

Diseño y definición de parámetros de un sistema portátil para la obtención de radioisótopo ^{99m}Tc (GENVI)

Javier Gago^{1,*}, Oscar Baltuano¹, Pablo Mendoza¹, Rolando Arrieta², Yuri Hernández¹,
Eduardo Montoya¹

¹ Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Dirección de Producción, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se presenta el diseño de un módulo portátil y compacto para la obtención del ^{99m}Tc a partir del ^{99}Mo , mediante extracción con solventes y purificación posterior mediante cromatografía en columnas de alúmina básica y ácida. Se describe la función y momento de actuación de cada componente (mecánico, eléctrico, etc.). El módulo propuesto operará en forma automática minimizando las intervenciones manuales. Se redundará en lo referente a los sistemas de seguridad en cuanto al empleo de sensores y cámaras digitales a fin de tener un mayor control a distancia apropiada. El prototipo propuesto es de bajo costo económico, tecnología accesible y fácil mantenimiento a fin de cumplir con los niveles y estándares de calidad establecidos para su aplicación medicinal.

Design and definition of parameters of a portable system for obtaining radioisotope ^{99m}Tc (GENVI)

Abstract

We presents the design of a compact and portable module for obtaining from ^{99}Mo ^{99m}Tc by solvent extraction and subsequent purification by column chromatography on basic alumina and acidic. It determines the function and operation of each component (mechanical, electrical, etc.). Operate the proposed module automatically minimizing any manual operation. It redund storegarding security systems regarding the use of sensors and digital cameras to take more appropriate remote control. The proposed prototype is low economic cost technology accessible and easy maintenance to meet the quality standards set levels for medical application.

1. Introducción

El Tecnecio-99m (^{99m}Tc) es el radioisótopo más utilizado en medicina nuclear. Su uso en diagnóstico médico permite visualizar imágenes de estructuras anatómicas y brindar información sobre las distintas funciones orgánicas. Su gran demanda se debe a sus favorables propiedades nucleares así como a la gran cantidad de compuestos que se pueden marcar con él (radiofármacos). Sin embargo, en nuestro país su aplicación se encuentra aún limitada por su distribución restrictiva debido tanto a su relativo corto periodo de semidesintegración (6,02 h) y el hecho de contar con un solo centro de producción (reactor RP-10).

Una alternativa a la limitación planteada lo constituyen los generadores portátiles de ^{99}Mo - ^{99m}Tc , que posibilitará su uso en lugares alejados a los centros de producción permitiendo una mayor cobertura de

pacientes así como una efectiva aplicación de la medicina nuclear.

El prototipo planteado en el presente trabajo se basa en un diseño a partir de la referencia [1] redundando en sistemas de seguridad y nivel de automatización lo suficientemente adecuado para su uso efectivo.

2. Descripción del diseño

El diseño se basa en un sistema de conductos, electroválvulas, sensores cuyo esquema se muestra en la Figura 1, teniendo como referencia el sistema desarrollado por Sankha Chattopadhyay [1,2].

El sistema mecánico está compuesto a base de materiales de acero inoxidable c316, teflón y plomo antimoniado en las principales funciones que ofrece el sistema para el proceso directo en la obtención del producto.

*Correspondencia autor: jgago@ipen.gob.pe

Los otros materiales con funciones indirectas son el aluminio 6063, vidrio y acrílico. El sistema de transporte de las diferentes soluciones estará centralizado por una bomba de vacío, que mediante un sistema de electroválvulas y sensores permite el

desplazamiento del flujo de aire por los conductos o vías ya programadas, que a su vez provocará una diferencia de presiones que permitirá el desplazamiento de las diferentes soluciones para la obtención del ^{99m}Tc .

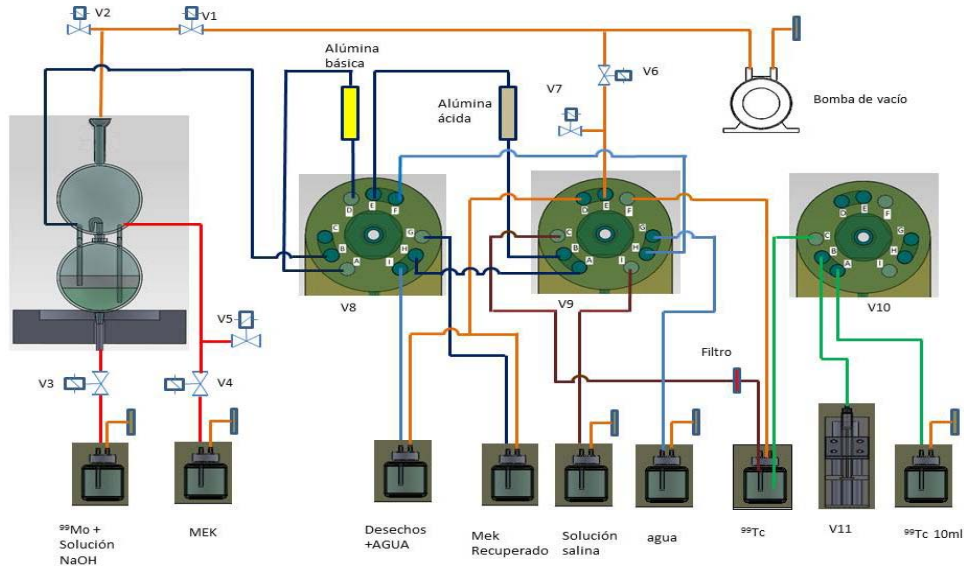


Figura 1. Diseño del sistema de obtención del ^{99m}Tc .

El recorrido de las soluciones será a través de tubos de flexibles de teflón; asimismo, el intercambio de vías será a través de electroválvulas especiales de teflón desarrollados en el taller mecánico de INDE. El uso de teflón es por su inercia química frente a soluciones ácidas o básicas. Las otras electroválvulas de acero inoxidable solo servirán para el paso del flujo de aire que proporcionara la bomba de vacío.

Otro de los componentes que se va emplear, son dos cámaras esféricas de vidrio borosilicato dispuestas según la Figura 2, la que se encuentra en la parte inferior tendrá la función de separador de líquidos y evitar que la solución sea arrastrado hacia la bomba de vacío. En la cámara esférica inferior (reactor) se realizará las reacciones de las soluciones para la obtención del ^{99}Tc . Este proceso de reacción será monitoreado por dos cámaras web, uno de ellos dirigido hacia la cámara del separador de fluidos para controlar el estado libre de solución y, la segunda cámara va controlar al reactor y observar las turbulencias que se generen con la bomba de vacío y el ingreso de aire de las electroválvulas correspondientes. Para el momento de la formación de fases que

provocará las dos soluciones estén bien definidas, se procederá a retirar la solución que se encuentre en la fase superior.

Las sustancias al irradiarse en el reactor se activarán por inducción neutrónica expresada como actividad (Ci) y por eso hay la necesidad de blindar la radiación electromagnética producida, en la práctica, con plomo antimoniado, dispuestos en anillos tal como se representa en la Figura 2.

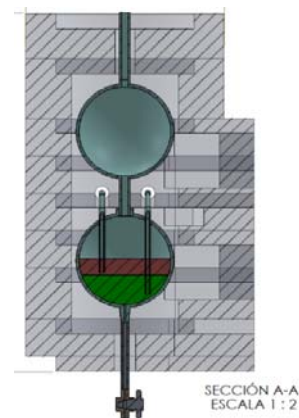


Figura 2. Reactor químico – radiactivo.

2.1 Sistema de electroválvulas

Se empleará dos tipos electroválvulas, el primero desarrollado en el taller mecánico de INDE, que tiene las siguientes características:

- Es de material de teflón por donde circula las soluciones acidas y básicas.
- Tiene un accionamiento de un motor eductor de corriente continua de 10V.
- Puede intercambiar 6 vías en dos posiciones.

La causa de este desarrollo es la exigencia aséptica del contacto de la solución con todos los conductos (o vías). En la Figura 3 se puede observar las posiciones y vías disponibles que puede ofrecer este mecanismo.

El segundo tipo de electroválvula que se va a emplear es de adquisición comercial, con las características que sus componentes son de acero inoxidable c316 y solo tendrá función de habilitar el paso de flujo de aire. Este tipo de electroválvula tiene 2 posiciones y 2 vías para conexiones de 1/8".

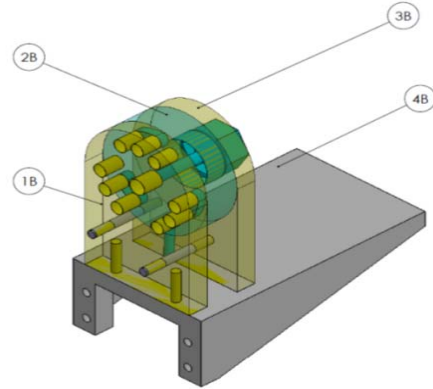


Figura 3. Primer prototipo de válvula múltiple: vías (6) y posiciones (2).

2.2 Diagrama Espacio-Tiempo

La secuencia de funcionamiento de cada electroválvula y bomba de vacío va seguir un orden de operación según el esquema que se muestra en la Figura 4.

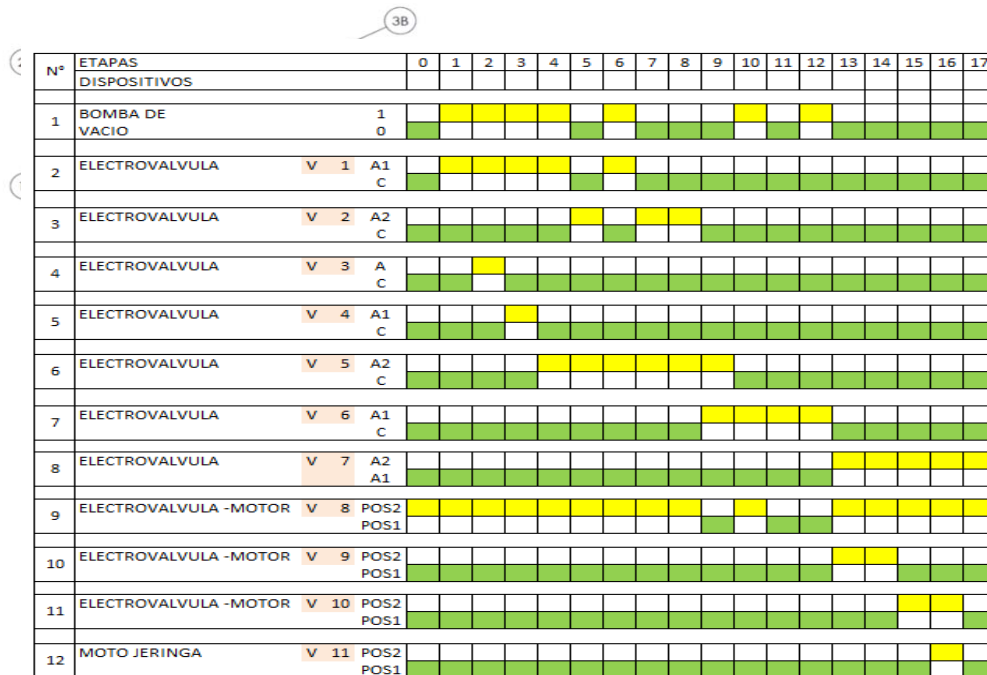


Figura 4. Diagrama espacio – tiempo.

Electroválvula V1: Controla el flujo de aire que succiona la bomba de vacío.

Electroválvula V2: Controla el flujo de aire que ingresa del medio ambiente previo filtrado hacia las cámaras esféricas de vidrio

(reactor) para atenuar la turbulencia en la mezcla de las soluciones.

Electroválvula V3: Controla el ingreso de la solución que contiene ⁹⁹Mo hacia el reactor.

Electroválvula V4: Controla el ingreso de la solución que contiene MEK hacia el reactor.

Electroválvula V5: Controla el ingreso de aire del medio ambiente previo filtrado hacia el reactor, para generar la turbulencia en el proceso de mezcla de las soluciones ácidas y básicas.

Electroválvula V6: Controla el ingreso del flujo de aire que van recorrer las electroválvulas circulares de teflón (V 8 y V 9).

Electroválvula EV7: Controla el ingreso del flujo de aire del medio ambiente, previo filtrado, hacia sistema de jeringa.

Electroválvula V8: Permitirá el paso de la solución ⁹⁹Mo ⁹⁹Tc hacia los filtros de alúmina y ácida en combinación con la electroválvula V9 y posibilitará una recuperación del MEK

Electroválvula EV9: Tendrá la función principal de obtener el ⁹⁹Tc, habilitando el ingreso de la solución salina.

Electroválvula EV10: Habilitará la distribución del ⁹⁹Tc en forma controlada por el motor jeringa.

Motor jeringa VII: Es un sistema dosificador a base de una jeringa descartable controlado por un motor reductor de corriente 12V DC.

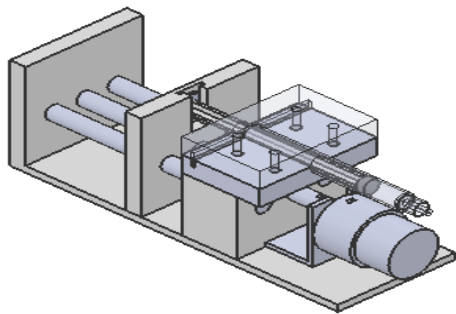


Figura 5. Diseño de motor-jeringa.

2.3 Determinación de actividad (mCi) y capacidad de producción

Considerando que en el extractor se emplean 30 mL de solución alcalina de Na₂MoO₄ y 30 mL de MEK. Se asume para el recinto interior un blindaje de 7 cm de diámetro de base, 15 cm de alto y un espesor de pared de Pb de 3 cm, lo que daría una masa aproximada de 29 kg compatible con los 34 kg que se indica en algunos modelos. El cálculo de blindaje, basado en sistemas similares [1,2], es adecuado para una actividad del orden de 400 mCi de ⁹⁹Mo que

es la máxima actividad que se utilizaría para la obtención del radioisotopo ^{99m}Tc en el prototipo propuesto.

2.4 Cálculo del Blindaje

El blindaje de plomo es usado para atenuar la radiación emitida por ⁹⁹Mo (740 KeV) y ^{99m}Tc (140 KeV). La actividad de la fuente es de 400 mCi.

Se tiene como referencia un blindaje de 30 mm de espesor plomo. El blindaje de plomo va estar en una estructura de acero inoxidable donde las partes laterales y posteriores tendrán una pared de acero inoxidable de 3 mm de espesor, la parte frontal solo tendrá una pared de vidrio de 6 mm de espesor.

Este diseño tiene las longitudes o distancias (Tabla 1) para determinar la tasa de dosis, principalmente en la superficie de contacto de la pared de vidrio.

Tabla 1. Distancias para establecer la tasa de dosis.

Material	Fuente ⁹⁹ Mo	Aire	Blindaje Pb	Aire	Vidrio	Aire
Distancias (mm)	0	1	30	75	6	1000
		1112				

Se elaboró el modelo para el cálculo de la tasa de dosis frontal a 1m de la superficie externa de la cabina (pared de vidrio), para un blindaje de 30 mm de Pb.

Para este cálculo se utilizó dos procedimientos, en el primero se empleó la siguiente ecuación:

$$Exposición = A \cdot \frac{\tau}{d^2} \dots \dots (1)$$

Donde:

A: Actividad (Ci)

τ: 0.112924 ($\frac{mR}{Ci \cdot h}$)

d: distancia (m)

La constante “τ” denominado factor gamma es la tasa de dosis a una distancia específica de una determinada cantidad de un radionúclido emisor de rayos gamma. Esta constante se utiliza con frecuencia para fines de protección radiológica [3].

Tabla 2. Factores de transmisión para fotones gamma a través del blindaje de plomo [4].

Ítem	1	2	3	4	5	6	7
Hemi espesor Pb (m) x10 ⁻³	7	14	21	28	35	42	49

Utilizando la ecuación 1, con una actividad de 400 mCi y los factores señalados en la Tabla 2 se obtienen los valores teóricos de exposición de 2.77 mSv/h.

Un segundo procedimiento se hace utilizando el software MicroShield 4.00 [5]. Se obtiene una tasa de dosis de 4.145 mSv/h y a una distancia de 1 m donde el operador puede trabajar a 0.042 mSv/h.

La dosis del personal ocupacionalmente expuesto es de 0.025 mSv/h. En la superficie de la pared de vidrio, se calcula requerirá un blindaje mayor, el espesor que se empleará es de 65 mm. Estos datos serán verificados experimentalmente.

2.5 Sistema de control electrónico

La secuencia de funcionamiento de las electroválvulas y el control de la operación del equipo se realizará con un controlador de relay programable tipo Eaton Moeller EASY820 o similar. Estos dispositivos están diseñados para operar en condiciones de ambientes industriales, por lo que tienen una alta inmunidad al ruido y garantizan una operación continua libre de fallas. Adicionalmente se prevé dotar al equipo de un sistema de comunicación con una PC a través de un puerto USB para realizar el registro de operación y eventos, así como proporcionar una opción alternativa de control. Para ello se tiene previsto realizar el desarrollo del software de control correspondiente.

3. Conclusiones

El diseño define los parámetros para la fabricación de un primer prototipo de un generador de Tecnecio empleando materiales y accesorios dentro del medio local, económico y cumpliendo con los estándares de calidad, de fácil mantenimiento y operación segura.

El cálculo de blindaje indica que se verificará experimentalmente con espesores de plomo que oscilan entre 30 mm y 65 mm, porque existen factores que varían según la obtención de la fórmula para estos cálculos.

Desde el punto de vista de la protección radiológica se tiene que establecer un área contralada mínima de 2.5 m alrededor de la fuente para tener una tasa de dosis menor o igual a 7.5 uSv/h en los exteriores de dicha área.

4. Agradecimiento

Se agradece especialmente el apoyo del Ing. Alvaro Aguirre del grupo de Cálculo Análisis y Seguridad de la Dirección de Producción del IPEN por los cálculos del blindaje de plomo.

5. Bibliografía

- [1] Sankha Chattopadhyay, Sujata Saha Das, Luna Barua. A simple and rapid technique for recovery of ^{99m}Tc from low specific activity (n, γ) ^{99}Mo based on solvent extraction and column chromatography. *Applied Radiation and Isotopes*. 2010; 68:1-4.
- [2] Sankha Chattopadhyay, Luna Barua, Anirban De, Sujata Saha Das, Remashan Kuniyil, Partha Bhaskar, Sasanka Shekhar Pal, Sishir Kumar Sarkar, Malay Kanti Das. Computerized compact module for separation of ^{99m}Tc -radionuclide from molybdenum. Elsevier. *Applied Radiation and Isotopes*. 2012; 70:2631-2637.
- [3] Unger LM, Trubey DK. Specific gamma-ray dose constants for nuclides important to dosimetry and radiological assessment. In: Oak Ridge National Laboratory, ORNL/RSIC-45. Tennessee; 1982.
- [4] Groth MJ. Empirical dose rate and attenuation data for radionuclides in nuclear medicine. *Australasian Physical & Engineering. Science in Medicine*. 1996; 19(3):160-167.
- [5] MicroShield Software 4.00. Licensed to: ANSTO. Serial: 4.00-00216.