

RECUPERAÇÃO DE URÂNIO DAS ESCÓRIAS, PROVENIENTES DA PRODUÇÃO DO URÂNIO METÁLICO

Hélio Fernando Rodrigues Ferreto ; Adriana Ciolette;
Comissão Nacional de Energia Nuclear- IPEN - CNEN/SP
Travessa R, 400 - Cidade Universitaria
005508-900- São Paulo/SP

RESUMO

Apresenta-se um procedimento para recuperação de urânio das escórias provenientes da produção do urânio metálico. O método proposto inicia-se com a dissolução do urânio em meio nítrico em um reator de pvc. Em seguida filtra-se a vácuo para a separação da solução de nitrato de urânio do fluoreto de magnésio e grafite insolúveis. O objetivo deste trabalho é estudar as condições da dissolução seletiva, da filtração e as características do urânio. Os dados deverão ser empregados na elaboração de um projeto básico de uma unidade piloto, com capacidade para recuperar 100 kg de U/hora..

INTRODUÇÃO

O IPEN CNEN-SP tem armazenado escórias provenientes da produção do urânio metálico pelo processo de magnesioterapia [1]. Por outro lado, a recuperação se faz necessária para eliminar os perigos derivados da possibilidade da combustão espontânea do urânio metálico e os custos da estocagem.

Realizam-se estudos de laboratório para definir condições de funcionamento mais convenientes para o processo de tratamento das escórias.

DESCRIÇÃO DO PROCESSO

Nas escórias, o urânio encontra-se principalmente na forma metálica. Faz-se a dissolução com ácido nítrico [2] para obter uma solução de nitrato de urânio. Esta dissolução ocorre segundo as reações seguintes:



A solução resultante do tratamento da escória com HNO_3 é alimentada em um filtro de inox para a retirada da solução de nitrato de urânio.

A torta formada é lavada para a retirada do nitrato de urânio que ainda está retido, a água de lavagem retorna ao processo por conter uma pequena concentração de urânio e o HNO_3 que não reagiu (não gerando rejeitos [3]).

A torta estéril é composta principalmente de MgF_2 , podendo voltar ao processo de produção do urânio metálico.

O fluoreto presente no filtrado (cerca 2,0 g/L de F) deve ser eliminado antes de seu envio a unidade de precipitação do ciclo do combustível, pois provoca a corrosão dos equipamentos, fabricados em aço inox 304. Atualmente isto vem sendo feito por um método já desenvolvido no IPEN.

DADOS DO PROJETO DE BANCADA

Dados da escória

- Quantidade por batelada = 600 g de escória
- Composição em U = 8,70 % em peso

Dados de Processo

- Realiza-se a dissolução a temperatura de 40 °C, controlando-se em dois pontos: um interno no reator e outro no banho de aquecimento.
- O reator possui um sistema de alimentação controlada de HNO_3 , para evitar aumento de temperatura.
- O processo ocorre totalmente em meio HNO_3 (concentração máxima = 2,0 M).
- O reator tem um sistema de agitação para homogeneizar a mistura, líquido e sólido, mantida a 250 rpm.
- O reator contém um sistema de coleta de gases, usado para avaliar a quantidade de gases nitrosos eliminados no processo.
- Faz-se filtração a temperatura ambiente, sob vácuo constante de 400 mmHg.
- Será processado em cada experimento a dissolução de 600g de escória.

Projeto Conceitual. O processo tem duas fases básicas: dissolução e filtração. Na dissolução o reator de PVC possui forma cilíndrica e contém quatro bocais no topo; no do centro coloca-se a haste do agitador para homogeneizar o sistema; os outros são para alimentação da escória e do HNO_3 , para o controle da temperatura, e para a coleta de gases por motivo de segurança.

O sistema de filtração compõe de um filtro de inox com capacidade para receber todo o material, e de um kitasato, contendo um válvula na parte inferior para retirada do filtrado, conectado a um sistema de vácuo controlado por manômetro e válvula de alívio.

Resultados

Dissolução do Urânio. Nesta fase do processo fez-se a dissolução em de 3, 6 e 9 horas [4], obtendo-se os seguintes rendimentos.

Dados tomados como base [5]:

Massa da escória	600 g
Concentração de HNO_3	cerca de 2 M
Relação Líquido/sólido	2,62 L/kg
Temperatura	± 40 °C
Rotação do agitador	250 rpm

Tabela 1 Rendimentos da dissolução

Rendimentos da dissolução nos tempos 3, 6 e 9 horas						
	E13	E23	E16	E26	E19	E29
m _{U inicial} (g)	52,20	52,20	52,20	52,20	52,20	52,20
m _{U recuperado} (g)	52,17	45,71	44,21	43,20	47,17	46,14
η (%)	99,94	87,50	84,69	83,72	90,37	88,38

$$\eta = \frac{m_{U \text{ recuperado}}}{m_{U \text{ inicial}}} \times 100$$

Filtração da mistura. Levando-se em conta os tempos de dissolução de 3, 6 e 9 horas observou-se o comportamento da filtração (tabela 2).

Dados tomados como base:

Temperatura t ambiente
Vácuo ± 400 mmHg

Tabela 2 Volume filtrado em função do tempo

Filtração da dissolução nos tempos 3, 6 e 9 horas						
	E13	E23	E16	E26	E19	E29
V _{filtrado} (ml)	1593	1489	1486	1469	1456	1474
t _{filtração} (min)	110	90	80	90	80	70

CONCLUSÃO

Os experimentos realizados no ano de 1993 provaram a viabilidade da recuperação de urânio das escórias, provenientes da produção do urânio metálico, por lixiviação nítrica (tabela 1).

Com os resultados obtidos nos experimentos não foi possível definir o melhor rendimento em função do tempo. Contudo é necessário continuar os estudos para definir o comportamento em função do tempo e outros parâmetros importantes, como temperatura de dissolução e filtração, concentração de ácido nítrico, relação líquido/sólido e a rotação do agitador.

REFERÊNCIAS

- [1] RUI MARQUES DE LIMA, "Relatório MU - n° 04/92", CNEN-SP IPEN.
- [2] HARRINGTON, C. D. & RUEHLE, E., "Uranium Production", New Jersey, Van Nostrand 1969
- [3] SHEIDLER, T. P. ; KISPERT, R. C. ; SAMERHAND, S. A. ; LEIST, N. R. "The recovery of uranium from magnesium fluoride slag via a low temperature nitric acid leaching process" NLCO. 920 - Summary Technical Report. April - J, 1964 pag. 63 -70.
- [4] OTERO, A. R. ; VLASECA, F. R. ; CALVO, G. M. ; MENÉNDEZ, J. M. "Disolución de uranio en escorias de calcioterma y magnesioterma", Junta de Energia Nuclear, Madrid 1976, J.E.N. 348.
- [5] OTERO, A. R. ; CALVO, G. M. ; MENÉNDEZ, J. M. "Recuperación de uranio en escorias de calcioterma y magnesioterma", Energia Nuclear, 21 (108) 268 - 279, 1977.

ABSTRACT

The procedure is presenting for uranium recovery from slags, proceeding from the metallic uranium production, is described. The method beginning with the uranium dissolution in a nitric solution in a PVC reactor. Then the solution is filtered under vacuum for the separation of the uranyl nitrate from the insoluble the magnesium fluoride and the graphite. The objective this report of this study is the selective dissolution and filtration conditions and the uranium characteristics. Data will be employed in the elaboration of a scheme plan of a pilot unity, with capacity to recover 100 Kg U/h.