

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
NO 1	AÑO 1972

00.72.08

EN 26/94

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

GERENCIA DE ENERGIA
DEPARTAMENTO DE REPROCESAMIENTO

ESTIMACION DE LA INCIDENCIA ECONOMICA DE
ALGUNAS ALTERNATIVAS DE PRODUCCION
Y ALMACENAMIENTO DE Pu

por

FERDY KAUFMANN

Buenos Aires

1972

EN 26/94

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

GERENCIA DE ENERGIA
DEPARTAMENTO DE REPROCESAMIENTO

ESTIMACION DE LA INCIDENCIA ECONOMICA DE
ALGUNAS ALTERNATIVAS DE PRODUCCION
Y ALMACENAMIENTO DE Pu

por

FERDY KAUFMANN

Buenos Aires

1972

I N D I C E:

- 1.-Estimación del costo del Pu
producido por una planta de
400 T/año de U natural. p. 1
- 2.-Efectos del decaimiento del
Pu p. 7
- 3.-El almacenamiento del Pu p.11
- 4.-Recuperación de ^{241}Am de
soluciones de Pu p.14

1) ESTIMACION DEL COSTO DEL Pu PRODUCIDO POR UNA PLAN-
TA DE 400 T/ AÑO DE U NATURAL.

La estimación se efectuará, por un lado, para el caso de una planta de 2T/día operando con el proceso Purex convencional que produce U y Pu de pereza ajustada a las especificaciones habituales y por otro lado se calculará el costo para el caso de una planta de la misma capacidad que recupera Pu de una calidad acorde a las mismas especificaciones, pero que desecha el U en forma de UO_3 sólo groseramente descontaminado (actividad aproximadamente 10 veces superior a la del U natural) que puede ser almacenado bajo ligero blindaje y en reducido volumen.

Para el primer caso (proceso Purex) nos basaremos en los gastos de inversión y de operación de plantas de 1 T/días calculados para la AEC Reference fuel reprocessing plant (1) y en los datos de W.H.Farrow de Du Pont (2).

Para el segundo caso nos basaremos en el trabajo de Haeffner Hultgren y Larsson de AB Atomenergi de Stockholm, (3) donde se detallan los costos de inversión de una planta que extrae Pu con aminas con una capacidad de 1/día de U.

Los costos de inversión totales (incluyendo servicios auxiliares, almacenamiento de residuos, laboratorios, etc.) y los gastos de operación (incluyendo gastos administrativos) están resumidos en la siguiente tabla:

	Costo inversión <u>10⁶ U\$S</u>	Costo operación <u>10⁶ U\$S</u>
Du Pont	43	3,7
U.S.Ref.Plant (a)	48 (c)	3,0
AB Atomenergi (b)	26	

Tomaremos el promedio de los valores disponibles para estimar los gastos de inversión y operación para la planta Purex y a falta de otros datos supondremos que los gastos de operación del proyecto de AB Atomenergi son iguales a los de la primera aunque es probable que con ello se cometa un

(a) Dato corregido en dólares valor 1960.

(b) Dólares valor 1964.

(c) Valor corregido para incluir servicios auxiliares según Long (Engineering for Nuclear Fuel Reprocessing pag. 869)

error por exceso.

	Costo inversión 10^6 U\$S	Costo operación 10^6 U\$S
Purex 1T/día	46	3,3
aminas 1T/día	26	3,3

Para adecuar estos datos a una planta de 2T/día nos basaremos en el estudio de Farrow(2) según el cual, para este cambio de escala, los gastos de inversión se deben multiplicar por el factor 1,10 y los gastos de operación por el factor 1,16.

	Costo inversión 10^6 U\$S	Costo operación 10^6 U\$S
Purex 2T/día	50,5	3,8
aminas 2T/día	28,6	3,8

Para calcular el costo anual sumaremos a los gastos de operación el 6,7% de la inversión, correspondiente a una amortización a 15 años y el 8% correspondiente a intereses sobre el capital. No tendremos en cuenta gastos de impuestos y seguros.

	Costo oper.	Amortiz.	Int. de Cap.	Total
Purex 2T/día	3,8	3,4	4,0	11,2
aminas 2T/día	3,8	1,9	2,3	8,0

Datos expresados en 10^6 U\$S.

El contenido en Pu del combustible del reactor de Atucha quemado a 7.000 MW d/T es de 3,6 gr/Kg según datos suministrados por Siemens.

Para los 400 T anuales de combustible similarmente quemado, que sirven de base a este cálculo, esto equivale a una producción de 1.440 kg Pu/año. El costo del gr de Pu surge como cociente del gasto anual y la producción anual.

Purex = 7,8 U\$S/gr Pu
 aminos= 5,5 U\$S/gr Pu

Es fundamental tener en cuenta que estos gastos son calculados para una planta construida y operada en USA. Debido a la gran diferencia entre los precios y salarios vigentes en ese país y el nuestro, estos costos varían sustancialmente en una planta nacional. La magnitud de este cambio en los costos se puede apreciar considerando que el 15 a 20 % de los gastos de instalación son de origen extranjero (acero inoxidable y algunos instrumentos) mientras que en los gastos operativos esta proporción desciende a valores inferiores al 5%.

Los datos anteriores están expresados en U\$S/gr Pu total lo que es razonable si el Pu es quemado

en reactores rápidos. Si se utiliza para reciclado térmico se debe expresar US\$/gr Pu fisionable.

Según datos suministrados por Siemens para el combustible de Atucha quemado a 7.000 MW d/T la composición isotópica del Pu es:

	239 Pu	240 Pu	241 Pu	242 Pu	Pu
					fisionab.
%	63	30,3	6,3	-	69,3

El costo por gr de Pu fisionable es:

Purex	=	11,2	US\$/gr	Pu fisiónable
aminas	=	7,9	US\$/gr	Pu fisiónable

Crédito de 237
Np:

En combustible de U natural quemado a 7.000 MW d/T en reactores de agua pesada se producen aproximadamente 25 gr de ^{237}Np por tonelada que tiene un valor de venta de 75 U\$S/gr según el trabajo de Anderson (4).

Este ^{237}Np es la materia prima para la producción de Pu ^{238} utilizado en la construcción de pilas isotópicas.

El Np es recuperable tanto en el proceso Pu rex como por extracción con aminas (con más facilidad y rendimiento en éste último).

Para una planta de 400 T/año la cantidad de ^{237}Np que se puede producir es de 10 kg/año equivalente a 750.000 U\$S/año. Si esta suma se acredita a los gastos de operación anuales que hemos calculado, se obtienen los siguientes valores para el costo del Pu .

	cost.anual 10^6 U\$S	cred.Np 10^6 U\$S	post.corre gido 10^6 U\$S	cost.Pu total U\$S/gr	cost.Pu fision. U\$S/gr
Purex	11,2	0,75	10,5	7,3	10,5
aminas	8,0	0,75	7,3	5,1	7,3

Las inversiones y gastos que demanda la recuperación de Np son despreciables comparados con los de la totalidad de la planta.

2) EFFECTOS DE DECAIMIENTO DEL Pu

a) Aumento de la actividad específica:

El ^{241}Pu es la principal fuente de productos radioactivos en el Pu. Una muy pequeña fracción (0,0023%) se transforma en ^{237}U por decaimiento α . El ^{237}U decae por β a ^{237}Np con un período de 6,7 días produciendo un espectro γ con energías desde 33 a 371 Kev.

La mayor parte (<99%) del ^{241}Pu decae por β a ^{241}Am con un período de 13 años. El ^{241}Am tiene un período de 460 años y produce ^{237}Np por decaimiento α . La radiación γ que acompaña este decaimiento tiene energías comprendidas entre 17 a 103 Kev.

El decaimiento α del ^{241}Pu genera un rápido aumento inicial de la actividad del Pu después de su separación mientras que el decaimiento β produce un aumento de actividad sostenido a lo largo de años.

El trabajo de Shuck (5) publica curvas de aumento de dosis de radiación para Pu de diversas composiciones isotópicas en períodos que varían de 3 meses a 5 años. Según estas curvas, para Pu de com-

posición isotópica similar al generado en reactores de U natural y agua pesada las dosis recibidas en el trabajo en cajas de guantes sobrepasan el máximo permisible aún con períodos de estacionamiento muy cortos.

b) Disminución de la masa de Pu:

El decaimiento β de ^{241}Pu a ^{241}Am con un período de 14 años produce una disminución de la cantidad de Pu fisionable según se detalla en la siguiente tabla calculada para Pu proveniente de un combustible tipo Atucha.

Años	^{241}Pu %	Pu fisionab. %	Pérdida de la masa	
			% Pu total	% Pu fis.
0	6,3	69,3	-	-
2	5,6	68,6	0,7	1
5	4,9	67,9	1,4	2
10	3,78	66,8	2,5	3,6

En caso de tratarse de Pu recuperado a partir de combustibles de mayor quemado la pérdida de masa es sensiblemente mayor pues es proporcional al contenido en ^{241}Pu .

c) Producción de ^{241}Am

La pérdida de masa de ^{241}Pu se traduce en un aumento equivalente en la masa ^{241}Am . Este puede ser utilizado como base para un programa de producción de transuránicos, como fuente de radiación y como fuente de neutrones (asociado al Be). El precio del ^{241}Am es de 115 U\$S/gr según el trabajo de Anderson (5).

Si este precio del ^{241}Am se mantuviera, el aumento de valor del Pu debido al crédito del Am producido sería el siguiente:

años	cred. de Am U\$S/gr Pu Total	U\$S/gr Pu fisionable
0	-	-
2	0,80	1,15
5	1,6	2,3
10	2,9	4,1

Lógicamente en caso de tratarse de Pu producido a partir de combustibles de mayor quemado, el crédito de ^{241}Am sería también correspondientemente mayor.

El ^{241}Am tiene una sección eficaz de captura de 800 barns para neutrones térmicos, lo que es un valor considerable. Es posible que, aparte del incentivo económico de su recuperación, pueda ser necesaria su separación por razones de economía de neutrones.

Según el Ing. Solanilla (6) la influencia de la captura de neutrones por el ^{241}Am no es importante en Pu proveniente de reactores tipo Atucha, en cambio si lo es en el proveniente de reactores de agua liviana.

3) EL ALMACENAMIENTO DEL Pu

El Pu se puede almacenar como nitrato en solución acuosa de aproximadamente 300 gr/l o en forma sólida como óxido.

Cuando el Pu se almacena en solución, la seguridad nuclear se debe mantener limitando la geometría del recipiente a valores seguros o mediante la incorporación al contenedor de venenos absorbedores de neutrones. La geometría segura se obtiene conteniendo la solución en cilindros de diámetro limitado al máximo de 100mm y cuyo largo supondremos en 10 m a efectos de estimación de costo.

El volumen de cada cilindro es de 75 lt. y puede contener 22,5 kg de Pu, necesitándose 45 de estos tanques para cada tonelada de Pu almacenado. Deben estar provistos de sistema de venteo, medición de nivel, agitación y sistema de reposición de la cantidad de agua descompuesta por radiólisis.

La distancia entre cada tanque deberá ser de 60 cm como mínimo para evitar interacción crí-

tica. De ello se deduce que el volumen de celda necesario para almacenar 1T de Pu es de 240 m^3 . Estas celdas deben tener estanqueidad α , fondo bandeja de acero inoxidable y sistema de ventilación.

Como la radiación γ es de baja y mediana energía el espesor del blindaje biológico es reducido.

Si los tanques se construyen de chapa inoxidable de 2mm de espesor, cada uno pesa 52 Kg y estimando el costo en 100.00 \$/Kg (a), se obtiene un precio de 5200.00 \$ c/u (b).

Multiplicando por 45 obtendremos un valor de 230.000.00\$ para almacenar una tonelada de Pu. Multiplicando por un factor 3 para incluir el precio de la celda y accesorios obtendremos un costo de 690.000.00\$/T. Supondremos que la planta de almacenamiento está situada en un centro radioquímico de manera que puede hacer uso de sus servicios auxiliares (eliminación de residuos, laboratorios, agua, aire, etc.) que no incluiremos en la estimación. Resulta así un costo de almacenamiento de 0,07 U\$S por gramo de Pu.

a) incluye radiografiado completo y test de fugas con gas helio.

b) costos aproximados de plaza vigentes en el mes de julio de 1972.

El estudio de la posibilidad de almacenar el Pu en recipientes de gran volúmen cuya seguridad nuclear está asegurada por agregado de relleno de absorbedores de neutrones (anillos de acero borado) conducirá seguramente a un costo varias veces menor.

El almacenamiento de Pu en forma de óxido requiere volúmenes mucho menores según surge de la comparación de la densidad aparente del polvo UO_2 ($d = 4 \text{ gr/cm}^3$) con la de la solución ($0,3 \text{ gr/cm}^3$). El óxido también se almacena en recipientes cilíndricos de 10 cm. de diámetro pero requiere una costosa instalación de manipuleo de sólidos además de los equipos auxiliares necesarios para volver a transformarlo en nitrato si se desea separar el ^{241}Am formado durante un estacionamiento prolongado.

4) RECUPERACION DE ^{241}Am DE SOLUCIONES DE Pu:

Para separar el Am del Pu se extrae este último con un solvente apropiado (TBP, aminas u otro) en equipos de geometría segura (columnas pulsantes o mezcladores decantadores). El Am no es extraído, quedando en el residuo del que se puede recuperar por coprecipitación con $\text{Fe}(\text{OH})_3$. Por filtración y redisolución del $\text{Fe}(\text{OH})_3$ se obtienen el Am en un volúmen de solución adecuado para su purificación final en escala de caja de guantes.

Dado el pequeño volúmen de solución de Pu a procesar (aproximadamente 15 lts. diarios/Tonelada anual de Pu) y el escaso blindaje necesario, los equipos y celdas serán necesariamente también de reducida escala. La importancia económica de este proceso se considera de pequeña incidencia en el costo del Pu.

BIBLIOGRAFIA

- 1) WASH - 743 Reference fuel reprocessing plant.
- 2) FARROW - DP - 566 Radiochemical separation plant study part II. Design and cost estimates.
- 3) HAEFFNER, HULTGREN, LARSSON. 3° Conferencia de Ginebra Vol. 10 P/418.
A reprocessing alternative for Zircaloy clad natural o slightly enriched oxide fuel elements.
- 4) ANDERSON - Transactions Nuclear American Society Vol. 14 N° 1 pag. 89.
Isotopic production advantages of Pu enriched advanced light water reactor.
- 5) SHUCK - Simposio de Bruselas de 1967 sobre "Pu as a reactor fuel".
- 6) ING. SOLANILLA - CNEA - Dto. Reactores - Comunicación personal.

