

DESENVOLVIMENTO DE UM MÉTODO DE PRODUÇÃO DE ^{131}I PELA TÉCNICA DE DESTILAÇÃO A SECO DO ÓXIDO DE TELÚRIO IRRADIADO

Luís Alberto P. Dias, Wagner Nieto, João Alberto Osso Jr.

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN/CNEN-SP
Caixa Postal 11049
05422-970, São Paulo/SP, Brasil.

RESUMO

O objetivo deste trabalho é o estudo e o desenvolvimento de um novo método de processamento de ^{131}I a partir da irradiação de alvos de óxido de telúrio no reator IEA-R1 do IPEN/CNEN/SP. A implantação deste método busca garantir o abastecimento nacional do radioisótopo, atendendo o crescimento da demanda e atualizando a capacidade tecnológica do Brasil nesta área de desenvolvimento. O método de separação consiste em destilar o ^{131}I por via seca de um alvo de óxido de telúrio e recolhê-lo em uma solução de hidróxido de sódio, não ocorrendo assim a formação de quantidades elevadas de rejeitos líquidos, o que ocorre com os métodos de processamento por via úmida. Este trabalho mostra os resultados obtidos durante os estudos preliminares, que confirmam o bom desempenho do método e a boa qualidade do ^{131}I .

Palavras-chaves: óxido de telúrio, destilação, ^{131}I , produção de radioisótopos.

I. INTRODUÇÃO

O uso de material radioativo produzido no Brasil iniciou-se em 1959, quando o reator de pesquisa IEA-R1 tipo piscina tornou-se crítico. Em 1959 houve o interesse no uso destes materiais pela classe médica para diagnosticar pacientes com Policitemia Vera. Na medicina atual existe uma área especializada em utilizar radioisótopos em diagnóstico e terapia, em exames não invasivos, esta é chamada de Medicina Nuclear. Esta especialidade da medicina tem demonstrado um grande interesse pelos radioisótopos tornando possível assim um avanço tecnológico na preservação da vida humana. Dentre os radioisótopos amplamente utilizados atualmente no país pode-se citar: ^{18}F , ^{32}P , ^{51}Cr , ^{67}Ga , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{123}I , ^{131}I , ^{201}Tl , além de outros que ainda estão sendo pesquisados. [1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8]

Estes elementos podem ser administrados aos paciente tanto na forma natural de obtenção como também em forma de fármacos marcados por métodos diversos e específicos para cada radioisótopo. A utilização pelo paciente pode ser via oral ou intravenosa, dependendo do material, sendo que cada um dos mesmos localizam-se preferencialmente em determinados órgãos do corpo humano. Entre os radioisótopos em uso no Brasil atualmente está o ^{131}I que é um dos mais importantes,

utilizado inicialmente no diagnóstico da Policitemia Vera e agora também para o diagnóstico e tratamento terapêutico de distúrbios funcionais da tireóide e outros estudos tais como: estudos de função hepática, renal, córtex suprarrenal, cintilografias de medula e pulmonar, neuroblastomas dentre outros. A sua utilização se deve em princípio a suas características físicas de decaimento que permitem seu uso na área da medicina nuclear. Estas características são:

- Decai por emissão - β^- que é ideal para terapia;
- Emissão de raio - γ de 364 keV que é atenuado através de colimadores para uso em diagnóstico;
- $T_{1/2}$ de 8,04 dias, indicado para terapia.

O Centro de Radiofarmácia do IPEN/CNEN/SP, funciona como um produtor e distribuidor de radioisótopos no Brasil, sendo que alguns destes mesmos materiais são produzidos no próprio instituto e outros são importados e redistribuídos pelo país para os hospitais e clínicas. O ^{131}I durante alguns anos foi produzido no centro de Radiofarmácia através da irradiação de telúrio elementar no reator IEA-R1 e em seguida processado utilizando a técnica de destilação via úmida. Com o crescimento do interesse da medicina nuclear por este radioisótopo ocorreu um aumento da demanda semanal

que fez com que o instituto complementasse a mesma com a importação de material.

II. PARTE EXPERIMENTAL

Preparação de alvos

Foram preparados alvos nas formas de pó de óxido de telúrio, pastilhas prensadas em prensa axial e hidroestática e sinterizados a pressão ambiente e em vácuo. Nos alvos prensados não se adicionou nenhum aglutinante para não ocorrer a contaminação do material e a temperatura de sinterização foi de 700-750°C.

Irradiações

Todas as irradiações foram realizadas no reator IEA-RI, do IPEN/CNEN/SP, na potência de 2MW. Todos os alvos foram irradiados utilizando cápsulas de alumínio, com tempos de irradiação diferentes sob um mesmo fluxo de neutrons, afim de verificar o rendimento obtido para as diferentes formas de alvo segundo suas massas.

Montagem da cela de processamento

A cela de produção do ^{131}I através da destilação por via seca está localizada no Centro de Radiofarmácia no IPEN/CNEN/SP. A mesma está equipada com sistemas de refrigeração, de coleta de rejeitos sólidos e líquidos, cortador de cápsulas de alumínio, "traps" de absorção de ^{131}I com solução de hidróxido de sódio e uma câmara de expansão com aquecimento para retenção do telúrio, filtro com carvão ativo, forno resistivo e sistema de destilação em quartzo.

Medida da ativação total

Para as medidas das atividades iniciais e finais após destilação, foi utilizado um calibrador de dose, modelo CRC - 35R da Capintec, com câmara de ionização e módulo de observação remoto na posição ^{131}I .

Espectroscopia - γ

As amostras foram analisadas no detector de Germânio (HP), modelo GX1518 da Canberra, acoplado a um sistema de aquisição e tratamento de dados via microcomputador com o programa GENIE - PC, a fim de medir a pureza radionuclídica das amostras, tais como: $^{123\text{m}}\text{Te}$, ^{127}Te , $^{129\text{m}}\text{Te}$, e outros.

Destilação

Os alvos após irradiação foram medidos e em seguida destilados utilizando um arraste com O_2 , por um

período de 90 minutos a temperatura de 760 °C, sendo absorvido nos "traps" em solução de hidróxido de sódio. O primeiro "trap" por sua vez possui sistema de refrigeração para aumentar a absorção do ^{131}I nesta solução. Após a destilação as soluções de hidróxido de sódio dos "traps" foram recolhidas em frascos de vidro e medida a atividade total destes, no calibrador de dose e a seguir foram retiradas amostras com baixas atividades para medida e análise por espectroscopia - γ .

III. RESULTADOS E DISCUSSÃO

Alvos

Entre as formas de alvos investigadas a que melhor resultado apresentou foi o alvo sinterizado a 700 °C em vácuo por 90 minutos. O alvo foi sinterizado num tubo de quartzo a partir do óxido de telúrio em pó. Após sinterização o material apresenta uma cor levemente esverdeada, sem aspecto vítreo e de fácil remoção do tubo permitindo assim sua utilização na forma de uma barra ou granulado manualmente. A porcentagem de perda de massa do material após sinterização é de 1%.

Irradiação dos Alvos de TeO_2

A Tabela 1 (APÊNDICE) mostra os dados obtidos nas medidas realizadas com amostras dos alvos irradiados antes da destilação, por espectroscopia- γ e atividade total no calibrador de doses Capintec assim como em amostras das soluções de hidróxido de sódio. As impurezas radionuclídicas detetadas nas amostras do TeO_2 irradiado antes da destilação foram principalmente: $^{123\text{m}}\text{Te}$, ^{127}Te , $^{129\text{m}}\text{Te}$, porém, estas não são apresentadas nas amostras das soluções de hidróxido de sódio medidas por espectroscopia - γ .

A análise química utilizando a técnica de "spot tests" indica que não há presença de telúrio nas amostras de hidróxido de sódio provenientes do material destilado e pela análise radioquímica a porcentagem de ^{131}I na forma de iodeto é de 99%.

IV. CONCLUSÕES

Os resultados obtidos nos testes preliminares e demonstrados na Tabela 1 (APÊNDICE) mostram que é possível produzir-se o ^{131}I através da técnica de destilação por via seca, obtendo um produto livre de impurezas e com alta atividade específica. Por outro lado, a quantidade de rejeito sólido gerado por produção é muito baixa o que elimina problemas futuros como o de estocagem de rejeitos.

REFERÊNCIAS

- [1] C. P. Gonçalves., V. M. Ramaniah , **Preparação do ^{131}I a partir do Telúrio Elementar Irradiado**, IEA (1965)-SR-110.
- [2] **Preparação de Radioisótopos par uso em Medicina Nuclear no IPEN/CNEN/SP**; PROCEEDINGS XI-SIMPÓSIO ANUAL DA ACADÊMIA DE CIÊNCIAS DO ESTADO DE SÃO PAULO, v. 1, p. 358 (1986).
- [3] R. V. Mondine, R. O. Marquês; **Separacion de Yodo-131 del Molibdênio-99 y Rutênio-193**, ANAIS DA XIII REUNIÃO CIENTÍFICA (1985)), p. 325-329.
- [4] K. Bonza, E. Hallaba, **Modified Method for the Production of Iodine-131**; Isotopenpraxis 11, Jahrgang v. 8, p. 284-286 (1975).
- [5] G. Toth, L. Repas, G. Fabian.; **Dry Distillation Separation of Carrier-free ^{131}I from Reactor Irradiated**; Appl. Radiat. Isot. v. 26(12), p. 781-782, 1975.
- [6] E. Shikata, H. Amano, **Novel Method of Producing Radioactive Iodine**, US Patent Document 3.988.691/A, 1976.
- [7] E. Shikata, **New Target Material for the Production of ^{131}I** , J. of Nucl. Scien., Techn., v. 7 p. 481-483, 1976.
- [8] Merced P. G. O, **Diseno y Construcion de un Prototipo para la Destilacion de ^{131}I por Via Seca**, Tese de Mestrado, 1993.

ABSTRACT

The objective of this work is to develop and study a new processing method of ^{131}I from irradiated targets of tellurium oxide at the IEA-R1 reactor from IPEN/CNEN/SP. The implementation of this method aims to assure the national distribution of this isotope, meeting the increasing market and updating the Brazilian technological capability in this developing area.

The separation method consists of the distillation of ^{131}I from a tellurium oxide target, collecting it onto a sodium hydroxide solution, not leading to high amounts of liquid waste, what usually occurs in wet distillation procedures.

This work shows the results of the preliminary studies, that show the good quality of the method and of the ^{131}I produced.

APÊNDICE

TABELA 1. Resultados das destilações

EXPERI- MENTO	MASSA (g)	¹³¹ I (mCi) CAPINTEC	¹³¹ I (mCi) CORRIGIDO CAPINTEC	¹³¹ I (mCi) DESTILADO	RENDIMENTO CAPINTEC %	RENDIMENTO CAPINTEC CORRIGIDO %
1	30	70,00	39,00	12,00	17,00	30,76
2	30	107,00	60,84	33,00	31,00	54,24
3	30	113,00	64,25	50,50	45,00	78,59
4	20	51,90	29,51	15,96	31,00	54,08
4+F2*	20	-----	-----	17,18	33,00	58,21
5	20	82,90	47,14	36,30	44,00	77,00
5+F2*	20	-----	-----	40,47	49,00	85,85
6	38,62	153,40	87,09	25,00 + 19,00	28,68	50,52
7	36,87	82,50	46,91	45,23 + 1,86	57,07	100,00
MÉDIA	-----	-----	-----	-----	37,30	65,47

* Soluções de NaI obtidos a partir da destilação dos alvos irradiados.