ver tabla 1) y una de U - H_2O . Dos de las primeras tenían la misma multiplicación que la red con agua, mientras que la tercera guardaba una relación volumétrica próxima al óptimo.

TABLA 1

Red	Paso	Radio	$\frac{Vol. Ref.}{Vol. U nat.}$	$\frac{Vol. Mod.}{Vol. U nat.}$
G-H1Q. R1	10 cm	1 cm	0,2	30,6
G-H8 R1,4	8 cm	1,4 cm	0,2	9,2
G-H6 R1	6 cm	1 cm	0,2	10,2
A-H3,5 R1	3,5 cm	1 cm	--	3,0

La determinación de los parámetros neutrónicos de las celdas homogeneizadas de los cuatro reticulados, permitió en la etapa siguiente, estudiar la variación espa-

cial del flujo de neutrones.

Se utilizó para ello teoría de difusión a dos grupos y se resolvieron las ecuaciones en la dirección de alejamiento del núcleo (dirección x Fig. 1). Para las otras dos direcciones, se realizó un tratamiento aproximado. Se emplearon los parámetros del núcleo del R.A.E.P. disponibles (éstos serán confrontados próximamente, con las que se midan en el conjunto crítico) y las dimensiones correspondientes a la configuración 5 x 5.

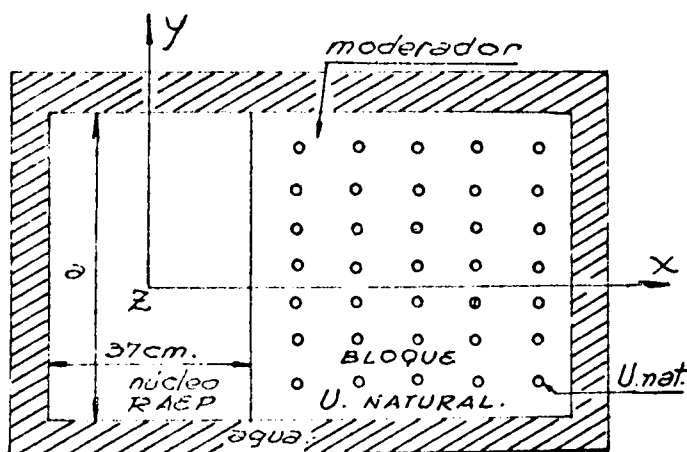


Fig. 1

Se supuso conformar el reticulado, con 5 filas de barras de uranio, paralelas a una cara del núcleo (ver Fig. 1) reflejadas con agua en el extremo opuesto al núcleo. Para facilitar los cálculos se consideró simétrica respecto al eje del núcleo, mientras que separadamente se analizó la asimetría. De este análisis, resultó que el flujo sufre un relevamiento en el lado adyacente al bloque de U, o sea, que desde este punto de vista, los valores que se indican más adelante son pesimistas.

Al reticulado G-H6 R1 se lo estudió en dos configuraciones: la primera tiene una arista, según la dirección del eje "y" de la Fig. 1, $a = 40$ cm, mientras que en la segunda es $a = 48$ cm. Los gráficos 1 y 2 muestran la distribución del flujo térmico normalizado a la potencia de 5 MW en dos casos extremos: A - H3,5 R1 y G-H10 R1. Para visualizar mejor las diferencias, se han conservado las escalas y se han dibujado las barras. Se observa de esta forma, que a pesar de que en el primer caso el flujo decae más rápidamente, las 5 filas de barras están finalmente sometidas a un flujo medio mayor que en el segundo caso.

El conocimiento de la potencia específica media en cada fila y de la relación de conversión inicial, nos permitió finalmente hacer un estudio de evolución

tendiente a calcular la cantidad de plutonio obtenible. Se supuso para ello temperatura ambiente y espectro maxwelliano (un incremento de la temperatura del Uranio aumenta la relación de conversión). Se supuso un Burnup de 300 MWd/tn. U nat. Este valor nos asegura que la producción de Pu^{240} se mantendrá inferior al 3% de la de Pu^{239} . En la Tabla II, se consignan algunos resultados: se dan valores de la relación de conversión Co y de la relación entre el flujo term. medio en la fila al idem en el núcleo. Se indica el tiempo de irradiación que demanda el Burnup supuesto, en las primeras filas de cada reticulado; el número de recambios anuales que permitiría este tiempo, y finalmente, el plutonio obtenible por recambio y anualmente, trabajando con un factor de carga del 80% (para el Burnup adoptado, la producción de Pu^{239} resulta sensiblemente una función lineal del tiempo, esto hace que la optimización del sistema de recambios no ofrezca ventajas en cuanto a la obtención de plutonio). Se supone que una vez completado el Burnup de 300 MWd/tn. en la primera fila, se renovará toda la carga.

La producción de plutonio consignada se duplica, si en lugar de utilizar solamente una cara del núcleo se aprovechan dos caras.

Nuestros resultados, suponen trabajar con el R.A.E.P. a una potencia de 5 MW y durante un tiempo útil de 300 días anuales (potencia específica de 70 Kw/l.s. y flujo térmico medio de $4,4 \times 10^{13}$ n/cm² seg).

Esto significa (para una antireactividad por burnup de 1600 p.c.m.) un recambio del núcleo R.A.E.P. cada 25 días con combustible empobrecido en 4,4%. Estos valores no son definitivos pues dependerán finalmente de la "estrategia" elegida para el recambio.

Dentro de ciertos límites la producción de plutonio es función lineal de la potencia, reducir la potencia a 1 Mw equivale a reducir 5 veces los gramos de Pu indicados.

El análisis de los resultados obtenidos muestra claramente las ventajas del reticulado de U nat.-Agua, a pesar de su menor relación de conversión. Si se aumenta el radio de barra es posible aumentar la producción. Si se pasa por ejemplo de 1 cm a 1,4 cm conservando la relación volumétrica, la producción se duplica. Sin embargo esto requiere aumentar la dimensión de la arista del núcleo, disminuyendo así su compacticidad y consecuentemente su flujo medio. Se plantea aquí una nueva situación de compromiso, que permite prever una mejora sensible en la producción, cuando se haya optimizado la red de U-H 20 (relación volumétrica y radio de barra) y el diseño del núcleo (alta compacticidad, compatible con la reactividad inicial necesaria para operar con el B-up requerido).

Los errores posibles de los valores indicados en la Tabla II, deben buscarse fundamentalmente en el cálculo de la potencia específica media por fila. Si la experiencia en el conjunto crítico se orienta hacia la distribución fina y macroscópica del flujo y a mediciones de relaciones de conversión, será factible, en un estudio futuro, acotar con bastante precisión las producciones anuales de plutonio.

(Es de interés remarcar que no se encuentran en la literatura mediciones de la relación de conversión para redes de U nat. H₂O con radio de barras mayores que 1 cm).

GRAFICO I

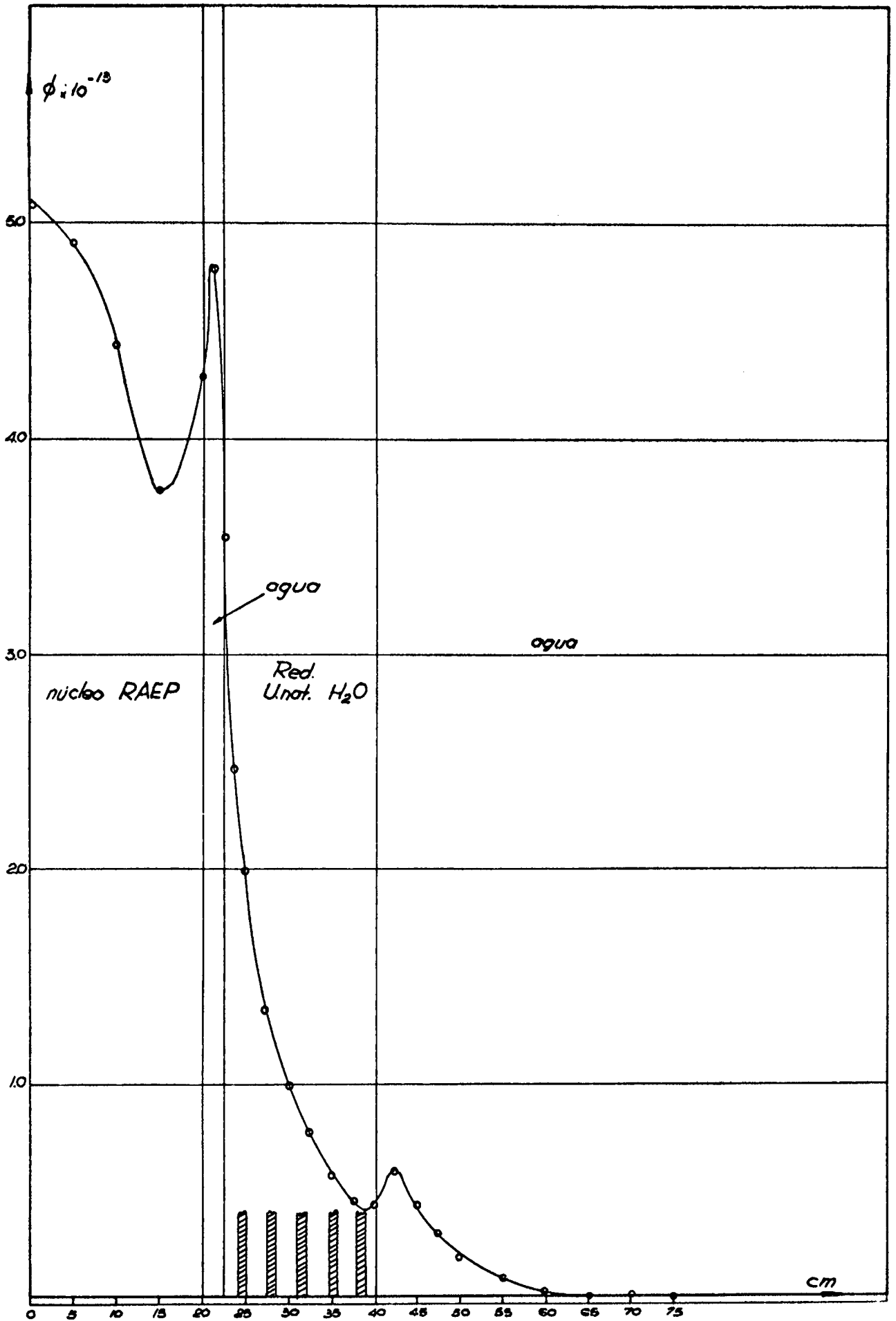


GRAFICO II

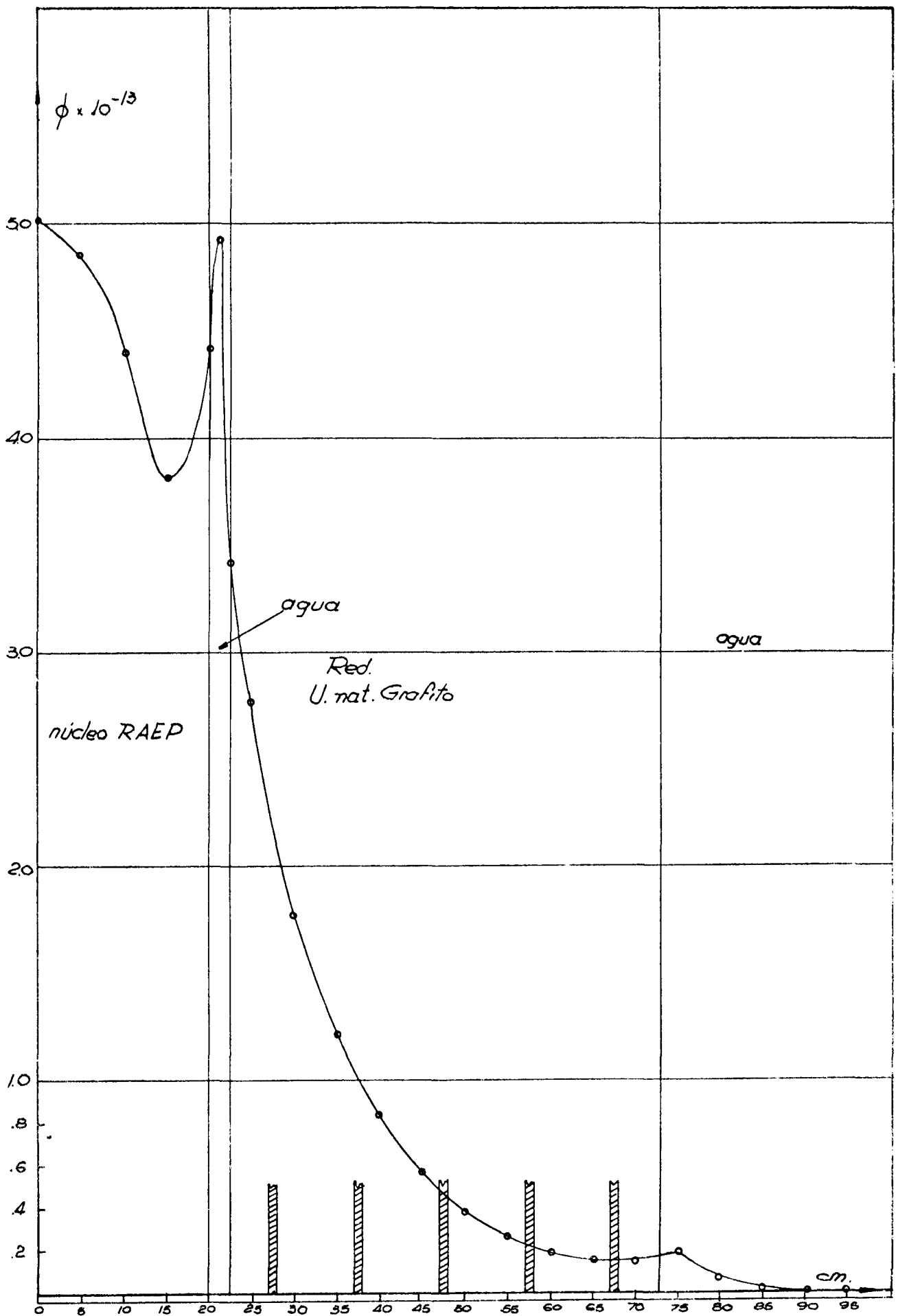


TABLA II

RETICULADO	Fila	1	2	3	4	5	6	7
Grafito	1	0.216	0.548	47 días	0.318	14.2	4.54	54.8
H10R1	2	0.270	0.247	(6.38)	0.156		2.22	
	3	0.329	0.112		0.076		1.08	
	4	0.363	0.051		0.036		0.51	
	5	0.263	0.027		0.017		0.24	
						Total	8.59	
Grafito	1	0.428	0.389	66 días	0.408	34.9	14.248	124.3
H8 R1,4	2	0.758	0.145	(4.54)	0.206		7.20	
	3	1.157	0.057		0.099		3.46	
	4	1.244	0.028		0.039		1.38	
	5	0.643	0.025		0.032		1.12	
						Total	27.4	
Grafito	1	0.409	0.416	62 días	0.400	23.8	9.56	110.0
H6 R1	2	0.563	0.222	(4.84)	0.250		5.98	
40 a.	3	0.638	0.135		0.163		3.89	
	4	0.978	0.055		0.087		2.08	
	5	0.519	0.052		0.056		1.35	
						Total	22.8	
Grafito	1	0.390	0.460	56 días	0.392	28.5	11.165	145.2
H6 R1	2	0.622	0.221	(5.35)	0.237		6.77	
48 a.	3	0.882	0.111		0.145		4.14	
	4	0.929	0.068		0.115		3.27	
	5	0.576	0.064		0.066		1.88	
						Total	27.2	
Agua	1	0.247	0.547	47 días	0.331	40.6	13.44	216.7
H3.5 R1	2	0.322	0.204	(6.38)	0.205		8.31	
	3	0.332	0.206		0.140		5.69	
	4	0.319	0.141		0.093		3.79	
	5	0.257	0.106		0.066		2.70	
						Total	33.9	

REFERENCIAS.

- 1 - Relación de conversión inicial de cada fila.
- 2 - Relación entre el flujo térmico medio en la fila, y el ídem en el núcleo.
- 3 - Tiempo en días requerido para una irradiación de 300 Mwd/tn. en la primera fila. Entre paréntesis el número de recambios anuales que permite este tiempo.
- 4 - Kg. de Pu por Tn. de U nat. que se produce en el tiempo (3).
- 5 - Kg. de U nat. que entran por fila para cada reticulado.
- 6 - Gr. de Pu producidos por fila en el tiempo (3).
- 7 - Gr. de Pu producidos anualmente en c/reticulado con un factor de carga del 80%.

NOTA SOBRE EL ESQUEMA DE RECAMBIO DEL URANIO NATURAL EN LA "LOOP"

Se ha señalado que debido a la linealidad para pequeñas irradiaciones de la producción de plutonio 239 con el tiempo de irradiación, esta producción resulta independiente del esquema de recambios del combustible irradiado elegido. Sin embargo, el consumo anual de U nat. para una dada producción de Pu^{239} , depende del grado medio de combustión (burnup) del combustible irradiado.

Se han estudiado dos esquemas de recambios para el caso H3 5R1 (moderador agua) con el objeto de demostrar sus ventajas respecto al señalado en el texto. Se ha supuesto en ambos casos las mismas distribuciones de flujo e iguales a las correspondientes a combustible fresco, para facilitar el cálculo.

La Tabla II corresponde al esquema de recambios siguiente:
Combustible fresco → Fila 5 → Fila 4 → Fila 3 → Fila 2 → Fila 1 → Procesamiento.

O sea que el combustible fresco se carga en la fila más alejada y se va trasladando en cada ciclo hacia la fila siguiente hasta que se extrae para procesarlo de la fila más cercana cuando ha completado la irradiación correspondiente al burnup de 300 MWd/tn. Este sistema presenta la ventaja de que el período de irradiación como puede verse en la columna tiempo, tiende a estabilizarse alrededor de los 19 días. Como desventaja está el hecho de que deben manipularse 203 Kg. de combustible en cada ciclo.

La Tabla III corresponde al sistema de recambios que consiste en renovar solamente el combustible de aquellas filas que alcancen la irradiación mencionada. Como se ve en este sistema de recambios los ciclos no son periódicos pero la cantidad de combustible que se manipulea en cada ciclo es la de una sola fila.

En ambos casos, la cantidad anual de U nat. irradiado es de 771 Kg (factor de carga 80%) lo que significa una importante mejora respecto al sistema de renovar toda la carga cuando se alcanza, en la primera fila, la irradiación deseada (esquema elegido en el texto).

TABLA II

CICLO	TIEMPO	gr. Pu obtenido	F1	F2	F3	F4	F5	Kg. de U Consumidos
1	0	-	-	-	-	-	-	203.0
	47	-	13.44	8.31	5.69	3.79	2.70	
2	0	13.44	8.31	5.69	3.79	2.70	-	40.6
	18.47	-	13.44	8.83	6.01	4.18	1.05	
3	0	13.44	8.83	6.01	4.18	1.05	-	40.6
	16.13	-	13.44	8.75	6.12	2.34	0.92	
4	0	13.44	8.75	6.12	2.34	0.92	-	40.6
	16.41	-	13.44	8.91	4.31	2.23	0.94	
5	0	13.44	8.91	4.81	2.23	0.94	-	40.6
	15.85	-	13.44	7.01	4.13	2.21	0.90	
6	0	13.44	7.01	4.13	2.21	0.90	-	40.6
	22.50	-	13.44	7.95	4.91	2.70	1.28	
7	0	13.44	7.95	4.91	2.70	1.28	-	40.6
	19.21	-	13.44	8.18	5.01	2.82	1.10	
8	0	13.44	8.18	5.01	2.82	1.10	-	40.6
	18.41	-	13.44	8.14	5.02	2.58	1.05	
9	0	13.44	8.14	5.02	2.58	1.05	-	40.6
	18.55	-	13.44	8.17	4.81	2.53	1.06	
10	0	13.44	8.17	4.81	2.53	1.06	-	40.6
	18.44	-	13.44	7.95	4.74	2.54	1.05	
11	0	13.44	7.95	4.74	2.54	1.05	-	40.6
	19.21	-	13.44	8.01	4.85	2.59	1.10	
12	0	13.44	8.01	4.85	2.59	1.10	-	40.6
	19.00	-	13.44	8.08	4.87	2.62	1.08	
13	0	13.44	8.08	4.87	2.62	1.08	-	40.6
	18.76	-	13.44	8.06	4.87	2.58	1.07	
14	0	13.44	8.06	4.87	2.58	1.07	-	40.6
	18.83	-	13.44	8.07	4.84	2.58	1.07	
15	0	13.44	8.07	4.84	2.58	1.07	-	40.6
	18.79	-	13.44	8.04	4.84	2.57	1.07	
TOTAL	305 dias	217 gr.						771 K

TABLA III

CICLO	TIEMPO	gr. Pu.	F1	F2	F3	F4	F5	Consumido
1	0	-	-	-	-	-	-	203.0
	47	-	13.44	8.31	5.69	3.79	2.70	
2	0	13.44	0	8.31	5.69	3.79	2.70	40.6
	29.24	-	8.36	13.44	9.20	6.13	4.37	
3	0	13.44	8.36	0	9.20	6.13	4.37	40.6
	17.78	-	13.44	3.02	11.33	7.55	6.38	
4	0	13.44	0	3.02	11.33	7.55	6.38	40.6
	17.51	-	5.01	6.00	13.44	8.95	6.38	
5	0	13.44	6.01	6.00	0	8.95	6.38	40.6
	29.50	-	13.44	11.02	3.54	11.31	8.06	
6	0	13.44	0	11.02	3.54	11.31	8.06	40.6
	13.79	-	3.94	13.44	5.19	12.41	8.84	
7	0	13.44	3.94	0	5.19	12.41	8.84	40.6
	12.77	-	7.59	2.17	6.72	13.44	9.57	
8	0	13.44	7.69	2.17	6.72	0	9.57	40.6
	26.56	-	13.44	6.69	9.91	2.12	11.08	
9	0	13.44	0	6.69	9.91	2.12	11.08	40.6
	29.30	-	8.37	11.67	13.44	4.46	12.75	
10	0	13.44	8.37	11.67	0	4.44	12.75	40.6
	9.20	-	11.00	13.44	1.10	5.18	13.27	
11	0	13.44	11.00	0	1.10	5.18	13.27	40.6
	2.96	-	11.85	0.50	1.45	5.42	13.44	
12	0	13.44	11.85	0.50	1.45	5.42	0	40.6
	3.56	-	13.44	1.45	2.12	5.87	0.32	
13	0	13.44	0	1.45	2.12	5.87	0.32	40.6
	47	-	13.44	9.76	7.81	9.66	3.02	
14	0	13.44	0	9.76	7.81	9.66	3.02	40.6
	20.97	-	6.00	13.44	10.93	11.34	2.42	
TOTALES	309 días	218 gr.						771 Kg

ABSTRACT DEL ESTUDIO NEUTRONICO No. 2.

Un estudio preliminar sobre la posibilidad de producir algunos gramos de plutonio con el reactor R.A.E.P. fué realizado con el objeto de estudiar qué tipo de moderador y qué reticulado resultaba más conveniente desde el punto de vista de la producción de plutonio y consumo de uranio.

Los resultados de ese estudio mostraron algunas tendencias y la posibilidad de obtener unos 217 g de Pu con un consumo de U nat. anual de unos 770 kg. usando el reticulado que llamamos AH3,5 R1. La distribución de flujos en el reticulado se calculó con el programa RIFIFI y las constantes para dicho programa en base a los datos disponibles. La producción se calculó con una fórmula aproximada proveniente de la integración de las ecuaciones de evolución.

En el presente estudio se usa para el cálculo de constantes del programa RIFIFI el programa PROCON que al resolver el problema de evolución permite tener en cuenta la variación de las constantes con la irradiación (cambio de la composición isotópica). Asimismo este programa permite disponer de una solución más precisa para el problema de evolución.

Las potencias específicas usadas en el presente estudio son un 30% más pesimistas que en el estudio preliminar. La adopción de tales potencias específicas se justifica por el uso de un criterio más conservativo en cuanto a la densidad de potencia del R.A.E.P. Esta adopción y la mejor evaluación de la producción lograda con el PROCON reducen en un 40% las cifras de producción obtenidas para el reticulado AH3,5 R1 en el estudio preliminar.

En el presente estudio se ha analizado además el comportamiento de un reticulado de H₂O U nat. con una relación volumétrica $V_m/V_u = 1$ y radio de barra de 1,4 cm; y varios reticulados con U empobrecido.

En la Tabla I se consignan algunos datos y resultados de este estudio y caben las siguientes observaciones: del estudio de la variación isotópica del Pu producido con la irradiación, se ha observado que mientras en el caso de U empob. se alcanza al 4,5% de Pu²⁴⁰ a los 300 MWd/t., el U nat. permite extender la irradiación hasta los 600 MWd/t para la misma producción de Pu²⁴⁰.

Este hecho redunda en una considerable economía de uranio como muestra la Tabla para una producción anual de plutonio del mismo orden. De los reticulados de Pu empob. estudiados volcamos el más representativo que corresponde a la relación volumétrica $V_m/V_u = 2$ y radio de barra 1,4 cm.

La composición isotópica como hemos señalado varía con la irradiación, este hecho afecta los parámetros nucleares de tal forma que las distribuciones de flujo y sobre todo la relación ϕ^f/ϕ^{th} se ve modificada continuamente. A fin de no aumentar el volumen de cálculo hemos estudiado las distribuciones de flujo solamente para las dos situaciones extremas: (CF) calculadas con las constantes de combustible fresco y (CI) calcu-

ladas con las constantes del combustible irradiado a 300 MWd/t. En realidad los valores correctos de producción y consumo quedan de esta forma solamente acotados.

En términos generales diremos que los reticulados pueden ser aún optimizados, asimismo puede trabajarse sobre la configuración del núcleo RAEP para mejor adaptarla a este proyecto. En cuanto al sistema de recambios; aún no hemos atacado el problema, dado que en estos casos (U nat. - 600 MWd/t y U empob. - 300 MWd/t) la producción no puede suponerse función lineal del tiempo y lógicamente la optimización del esquema de recambio demandará un volumen de cálculos considerables.

TABLA I

Reticulado	Fi- la	Flujo ter. inicial 10^{13} $\mu\text{g}/\text{cm}^2\text{seg.}$	Flujo ter. final 10^{13} $\mu\text{g}/\text{cm}^2\text{seg.}$	Pot. esp. media en tre O y 200Mwd Tn.	Pot. esp. máxima W/gr. U	gr. Pu/KgU a 300 Mwd/Tn	No. de cambios anuales	KgUxbarra No.barr.x fila Kg.Uxfila	Kg. U anual	Pu(gr.) anual
Uemp. (0, 23) $\frac{V_m}{V_u} = 1$ H = 3.63 cm R _b = 1, 4 cm	1	1.459	1.351	1.37	1.74	0,665	1.27	6.98	105.6	70.2
	2	.653	.586	.61		0,792	.61		46.5	36.8
	3	.344	.326	.33		0,839	.33	11	25.2	21.1
	4	.185	.191	.18		0,838	.18	76.78	14.1	11.8
	5	.146	.158	.15		0,706	.15		11.1	7.8
									202.5	147.7
Uemp. (0, 23) $\frac{V_m}{V_u} = 1.5$ H= 4.04 cm R _b = 1.4 cm	1	1.700	1.621	1.51	1.85	0.587	1.51	6.98	105.2	61.7
	2	.766	.742	.68		0.631	.68		47.7	30.1
	3	.398	.410	.37		0.645	.37	10	25.6	16.5
	4	.217	.239	.21		0.644	.21	69.80	14.4	9.3
	5	.136	.163	.14		0.699	.14		9.5	6.6
									202.4	124.4
Uemp. (0, 23) $\frac{V_m}{V_u} = 2$ H = 4.4 cm R _b = 1, 4 cm	1	2.210	1.857	1.68	1.91	0.527	1.68	6.98	105,5	55.6
	2	1.002	.850	.76		.539	.76		48.1	25.9
	3	.455	.444	.37		.541	.37	9	23.5	12.7
	4	.206	.238	.19		.541	.19	62.82	11.7	6.3
	5	.094	.146	.10		.524	.10		6.4	3.3
									195.2	103.8
U - Nat. $\frac{V_m}{V_u} = 1$ H = 3.63 cm R _b 1.4 cm	1	1.434	--	3.02	3.1	0.411	3.02	6.98	231.9	95.3
	2	0.651	--	1.37		0.568	1.37		105.2	59.7
	3	0.412	--	.87		0.608	.87	11	66.8	40.6
	4	0.267	--	.56		0.608	.56	76.78	43.0	26.1
	5	0.249	--	.22		0.457	.22		39.9	18.2
									486.8	239.9

//. Tabla I

[illegible]

APENDICE III

ESTUDIO TECNOLÓGICO

Facilidades experimentales del RA3.

Las características del RA3 y las facilidades previstas en su diseño para la operación de circuitos de ensayos tecnológicos, (loops) hacen posible la irradiación en el mismo de barras cilíndricas de uranio natural con el objeto de obtener plutonio, para lo cual es necesario disipar la energía calórica liberada por la fisión del U-235 contenido en el U-natural.

La celda caliente ubicada en el piso superior del reactor y el sistema de extracción de elementos fuertemente radiactivos, aseguran la manipulación de estos últimos sin riesgos para el personal. En el caso de que fuera necesario el decaimiento radiactivo de los elementos irradiados, para facilitar su posterior traslado hasta la planta de reprocesamiento, es posible almacenarlos temporariamente ya sea en el interior del tanque principal o bien en la pileta ubicada en la planta baja del reactor.

Los elementos mecánicos que integran los circuitos de ensayo, pueden disponerse en una sala prevista para ello denominada "sala de loops", ubicada en el piso superior del reactor y en forma contigua al mismo.

Disponibilidad de zonas de irradiación.

Las zonas adyacentes al núcleo del RA3 se encuentran ocupadas por: una columna térmica cuya cara frontal coincide con una de las cuatro caras de la grilla soporte del núcleo; paralela a la cara opuesta y muy próxima a ella, atraviesa el tanque en forma horizontal un conducto pasante de irradiación; en las otras dos caras y a la altura media del núcleo hay en cada una tres conductos radiales de irradiación.

Esta configuración hace necesario, para disponer de zonas de irradiación, suprimir algunos de estos conductos, lo que si bien es cierto significa una reducción de las facilidades experimentales, no tendría mayores consecuencias dependiendo de ello de los programas de investigación que sean previstos.

Descripción de las instalaciones necesarias.

Con el objeto de no interferir en el normal funcionamiento del reactor, se considera conveniente colocar las barras de uranio a ser irradiadas sobre una o dos grillas adicionales fijadas a la del reactor. Las grillas estarían rodeadas con sendas camisas a efecto de establecer circuitos independientes de refrigeración. Estos circuitos

serían abiertos para facilitar el acceso desde arriba a las barras de uranio. De tal forma, el agua de refrigeración sería la que se encuentra en el interior del tanque principal del reactor y sería succionada por la parte inferior de las grillas adicionales, enviada mediante una bomba centrífuga a través de un intercambiador de calor y reinyectada nuevamente al tanque principal donde se mezclaría con el agua de refrigeración del núcleo del reactor.

Esto hace necesario que todos los componentes de los circuitos estén contruídos como el circuito primario del reactor de acero inoxidable.

Los intercambiadores de calor y las bombas de recirculación estarían ubicados en la sala de loops, contigua al piso superior del reactor, como así también las bombas de los circuitos secundarios y las torres de refrigeración.

Es posible que los conductos y elementos que componen los circuitos primarios de cada loop deban estar blindados con bloques de hormigón, debido a los productos radiactivos de corta vida media que se originan en el agua al pasar por las proximidades del núcleo.

La potencia generada en cada loop es del orden de 800 kW (potencia de operación del reactor 5 MW), para cuya disipación se requiere un caudal de agua del orden de 130 m³/h. En el caso de utilizarse uranio empobrecido al 0,23%, los valores citados se reducirían a la tercera parte.

Cada loop dispondrá de sistemas de medición de caudal, temperatura y actividad del agua de refrigeración, los que estarán conectados a los circuitos de seguridad del reactor, pudiendo provocar la detención del mismo en caso de alguna anomalía.

Estimación del costo de instalación.

En la presente estimación se han tenido en cuenta solamente los costos de los componentes de un solo circuito de irradiación de uranio natural. El costo del acero inoxidable actualmente vigente en plaza es de \$ 1.600/Kg. elaborado.

<u>Elemento</u>	<u>Material</u>	<u>Costo</u>
Grilla soporte	Aluminio	100.000.-
Intercambiador de calor	Acero inoxidable	2.000.000.-
Bomba del primario	Acero inoxidable	1.000.000.-
Conductos del primario	Acero inoxidable	400.000.-
Válvulas del primario	Acero inoxidable	150.000.-
Bomba del secundario	Acero y bronce	200.000.-
Conductos del secundario	Acero	200.000.-
Válvulas del secundario	Acero y bronce	50.000.-
Torre de refrigeración		1.000.000.-
Elementos de medición:		
Temperatura		100.000.-
Caudal		200.000.-
Actividad		400.000.-
Elementos auxiliares, montaje y ensayos		700.000.-
		\$ 6.500.000.-

En el caso de utilizarse uranio empobrecido esta cifra puede reducirse apreciablemente.

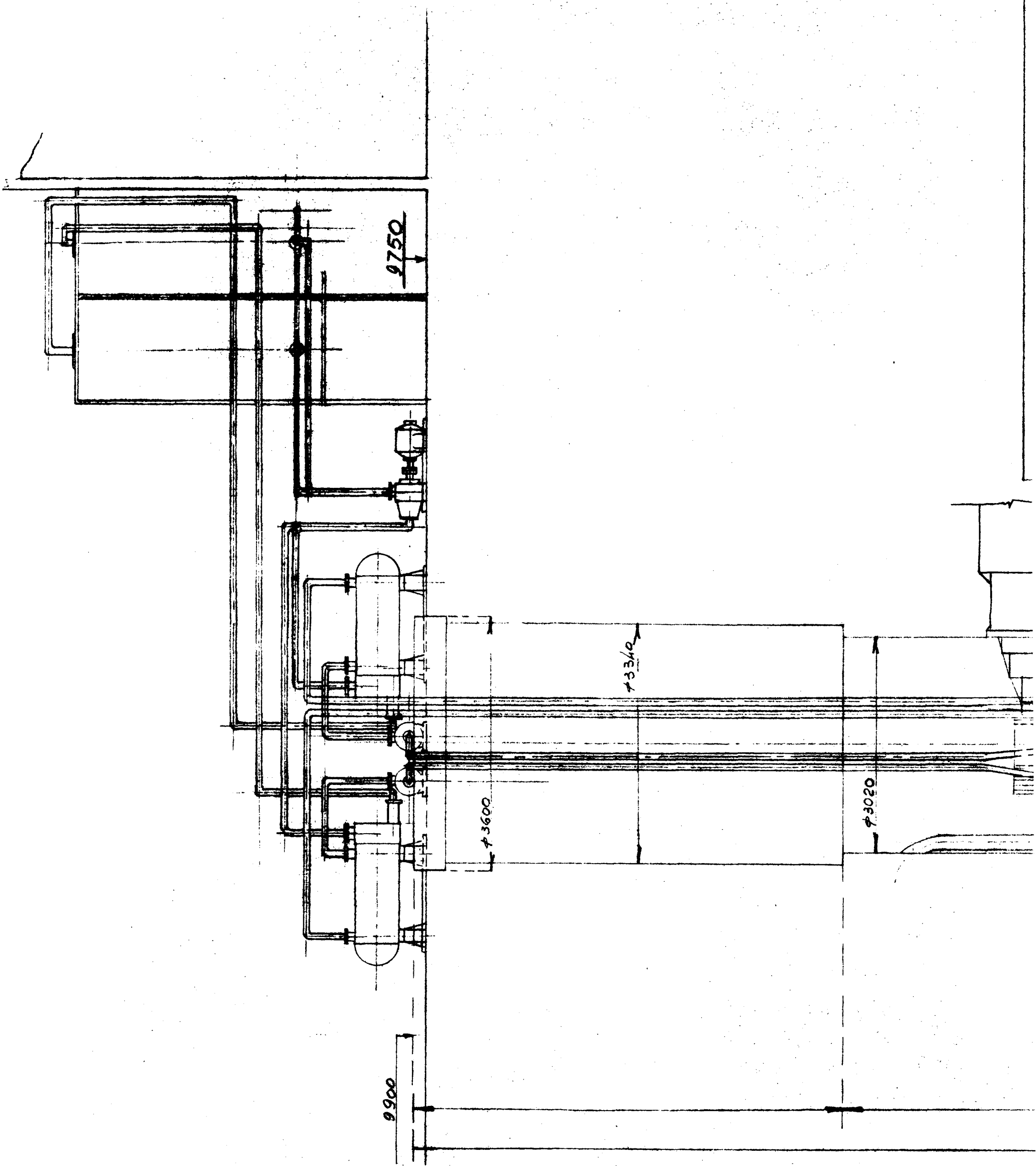
Plazo de ejecución . Se estima en un año.

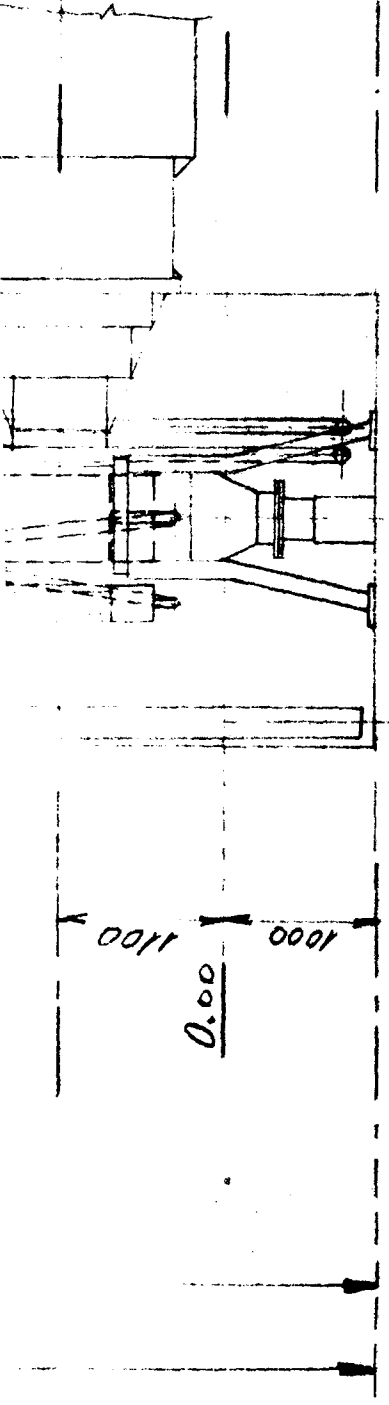
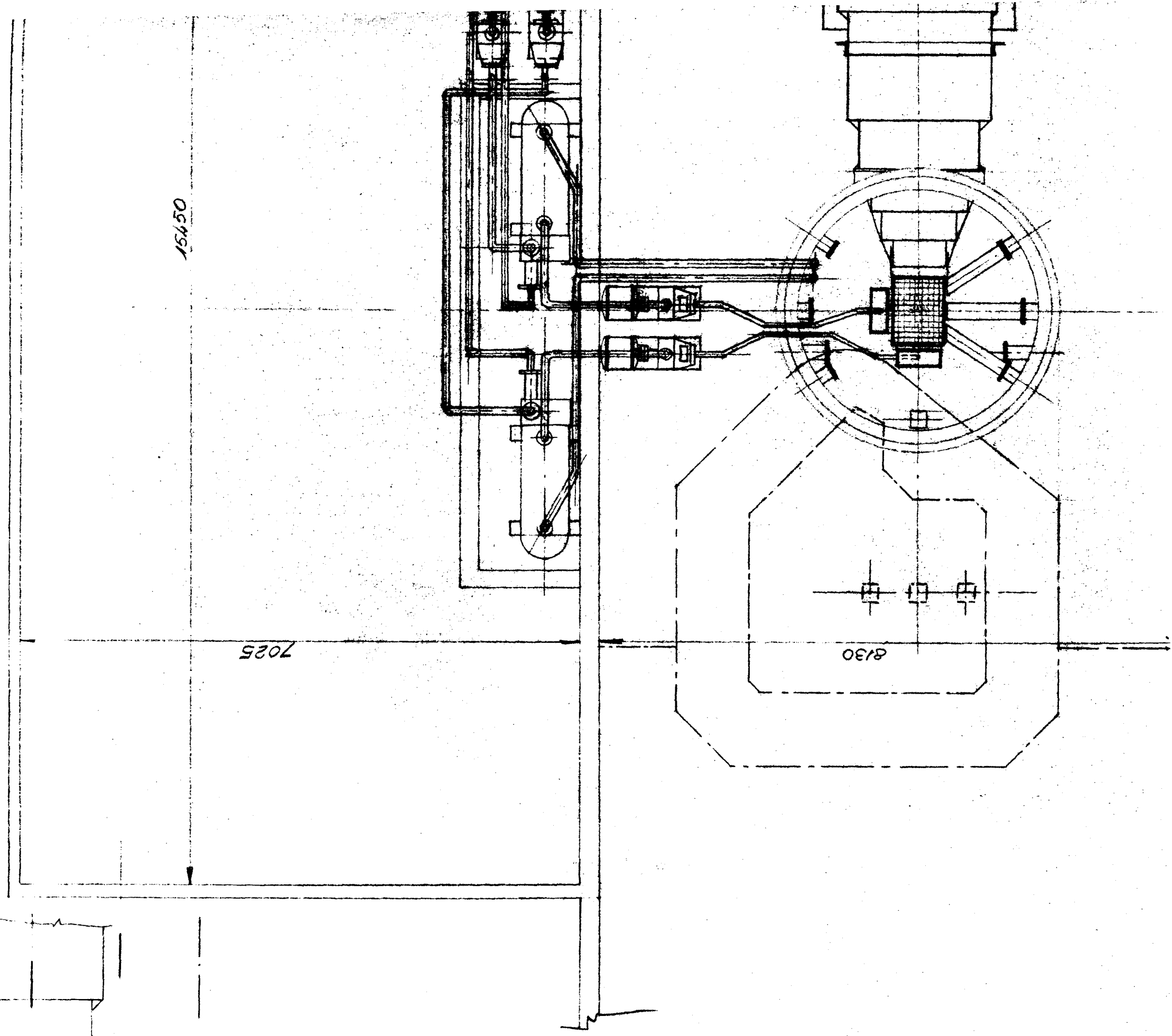
Personal requerido.

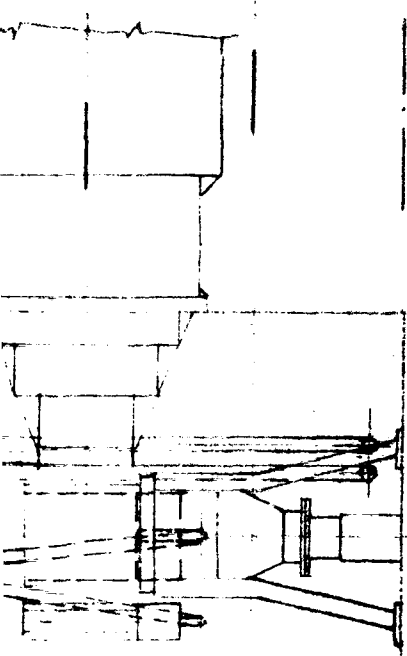
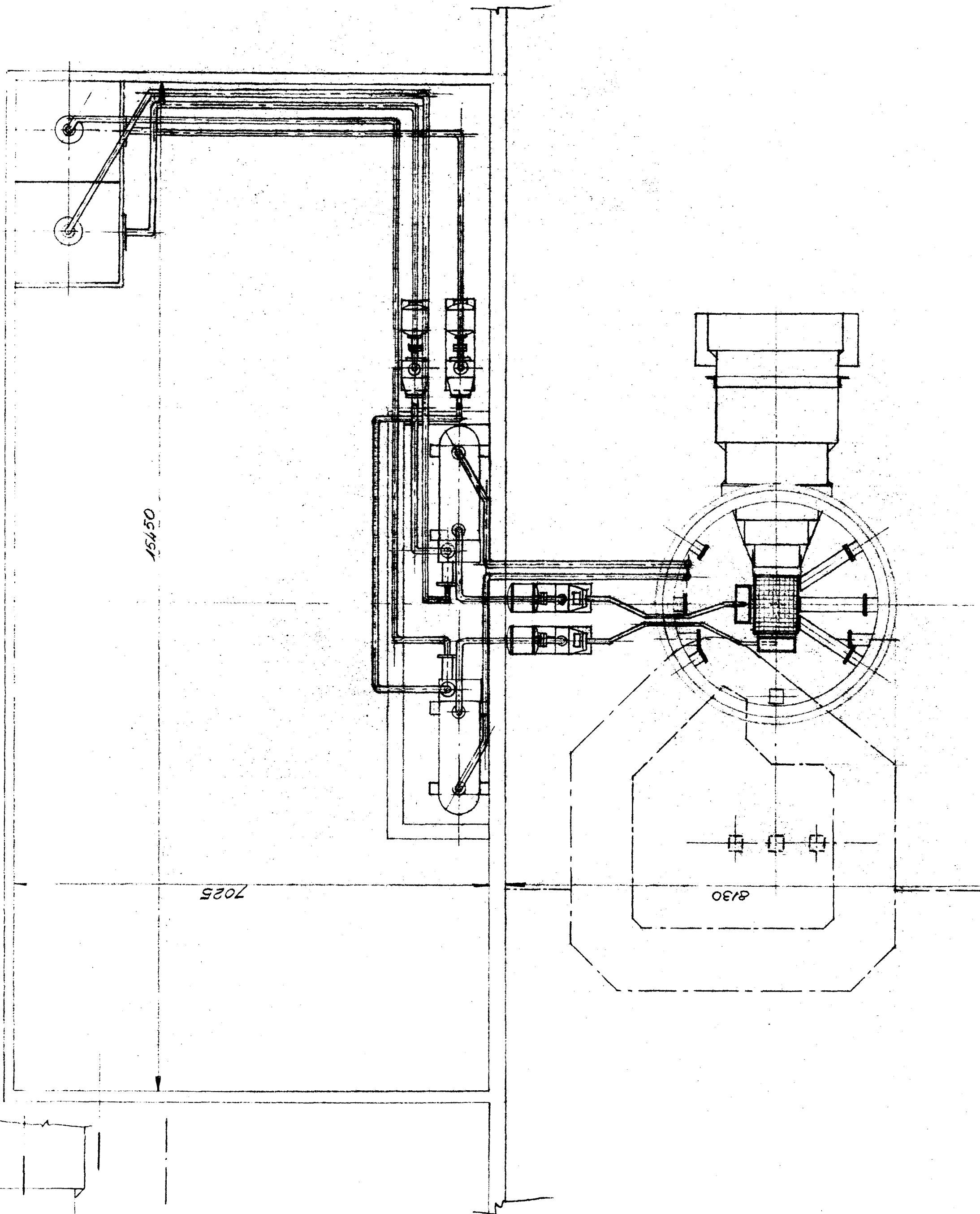
Durante la operación normal de los circuitos se considera necesaria la atención de un técnico, el que complementaría el equipo de operadores del reactor en cada turno.

Costos de operación.

No han sido tenidos en cuenta, pero al respecto cabe mencionar la necesidad de disponer por un año del orden de tres núcleos de recambio para el reactor, lo que implica un grado de quemado de los elementos combustibles del 25%. Esto asegura la operación del reactor a una potencia de 5 MW durante 300 días por año.







APENDICE IV

COSTO DE FABRICACION ELEMENTOS COMBUSTIBLES: Barras de Uranio.

A - REQUERIMIENTOS.

Los elementos combustibles constan de una barra de uranio metálico envainada en aluminio según se muestra en la Fig. 1. Se requieren dos cajas de 5 x 12 elementos cada una, de los cuales se recambia una fila de 12 elementos de cada caja cada 18-20 días unas 15 veces por año, aproximadamente.

Las medidas y pesos de los componentes se muestran en Tabla I, la carga total inicial de dos cajas (120 elementos) en Tabla II y la carga de reposición anual en Tabla III.

TABLA I

Uranio	:	barra:	diámetro : 20 mm	volumen : 18,84 cm ³
			largo : 600 mm	peso : 3,5 kg. por barra
			Costo unitario: m\$ 5.000/Kg.	
Vaina	:	tubo de aluminio, pureza comercial 2S.		
		diámetro externo :	22 mm.	largo: 650 mm.
		diámetro interno :	20 mm.	volumen: 43 cm ³
		espesor de pared :	1 mm	peso: 115 gr. Al (178 gr/m)
		Costo unitario: m\$ 400/Kg. = \$ 71/m.		
Tapones	:	Barras Al, pureza comercial 2S.		
		diámetro :	20 mm.	volumen : 14 cm ³
		largo :	20 mm	peso : 37,5 gr. Al (1,785 Kg/m)
		Costo unitario: m\$ 40/Kg. (\$ 71/m).		
Pastilla de:	pureza nuclear.			
Grafito		diámetro :	20 mm	volumen : 6,28 cm ³
		largo :	20 mm	peso : 12 gr. Grafito
		Costo unitario : m\$ 500/Kg.		

TABLA II

CARGA INICIAL DE DOS CAJAS DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES
(120 elementos)

	Kgs/barra	TOTAL Kgs.
Uranio	3,5	420
Vainas Al	0,115 (0.177 Kg/m)	13,8
Tapones Al	0,0375 (19 Kg/m)	4,5
Grafito	0,012 (0,6 Kg/m)	1,4

TABLA III

PRODUCCION ANUAL DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

No. barras U	360
Uranio, Kgs.	1.220
Vainas Al, Kgs.	41,5
m	240
Tapones Al, Kgs.	13,5
m	7,0
Grafito, Kgs.	4,3
m	7,3

B - LAS SUPOSICIONES QUE SE HAN HECHO AL HACER EL CALCULO DE COSTO FUERON:

Combustible.

El uranio metálico es producido por CNEA en forma de tochos de cal-ciatermia.

Material de aluminio.

Tanto las vainas como las barras para los tapones se compran a una firma local, siendo los tubos trafilados y cortados sobre medida y las barras extrudadas para fabricar los tapones.

Grafito.

Se compra como barra de grafito de pureza comercial.

Energía eléctrica.

Se utiliza como base de cálculo un costo de \$ 15 el kw/h.

Sueldos.

Sólo se consideran técnicos (\$ 35.000), operarios (\$ 25.000) y supervisores (\$ 55.000), incluidas cargas sociales.

Amortización equipos.

No se consideran los equipos generales que posee CNEA, salvo que su uso sea exclusivo para la fabricación de estos elementos o que el desgaste que produzca sea elevado.

Gastos indirectos.

No se incluyen ya que es imposible evaluar la incidencia de estos gastos sobre el costo de fabricación para CNEA.

C - POSIBILIDADES DE FABRICACION DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES EN LA PLANTA CONSTITUYENTES DE CNEA.

La fabricación de barras de uranio metálico puede realizarse con técnicas de fundición o de extrusión. La primera se estima más factible dada la experiencia que se posee en la fundición y colada de barras de uranio de 20 cm. de largo. Los equipos existentes, si bien no son los más adecuados para barras de 60 cm. de largo permitirían su fabricación. Debe preverse para ello un tiempo de puesta a punto de 3 a 4 meses.

El método de extrusión requiere una prensa de aproximadamente 100 toneladas con una carrera libre de por lo menos 1 metro para extrudar las barras de 60 cm, o por el contrario contar con una prensa de extrusión para metales. La CNEA no posee actualmente ninguna prensa adecuada a esos fines, como tampoco una amplia experiencia en la extrusión de uranio, por lo que el tiempo de puesta a punto sería mayor que para fundición.

Por estos motivos se estima conveniente utilizar el método de fundición y se hará el cálculo para éste. Sin embargo, debe notarse que si en un futuro la producción necesaria aumentara notablemente, p. ej. a 50 ton/año, el método de extrusión podría ser competitivo. Como limitación al uso de barras extrudadas debe mencionarse que sólo pueden someterse a bajo "quemado" ya que poseen estructuras con orientación preferencial.

D - PROCESO DE FABRICACION DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES POR FUNDICION.

Refinación URANIO	GRAFITO	VAINAS	TAPONES
Tocho de calcio o Magnesioterminia	Compra barras	Compra tubos	Compra barra
FUSION DE LIN- GOTE	MAQUINADO	INSPECCION ULTRASONIDO (100%)	MAQUINADO
COLADA A BARRAS (Eventualmente trata- miento térmico)		ENSAYO INCLUSIONES (2% - 5%)	DESENGRASADO LIMPIEZA
MAQUINADO EXTREMOS Y SUPERFICIE		CONTROL DIMENSIONAL (100%)	
INSPECCION VISUAL DIMENSIONAL ULTRASONIDO		FORJADO UN EXTREMO	
DESENGRASADO LIMPIEZA		CORTE A MEDIDA	
ENVAINADO		DESENGRASADO LIMPIEZA	
SOLDADURA TAPON			
DESGASADO LLENADO He SELLADO			

SOLDADURA 2º TAPON
ENSAYO PERDIDAS

PRENSADO HIDROSTATICO

DECAPADO FINAL
ALODIZADO

INSPECCION FINAL

E - CALCULO DE COSTO PARA LA PRODUCCION FINAL.

1 - Refinación Uranio.

Coladas de tochos de 40 Kg (5-10% descarte)
1.400 Kg. Uranio = 25 tochos

A razón de una colada por día se requieren:

7 semanas de fundición + trabajos previos de preparación que requieren 2 semanas +
1 semana de desarmado:

	m\$n	m\$n
Personal 10 semanas x 2 técnicos	175.000.-	
4 semanas x 1 supervisor	110.000.-	285.000.-
Energía eléctrica: (20 Kw x 35 x \$ 15)	52.500.-	
Materiales de consumo	20.000.-	
Equipos:		
5 crisoles (capacidad 40 Kg Cu)		
colada por abajo (u\$s 55 c/u)	55.000.-	
4 lingoteras cilíndricas (u\$s 30 c/u)	25.000.-	417.500.-
Costo puesta a punto:		
4 meses por 1 técnico	140.000.-	
1 mes x 1 supervisor	55.000.-	195.000.-
8 crisoles (\$ 11.000)	88.000.-	
6 lingoteras (\$ 6.000)	36.000.-	
Energía	15.000.-	
Dispositivos	250.000.-	
40 kg. de uranio consumido durante pruebas, recuperable a \$ 1.000 el Kg.	40.000.-	624.000.-

2 - Fundición barras de uranio

8 barras por colada, a 1 colada por día:

(2,5 hs. de calentamiento, fusión y colada + 1,5 hs. enfriando + 4 hs. preparación y desmoldado).

Para producir 360 barras se requieren $360/8 = 45$ días = 9 semanas.

El trabajo de preparación previa del horno, armado, etc. requiere tres semanas y una semana posterior para desarmado.

	m\$n	m\$n
Personal 13 semanas x 2 técnicos	227.000.-	
4 semanas x 1 supervisor	55.000.-	282.000.-
Energía eléctrica:		
2,5 hs. fusión x 45 coladas x 50 Kw = 5.600 Kw/h.	84.000.-	
Equipos:		
8 crisoles de grafito (8 litros)		
(c/u sirve 5-6 coladas, u\$s 45 c/u)	80.000.-	
Materiales accesorios	20.000.-	
4 lingoteras grafito (100 Kg. grafito a \$ 300/kg)(más mano de obra = \$ 50.000 c/u)	200.000.-	384.000.-
		666.000.-
Costo puesta a punto:		
4 meses x 1 técnico	140.000.-	
1 mes por un supervisor	55.000.-	195.000.-
Dispositivos	100.000.-	
Crisoles, lingoteras	320.000.-	
Energía	30.000.-	
40 Kg. (20% de 200 Kg) de uranio consumido durante pruebas recuperables a \$ 1.000/Kg.	40.000.-	490.000.-
		685.000.-

3 - Maquinado barras uranio.

Ambos extremos de cada barra 15 minutos

Superficie 30 minutos

Tiempo total maquinado: 12 semanas

Personal:		
8 semanas x 1 operario	70.000.-	70.000.-
Energía eléctrica	12.000.-	
Materiales, herramientas, etc.	10.000.-	22.000.-
		<u>92.000.-</u>

4 - Inspección barras uranio

El equipo de inspección por ultrasonido se incluye en inspección de vainas.
Se inspeccionan 25 barras por día, pero el tiempo de inspección está dado por la fundición ya que deben inspeccionarse a medida que se funden para controlar la fundición.

Personal:		
8 semanas por 1 técnico	60.000.-	
2 semanas x 1 supervisor	27.500.-	87.500.-
Energía eléctrica	3.000.-	
Materiales de consumo	3.000.-	6.000.-
		<u>93.500.-</u>

5 - Desengrasa y limpieza barras uranio

El equipo se incluye en vainas

Personal:		
1 semana x 1 operario	8.000.-	8.000.-
Energía eléctrica (equipo incluidos en vainas)	2.000.-	2.000.-
		<u>10.000.-</u>

6 - Envainado y soldadura tapón

Colocar grafito
colocar uranio
colocar tapón
Soldar tapón

A razón de 15 barras/día = 24 días para 360 barras + 1 semana puesta a punto.

Personal:		
6 semanas por 1 técnico	52.500.-	52.500.-
Energía eléctrica	3.000.-	
Materiales, consumo, vainas y tapones	15.000.-	18.000.-
		<u>70.500.-</u>

Desgasado)
Llenado de He) 20 barras /día
Sellado)

Soldadura 20 extremos, 20 barras/día

Personal:

4 semanas x 2 técnicos	70.000.-	70.000.-
Energía eléctrica	3.500.-	
1 botellón He	15.000.-	
Materiales varios incluidas vainas	15.000.-	32.500.-
		<u>103.500.-</u>

Puesta a punto

4 semanas x 1 técnico	35.000.-	
2 semanas x 1 supervisor	27.500.-	62.500.-
Materiales	50.000.-	50.000.-
		<u>112.500.-</u>

7 - Ensayo de pérdidas

A razón de 20 elementos/día

Personal:

4 semanas x 1 técnico	35.000.-	35.000.-
Energía eléctrica	1.000.-	
Materiales	9.000.-	10.000.-
		<u>45.000.-</u>

8 - Prensado hidrostático

A razón de 15 elementos /día = 6 semanas + 2 semanas preparación.

Personal:

8 semanas x 1 técnico	70.000.-	70.000.-
Energía eléctrica	2.500.-	
Materiales	17.500.-	20.000.-
		<u>90.000.-</u>

9 - Decapado final y alodizado

Personal:

4 semanas x 1 técnico	35.000.-	35.000.-
Energía eléctrica	5.000.-	
Materiales, reactivos	25.000.-	30.000.-
		<u>65.000.-</u>

Gastos equipo

Recipiente con calefactor, regulador temperatura.		
Armazones, cañerías, etc.	250.000.-	
Idem para alodizado	75.000.-	325.000.-

10 - Inspección vainas

A razón de 50 tubos /día = $1\frac{1}{2}$ semanas + $1\frac{1}{2}$ semanas de instalación + 1 desmontaje.

Personal:		
4 semanas x 1 técnico	35.000.-	
1 semana x 1 supervisor	27.500.-	62.500.-
Energía eléctrica	2.000.-	
Material	4.500.-	6.500.-
		69.000.-

Equipos y puesta a punto método

2 meses x 1 técnico	70.000.-	
$\frac{1}{2}$ mes x 1 supervisor	27.500.-	97.500.-
Dispositivos	100.000.-	100.000.-
		197.500.-

11 - Forjado vainas

1 semana forjado + 2 semanas armado y desarmado

Personal:		
3 semanas x 1 técnico	22.500.-	22.500.-
Energía eléctrica	2.500.-	
Materiales	1.000.-	3.500.-
		26.000.-

<u>Matrices</u>	150.000.-	150.000.-
-----------------	-----------	-----------

12 - Maquinado tapones y grafito

Personal:		
4 semanas x 1 técnico	30.000.-	30.000.-
Energía eléctrica	2.000.-	
Material, herramientas	5.000.-	7.000.-
		37.000.-

F - COSTO ANUAL DE FABRICACION DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES.

Se considera el costo de producción de 360 elementos por año, más un 10% por rechazo de inspección en cada una de las etapas 4 y 7 (las barras de U de b s elementos rechazados en 7 son reutilizables). Se incluyen además, los costos de recuperación (\$ 1.000 por Kg. U) del U descartado como escoria de fundición (5%) y como virutas de maquinado (10%) y se adiciona el costo del 2% del U en proceso como pérdida de inventario.

TABLA IV

	Costo anual m\$n	Mano de obra m\$n
1. Refinación	417.500.-	285.000.-
2. Fundición	666.000.-	282.000.-
3. Maquinado	92.000.-	70.000.-
4. Inspección barras	<u>93.500.-</u>	<u>87.500.-</u>
Subtotal A	1.269.000.-	
$\Delta = 10\% (2+3+4)$ por rechazo	85.000.-	
5. Limpieza	10.000.-	8.000.-
6. Envainado	70.500.-	52.500.-
6'. Soldadura	103.500.-	70.500.-
7. Ensayo	45.000.-	35.000.-
8. Prensado	90.000.-	70.000.-
9. Decapado	65.000.-	35.000.-
9'. Inspección EC.		
10. Inspección vainas	69.000.-	62.500.-
11. Forjado	26.000.-	22.500.-
12. Tapones	<u>37.000.-</u>	<u>30.000.-</u>
Subtotal B	516.000.-	
B' = 10% B	<u>51.500.-</u>	
Recuperación		
5% fundición	63.000.-	
10% maquinado	125.000.-	
2% inventario	<u>125.000.-</u>	
Subtotal C	313.000.-	
Costo anual	<u>2.234.000.-</u>	<u>1.110.000.-</u>
Costo por elemento (./ 360) $\approx$	6.220.-	
Costo por Kg (./ 1220) $\approx$	1.780.-	

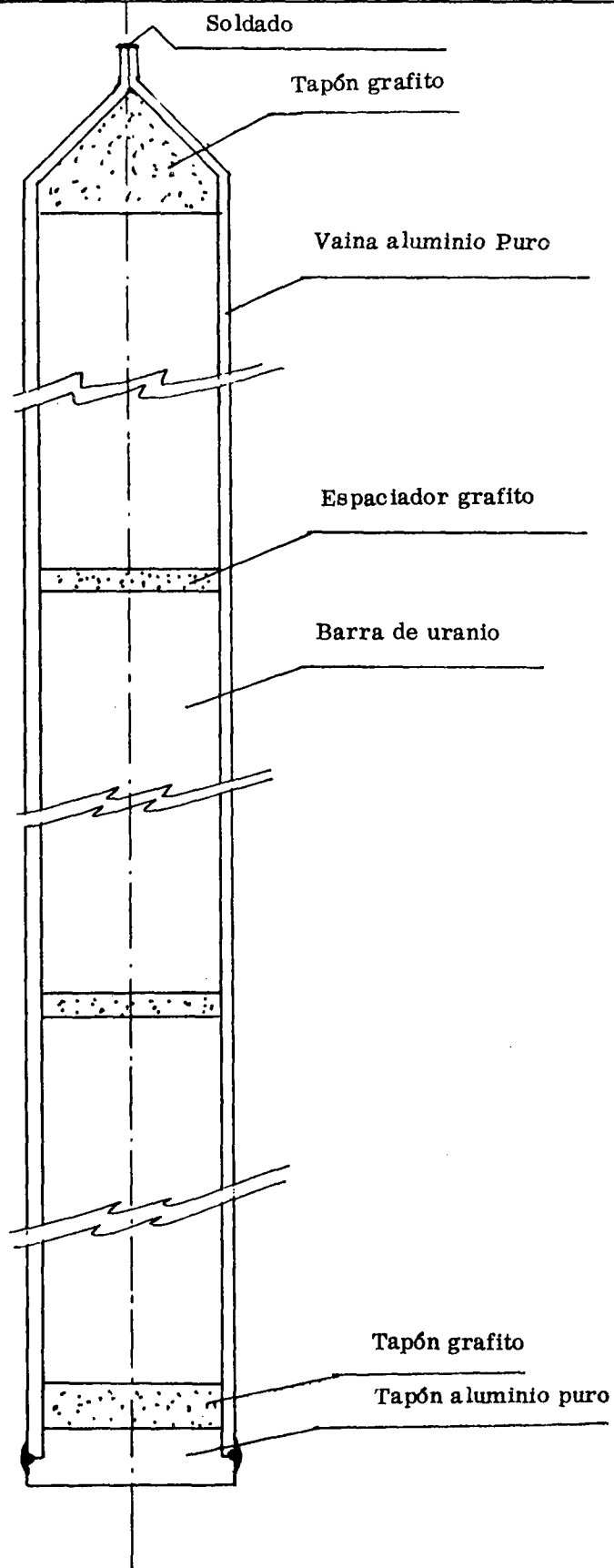
G - COSTO DE INSTALACION Y PUESTA EN MARCHA

En varias de las etapas de operación hemos indicado la necesidad de nuevos equipos, adaptar algunos de los existentes y poner a punto técnicas de trabajo.

Todo ello es una inversión previa a la fabricación misma. En la Tabla V se fija el monto de inversión inicial previa, más el costo de la primera carga (120 barras).

TABLA V

	Costo total m\$n	Monto de obra m\$n
1. Refinación	624.000.-	195.000.-
2. Fundición	685.000.-	195.000.-
6. Envainado	112.500.-	62.500.-
9. Decapado	250.000.-	---
9'. Alodizado	75.000.-	---
10. Inspección	197.500.-	97.500.-
11. Forjado	150.000.-	---
	2.091.000.-	549.000.-
Primera carga (120 barras)	745.000.-	370.000.-
Total Inversión Inicial	2.836.000	919.000.-



ELEMENTO COMBUSTIBLE U-METALICO

APENDICE V

UTILIZACION DEL RAEP PARA LA OBTENCION DE MATERIAL FISIONABLE

I - OBJETO.

Estudiar las posibilidades de la planta de reprocesamiento actual para tratar uranio natural irradiado en el RAEP.

Los cálculos se basan en la colocación en el RAEP de 2 cajas con 55 barras cada una de uranio natural metálico. Cada barra mide 2 cm de diámetro por 60 cm. de largo y contiene 3,5 Kg de uranio metálico. La irradiación sería de 300 - 350 MWT/T y la descarga se haría a razón de aproximadamente 100 Kg U/mes.

Supondremos a continuación que el reactor funciona 300 días/año en forma continua.

II - CALCULOS EN BASE A DATOS SUMINISTRADOS.

Plutonio producido.

En los 100 Kg que se retiran por mes hay una energía disipada de 30 MWD, que corresponde a unos 42 g de ^{239}Pu (ver apéndice A). El reactor, trabajando 300 días/año, produce entonces unos 420 g Pu. El contenido en ^{240}Pu sería de aproximadamente 1,3% (ver apéndice C).

Los datos suministrados indican además un flujo térmico promedio de $\sim 8.10^{12}$ n/cm².s. Se deduce también que aproximadamente un 5% del ^{235}U se quema en la irradiación.

Dependencia del flujo epitérmico.

La cantidad de plutonio formado es fuertemente dependiente del flujo epitérmico en el lugar de la irradiación. Para cálculos más exactos debería conocerse el espectro de neutrones en la zona de irradiación.

Tiempo de irradiación en régimen.

La carga completa es 3,5 Kg U x 110 = 385 Kg U. Como cada mes salen 100 Kg. el tiempo promedio de irradiación es:

$$3,85 \times 30 \text{ días} \simeq 115 \text{ días}$$

Para 150 Kg/mes serían 77 días.

Actividad de las barras.

Se calcula para 115 días de irradiación y 1 año de enfriamiento.

$$\begin{aligned}\text{Ci/Kg combustible} &= \frac{\text{MWD/T}}{D} \times 8,5 \times A & A \text{ (de gráficos)} \simeq 2 \\ &= \frac{300}{115} \times 8,5 \times 2 = 44\end{aligned}$$

Esto corresponde a 156 Ci/barra, de los cuales aproximadamente 1/5 es actividad gamma. Para detalles ver apéndice B.

Para 77 días de irradiación y un año de enfriamiento se obtiene 232 Ci/barra.

Velocidad de reprocesado.

A 100 Kg U/mes y suponiendo 200 días de trabajo por año, habría que reprocesar en forma ininterrumpida al ritmo de 1,4 barras/día en promedio, que representa 820 g U/h para un día de 6 horas efectivas de trabajo.

III - POSIBILIDADES DE LA PLANTA DE REPROCESAMIENTO ACTUAL EN RELACION AL PROYECTO.

Los problemas que se presentan de inmediato se deben a la cantidad de material a reprocesar y a la actividad. Se detallan a continuación los cambios previsibles en base a un turno de trabajo de 7 horas efectivas y de 1500 Kg U/año.

1) Blindaje

El blindaje actual de la planta (60 cm de cemento ordinario en la parte de mayor espesor) no es adecuado para el trabajo propuesto. La actividad de cada E.C. de 3,5 Kg. de U será de unos 160 Ci después de un período de enfriamiento de un año. Para alcanzar la capacidad de 1500 Kg/año habrá que reprocesar batches de 2 E.C./día. El tiempo de permanencia de los productos de fisión de cada batch dentro de la planta será de 3 días, de lo que se desprende que la actividad total dentro de la planta será de unos 1000 Ci. Esto requiere un blindaje adicional que se estima se logrará mediante el agregado de una pared interior de 10 cm de Pb, que recubra los equipos de alta actividad de la planta. Para esto se necesitarían unos 8700 Kg de Pb.

2) Equipo de disolución.

Otra probable limitación de la planta se encontrará en la capacidad del disolvedor para tratar 2 barras cilíndricas de U de 60 cm de largo en un período de 1

turno de trabajo. Las barras no se sumergen totalmente en la solución debido a su longitud y su velocidad de disolución se estima que será baja debido a su poca superficie de reacción. Por otra parte, limitaciones de blindaje impiden acumular Uranio no disuelto en el equipo.

La capacidad efectiva del disolvedor actual sólo se podrá conocer mediante datos experimentales. Su reemplazo se considera probable.

3) Equipo de filtración.

La capacidad del filtro debiera ser suficiente para la producción planeada, siempre y cuando los E.C. no contengan cantidades excesivas de Si.

4) Tanques de almacenamiento.

Los existentes tienen capacidad suficiente.

5) Equipos de extracción.

No se cree que tengan capacidad suficiente. Habrá que construir otros mixer-settlers en base a los datos que se obtengan de las experiencias que se realizan con los actuales.

6) Tratamiento del U recuperado

Habrá que diseñar y construir una plantita para precipitar, filtrar, secar y envasar 7 Kg U/día.

7) Tratamiento del Pu recuperado.

Para llegar a un concentrado de Pu habrá que diseñar y construir un laboratorio con cajas de guantes, columnas de resinas y equipos auxiliares para tratar 500 g Pu/año.

8) Eliminación de residuos activos.

Se necesitará la colaboración de la Gerencia de Seguridad e Inspección para eliminar unos 100 litros diarios de soluciones que contengan 320 Ci.

9) Lugar de decaimiento.

La pileta de decaimiento de la planta actual tiene una profundidad de 2,10 m y sólo permitirá la acumulación de unos pocos E.C. irradiados. Estos deberán transportarse en pequeños lotes a la planta, después de haberse enfriado durante un año en otro lugar.

10) Espacio disponible.

El lugar disponible en la actualidad no alcanzará para la expansión de las actividades. Para las finalidades previstas, la fábrica Ezeiza cuenta con lugar suficiente, que está actualmente asignado a otra Gerencia.

Se supone que las modificaciones necesarias en la planta pueden hacerse en el término de un año.

IV - COSTOS.

a) Gastos de inversión

Blindaje	1.000.000.-
Probable máquina cortadora para tanque de disolución	500.000.-
Equipo de extracción: 2 mixer-settlers	1.000.000.-
Tratamiento de U recuperado	1.000.000.-
Tratamiento gases del disolvedor	500.000.-
Evaporador intermedio	300.000.-
Ampliación de campanas	200.000.-
Tanque subterráneo de almacenamiento de residuos	500.000.-
Tratamiento de Pu recuperado	6.000.000.-
Total de inversiones	11.000.000.-

b) Gastos de operación

por mes

1) Productos químicos	200.000.-
2) Mantenimiento	100.000.-
3) Personal	por año
1 jefe de planta (\$ 80.000/mes)	960.000.-
1 químico para laboratorio (\$ 55.000/mes)	660.000.-
6 técnicos (\$ 35.000/mes)	2.520.000.-
2 operarios (\$ 25.000/mes)	600.000.-
Total	4.740.000.-

Total gastos de operación 8.340.000.- /año

En los gastos de operación no se han tenido en cuenta las pérdidas de uranio, que constituyen el 0,1%. No se consideran las depreciaciones por haberse construido la planta original para fines de entrenamiento.

V - ALTERNATIVAS.

Hay varias alternativas que todavía no se han analizado. Entre éstas figuran:

1) Corte de los E.C.

Si los elementos combustibles pudiera ser cortados en trozos pequeños podría usarse el disolvedor actual. Una celda o facilidad para este propósito, que la planta actual no posee, sería probablemente de alto costo. Para el almacenaje de barras irradiadas cortadas no puede contarse con la pileta de decaimiento, que no permite almacenar uranio irradiado en contacto directo con el agua.

2) Cambio del flow-sheet.

Se ha considerado hasta aquí que sólo una adaptación del flow-sheet actual de la planta a las barras de uranio descriptas. Es decir, que se extraerían el uranio y el plutonio conjuntamente en la primera etapa, llegándose a obtener uranio decontaminado apto para la fabricación de nuevos E.C. El flow-sheet puede simplificarse, con la consiguiente reducción de costos, si el uranio pudiera descartarse junto con los productos de fisión.

3) Abaratamiento del blindaje.

El costo de blindaje podría reducirse por el uso de uranio empobrecido al iniciar los ciclos de irradiación.

Otra alternativa para el blindaje es retirar los tableros y demás instrumentos de control de las paredes exteriores actuales y reforzar el blindaje en cemento ordinario hasta un espesor de un metro o más. El lugar disponible es suficiente para este refuerzo de blindaje.

APENDICE A

CALCULO DE LA CANTIDAD DE ^{239}Pu FORMADO.

Para simplificar, se supone que todo el uranio es ^{238}U , se desprecia la desintegración natural del ^{239}Pu y no se tienen en cuenta los intermediarios ^{239}U y ^{239}Np . Se tiene en cuenta en cambio la pérdida por captura en el ^{239}Pu formado. En tal caso, si N es el número de átomos, σ la sección eficaz, y ϕ el flujo, con los subíndices 0 y 1 para ^{238}U y ^{239}Pu respectivamente, la ecuación válida durante la irradiación es:

$$\frac{dN_1}{dt} = N_0 \phi \sigma_0 - N_1 \phi \sigma_1$$

que integrada dá:

$$N_1 = N_0 \frac{\sigma_0}{\sigma_1} (1 - e^{-\phi \sigma_1 t})$$

σ_1 es en este caso la suma de las secciones eficaces de captura y de fisión, cuyos valores son

$$\sigma_{\text{cap}} = 315 \text{ b}, \quad \sigma_{\text{fis}} = 746 \text{ b}$$

σ_0 es 2,74 para neutrones térmicos. Teniendo en cuenta también el flujo epitérmico, tomamos el doble de este valor como más realista: $\sigma_0 = 5,5 \text{ b}$.

Con estos valores se obtiene:

$$\text{peso } ^{239}\text{Pu en g/peso U nat. en Kg} \sim 5,2 (1 - e^{-1,06 \cdot 10^{-21} \cdot \phi \cdot t})$$

Para un flujo de $8 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ y un tiempo de irradiación de 115 días se obtiene:

$$\sim 5,2 (1 - e^{-8,4 \cdot 10^{-2}}) = 42 \text{ g } ^{239}\text{Pu}/100 \text{ Kg. E.C.}$$

NOTA: Para valores pequeños del exponente de e, la ecuación se reduce a:

$$\frac{N_1}{N_0} = \sigma_0 \phi t$$

Peso ^{239}Pu en g/ peso U nat. en Kg. $\sim 0,55 (\phi t)$

si (ϕt) está expresado en unidades de 10^{20}

La misma ecuación en unidades de MWD/T es:

$$\text{Peso } ^{239}\text{Pu en g/ peso U nat. en Kg.} \sim 1,42 \cdot 10^{-3} \frac{\text{MWD}}{\text{T}}$$

Estas fórmulas valen para tiempos de irradiación cortos a bajo flujo. De lo contrario, el dato obtenido es por exceso.

APENDICE B

COMPOSICION DE LOS P. F. CON 100 DIAS DE IRRADIACION Y 1 AÑO DE ENFRIAMIENTO.

1 Kg. de uranio natural a 300 MWD/Ton en 100 días ($\phi = 9.10^{12}$)

Actividad total en curies por kilogramo de elemento combustible:

$$\text{Ci/Kg E.C.} = \frac{\text{MWD/T}}{D} \times 8,5 \times A = \frac{300}{100} : 8,5 : 1,8 = 46$$

(Process Chemistry, Vol. I. Eds. F.R. Bruce et al. Pergamon Press Ltd. Londres 1956, p. 383 y subs., de donde también han sido obtenidos los valores de A).

Actividad total y actividad gamma de los diferentes P. F. de interés:

P. F.	A	Ci/Kg E.C.	E_{γ} (MeV)	$\gamma/100$ des.	Ci $\gamma/\text{Kg E.C.}$
$^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$	1,1	28,05	0,7 1,5 2,2	1,8 0,3 0,8	0,25 0,04 0,11
^{95}Nb	0,18	4,59	0,75	100	4,59
^{95}Zr	0,08	2,04	0,72	97	1,98
^{147}Pm	0,14	3,57			---
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	0,08	2,4			---
$^{137}\text{Cs} + ^{137}\text{Ba}$	0,08	2,04	0,66	82	0,84
$^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$	0,066	1,68	0,51 0,62 0,87 1,04 1,55 2,41 1,19	24 13 0,7 2,5 0,6 0,2 0,2	0,20 0,11 0,01 0,02 0,01 0,002 ---
^{91}Y	0,07	1,78			---
^{89}Sr	0,034	0,87			---
$^{103}\text{Ru}, ^{141}\text{Ce}$ y otros	0,01	0,26			0,22
TOTAL			Ci $\gamma/\text{Kg. E.C.}$		8,4

APENDICE C

CALCULO DEL CONTENIDO EN ^{240}Pu DEL PLUTONIO FORMADO.

Se asumen las simplificaciones del apéndice A con el agregado de despreciar la desintegración natural del ^{240}Pu pero teniendo en cuenta su desaparición por captura. Usando el subíndice 2 para ^{240}Pu , la ecuación válida durante la irradiación es:

$$\frac{dN_2}{dt} = N_1 \phi \sigma_{1c} - N_2 \phi \sigma_{2c}$$

donde σ_c se refiere a la sección eficaz de captura solamente.

Reemplazando N_1 por su valor

$$N_1 = N_0 \frac{\sigma_{oc}}{\sigma_{iT}} (1 - e^{-\phi \sigma_{iT} t}),$$

donde σ_{iT} se refiere a la sección eficaz total (captura + fisión), se obtiene:

$$\% \text{ peso } \frac{^{240}\text{Pu}}{^{239}\text{Pu}} \sim 0,01 \frac{N_2}{N_1} = 0,01 \frac{\sigma_{ic}}{\sigma_{2c}(\sigma_{iT} - \sigma_{2c})} \left[\frac{\sigma_{iT} - \sigma_{2c} + \sigma_{2c} e^{-\phi \sigma_{iT} t} - \sigma_{iT} e^{-\phi \sigma_{2c} t}}{1 - e^{-\phi \sigma_{iT} t}} \right]$$

Tomando los valores: $\sigma_{ic} = 315 \text{ b}$

$\sigma_{iT} = 1061 \text{ b}$

$\sigma_{2c} = 250 \text{ b}$

se obtiene

ϕt	% peso $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$
10^{20}	1,588
$2,10^{20}$	3,207
4.10^{20}	6,519
6.10^{20}	9,919
8.10^{20}	13,394
10^{21}	16,925

NOTA: Para valores pequeños en los exponentes de e , puede simplificarse la ecuación expandiendo los términos exponenciales. Despreciando el término cuadrático en el denominador solamente, se obtiene la fórmula simplificada:

$$\% \text{ peso } \frac{{}^{240}\text{Pu}}{{}^{239}\text{Pu}} \sim \frac{\sigma_{ic}}{2} \phi t$$

$$10^{20} = 1,58. (\phi t) \quad \text{si } (\phi t) \text{ está expresado como factor de}$$

La fórmula aproximada vale para irradiaciones cortas a bajo flujo.

Expresada en MWD/T la fórmula es:

$$\% \text{ peso } \frac{{}^{240}\text{Pu}}{{}^{239}\text{Pu}} \sim 4,1 \cdot 10^{-3} \left(\frac{\text{MWD}}{\text{T}} \right)$$

APENDICE VI

PORCENTAJE RECOMENDABLE DE Pu^{240} EN Pu^{239} EN RELACION CON LA SEGURIDAD RADIOLOGICA DE LOS TRABAJADORES

La dosis superficial producida por el Pu^{240} es unas 20 veces mayor que la ocasiona el Pu^{239} . Por lo tanto, un 5% de Pu^{240} en Pu^{239} doblará la dosis superficial debida a Pu^{239} solamente, y con 10% de Pu^{240} la dosis debida a estos dos radioisótopos solamente sería tres veces mayor que la debida a Pu^{239} . No obstante, para conseguir este último porcentaje debería irradiarse uranio hasta 3000 MWD/t, con lo que aumenta sensiblemente el contenido de U^{237} producido como hijo del Pu^{241} , y la dosis resultante es ocho veces y media mayor que la debida a Pu^{239} solamente. Se supone que el manipuleo se produce dentro de los dos meses de la separación química del Pu, por lo que el Am 241 no se toma en cuenta. Para decaimiento de un año la dosis es dieciocho veces mayor.

Por lo tanto, no es recomendable desde este punto de vista la irradiación a más de 1000 a 1500 MWD/t, o porcentajes de Pu^{240} mayores del 5%.

Para 40 g de Pu, y suponiendo la actividad concentrada en un punto, la exposición a 50 cm, sin blindaje, es del orden de 1 mr/h, es decir la dosis que pueda recibir un trabajador en gonadas u órganos hematopéyicos será inferior al máximo permisible. La dosis en manos, aún cuando difícil de evaluar por el tipo de trabajo, puede estimarse asimismo inferior al máximo, dado que éste es de 75 Rem anuales, y la dosis superficial equivale a la producida por una fuente sellada de Ra 226 del orden de 30 microcuries.

BIBLIOGRAFIA.

AERE-L-151 - B.A.J. Lister: Health Physics Aspects of Plutonium Handling.