

**PRODUÇÃO DE RADIOISÓTOPOS NA DIVISÃO DE
RADIOQUÍMICA DO INSTITUTO DE
ENERGIA ATÔMICA**

CONSTÂNCIA PAGANO GONÇALVES DA SILVA

PUBLICAÇÃO IEA N.º 159
Junho — 1968

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
Caixa Postal 11049 (Pinheiros)
CIDADE UNIVERSITÁRIA "ARMANDO DE SALLES OLIVEIRA"
SÃO PAULO — BRASIL



PRODUÇÃO DE RADIOISÓTOPOS NA DIVISÃO DE RADIOQUÍMICA
DO INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA*

Constância Pagano Gonçalves da Silva

Divisão de Radioquímica
Instituto de Energia Atômica
São Paulo - Brasil

Publicação IEA nº 159

Junho - 1968

* Apresentado na II CONFERÊNCIA INTERAMERICANA DE RADIOQUÍMICA, promovida pela Comissão Interamericana de Energia Nuclear e Comissão de Energia Nuclear do México, México D.F., de 22 a 25 de abril de 1968.

Comissão Nacional de Energia Nuclear

Presidente: Prof. Uriel da Costa Ribeiro

Universidade de São Paulo

Reitor: Prof. Dr. Luis Antonio da Gama e Silva

Instituto de Energia Atômica

Diretor: Prof. Rômulo Ribeiro Pieroni

Conselho Técnico-Científico de IEA

Prof. Dr. José Moura Gonçalves	}	pela USP
Prof. Dr. José Augusto Martins		
Prof. Dr. Rui Ribeiro Franco		pela CNEN
Prof. Dr. Theodoro H.L. de Arruda Souto		

Divisões Didático-Científicas

Divisão de Física Nuclear -

Chefe: Prof. Dr. Marcello D.S. Santos

Divisão de Radioquímica -

Chefe: Prof. Dr. Fausto Walter de Lima

Divisão de Radiobiologia -

Chefe: Prof. Dr. Rômulo Ribeiro Pieroni

Divisão de Metalurgia Nuclear -

Chefe: Prof. Dr. Tharcísio D. S. Santos

Divisão de Engenharia Químico -

Chefe: Lic. Alcídio Abrão

Divisão de Engenharia Nuclear -

Chefe: Eng^o Pedro Bento de Camargo

Divisão de Operação e Manutenção de Reatores -

Chefe: Eng^o Azor Camargo Pentesco Filho

Divisão de Física de Reatores -

Chefe: Prof. Paulo Sarsilva de Toledo

Divisão de Ensino e Formação

Chefe: Prof. Rui Ribeiro Franco

PRODUÇÃO DE RADIOISÓTOPOS NA DIVISÃO DE RADIOQUÍMICA
DO INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA*

Constância Pagano Gonçalves da Silva

SUMÁRIO

O presente trabalho, constituindo seqüência ao trabalho mencionado na referência 7, examina os aspectos relativos ao desenvolvimento das pesquisas que puderam levar ao atual estágio de produção de radioelementos, na Divisão de Radioquímica do Instituto de Energia Atômica. São feitas considerações que mostram a razão de escolha dos isótopos atualmente produzidos e distribuídos. As características do material distribuído como, por exemplo, grau de pureza são discutidas.

INTRODUÇÃO

Apesar de dificuldades inerentes à produção de radioisótopos num reator de pesquisas, tais como: operações descontínuas tornando difícil a obtenção de altas atividades específicas de alguns elementos e impossibilidade de produzir todos os radioisótopos como por exemplo cobalto-60 para cobaltoterapia e carbono-14, vantagens há que nos permitem organizar um plano para produção local de certos radioisótopos. A não interferência da produção como a operação e outros usos do reator de pesquisas, a facilidade para o atendimento de demandas e, ainda mais, o problema das distâncias que separam nosso país dos centros produtores, quer europeus, quer norte americanos são fatores que nos levaram a considerar uma produção local de radioisótopos. A distância dos centros produtores dificulta, tornando dispendiosa e inconvenien-

* Apresentado na II CONFERENCIA INTERAMERICANA DE RADIOQUÍMICA, promovida pelas Comissão Interamericana de Energia Nuclear e Comissão de Energia Nuclear do México, México D.F., de 22 a 25 de abril de 1968.

te a importação de isótopos de meia-vida curta. Esses isótopos que são constantemente utilizados em pesquisas de laboratório, se importados, dificilmente chegariam em um período inferior a 72 horas devido às dificuldades e entraves burocráticos aduaneiros, prejudicando assim o bom andamento dos trabalhos científicos. Além disso, a produção local constitui um bom treino para pesquisadores, é um estímulo para outras atividades de pesquisa e incentiva os interessados em aplicação de radioisótopos na utilização de um número cada vez mais crescente dos mesmos.

A independência de fornecedores estrangeiros, prestígio científico, existência de um reator de pesquisas com fluxos de nêutrons de 10^{12} a 10^{13} nêutrons/cm²seg. fazem com que a produção local seja considerada bastante útil.

HISTÓRICO

A crescente utilização de radioisótopos, quer na pesquisa como em aplicações técnicas (médicas, agricultura etc.) e a disponibilidade de um reator de pesquisa em São Paulo fizeram com que se incluísse nos planos de trabalho da Divisão de Radioquímica do I.E.A., desde 1959, a formação de um grupo que se encarregasse de desenvolver a produção de radioisótopos que exigem tratamento químico para sua utilização.

Para tanto, dentro da Divisão de Radioquímica, isolou-se uma área em que se pudesse trabalhar com substâncias radioativas em níveis mais altos do que aqueles utilizados em laboratórios químicos normais. Esta área foi separada em zonas, uma destinada ao estudo dos métodos de produção de radioisótopos, outra destinada à instalação das células adequadas para o processamento químico do material irradiado e uma terceira zona para medida e embalagem das substâncias radioativas.

Na zona destinada ao processamento químico de substâncias irradiadas foram instaladas células que preenchessem os requi

sitos necessários para manipulação de tais substâncias e que oferecessem segurança ao operador.

Estas células quando se destinam à manipulação de emissores β , foram blindadas com uma parede de lucite; para manipulação de emissores γ as células são recobertas por tijolos de chumbo de 5 ou 10 cm. As células são dotadas de sistemas de ventilação e constituídos por aspiradores e filtros mantendo uma depressão no interior das mesmas.

DISPOSITIVOS DE IRRADIAÇÃO

O reator IEA-R₁, de São Paulo, reator tipo piscina cuja potência máxima é de 5 Mw, ficou crítico pela primeira vez em setembro de 1957.

A irradiação de material para produção de radioisótopos foi iniciada em 1959. As amostras eram irradiadas num elemento EIS, constituído por uma caixa de alumínio de dimensões externas idênticas a um elemento combustível e colocado próximo ao núcleo.

Atualmente a irradiação de material para produção de radioisótopos é feita no interior de elementos de irradiação colocados em posição próxima ao núcleo ou afastados do mesmo. Além das posições acima mencionadas existem tubos de irradiação que são colocados em posições afastadas do núcleo e que possuem a vantagem de não conter água em seu interior.

O reator possui ainda tubos pneumáticos e canais horizontais mas que não são utilizados para produção de radioisótopos.

PRODUÇÃO DE ^{131}I , ^{32}P , ^{198}Au COLOIDAL E ^{51}Cr

Em 1959 a aplicação de radioisótopos era pouco desenvolvida, havendo interesse apenas em medicina no estudo do diagnóstico da função tireoidiana com ^{131}I . Apesar do reator existente ser reator de pesquisas, com frequentes "shut-downs", períodos de opera-

ção em baixa potência, conseguiu-se iniciar a produção de ^{131}I de maneira a atender às necessidades médicas do momento. Assim é que no ano de 1959, o ^{131}I foi produzido por irradiação semanal de 10 g de ácido telúrico (preparado em laboratório), a um fluxo de 10^{11} nêutrons/cm²seg durante 3 horas. A atividade total produzida nesse ano foi de 10 mCi.

Já em 1960, como a potência do Reator foi elevada a 1Mw e devido a maior demanda de ^{131}I , passou-se à irradiação semanal de 20 g de ácido telúrico BDH durante 3-4 h. A atividade total obtida nesse ano foi de 98 mCi.

A partir de 1961, com a sempre crescente demanda de ... ^{131}I e por interesse de outros trabalhos de Física Nuclear, a potência foi elevada para 2 Mw passando-se à irradiação de 100 g de ácido telúrico. Entretanto com fluxos de 10^{13} nêutrons/cm²seg ou mais, o problema de "nuclear heating" foi significativo, causando modificação do ácido telúrico tornando impossível a utilização deste para a preparação do ^{131}I . Devido a esse fato, passou-se a irradiar o ácido telúrico em solução que, apesar de não ser uma condição ideal devido às dificuldades técnicas de manuseio com grandes volumes, foi com que pudemos atender à sempre crescente demanda de médicos (Tab. 1). Esta situação continuou até início de 1967 quando se substituiu o ácido telúrico por telúrio elementar, dissolvendo-se este, após irradiação, em sôda e água oxigenada (1). O telúrio elementar é vantajoso pois pode ser irradiado em fluxos elevados e por longo tempo sem que sofra qualquer alteração.

Presentemente, irradiam-se 50 g de telúrio elementar a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm²seg durante 72 horas (3 semanas) sendo 24 horas semanais num período de 8 horas diárias, obtendo-se desta maneira 900 - 1000mCi de ^{131}I .

Em 1960 devido ao interesse de alguns pesquisadores na utilização do ^{32}P em agricultura iniciaram-se experiências no sentido de preparação do mesmo a partir do sulfato de magnésio irra-

diado (2). Esse método provou ser satisfatório para as necessidades do momento e constituiu o processo rotineiro de obtenção de ^{32}P a partir de 100 g de sulfato de magnésio irradiado a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm² seg durante 16 horas.

Esta situação continuou até início de 1966 quando devido à necessidade de se aumentar a produção passou-se à irradiação da mesma massa de sulfato de magnésio durante 24 horas. Com este tempo de irradiação, ao se neutralizar com soda a solução final obtida de ácido fosfórico aparecia um precipitado branco que foi posteriormente verificado ser de enxofre coloidal. A fim de sanar esta dificuldade a atender os usuários de ^{32}P passou-se a preparar o mesmo por irradiação de enxofre em pó (3). Atualmente, irradiam-se 25 g de enxofre durante 48 horas (2 semanas) num período de 24 horas semanais, 8 horas diárias, a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm² seg obtendo-se cerca de 120 mCi de ^{32}P .

Em princípios de 1963 houve interesse, por parte de médicos, na utilização de ouro coloidal para tratamento de tumores intracavitários.

Para a preparação de ouro coloidal utiliza-se o método de Henry (4) ligeiramente modificado, que se baseia no crescimento de um colóide de tamanho pequeno, não radioativo (germen), a partir de uma solução de cloroaurato de sódio. As características do colóide para terapêutica são:

pH	=	5-6
concentração radioativa	=	30 mCi/ml
3-4 mg de ouro/ml		
tamanho partículas	300	\pm 50 Å
conteúdo em ouro iônico	<	2%

No ano de 1964 iniciaram-se experiências no sentido de se obter ^{51}Cr pelo processo de Szilard-Chalmers. Foi escolhido como alvo de irradiação o cromato de potássio. O método que se utili

za é o de Douis e Valade (5) que consiste na adsorção de $\text{Cr}(\text{OH})_3$ em placa porosa. A situação atual consiste em se irradiar 30 g de cromato de potássio durante 72 horas (3 semanas) 24 horas semanais, 8 horas diárias obtendo-se desta maneira uma atividade específica de 10-20 mCi/mg de cromo.

PRODUTOS DE FISSÃO

A fim de se atender à algumas Divisões do Instituto, iniciaram-se em janeiro de 1964, estudos no sentido de se separar os produtos de fissão quando se irradia óxido de urânio U_3O_8 .

Primeiramente irradiaram-se de 1 a 5 g de U_3O_8 em pó durante 1 hora a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm²seg com a finalidade de separar, pela adição de carregadores, principalmente os produtos de fissão de meia-vida curta.

No segundo semestre de 1964 irradiaram-se pastilhas de U_3O_8 de 5 g cada durante 8 horas a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm²seg a fim de separar, por meio de resinas (6), os isótopos de meia-vida longa. Além da irradiação de pastilhas de U_3O_8 e dissolução dessas para utilização direta na separação dos produtos de fissão de meia-vida longa, usaram-se também resíduos de processamento do ^{132}I .

Em fins de 1965 foi instalada uma célula de processamento adequada para os trabalhos em produtos de fissão e as primeiras separações foram feitas com resíduos de processamentos de ^{132}I .

Últimamente processaram-se amostras de 5 g de U_3O_8 irradiadas em 100 horas (24 horas semanais, 8 horas por dia) a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm²seg e resfriadas durante 3 anos com a finalidade de, principalmente separar ^{137}Cs para preparo de fontes com aproximadamente 0,5 µCi cada uma.

No momento dispomos de 200 g de U_3O_8 que foram irradiada

das durante 200 horas interruptas (24 horas semanais, 8 horas diárias) a um fluxo de 10^{13} nêutrons/cm²seg para separação do ^{137}Cs e grupo das terras raras. A separação das terras raras, individualmente, constituirá objeto de estudo em futuro próximo.

Os métodos gerais de produção (processamento) atualmente adotados no IEA, quer para radionuclídeos produtos de fissão quer para os demais, estão descritos no trabalho mencionado na Referência 7.

MOLÉCULAS MARCADAS

A Divisão de Radiobiologia utiliza o ^{131}I para marcação de moléculas tais como: hipuran, rosa bengala, soroalbumina, ácido oleico, trioleína e lipiodol, macroagregados de soroalbumina e, o ^{51}Cr para marcação de soroalbumina.

OUTROS RADIOISÓTOPOS

Além dos radioisótopos acima citados, outros são produzidos em escala menor, tais como ^{24}Na , ^{35}S , ^{82}Br e ^{42}K . A preparação destes é feita sob demanda sendo que até o momento as atividades utilizadas são ainda pequenas (Tab. 1).

O ^{24}Na e ^{42}K são obtidos como solução de cloretos isotônicos e após irradiação dos respectivos carbonatos. O ^{82}Br é fornecido como brometo de sódio após irradiação do brometo de amônio. Para obtenção do ^{35}S utiliza-se o cloreto de potássio irradiado.

Pequenas quantidades (até 2 mCi) de ^{132}I foram preparadas apenas para testes na Divisão de Radiobiologia do IEA.

CONTRÔLE DE PUREZA

(a) - Pureza Radioativa

As impurezas radioativas podem aparecer durante a irra-

dição do alvo por meio de outras reações nucleares além daquela responsável pela formação do produto principal ou por reações nucleares sobre as impurezas químicas do alvo. As impurezas resultantes desses casos podem ser estimadas a partir de constantes nucleares, das condições de irradiação e do conhecimento da pureza química do alvo.

Quando as impurezas são gama-emissores, podem ser determinadas por γ -espectrometria. Este método entretanto não é bastante satisfatório pois só apresenta bons resultados quando as energias gama das impurezas são suficientemente diferentes das energias gama do produto principal. Esse método ainda apresenta outras limitações sendo que a determinação do telúrio em iodo, por exemplo, só pode ser feita por γ -espectrometria se estiver presente em quantidades maiores que 5%. Nesse modo, para essa determinação, faz-se uma separação química dos isótopos adicionando, ao produto final, carregadores de telúrio e iodo; acertam-se as condições para que o meio seja 0.2M em ácido clorídrico adiciona-se água oxigenada e extrai-se o iodo em TBP em varsol. A camada aquosa que conteria o possível telúrio é evaporada e levada ao γ -espectrômetro.

A determinação de impurezas pelo método de absorção em alumínio é somente aplicada quando a energia das partículas beta da impureza for maior que a do radioisótopo principal.

A presença de impurezas de meia-vida longa em radioisótopos de meia-vida curta podem ser determinadas, quando o tempo permite, se bem que não constitui um método rotineiro, por meio de curvas de decaimento. Por exemplo: determinação de ^{131}I em ^{132}I .

O método mais eficiente e mais utilizado para a determinação de impurezas radioativas é aquele da separação química usando carregadores apropriados, seguida pela medida da atividade das frações separadas. Outro método bastante usado é o da eletroforese em papel como, por exemplo, para a determinação do ^{32}P em ^{35}S .

(b) - Pureza Radioquímica

As impurezas radioquímicas se formam durante o processo de produção ou durante a estocagem do produto pela decomposição devido à radiação do produto.

Pelo fato das impurezas radioquímicas estarem presentes em quantidades bastante pequenas, os métodos utilizados para sua determinação devem ser bem sensíveis. Para tanto utilizam-se a cromatografia em papel ou eletroforese em papel.

Assim, separam-se fosfatos de pirofosfatos, estes últimos eventualmente presentes se na evaporação da solução de ^{32}P , livre de carregador, a temperatura do solvente estiver muito alta e se a solução não for bastante ácida. Soluções de ^{131}I podem conter iodato, pois que iodetos são oxidados pelo oxigênio da atmosfera especialmente em meio alcalino. Se a solução de iodeto não contiver agente redutor, a formação de iodato é bastante favorecida.

Ouro iônico no ouro coloidal é determinado por cromatografia em papel. A presença de cromo III em cromo é também verificada pelo mesmo método.

ENSAIOS BIOLÓGICOS

Os radioisótopos injetáveis estão sujeitos às mesmas exigências estabelecidas por farmacopéias como qualquer produto injetável, entre as quais se enquadram as provas de pirogênio e esterilidade. Essas provas entretanto, requerem grande quantidade de material e muitos dias para que se completem; por exemplo, uma prova de esterilidade dura 7 dias. Para os compostos medicinais radioativos torna-se impossível a realização das provas acima pois que em geral, são compostos de meia-vida curta, o que nos obrigaria a produzir atividades mais elevadas do que as necessárias com consequente aumento nos preços e dificuldades de manuseio. Assim, uma autoclavagem durante meia hora a 120°C tem provado ser suficiente pa-

ra utilização dos radioisótopos para fins medicinais.

É importante realizar testes de pirogênios e esterilidade na água destilada e nas soluções usadas durante o processamento químico de radioisótopos.

Na reunião realizada em Bogotá - dezembro de 1961 - "Study Group Meeting on Utilization of Research Reactors" foi bastante discutido o problema do controle biológico. Foi mencionado que em geral o que se adota é a realização de testes durante a montagem da linha de processamento até o completo "mis-au-point" da técnica.

No material radioativo são feitas provas não em todas as preparações mas de tempos em tempos a fim de verificar se o mesmo continua a preencher os requisitos necessários para sua utilização em medicina.

OUTRAS DETERMINAÇÕES

A fim de se conhecer a atividade específica de um isótopo separado é necessário determinar o conteúdo de radioisótopo mais o carregador. Assim é que para a determinação do cromo nas soluções de cromato utiliza-se o método colorimétrico.

A determinação do tamanho de partículas nas soluções coloidais radioativas é feita por microscopia eletrônica.

MEDIDA DE RADIOISÓTOPOS

As medidas de quase todos os radioisótopos produzidos é feita não por métodos absolutos mas sim por processos "relativos" nos quais são utilizados aparelhos previamente calibrados para um determinado isótopo usando fonte padrão. Por esse método, num aparelho "Source-Calibrator" - Tracerlab - SA-16, são medidas as atividades das soluções de ^{131}I , ^{24}Na e ^{198}Au Coloidal.

Para a medida de ^{32}P foi construído gráfico onde na abscissa são colocadas leituras de soluções (25 ml) feitas no "Source-Calibrator" na posição do ^{131}I e na ordenada são postas as atividades das mesmas soluções medidas num contador de geometria definida. Assim as soluções de ^{32}P preparadas são levadas ao "Source-Calibrator", faz-se leitura na posição do ^{131}I , e transportando-se para o gráfico tem-se a atividade em mCi do ^{32}P . (fig.1)

Para medidas de radioisótopos que não constam do "Source-Calibrator", escolhe-se um constante no "Source" e cuja energia média dos raios gama seja aproximadamente igual ao do radioisótopo a medir. Dessa maneira a absorção dos raios gama na câmara do "Source" é quase a mesma para os dois radioisótopos.

A medida da atividade é feita através da determinação da corrente de ionização no volume útil da câmara do "Source". Esta corrente é proporcional à constante específica de radiação gama que caracteriza o radioisótopo e é medida em contagem por hora e por mCi a 1 cm de distância.

$$\overline{I} = 1,5 \times 10^5 \text{ E. } \mu \cdot \%$$

$$\overline{I} = \text{cte específica de radiação gama}$$

onde

E = energia dos raios gama

μ = coef. de absorção no ar (para uma determinada energia dos raios gama)

% = porcentagem da energia.

Dessa maneira determina-se a atividade de soluções de ^{51}Cr por meio da leitura da escala do ^{131}I pois que:

$$\begin{array}{cc} ^{131}\text{I} & ^{51}\text{Cr} \\ \gamma, (\text{energia média}) = 0.385 \text{ MeV} & \gamma, 0.325 \text{ MeV} \end{array}$$

$$\overline{I}^{51}_{Cr} = 0,18 \text{ r/h mCi a 1 cm.}$$

$$\overline{I}^{131}_{I} = 2,18 \text{ r/h mCi a 1 cm.}$$

$$\frac{\text{Atividade } ^{51}_{Cr}}{\text{Atividade } ^{131}_{I}} = \frac{\overline{I}^{131}_{I}}{\overline{I}^{51}_{Cr}}$$

$$\text{Atividade } ^{51}_{Cr} = \frac{\overline{I}^{131}_{I}}{\overline{I}^{51}_{Cr}} \times \text{atividade } ^{131}_{I}$$

$$\text{Atividade } ^{51}_{Cr} = 12,1 \times \text{Atividade } ^{131}_{I}$$

São igualmente determinadas as atividades do $^{82}_{Br}$ do $^{42}_{K}$ por comparação com o $^{132}_{I}$ e $^{60}_{Co}$, respectivamente.

Atividades das amostras de $^{35}_{S}$ são medidas utilizando fontes de referência preparadas pela Divisão de Física Nuclear - Laboratório de Metrologia Nuclear.

DISTRIBUIÇÃO DE RADIOISÓTOPOS

Se bem que alguns radioisótopos tais como $^{203}_{Hg}$, $^{125}_{I}$, $^{59}_{Fe}$, vitamina B_{12} - marcada com $^{57}_{Co}$, ainda são importados, a produção de São Paulo tem sido suficiente para atender Instituições governamentais do país bem como médicos particulares e pesquisadores em geral. Outros países como o Paraguai que recebe $^{131}_{I}$ quinzenalmente, e a Bolívia também têm se beneficiado com a produção de São Paulo.

Em território nacional os grandes consumidores de radio

isótopos produzidos são as Instituições hospitalares seguidas pelas Universidades, Instituições de pesquisa e médicos particulares.

Pela tabela I verifica-se que os radioisótopos mais populares são os ^{131}I , ^{198}Au e ^{32}P que são usados principalmente para fins medicinais; seguem-se os ^{51}Cr , ^{24}Na , ^{35}S , ^{82}Br e ^{42}K empregados quer em medicina, quer em pesquisas biológicas.

PROGRAMAS FUTUROS

Já existe no IEA um projeto para construção de um prédio destinado ao processamento químico de radioisótopos. Neste prédio há uma zona destinada à montagem de células fortemente blindadas que nos permitirão o trabalho com atividades bastante elevadas.

O desenvolvimento na produção será condicionado aos tópicos seguintes:

- (a) - Ao aumento no número de utilizadores sobretudo no campo da Medicina e na Pesquisa;
- (b) - Ao progresso das atividades dos utilizadores atuais;
- (c) - Ao aumento na potência do Reator IEA-R₁ que passará a 10 MeW.

Comparando-se os dados de produção e consumo atual como por exemplo no ^{131}I , verifica-se que a primeira é superior à segunda, podendo portanto aumentar o número de utilizadores sem necessidade de provavelmente, uma alteração no regime de produção.

A existência de um grupo de utilizadores com bastante experiência no campo de aplicação médica de radioisótopos nos levaram ao estudo da produção de colóides inorgânicos marcados com ^{32}P ; assim é que estamos realizando testes para a preparação do fosfato de cromo coloidal.

Por outro lado o aumento da potência para 10 Mw nos per

mitirá a obtenção de atividades específicas elevadas como por exemplo para o ^{51}Cr . Além disso a produção do ^{131}I será bastante favorecida permitindo a obtenção de concentração radioativa superior a 50 mCi/ml, concentração esta importante para marcação de moléculas.

Constitui também nosso plano de trabalho a obtenção de radioisótopos por reação (n,p) como por exemplo preparação de ^{59}Fe por irradiação do ^{59}Co .

RÉSUMÉ

Ce travail, continuation de celui qui est mentionné dans la reference 7, présente la recherche de laboratoire qui a précédé la production de radioéléments dans la Division de Radiochimie de l' "Instituto de Energia Atômica". La choix des radioéléments actuellement produits et distribués est justifiée. La qualité et la pureté des matériaux radioactifs distribués sont aussi examinées.

SUMMARY

In this paper, which follows the one mentioned in reference 7, the development of the research work carried out to attain routine production conditions, is described. The reasons that motivated the choice for the isotopes presently produced and distributed, are presented. Quality of the radioactive material is discussed.

BIBLIOGRAFIA

- (1) - GONÇALVES da Silva, Pagano C., RAMANIAH, V.W., Preparação do Iôdo-131 a Partir do Telúrio Elementar Irradiado - Publicação do IEA nº 110 - Dezembro de 1963.
- (2) - LIMA, F.W., et al, Preparação do ^{32}P Livre de Portador Usando-se Sulfato de Magnésio para Irradiação - Publicação do IEA nº 37, 1960.

- (3) - RETTER, H.K., GONÇALVES da Silva, Pagano C., Separação do ^{32}P a Partir do Enxôfre Irradiado - Publicação do IEA nº 103 - Agosto de 1965.
- (4) - HERCZEG, C., et al, Une Nouvelle Méthode de Préparation d'Or Colloidal Radioactif - Intern. J. Appl. Rad. Isotopes , 2, 136, 1957.
- (5) - DOUIS, M. et VALADE, J., Rapport CEA-2072, 1961 - Commissariat à l'Énergie Atomique - France.
- (6) - ABRÃO, A., et al, Application of Ion-Exchanger Resins to the Separation of Carrier Free Fission Products - Publicação do IEA nº 101 - Agosto de 1965.
- (7) - LIMA, F.W., Isotope Production and Activation Analysis Using Research Reactors. Paper presented at a Study Group Meeting on Research Reactor Utilization, held in Bogotá , December 1967. Promoted by the International Atomic Energy Agency, Publicação IEA-158, Junho de 1968.

TABELA 1

PRODUÇÃO E CONSUMO DE RADIOISÓTOPOS EM mCi

	<u>ANO</u>	<u>PRODUZIDO</u>	<u>CONSUMIDO</u>	<u>% CONSUMO</u>
^{131}I	1959	10	10	100
	1960	98	98	100
	1961	2683	2683	100
	1962	14402	13260	92,07
	1963	23416	16614	70,95
	1964	26127	19423	74,34
	1965	28101	25064	80,2
	1966	37654	29254	77,7
	1967	44257	31428	71,0

	<u>ANO</u>	<u>PRODUZIDO</u>	<u>CONSUMIDO</u>	<u>% CONSUMO</u>
32 F	1961	392	313	79,8
	1962	1182	1105	93,5
	1963	1163	511	43,9
	1964	1071	477	44,5
	1965	1909	450	23,6
	1966	946	397	42,0
	1967	2382	584	24,5
198 Au col	1964	329	72	21,9
	1965	1133	619	54,6
	1966	4104	3499	85,3
	1967	3620	2206	60,9
24 Na	1963	13	13	100
	1964	126	126	100
	1965	115	115	100
	1966	185	102	55,0
	1967	34	34	100
51 Cr	1965	0,9	0,9	100
	1966	171	121	70,8
	1967	964	222	23,0
35 S	1964	7	7	100
	1965	10	10	100
	1966	37	37	100
	1967	74	74	100
82 Br	1965	35	35	100
	1966	49	49	100
	1967	46	46	100
42 I	1966	26	26	100
	1967	161	161	100

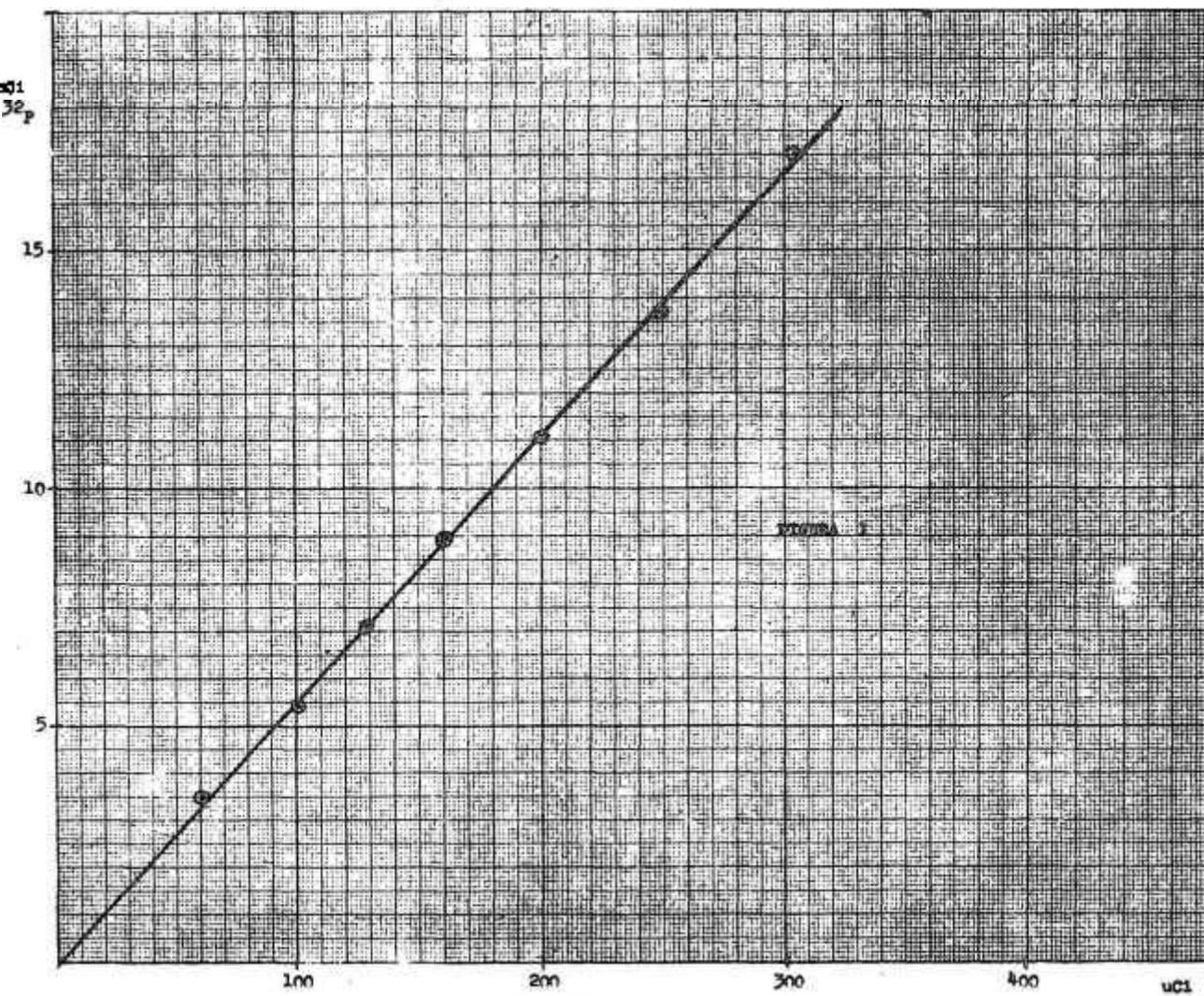


FIG. 1

Curva para determinação da atividade do ^{32}P

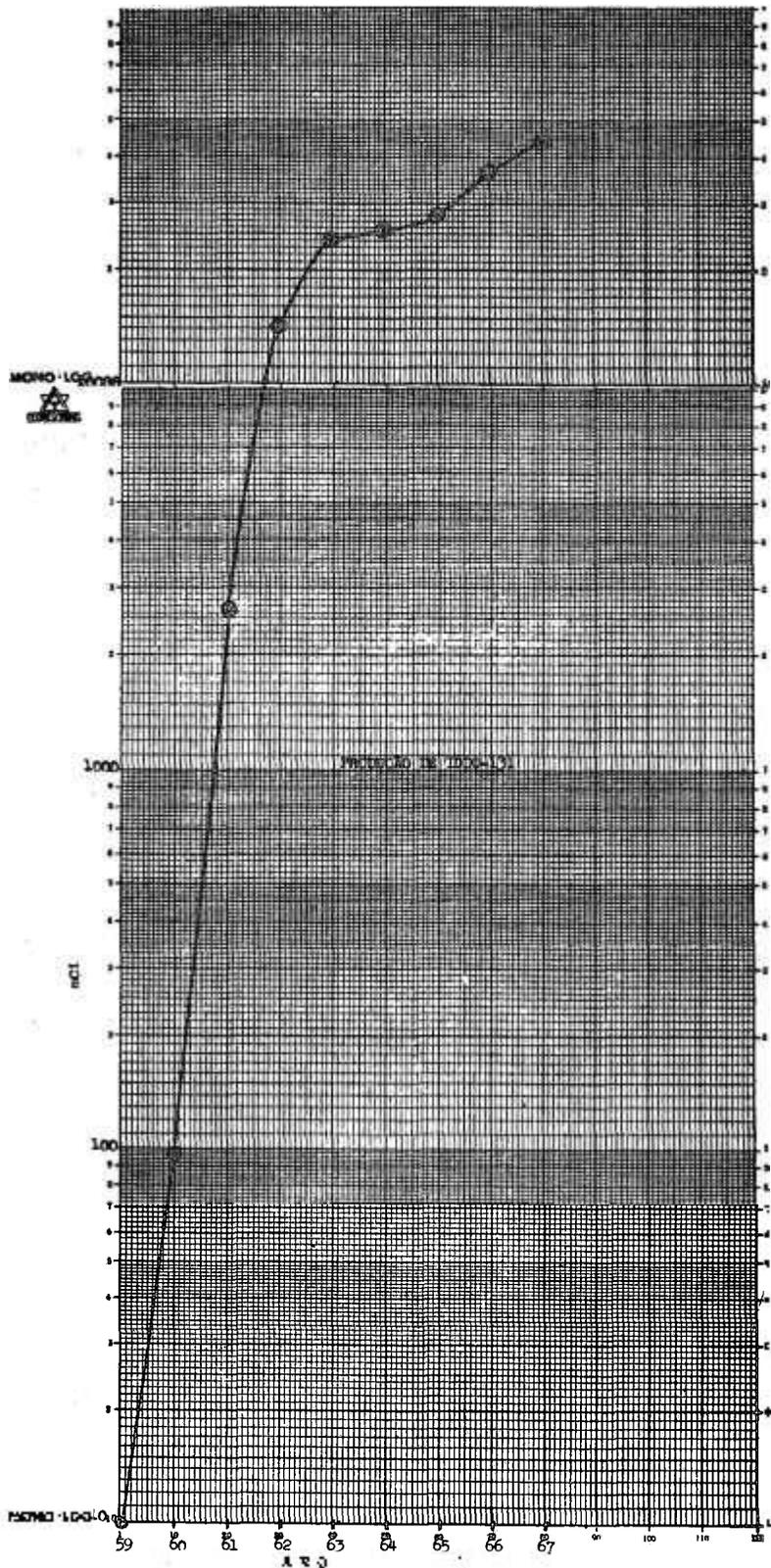


FIG. 2

Desenvolvimento da produção de ^{131}I de 1959 a 1967

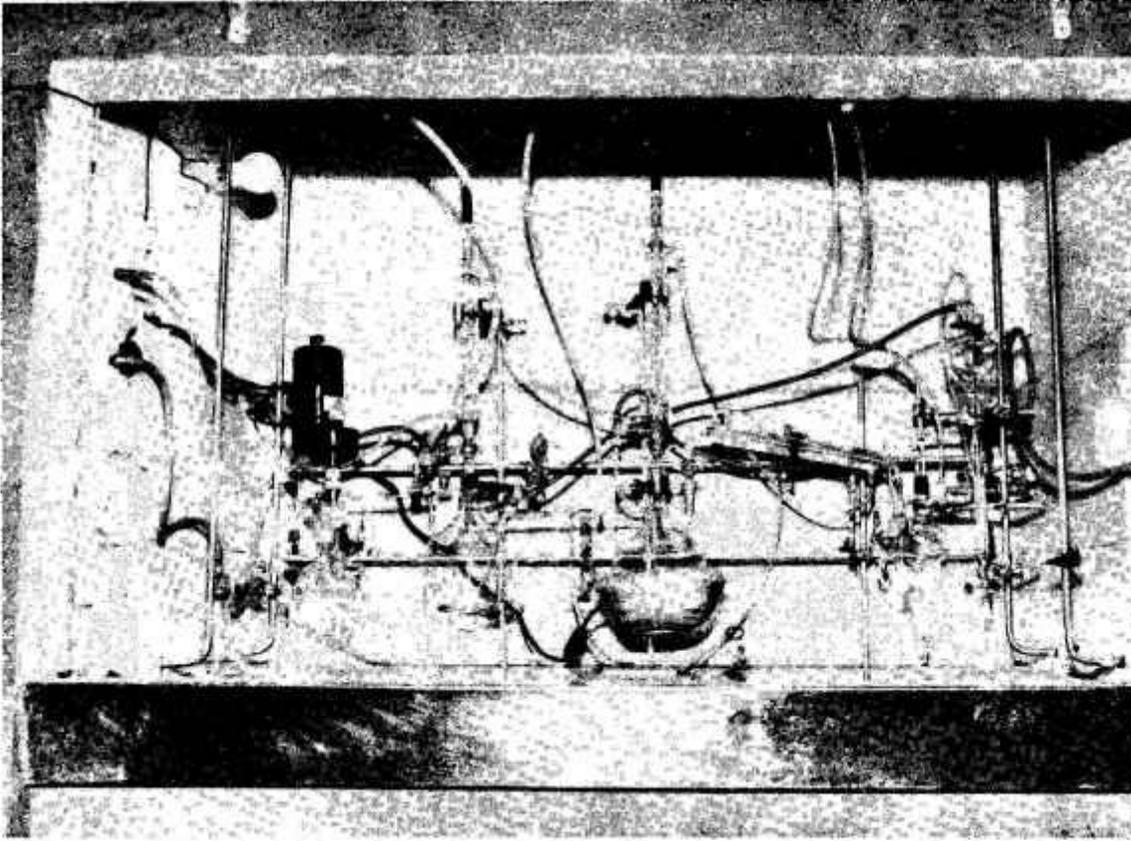


FIG. 3

Aparêlho para produção de ^{131}I (blindagem de chumbo removida)

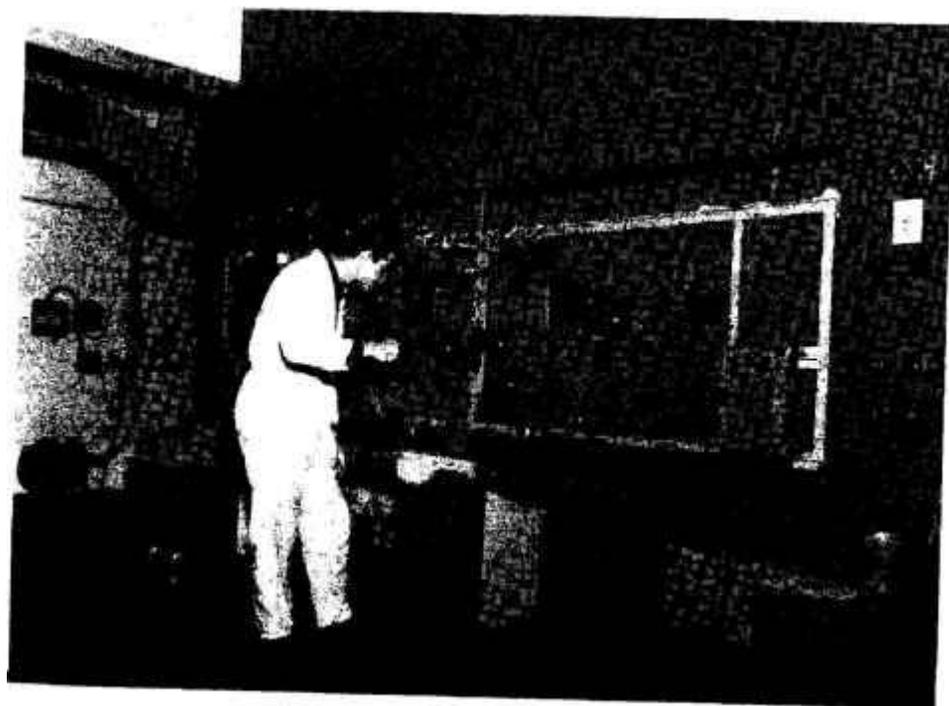


FIG. 4

Célula de processamento para ^{198}Au coloidal



FIG. 5

Célula para processamento do ^{32}P