



UNIVERSIDAD  
NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
NICARAGUA,  
MANAGUA

UNAN - MANAGUA

**FACULTAD DE CIENCIAS E INGENIERÍA**

**DEPARTAMENTO DE FÍSICA**

**PROTOCOLO PARA MEDIR CONTAMINACIÓN DE  
AIRE DENTRO DE UN SERVICIO DE MEDICINA  
NUCLEAR**

**Seminario de graduación para optar al grado de Licenciadas en Física  
con Mención en Física Médica**

**Autoras:**

BR. VIRNA HAZEL HERRERA CORRALES

BR. MARÍA YOLANDA MAYORGA ARANA

BR. KAREN ROSIBEL GUTIÉRREZ ESCALANTE

**Tutora:** MSC. NORMA ROAS

**Asesor:** LIC. RICARDO PÉREZ

**Managua, Nicaragua**

**12 de Abril, 2019**

Tabla de Contenido

Índice de Tabla ..... 3

Índice de Ilustraciones..... 4

1. Tema: Protección Radiológica..... 5

    1.1. Subtema: Protocolo para medir contaminación de aire dentro de un servicio de medicina nuclear .....5

2. Dedicatoria ..... 6

3. Agradecimiento ..... 7

4. Valoración del docente y carta aval ..... 8

6. Resumen ..... 9

7. Introducción del tema y subtema ..... 9

8. Justificación..... 11

9. Objetivos ..... 12

    9.1. Objetivo General..... 12

    9.2. Objetivos Específicos..... 12

10. Desarrollo del Subtema..... 13

    10.1. Medicina Nuclear ..... 13

        10.1.1. Clasificación de la Medicina Nuclear..... 13

        10.1.2. Radionúclidos más utilizados en medicina nuclear..... 14

        10.1.3. Procedimiento general en medicina nuclear ..... 18

        10.1.4. Dosimetría en medicina nuclear..... 20

    10.2. Interacción de la radiación con la materia ..... 21

    10.3. Protección Radiológica Operacional ..... 23

        10.3.1. Clasificación de las zonas de trabajo..... 23

    10.4. Incorporación de radionúclidos por inhalación..... 25

        10.5. Monitoreo 26

## Protocolo contaminación de aire

10.5.1.	Tipos de monitoreo .....	26
10.5.2.	Monitoreo ambiental .....	26
10.5.3.	Plan de seguimiento y monitoreo ambiental.....	27
10.5.4.	Monitores para la medida de tasa de dosis.....	27
10.6.	Dosimetría.....	29
10.6.1.	Dosímetros Personales.....	29
10.6.2.	Interpretaciones Dosimétricas.....	30
10.7.	Carbón activado .....	30
10.7.1.	Definición del carbón activado .....	31
10.7.2.	Adsorción.....	31
10.7.3.	Propiedades del Carbón Activado .....	32
10.8.	Filtros de carbón activado.....	34
10.8.1.	Eficiencia de los filtros de carbón activado .....	35
10.9.	Filtros HEPA.....	35
10.10.	Procedimiento para la recolección de muestras de contaminación de aire en servicio de medicina nuclear.....	36
10.10.1.	Elaboración de un esquema de la instalación.....	36
10.10.2.	Muestreo de aire .....	38
11.	Conclusiones .....	42
12.	Referencias.....	43
13.	Anexos.....	46
13.1.	Tablas de medición de concentración de $^{131}\text{I}$ en servicios de medicina nuclear	46
13.2.	Imágenes de equipos a utilizar .....	48

## Índice de Tabla

TABLA 1 DETALLE DE LAS CARACTERÍSTICAS DEL <sup>131</sup> I .....	16
TABLA 2 CLASIFICACIÓN DE ALGUNOS RADIONUCLEIDOS DE ACUERDO CON SU RADIOTOXICIDAD RELATIVA POR UNIDAD DE ACTIVIDAD (A BASIC TOXICITY CLASSIFICATION OF RADIONUCLIDES, IAEA, 1963.....	18

## Índice de Ilustraciones

ILUSTRACIÓN 1 MEDICINA NUCLEAR EMPLEADA PARA DIAGNÓSTICO. (DA TU OPINION, S.F.).....	14
ILUSTRACIÓN 2 SE OBSERVA CLARAMENTE LA OBTENCIÓN DEL $^{99m}\text{Tc}$ Y SU DESINTEGRACIÓN (THE FOTOS GRATIS, S.F.).....	15
ILUSTRACIÓN 3 SE OBSERVA LA DESINTEGRACIÓN DEL $^{131}\text{I}$ (THE FOTOS GRATIS, S.F.) .....	16
ILUSTRACIÓN 4 EFECTO COMPTON, DESCRIPCIÓN GRÁFICA (ESPIA DEL LABO, S.F.).....	22
ILUSTRACIÓN 5 EFECTO FOTOELÉCTRICO, DESCRIPCIÓN GRÁFICA (RAMIREZ, S.F.) .....	22
ILUSTRACIÓN 6 PRODUCCIÓN DE PARES (CLINICA UNIVERSIDAD DE NAVARRA, S.F.) .....	23
ILUSTRACIÓN 7 INCORPORACIÓN DE RADIONUCLEIDOS (PAGINA PERSONAL: JOSÉ MARÍA CASTAÑARES GANDÍA, 2014).....	25
ILUSTRACIÓN 8 CARBÓN ACTIVADO (ACTIVATED CARBON PRODUCTION FROM COCONUT SHELL AND PALM KERNEL SHELL, S.F.).....	31
ILUSTRACIÓN 9 ESTRUCTURA DE LOS POROS DEL CARBÓN ACTIVADO, ASÍ COMO SU INTERACCIÓN CON MOLÉCULAS DE DIFERENTE TAMAÑO (CALIFORNIA BIOCHAR ASSOCIATION, S.F.).....	33
ILUSTRACIÓN 10 FOTOGRAFÍAS MICROSCÓPICAS DE LA ESTRUCTURA POROSA DEL CARBÓN ACTIVADO. ES POSIBLE APRECIAR LOS DIFERENTES TIPOS DE POROS, TANTO MACRO, MESO, COMO MICROPOROS (USWATERSYSTEM.COM, S.F.).....	34
ILUSTRACIÓN 11 EJEMPLO DE LA ESTRUCTURA DE UN FILTRO DE CARBÓN ACTIVADO PARA AIRE (INSTEADING.COM, S.F.) .....	34
ILUSTRACIÓN 12 EJEMPLO DE FILTRO DE AIRE, COMPUESTO POR UN FILTRO HEPA (MIDEA, S.F.).....	36
ILUSTRACIÓN 13 EJEMPLO DE CROQUIS DE UN SERVICIO DE MEDICINA NUCLEAR (ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, 2017).....	37
ILUSTRACIÓN 14 ASPIRADORA DE VOLUMEN AJUSTABLE MODELO DF-14ME .....	48
ILUSTRACIÓN 15 DETECTOR CAPTUS 3000 .....	48

## 1. Tema: Protección Radiológica.

### 1.1. Subtema: Protocolo para medir contaminación de aire dentro de un servicio de medicina nuclear.

## 2. Dedicatoria

A mi familia, es el amor incondicional que motiva e inspira a mejorar y superarme cada día.  
Con mucho cariño.

Karen Escalante

Este trabajo se lo dedico a Dios, es quien me ha dado la fuerza y la sabiduría en este camino, también a las tres mujeres más importantes en mi vida Yolanda Arana (Madre), Yolanda Morales (Abuelita) y Gloria Arana (Madrina), que son mi principal pilar y quienes han guiado mi vida con cariño por el sendero de la honestidad, valentía y juicio para formar mi criterio y tomar las decisiones más acertadas, que sean siempre enfocadas en todo amar y servir a los demás.

María Yolanda M. Arana

A memoria de Luis Ofilio Corrales Corrales. Siempre te recordaré, papabuelo.

Virna Herrera

### 3. Agradecimiento

Agradezco al Lic. Ricardo Pérez Zeledón porque junto a usted encontramos un buen guía y buen asesoramiento.

Karen Escalante

La elaboración de este protocolo no ha sido una tarea fácil, pero como todo tiene sus recompensas, hubo ciertas personas que de una u otra manera siempre estuvieron impulsándome para seguir adelante y poder llevarlo a cabo. Quiero agradecer principalmente a Dios por ser el motor de mi vida, a mi familia que siempre estuvieron dándome el apoyo para poder salir adelante, colegas y asesor de protocolo Ricardo Pérez, pues sin la ayuda de ellos este trabajo no habría sido posible

María Yolanda M. Arana

Estoy eternamente agradecida con mi familia, mis padres Ivan Herrera y Luz María Corrales, así como la madre que sin haberme concebido me dedico su vida, Marisela Flores. Gracias por apoyarme en todas mis locuras, por haberme enseñado a ser ambiciosa y a aspirar siempre a más. A mis hermanos y fieles cómplices, Ezequiel, Roger, María Celeste. A todos los profesores que compartieron su valioso conocimiento conmigo, en especial a los profesores Jorge Flores y Javier Pichardo, gracias por creer en mi incluso cuando ni yo misma lo hice. A mis amigos y colegas por todos los preciosos momentos que viví, así como a los que ya no están pero serán recordados por la eternidad.

Virna Herrera Corrales

4. Valoración del docente y carta aval

Managua, Nicaragua  
12 de abril del 2019

**Dr. Noel Zelaya**  
**Director**  
**Dpto. de Física**  
**Facultad de Ciencias e Ingeniería**

Estimado Dr. Zelaya

Por este medio estoy haciendo llegar mi valoración como tutora del seminario de graduación realizado por las Bachilleres: Br. Virna Hazel Herrera Corrales, Br. Karen Rosibel Gutiérrez Escalante, Br. María Yolanda Mayorga Arana, dicho trabajo cumple con los requisitos establecidos en el reglamento estudiantil vigente.

El mismo se titula “Protocolo para medición de contaminación de aire en un Servicios de Medicina Nuclear”. Con ello se dan las bases para la apertura del nuevo servicio que se ofertará en el Laboratorio, esto implica un aporte significativo a los procesos del LAF-RAM y a la sociedad en su conjunto. Las estudiantes han realizado esfuerzo y dedicación en su elaboración.

Agradezco su gestión para la defensa del trabajo y la valoración final del mismo por parte del Comité Académico Evaluador.

Sin más por el momento aprovecho la ocasión para saludarlo,

Atentamente,



**MSc. Norma Alejandra Roas Zúniga**  
**Tutora**  
**Docente Dpto. Física**  
**UNAN-Managua**

## 6. Resumen

La contaminación de aire en servicios de medicina nuclear es un tema que está empezando a estudiarse en Nicaragua, en la actualidad no hay un protocolo a seguir al momento de tomar un muestreo en los servicios de medicina nuclear, es por ello que se presenta este protocolo con el fin de estandarizar procesos que permitan detectar la posible concentración de los diversos tipos de materiales radiactivos que se pudiesen incorporar durante la manipulación de los radionúclidos.

En este protocolo se detalla claramente los materiales y procedimientos a utilizarse al momento de realizar un muestreo de control rutinario en servicios de medicina nuclear, para descartar una posible contaminación de aire que pueda afectar al trabajador ocupacionalmente expuesto.

## 7. Introducción del tema y subtema

Los radionúclidos manipulados en los departamentos de medicina nuclear usualmente se caracterizan por ser altamente volátiles y de vida media corta.

Entre los diversos tipos de terapia con fuentes abiertas, más del 90% se realizan utilizando  $^{131}\text{I}$ . Dicho radioisótopo se utiliza ampliamente en medicina nuclear para tratamiento o diagnóstico, gracias a su corta vida media y a su emisión Beta ( $\beta$ ) y Gamma ( $\gamma$ ). Sin embargo, como se mencionó anteriormente, es muy volátil debido a la composición química del soluto, lo que lo clasifica como radionúclido altamente radio tóxico. La concentración de  $^{131}\text{I}$  en el aire está limitada por la Concentración Derivada en Aire (DAC, por sus siglas en inglés) la cual es de  $416,67 \text{ Bq/m}^3$ .

En un servicio de medicina nuclear, la exposición a radiación ionizante la mayor parte del tiempo es de tipo externa y en casos de accidentes puede ocasionarse exposición interna a los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOEs).

Estas exposiciones potenciales suelen ocurrir debido a la mala manipulación de las diversas fuentes no selladas, que son utilizadas al momento de realizar el fraccionamiento de los radiofármacos, durante la entrega a los pacientes, durante el almacenamiento en el cuarto de desechos, en controles de calidad realizados a las gamma cámaras, entre otras actividades propias de un servicio de medicina nuclear.

## Protocolo contaminación de aire

Como toda práctica humana existe la probabilidad de cometer errores, lo que conllevaría a posible contaminación no solo a los TOEs, sino que también ocurriría al medio ambiente (en este caso el aire que circula en los centros de medicina nuclear) por lo que el establecimiento de un programa de monitoreo ambiental en los servicios de medicina nuclear es requerido para aumentar las capacidades de prevención de exposiciones accidentales.

Uno de los principales requerimientos de la protección radiológica en todas las prácticas que involucran fuentes radiactivas es la justificación de cada una de esas prácticas por lo tanto el monitoreo del lugar de trabajo se hace una necesidad que permitirá determinar la potencial exposición del personal a radiación ionizante.

El monitoreo constante de concentración de material radiactivo en aire de las salas de trabajo debe ser parte del programa de evaluación de dosis interna para examinar las condiciones radiológicas en todas las áreas de cualquier servicio de medicina nuclear, esto permitirá reforzar así también los monitoreos individuales realizado a los TOEs durante las evaluaciones de captación de  $^{131}\text{I}$  en tiroides realizada por el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) del Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología (LAF – RAM) de la UNAN-Managua.

El presente documento pretende funcionar como una guía para realizar las mediciones respectivas de la concentración de material radiactivo en el aire de los servicios de medicina nuclear esto con el fin de estandarizar los criterios de aseguramiento y control de calidad en dichos servicios, utilizando un equipo de monitoreo ambiental que consta de una aspiradora de flujo de aire ajustable y filtros de carbón activado.

## 8. Justificación

La importancia de esta investigación radica en la necesidad que existe en Nicaragua de utilizar métodos más prácticos e innovadores, que permitan tener un mejor control de la dosis ambiental de radiación en los actuales servicios de medicina nuclear, esto con el propósito de conocer los niveles de contaminación a los que posiblemente estén expuestas las personas que laboran en dichos servicios.

Debido a lo detallado anteriormente este protocolo está orientado a tener un impacto significativo en el avance de la protección radiológica en el país, puesto que sería el primer paso para estandarizar un método a nivel nacional que permita evaluar de manera cuantitativa y cualitativa los niveles de contaminación de aire en los diferentes servicios de medicina nuclear que surjan en el país.

## 9. Objetivos

### 9.1. Objetivo General

- ❖ Diseñar un protocolo para medir la posible contaminación de aire que pueden incorporar los trabajadores ocupacionalmente expuestos en las salas de los servicios de medicina nuclear.

### 9.2. Objetivos Específicos

- ❖ Elaborar el procedimiento a utilizarse para la recolección de muestras de contaminación de aire en servicio de medicina nuclear.
- ❖ Proponer un esquema donde se muestre la distribución de áreas de un servicio de medicina nuclear.
- ❖ Determinar los puntos en un servicio de medicina nuclear, donde se pueda dar una mayor concentración de contaminación en aire.

## 10. Desarrollo del Subtema

Un protocolo básicamente es un documento que contiene un conjunto de reglas que se deben seguir al momento de proceder para hacer un determinado estudio, este documento recopila la conducta, acciones y técnicas. En este caso, se pretende elaborar un protocolo que contenga el procedimiento para medir contaminación del aire en servicios de medicina nuclear, esto quiere decir que funcionará como una guía complementaria donde se detallen las mediciones pertinentes que se deben realizar al momento de evaluar si un servicio cumple o no con los estándares ya establecidos para proporcionar la calidad de aire que, tanto el trabajador ocupacionalmente expuesto como los visitantes pueden incorporar en su organismo por inhalación.

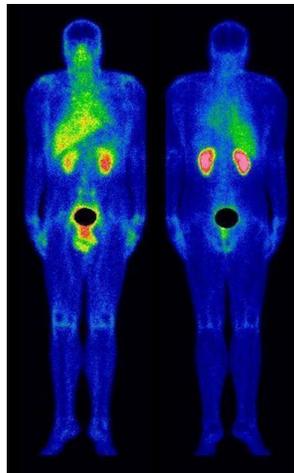
### 10.1. Medicina Nuclear

El organismo internacional de energía atómica (“OIEA” o por sus siglas en inglés “IAEA”) expresa que la medicina nuclear consiste en utilizar fuentes radiactivas abiertas en el diagnóstico, la terapia y la investigación biomédica. Además, esta se describe como un triángulo donde el paciente es el centro y los 3 vértices son el radiofármaco, la instrumentación y el problema clínico. (Organización Internacional de Energía Atómica, 2013).

#### 10.1.1. Clasificación de la Medicina Nuclear

*Medicina nuclear diagnóstica:* Los instrumentos principales usados en la medicina nuclear diagnóstica son la gamma cámara y la tomografía por emisión de positrones (PET), aunque también se utilizan detectores simples de radiación. IAEA (2013) menciona que la medicina nuclear diagnóstica implica el uso de trazadores; que pueden ser radiofármacos que se administra al paciente por vía oral, intravenosa u otras vías; para la formación de imágenes según el órgano de interés.

Las imágenes obtenidas detectan principalmente las propiedades funcionales del órgano de interés. Estas imágenes son obtenidas detectando la distribución de los diferentes radiofármacos en el cuerpo.



*Ilustración 1 Medicina Nuclear empleada para diagnóstico. (Da tu opinion, s.f.)*

*Medicina nuclear terapéutica:* En medicina nuclear terapéutica se hace uso de radionúclidos en forma de fuentes abiertas para el tratamiento terapéutico. IAEA (2013) afirma que la base de la terapia con radionúclidos consiste simplemente en poner a los mismos en íntimo contacto con el tejido a tratar. Su administración puede ser oral, intravenosa o una inserción directa en una cavidad corporal.

Entre las terapias con fuentes radiactivas abiertas más comunes está el tratamiento de la tiroides (hipertiroidismo y cáncer de tiroides) con yodo radiactivo, el tratamiento paliativo del dolor de las metástasis óseas con rastreadores óseos radiactivos, entre otros.

*Investigación biomédica:* El principal objetivo de esta rama de la medicina nuclear es introducir nuevos métodos diagnósticos y terapéuticos. Para el cumplimiento de este fin se usan sustancias trazadoras radioactivas y de radiación ionizante utilizadas en modelos animales. En todas las investigaciones que impliquen la exposición de personas, se debe realizar una cuidadosa estimación de la dosis de radiación al paciente. Además, se deben poner en la balanza los riesgos asociados a la exposición frente a los posibles beneficios para los pacientes o para la sociedad. (IAEA, 2013).

#### 10.1.2. Radionúclidos más utilizados en medicina nuclear

Si bien la mayoría de los estudios se realizan utilizando  $^{99m}\text{Tc}$  como principal elemento radiactivo, una cantidad considerable emplea también  $^{131}\text{I}$  (tanto para uso diagnóstico como terapéutico). Menores contribuciones provienen de estudios realizados con  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{201}\text{Tl}$  y  $^{111}\text{In}$ .

## Protocolo contaminación de aire

A continuación, se mencionarán brevemente las características físicas de cada uno de estos radionúclidos:

- $^{99m}\text{Tc}$ : se obtiene de un generador  $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ , a partir de la desintegración beta del  $^{99}\text{Mo}$ , que ocurre con un 87% de probabilidad. Tiene una vida media de 6 horas y decae por transición isomérica a  $^{99}\text{Tc}$  emitiendo un fotón gamma de 140 keV. Esta energía de emisión junto con su vida media relativamente corta, lo convierte en uno de los radionúclidos ideales para el diagnóstico. El fotón gamma de 140 keV tiene suficiente energía para interactuar en el cuerpo del paciente y alcanzar los detectores del equipo.

La vida media de 6 horas es compatible con los criterios de radio protección al paciente, mientras menor sea la vida media, menor será la dosis que reciba.

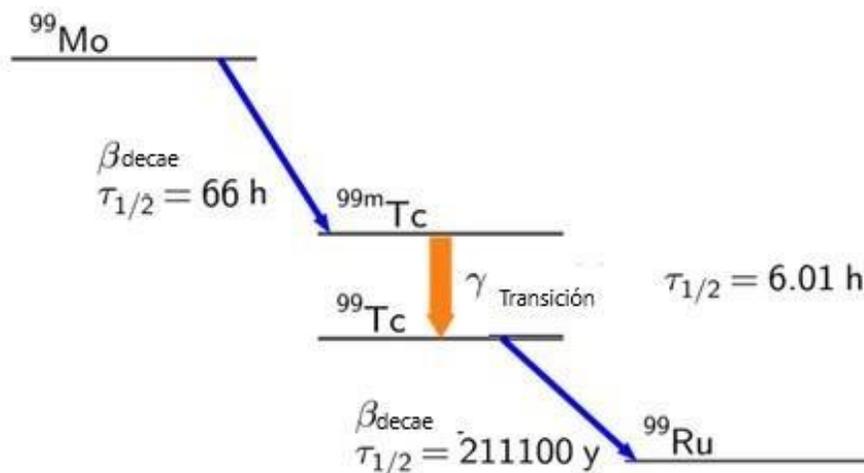


Ilustración 2 Se observa claramente la obtención del  $^{99m}\text{Tc}$  y su desintegración (The fotos gratis, s.f.)

- $^{131}\text{I}$ : este radionúclido es el más utilizado en medicina nuclear, tanto para diagnóstico como para uso terapéutico, por esta razón se hará énfasis en las características fisicoquímicas de este radioisótopo.

Aun cuando el yodo posee varios isótopos radiactivos, el más utilizado en diagnóstico y tratamiento de la patología tiroidea es el  $^{131}\text{I}$ , cuyas características principales se detallan en la siguiente tabla:

## Protocolo contaminación de aire

Tabla 1 Detalle de las características del  $^{131}\text{I}$ .

Período de semi desintegración	8,04 días
Radiación principal que emite	Gamma 364 keV (81%) Beta 606 keV (energía máxima)
Tasa de exposición gamma	2,1 $\mu\text{Sv/h} \cdot \text{mCi}$ a 1 metro

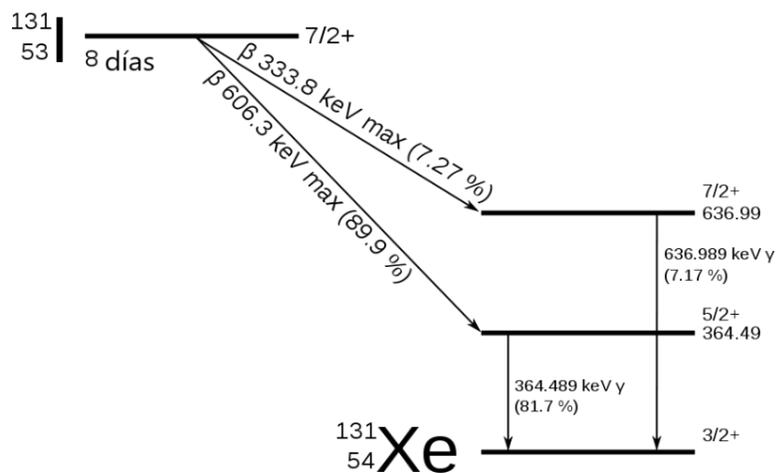


Ilustración 3 Se observa la desintegración del  $^{131}\text{I}$  (The fotos gratis, s.f.)

La conducta química de los isótopos radiactivos del yodo es idéntica a la del isótopo estable,  $^{127}\text{I}$ . El  $^{131}\text{I}$  es atrapado con rapidez y eficacia por la tiroides y desaparece del organismo en un plazo razonablemente corto por desintegración radiactiva y excreción metabólica. La cantidad total de yodo radiactivo se reduce a la mitad de su valor inicial (vida media efectiva) dependiente del estado de enfermedad: 1 día en el caso del cáncer de tiroides y la extirpación total del tejido tiroideo, 4-5 días en el hipertiroidismo y 7 días en pacientes con bocio tiroideo.

Debido a la capacidad que tienen las células tiroideas para absorber yodo, algunas enfermedades de la tiroides pueden ser tratadas con yodo radiactivo, como es el caso del hipertiroidismo, del cáncer de tiroides y, en algunos casos, del bocio tiroideo.

## Protocolo contaminación de aire

Durante su retención, el  $^{131}\text{I}$  irradia al tejido tiroideo destruyendo las células tumorales, en el caso del cáncer tiroideo, o una gran cantidad de células tiroideas normales, en el de una enfermedad benigna de la tiroides.

### *Forma Física del $^{131}\text{I}$*

El  $^{131}\text{I}$  es separado en la forma de yoduro de sodio ( $\text{I}^-\text{Na}^+$ ) de los productos de fisión de Uranio o de la irradiación neutrónica de Telurio. Se encuentra disponible sin portador agregado (NCA), y cualquier actividad presente en otra forma química no debe exceder el 5% del total de la radiactividad. Es suministrado en cápsulas o como solución líquida de yoduro de sodio para administración oral.

El  $^{131}\text{I}\text{-NaI}$  es una solución líquida clara e incolora volviéndose isotónica con solución salina fisiológica. El aire oxida el  $\text{I}^-$  a  $\text{I}_2$  volátil el cual es potencialmente peligroso. La oxidación del aire es minimizada adicionando sodio ascórbico o tiosulfato a la solución en un PH alcalino mantenido entre 7,5 y 9,0. Las cápsulas, en cambio, son preparadas evaporando una solución alcohólica de  $^{131}\text{I}\text{-NaI}$  (NCA) en el interior de una cápsula de gelatina donde la actividad permanece confinada.

### *Toxicidad del $^{131}\text{I}$*

Esto indica que una pequeña cantidad de  $^{131}\text{I}$  puede contaminar una mayor cantidad de aire en comparación a otros radionucleidos

El  $^{131}\text{I}$ , tal y como se aprecia en la siguiente tabla, está clasificado como un radionucleido de alta toxicidad:

## Protocolo contaminación de aire

Tabla 2 Clasificación de algunos radionucleidos de acuerdo con su radiotoxicidad relativa por unidad de actividad (A Basic Toxicity Classification of Radionuclides, IAEA, 1963.

### Group 1: Very high toxicity

Pb-210	Ra-226	Th-227	Pa-231	U-233	Pu-238	Pu-241	Am-243	Cm-244	Cf-249
Po-210	Ra-228	Th-228	U-230	U-234	Pu-239	Pu-242	Cm-242	Cm-245	Cf-250
Ra-223	Ac-227	Th-230	U-232	Np-237	Pu-240	Am-241	Cm-243	Cm-246	Cf-252

### Group 2: High toxicity

Na-22	Co-56	Zr-95	Sb-125	I-131	Ce-144	Hf-181	Bi-207	Ac-228
Cl-36	Co-60	Ru-106	Te-127m	I-133	Eu-152 (13 yr)		Bi-210	Pa-230
Ca-45	Sr-89	Ag-110m	Te-129m	Cs-134	Eu-154	Ta-182	At-211	Th-234
Sc-46	Sr-90	Cd-115m	I-124	Cs-137	Tb-160	Ir-192	Pb-212	U-236
Mn-54	Y-91	In-114m	I-126	Ba-140	Tm-170	Tl-204	Ra-224	Bk-249
		Sb-124						

### Group 3: Moderate toxicity

Be-7	Sc-48	Zn-65	Sr-91	Ru-103	Te-125m	La-140	Gd-153	W-187	Au-198
C-14	V-48	Zn-69m	Y-90	Ru-105	Te-127	Ce-141	Gd-159	Re-183	Au-199
F-18	Cr-51	Ga-72	Y-92	Rh-105	Te-129	Ce-143	Dy-165	Re-186	Hg-197
Na-24	Mn-52	As-73	Y-93	Pd-103	Te-131m	Pr-142	Dy-166	Re-188	Hg-197m

### 10.1.3. Procedimiento general en medicina nuclear

Habitualmente el paciente llega al Servicio y luego de una breve entrevista médica, se le administra la actividad correspondiente al radiofármaco en cuestión y se espera, dependiendo del estudio, entre 10 minutos y 3 horas en promedio para comenzar la adquisición (este es el llamado tiempo de biodistribución del radiofármaco). La adquisición de imágenes demora aproximadamente 20 minutos; luego el paciente se retira a su domicilio procurando seguir las indicaciones que tanto el médico como el técnico haya realizado.

Es interesante analizar cómo esta actividad inyectada en el paciente afecta directamente la dosis recibida por el operador; cabe recalcar, que, si bien a lo largo del texto se habla del técnico, como sinónimo de operador, el individuo que lleva a cabo el estudio, puede ser tanto el técnico como el médico. Es cierto que, en nuestro medio, pese a ser el médico el responsable, la costumbre ha impuesto que sea el técnico quien habitualmente lleva a cabo la tarea.

A continuación, se hará un análisis general de las principales etapas en las que el operador está en contacto directo o a través de un blindaje con la fuente radiactiva. Generalmente estas etapas se clasifican en: elución del generador, fraccionamiento, transporte, inyección, tiempo de biodistribución, posicionamiento del paciente en el equipo, adquisición de imágenes y

## Protocolo contaminación de aire

retirar al paciente del equipo e indicarle por donde debe retirarse del Servicio (en el caso de que se trate de un estudio de diagnóstico) En este apartado se mencionarán solamente las etapas consideradas como “puntos calientes” dónde el técnico u operador manipula el radionúclido y, en el caso del  $^{131}\text{I}$  el cual es altamente volátil, éste se vuelve gaseoso, dispersándose y contaminando el medio en la sala.

*Fraccionamiento:* una vez que se tiene la vial multi dosis con la actividad que se utilizará durante la jornada laboral, debe fraccionarse a partir del mismo la actividad que se inyectará a cada paciente. De ese vial con 5 ml de pertecnato de sodio se extraerán mediante el uso de jeringas entre 3 y 30 mCi dependiendo del tipo de estudio. Idealmente, dependiendo del radionúclido utilizado, esta vial multi dosis se encuentra en un contenedor blindado de 5 mm de plomo y todo el procedimiento se realiza detrás de una pantalla plomada para disminuir la dosis que recibiría en el cuerpo entero. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

*Transporte:* esta etapa se refiere a la operación de llevar la jeringa con la actividad a inyectar desde el cuarto caliente hacia el inyector. Este procedimiento se realiza con la jeringa contenida en una porta jeringas de 5 mm de plomo como mínimo. Dependiendo de la configuración del Servicio puede realizarse a través de una ventana (usualmente denominada transfer) que comunica directamente el cuarto caliente con el inyector, o puede ser necesario tener que realizar una corta caminata con la porta jeringas en la mano. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

*Inyección:* es el segundo momento (el primero es el fraccionamiento) en el que el técnico necesariamente tiene que manipular la jeringa sin blindaje. Si bien la duración del procedimiento generalmente es corta, las manos del operador se exponen a altas actividades. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

*Tiempo de biodistribución:* es el tiempo que debe transcurrir desde la administración hasta la adquisición de la imagen para que el radiofármaco inyectado se concentre en la zona de interés. Este tiempo es muy variable y depende del radiofármaco utilizado y del espacio de distribución que pretendemos marcar. Es clave para obtener imágenes de buena calidad diagnóstica. Durante este lapso el paciente permanece en una sala de espera separado del resto del público, ya sea solo o con otros pacientes inyectados.

## Protocolo contaminación de aire

Pueden ser 15 minutos en un estudio de paratiroides, 30 minutos en un estudio de cerebro, 2 horas en un estudio del esqueleto. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

### 10.1.4. Dosimetría en medicina nuclear

La dosimetría es la rama de la ciencia que estudia la relación entre medidas cuantitativas de la radiación y sus efectos en un blanco o sistema (generalmente biológico, como un ser vivo o un ecosistema). La dosimetría es, por tanto, esencial para cuantificar la incidencia de los cambios biológicos en función de la cantidad de radiación recibida, así como para controlar la exposición a la radiación de seres vivos y sus efectos en el medio ambiente. (Amaro, 2006)

El riesgo asociado a la presencia de radiaciones ionizantes depende en primer lugar del tipo de exposición que puede ser por irradiación externa (las fuentes se sitúan fuera del organismo) o por exposición interna (el material radiactivo se incorpora al organismo vía inhalación, ingestión o a través de una herida, fijándose en tejidos biológicos determinados). La estimación de los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes se efectúa mediante las magnitudes de protección radiológica Dosis efectiva, E, y Dosis equivalente en un órgano o tejido  $H_{T,R}$  que no son medibles directamente pero cuyo valor se puede evaluar con las magnitudes dosimétricas operacionales para la vigilancia de área y ambiental o para la vigilancia individual de trabajadores expuestos. (Amaro, 2006)

La caracterización de la radiación presente en el lugar de trabajo y un programa de vigilancia individual adecuado de acuerdo al riesgo de exposición externa y/o interna, permiten establecer las condiciones de operación que resulten aceptables para el personal de la instalación en sus diversas funciones y proporcionan información fiable sobre las dosis recibidas por los trabajadores expuestos durante las labores desarrolladas en la instalación. Para la vigilancia radiológica continua de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes se realizan dos tipos de controles:

a) Vigilancia radiológica del lugar de trabajo que comprenderá: La medición de las tasas de dosis externas, especificando la naturaleza y calidad de las radiaciones de que se trate. La medición de las concentraciones de actividad en el aire y la contaminación superficial, especificando la naturaleza de las sustancias radiactivas contaminantes y sus estados físico y químico. (Zamorano, 2011)

b) Vigilancia individual mediante la evaluación periódica de las dosis recibidas por cada individuo durante su trabajo y debidas tanto a la irradiación externa (dosimetría personal externa) como a la incorporación de radionucleidos al organismo (dosimetría personal interna). (Zamorano, 2011)

## 10.2. Interacción de la radiación con la materia

La interacción de la radiación con la materia puede ser por penetración o bien un depósito de energía en esta, por cuestiones de orden y estudio conviene separar los tipos de radiación en cuatro grupos:

- Partículas Alfa, Iones pesados energéticos y protones, componen el grupo de las partículas pesadas cargadas positivamente.
- Partículas Beta, Electrones y Positrones componen el grupo de las partículas cargadas ligeramente.
- Radiaciones Electromagnéticas incluyendo Rayos X y Gamma, son los que no contienen carga.
- Neutrones.

A su vez, estas se clasifican en radiación directamente ionizante y radiación indirectamente ionizante. La radiación directamente ionizante son las partículas cargadas eléctricamente tales como electrones, protones, deuterones y partículas alfa. Mientras que la radiación indirectamente ionizante son las partículas sin carga eléctrica, típicamente fotones y neutrones. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

En este momento se enfatizará más en la radiación electromagnética, es decir, radiación indirectamente ionizante, las cuales, como se hizo mención anteriormente, son las que no contienen carga por ende no pueden ser atenuadas por ionización al interactuar con la materia, por estos sufren otro tipo de desintegración que es pasar por uno de los tres efectos: Efecto Compton, Efecto Fotoeléctrico y Producción de Pares. (Sanz, Fernandez, & Illanes)

- ❖ *Efecto Compton*: El fotón incidente solo cede parte de su energía a uno de los electrones menos ligados al átomo, el resultado es que el electrón sale expulsado y el

fotón dispersado. El fotón no desaparece y conserva la energía que no ha cedido al electrón.

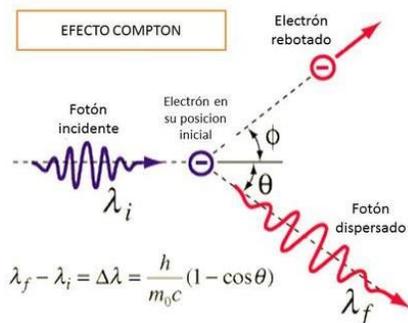


Ilustración 4 Efecto Compton, descripción gráfica (Espia del Labo, s.f.)

- ❖ **Efecto Fotoeléctrico:** Es cuando un fotón choca con un electrón, pero esta vez de las capas más internas, el electrón sale expulsado produciendo dos iones un anión y un catión. El fotón cede toda su energía al electrón.

### Efecto Fotoeléctrico

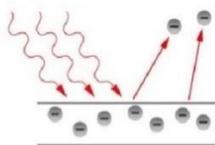


Ilustración 5 Efecto Fotoeléctrico, descripción gráfica (Ramirez, s.f.)

### Producción de Pares:

Este efecto se da cuando un Fotón con energía mayor a 1,02 Mev penetra en el campo eléctrico que rodea al núcleo atómico, le puede transferir energía necesaria para separar al electrón del átomo dando lugar a la formación de un par iónico, constituido por un electrón y un positrón por lo tanto en este proceso la energía se convierte en masa.

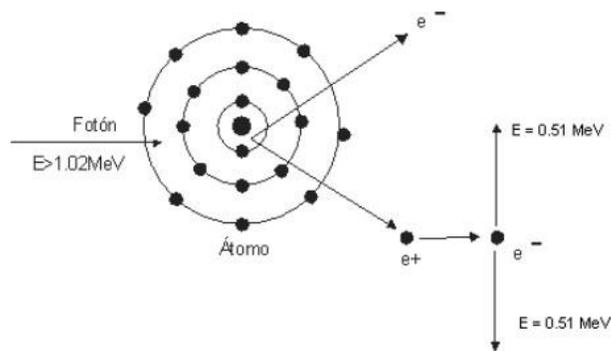


Ilustración 6 Producción de Pares (Clínica Universidad de Navarra, s.f.)

### 10.3. Protección Radiológica Operacional

La protección de los trabajadores ocupacionalmente expuestos en la ejecución de las prácticas se basa en las siguientes medidas:

- Evaluación del riesgo y asegurar la aplicación del principio de optimización.
- Clasificación de los lugares de trabajo
- Clasificación de los trabajadores expuestos en diferentes categorías según sus condiciones de trabajo.
- Aplicación de las normas y medidas de vigilancia y control en las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores expuestos.
- Vigilancia sanitaria.

#### 10.3.1. Clasificación de las zonas de trabajo

Se deben identificar y delimitar todos los lugares de trabajo en los que exista la posibilidad de recibir dosis efectivas superiores a 1 mSv por año oficial o una dosis equivalente superior a 1/10 de los límites de dosis para el cristalino, la piel y extremidades

- Los lugares de trabajo se clasificarán en función del riesgo de exposición a las RI en distintas zonas.
- Deberá estar siempre actualizada, delimitada y debidamente señalizada de acuerdo con el riesgo existente.

En medicina nuclear toda la instalación se clasifica como **Zona Vigilada**.

## Protocolo contaminación de aire

Es toda zona no definida como zona controlada pero en la que se mantienen bajo vigilancia las condiciones de exposición ocupacional aunque normalmente no sean necesarias medidas protectoras ni disposiciones de seguridad concretas.

Las zonas en que hay tránsito de material radiactivo se clasifican como **Zona Controlada**. (Comisión Nacional de Energía Atómica, 2011)

Según el Reglamento técnico de protección contra las radiaciones ionizantes de la república de Nicaragua, estas zonas se definen como en las que son o pudieran ser necesarias medidas de protección y disposiciones de seguridad específica para:

1. Controlar las exposiciones normales o prevenir la dispersión de contaminación en las condiciones normales de trabajo.
2. Prevenir las exposiciones potenciales o limitar su magnitud.

Dentro de estas zonas se encuentran:

- Zona de Manipulación y Administración de Radiofármacos (preparación, almacén de residuos e inyección).
- Sala de pacientes inyectados.
- Zona de Gammacámara (estudios de estrés, control y sala de gammacámara).

Dentro de las zonas controladas se clasifican como **Zona de Permanencia Limitada**.

- Almacén de residuos.
- Sala de pacientes inyectados.
- Sala de gammacámara.

La clasificación de las zonas radiológicas podrá ser modificada, en función de las revisiones periódicas de niveles de dosis.

#### 10.4. Incorporación de radionúclidos por inhalación



Ilustración 7 Incorporación de Radionucleidos (Página personal: José María Castañares Gandía, 2014)

En la ilustración se pueden apreciar que existen distintos tipos de incorporación de radionúclidos al interior del organismo, pero en esa ocasión se profundizará en la incorporación por inhalación. El material incorporado por inhalación se deposita inicialmente en distintos tramos del tracto respiratorio de donde se depura por transferencia directa a los líquidos extracelulares, sangre, ganglios linfáticos y pasa al tracto gastrointestinal.

Los trabajadores de Medicina Nuclear "in vivo" y tratamiento terapéutico con radionúclidos, requerirán de control dosimétrico individual obligatorio incluyendo el control de la contaminación interna cuando se trabaje con isótopos volátiles; en el caso de Medicina Nuclear "in vitro" el establecimiento del control dosimétrico requerirá de una evaluación de las posibles dosis a recibir por los trabajadores.

La dosis E (50) (mSv) debida a la incorporación de radionúclidos no puede medirse directamente, sino que se infiere a partir de la actividad medida (Bq) en Contador de Radiactividad Corporal (medida directa).

La estimación de la dosis efectiva comprometida E (50) por exposición interna requiere: Aplicación de modelos biocinéticas (representan el comportamiento metabólico del radionúclido dentro del cuerpo)

## 10.5. Monitoreo

Mediciones relacionadas con la vigilancia y el control de la exposición a la radiación y al material radiactivo

- Ayuda a demostrar una adecuada optimización de la protección
- Permiten comprobar experimentalmente y con la periodicidad necesaria, que tanto las dosis recibidas como los niveles de riesgo existentes están dentro de los límites correspondientes a cada zona

### 10.5.1. Tipos de monitoreo

Monitoreo de áreas: mediciones hechas en las zonas de trabajo. Puede ser superficial y ambiental

Monitoreo individual: se realiza a cada trabajador e incluye la interpretación de estas mediciones.

### 10.5.2. Monitoreo ambiental

Monitoreo del aire para detección de yodo radiactivo en medicina nuclear, entre los distintos tipos de terapia con radionúclidos de fuentes abiertas, más del 90% se realizan utilizando  $^{131}\text{I}$  (Air Monitoring to Control the Intake of Airborne Radioiodine-131 Contaminants by Nuclear Medicine Workers, 2010 pág. p.85). El  $^{131}\text{I}$  se usa ampliamente en terapias y procedimientos en medicina nuclear debido a su corta vida media y la utilidad de su emisión beta. Sin embargo,  $^{131}\text{I}$  es altamente volátil y se clasifica como un radionúclido en el grupo de alta toxicidad.  $^{131}\text{I}$  puede ser inhalado como gas o ingerido en alimentos o agua. La cuantificación de la contaminación  $^{131}\text{I}$  en el aire asociado con el uso clínico de  $\text{Na}^{131}\text{I}$  en forma líquida ha sido reportada y estudiada ampliamente en la literatura (IAEA Safety Standards Series No. IAEA Safety Standards Series No. Radionuclides, 1999 pág. p.24).

La concentración de  $^{131}\text{I}$  en el aire está limitada por la Concentración Área Derivada (DAC) de 416,67 Bq / m<sup>3</sup> (Air Monitoring to Control the Intake of Airborne Radioiodine-131 Contaminants by Nuclear Medicine Workers, 2010 pág. p.1), es decir es el límite máximo permitido en un área específica donde tenemos aplicaciones con radionúclidos.

## Protocolo contaminación de aire

La inhalación de partículas radiactivas en el aire es una de las vías más importantes de entrada de radionúclidos en el cuerpo humano. Uno de los principales requisitos para la manipulación de radiación es la protección radiológica; en medicina nuclear es el monitoreo en el lugar de trabajo. Por lo tanto, el monitoreo ambiental (en aire) se realiza para identificar materiales radioactivos aerosoles y controlar la ingesta de los mismos por los trabajadores.

Precisamente la necesidad de su cuantificación está derivada de la producción de una serie de efectos nocivos sobre los organismos vivos. Hace mucho tiempo que se sabe que las dosis altas de radiación ionizante pueden causar lesiones en los tejidos humanos. Es por ello que se realiza este protocolo para poder calcular la cantidad de contaminación que hay en las salas de los diferentes centros de medicina nuclear del país.

El monitoreo ambiental se realiza a efectos de medir la presencia y concentración de contaminantes en el ambiente, así como el estado de conservación de los recursos naturales.

El plan de seguimiento y monitoreo ambiental de un proyecto o actividad tiene por finalidad asegurar, que las variables ambientales relevantes que dieron origen al Estudio de Impacto Ambiental evolucionan según lo establecido en la documentación que forma parte de la evaluación respectiva.

### 10.5.3. Plan de seguimiento y monitoreo ambiental

Un plan de seguimiento y monitoreo ambiental de las variables ambientales relevantes deberá contener, cuando sea procedente, para cada fase del proyecto o actividad, el componente del medio ambiente que será objeto de medición y control; el impacto ambiental asociado; la ubicación de los puntos de control; los parámetros que serán utilizados para caracterizar el estado y evolución de dicho componente; los niveles cuantitativos o límites permitidos o comprometidos; la duración y frecuencia del plan de seguimiento para cada parámetro; el método o procedimiento de medición de cada parámetro; el plazo y frecuencia de entrega de los informes del plan de seguimiento a los organismos competentes; la indicación del organismo competente que recibirá dicha documentación, y cualquier otro aspecto relevante.

### 10.5.4. Monitores para la medida de tasa de dosis

La tasa de dosis es una magnitud que indica la intensidad del campo de radiación ionizante existente en un instante dado y por tanto proporciona la información dosimétrica de un modo

inmediato. Esta magnitud es la adecuada para la caracterización radiológica de lugares o la vigilancia instantánea y/o continuada de campos de radiación ionizante que pueden variar con el tiempo y alcanzar niveles que pueden resultar inadecuados para las personas expuestas. La tasa de dosis se mide con dispositivos denominados monitores que se basan en distintos tipos de detectores (generalmente de ionización en gases o de centelleo) que necesitan para su correcto funcionamiento alimentación eléctrica (por lo que también se les denominan instrumentos activos) y que condicionan en parte su tamaño, peso y autonomía de funcionamiento.

Existen distintos detectores de radiación, para este tipo de muestreo se utilizan los que son de forma inmediata, dentro de este grupo se enmarcan los detectores por ionización y excitación.

Dentro de los detectores por ionización, existen los gaseosos y semiconductores. Los detectores gaseosos están constituidos básicamente por un recinto conteniendo un gas, están sometidos a un campo eléctrico producido por una diferencia de potencial aplicada entre dos electrodos en donde uno de ellos cumple con la función de contener el gas.

**Monitores basados en detectores de ionización gaseosa.** La mayoría de los monitores de tasa de dosis utilizados en la vigilancia de área o ambiental suelen emplear detectores de ionización gaseosa que, en función de la tensión de operación, funcionan en modo cámara de ionización, contador proporcional o contador Geiger-Müller. Aunque su eficiencia para la detección de las radiaciones alfa y beta es prácticamente del 100% (siempre que las fuentes estén en contacto con el detector e incluso en su interior), su rendimiento para fotones es mucho más bajo lo que obliga a rellenar los detectores con gases a presión para aumentar su eficiencia. La respuesta de los monitores basados en detectores por ionización en gases puede depender en gran medida de la temperatura ambiente, tendiendo en general a presentar valores mayores, cuanto mayor es la temperatura ambiente. Aunque muchos de los equipos actuales ya compensan automáticamente este efecto, es importante realizar las medidas en condiciones ambientales de temperatura entre 15 y 25°C.

**Monitores Semiconductores:** Estos tipos de detectores se pueden asemejar a utilizar una cámara de ionización “sólida” ya que se encuentran sometidos a un campo eléctrico producido por una diferencia de potencial aplicada entre dos electrodos. Este tipo de equipos

se caracteriza por contar con una elevada densidad de material, permitiendo así tener mayor probabilidad de interacción de la radiación con la materia debido al elevado número atómico que poseen, el valor de potencial de ionización que cuentan es muy bajo respecto a los detectores gaseosos permitiendo esto obtener mayor cantidad de eventos de ionización y por ende una mayor estadística de conteo. Debido al modelo de bandas (Banda de Valencia – Banda Prohibida - Banda de Conducción) que caracteriza a estos equipos es posible obtener una diferenciación de los valores energéticos de los diferentes tipos de radiación que inciden sobre el detector. Debido a las características mencionadas anteriormente estos tipos de equipos son muy hábiles para la detección y discriminación de rayos Gamma.

**Detectores de Centelleo:** La mayoría de los detectores gamma son detectores de centelleo, es decir, que su funcionamiento se basa en convertir la radiación gamma incidente en luz visible por medio de un cristal de centelleo. Luego, esta luz visible es captada y convertida en una señal eléctrica, la cual es medida por el fotomultiplicador. La señal eléctrica resultante es proporcional a la energía del fotón gamma incidente, por lo que por medio de esta se determina la actividad.

### 10.6. Dosimetría

#### 10.6.1. Dosímetros Personales

Los dosímetros personales se utilizan para la vigilancia radiológica individual de las exposiciones externas. Debido a que deben ser portados por las personas en el desempeño de su actividad laboral, los dosímetros personales deben ser ligeros y de pequeño tamaño, sin renunciar a la sensibilidad y versatilidad en la detección de las radiaciones que puedan afectar al usuario. Se puede distinguir entre dosímetros personales pasivos y activos. Los primeros no necesitan alimentación eléctrica y acumulan de un modo seguro la información debida a las radiaciones ionizantes sin intervención alguna del usuario, precisando un proceso posterior de lectura y evaluación de las dosis. Los dosímetros activos proporcionan una lectura inmediata de las dosis y tasas de dosis recibidas, pero son algo mayores y pesados pues necesitan alimentación eléctrica (baterías) para su funcionamiento.

### 10.6.2. Interpretaciones Dosimétricas

Según el Reglamento técnico de protección contra las radiaciones ionizantes de la república de Nicaragua, se establece que se deben de realizar procedimientos que permitan evaluar las dosis recibidas por los Ocupacionalmente expuestos debido a exposición externa o Interna.

En Nicaragua, el Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología (LAF-RAM), es el que se encarga de efectuar estas lecturas, este Servicio de Dosimetría informa la dosis recibida por los trabajadores expuestos. En ello no se incluirán las dosis debidas al fondo radiactivo natural, las derivadas de exámenes o tratamientos médicos (como pacientes), ni las recibidas individualmente como miembros del público. Los límites de dosis se consideran respetados si la dosis equivalente profunda no sobrepasa el límite de dosis fijado para la exposición global, si la dosis equivalente superficial no sobrepasa el límite de dosis fijado para la piel y si se respetan los límites de dosis para cristalino, manos y demás localizaciones.

*Dosis Profunda (mSv):* Es la dosis equivalente profunda Hp (10) evaluada con el dosímetro personal corporal una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.

*Dosis Superficial (mSv):* Es la dosis equivalente superficial Hp (0,07) evaluada con el dosímetro personal corporal una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.

*Dosis Localizada (mSv):* Es la dosis equivalente superficial Hp (0,07) evaluada con el dosímetro personal localizado una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.

*Dosis Acumulada:* Se informa sobre las dosis registradas en el año oficial de la medida y en los últimos cinco años oficiales.

### 10.7. Carbón activado

El carbón activado es un material versátil con usos ambientales, médicos e inclusive en el campo industrial. Esto se debe a que es altamente poroso, por lo que posee excelentes propiedades adsorbentes, las cuales lo hacen idóneo para la fabricación de filtros utilizados, en su mayoría, para depurar líquidos o gases de determinadas sustancias.

### 10.7.1. Definición del carbón activado

Al igual que otros tipos de carbón, el carbón activado forma parte de un grupo de materiales carbonosos en los cuales la estructura y propiedades son similares a la estructura y propiedades del grafito.

El carbón activo es un producto que posee una estructura cristalina reticular similar a la del grafito solo que el orden en la estructura del carbón activado es menos perfecto; es extremadamente poroso y puede llegar a desarrollar áreas superficiales del orden de 500 a 1 500 metros cuadrados o más, por gramo de carbón. El área de la superficie del carbón activado varía dependiendo de la materia prima y del proceso de activación. Las altas temperaturas, la atmosfera especial y la inyección de vapor del proceso de fabricación del carbón activado lo que “activa” y crea la porosidad, dejando mayormente una especie de “esponja” de esqueleto del carbón.



*Ilustración 8 Carbón activado (Activated Carbon Production from Coconut Shell and Palm Kernel Shell, s.f.)*

### 10.7.2. Adsorción

Cuando una molécula de gas golpea una superficie sólida, puede rebotar o quedar fijada sobre la superficie, es decir, sufrir de adsorción. En este último caso, la molécula adsorbida puede difundirse (moverse) sobre la superficie, quedarse fija, sufrir una reacción química o disolverse en el interior del sólido. La adsorción implica la concentración de uno o más componentes de un gas o un líquido en la superficie de un sólido. El sólido se denomina adsorbente y las moléculas adsorbidas en la superficie del sólido, con mayor concentración que en la fase fluida, se conocen como adsorbato.

La adsorción se establece debido a las fuerzas de atracción entre las moléculas de fluido y la superficie sólida. Si las fuerzas son del tipo van der Waals, conllevan una fisisorción sobre

la superficie del adsorbente, resultado de las interacciones intermoleculares débiles entre el sólido y el fluido. La adsorción activada o quimisorción ocurre cuando se forman enlaces químicos entre las moléculas del fluido y la superficie adsorbente.

Normalmente, la quimisorción provoca la adsorción de una monocapa sobre la superficie adsorbente. La energía de adsorción en fisisorción es muy inferior a la que se implica en un enlace químico, y por lo tanto la reversibilidad del proceso puede obtenerse, bien sometiendo al sistema a un calentamiento o bien al vacío, de forma que disminuya la presión del adsorbato. La fisisorción es un fenómeno exotérmico, aunque la energía puesta en juego es siempre superior a la correspondiente al fenómeno de condensación. Cuando la adsorción se produce en poros de pequeño tamaño, la energía implicada aumenta considerablemente.

Como se mencionó anteriormente, en la quimisorción se produce una interacción fuerte, lo que generalmente implica la rotura y formación de enlaces, por lo que la molécula quimisorbida no mantiene la misma estructura electrónica (enlaces).

Se pueden fabricar adsorbentes con un área superficial interna (superficie específica) desde los  $100 \text{ m}^2 \text{ g}^{-1}$ , hasta valores de este parámetro de  $3000 \text{ m}^2 \text{ g}^{-1}$ , aunque los materiales que suelen aplicarse en la práctica en adsorción tienen una superficie específica entre 300 y  $1200 \text{ m}^2 \text{ g}^{-1}$ . La IUPAC (International Union of Pure and Applied Chemists) distingue materiales micro-, meso- y macroporosos, según el diámetro de los mismos: microporos ( $d_p < 2 \text{ nm}$ ), mesoporos ( $2 \text{ nm} < d_p < 50 \text{ nm}$ ) y macroporos ( $50 \text{ nm} < d_p < 100\,000 \text{ nm}$ ) a partir de  $100\,000 \text{ nm}$  ya se consideran como grietas y empiezan a ser detectables por el ojo humano.

### 10.7.3. Propiedades del Carbón Activado

El carbón activado posee una gran variedad de tamaños de poros, los cuales, además de clasificarse en micro-, meso- y macroporos, también pueden clasificarse en poros de adsorción y poros de transporte, según su función.

Los poros de adsorción consisten en espacios entre placas gráficas con una separación entre una y cinco veces el diámetro de la molécula que va a retenerse. En estos, ambas placas de carbón están lo suficientemente cerca como para ejercer atracción sobre el adsorbato y retenerlo con mayor fuerza.

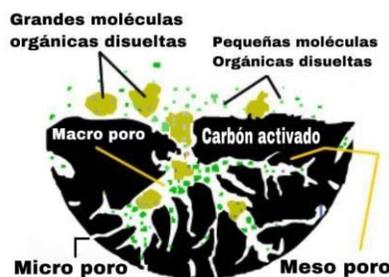
## Protocolo contaminación de aire

Los poros mayores que los de adsorción son los poros de transporte y tienen un rango muy amplio de tamaños, que van hasta el de las grietas, las cuales están en el límite detectable de la vista y que corresponden a 0,1 mm. En esta clase de poros, solo una placa ejerce atracción sobre el adsorbato, por ende, lo hace con una fuerza menor, insuficiente para retenerlo. De esta manera, los poros de transporte actúan como caminos de difusión por los que circula la molécula hacia los poros de adsorción en los que la atracción es mayor; por lo tanto, aunque tiene poca influencia en la capacidad del carbón activado, afectan la cinética o velocidad con la que se lleva a cabo la adsorción.

Según la clasificación por diámetro de poro, estos cumplen diferentes funciones, por ejemplo:

Los microporos tienen un tamaño adecuado para retener moléculas pequeñas, que aproximadamente corresponden a compuestos más volátiles que el agua, tales como olores, sabores y muchos solventes. Los macroporos atrapan moléculas grandes, como los colores intensos o las sustancias húmicas -ácidos húmicos y fúlvicos- que se generan al descomponerse la materia orgánica. Los mesoporos son los apropiados para moléculas de tamaño intermedio entre las anteriores.

El carbón activado posee la capacidad de adherir o retener en su superficie uno o más componentes (átomos, moléculas, iones) que se encuentran disueltas en el líquido que está en contacto con él. Este fenómeno se denomina poder adsorbente.



*Ilustración 9 Estructura de los poros del carbón activado, así como su interacción con moléculas de diferente tamaño (California Biochar Association, s.f.)*

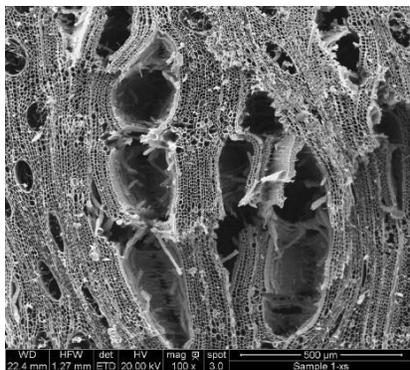


Ilustración 10 fotografías microscópicas de la estructura porosa del carbón activado. Es posible apreciar los diferentes tipos de poros, tanto macro, meso, como microporos (USwatersystem.com, s.f.)

### 10.8. Filtros de carbón activado

Como se mencionó anteriormente, el carbón activado es un material versátil utilizado en amplia gama en distintos campos, sea en la industria, la medicina, la agricultura, uso doméstico, etc. Debido a su alta porosidad, es un excelente material adsorbente por lo que, a base de él, se han fabricado diversos tipos de filtros para diferentes fines, ya sea para purificar agua o descontaminar aire, el principio es el mismo. Generalmente los filtros constan de una o más capas de material que sirve de prefiltro y luego una capa de carbón activado, cuyo diámetro y capacidad adsortiva dependen del fin para el que está elaborado.



Ilustración 11 Ejemplo de la estructura de un filtro de carbón activado para aire (instead.com, s.f.)

### 10.8.1. Eficiencia de los filtros de carbón activado

La eficiencia del filtro puede definirse como la capacidad de adsorción de éste, o, en otras palabras, la capacidad de depurar el aire. Matemáticamente se describe así:

$$E = \left(1 - \frac{C_D}{C_A}\right) \times 100 \quad \text{Ecuación 1}$$

Dónde  $C_D$  es la cantidad de la sustancia a estudiar después de atravesar el filtro y  $C_A$  la cantidad de sustancia antes del filtro. (*Airborne Concentration of I-131 in a Nuclear Medicine Laboratory, 1978*)

### 10.9. Filtros HEPA

Los filtros HEPA (del inglés High Efficiency Particulate Air) es un tipo de filtro de aire el cual, como su nombre lo indica, debe cumplir ciertos estándares de alta eficiencia. Uno de los estándares más comunes es el ASME standard (American Society of Mechanical Engineers), el cual exige que el filtro remueva 99,97% de las partículas que tienen un tamaño mayor o igual de 0,3µm. HEPA es un término genérico para los filtros de alta eficiencia, por lo que diversos filtros elaborados a base de distintos materiales son llamados por este nombre, siempre y cuando cumplan con los estándares de eficiencia establecidos.

#### *Mecanismo de acción*

Los filtros HEPA están compuestos por una serie de fibras dispuestas al azar. Estas fibras usualmente están compuestas por fibra de vidrio y sus poros poseen diámetros entre 0,5 y 2,0 µm, Los factores que afectan su capacidad de adsorción son el diámetro de poro, el grosor del filtro y la rapidez con la que captura las partículas. Las partículas son retenidas de igual manera que en los filtros de carbón activado, por medio de los mecanismos descritos anteriormente.

## Protocolo contaminación de aire



*Ilustración 12 Ejemplo de filtro de aire, compuesto por un filtro HEPA (Midea, s.f.)*

### 10.10. Procedimiento para la recolección de muestras de contaminación de aire en servicio de medicina nuclear

#### 10.10.1. Elaboración de un esquema de la instalación

##### **Objetivo:**

- ❖ Analizar según el esquema la posibilidad de contaminación en puntos de mayor concentración.

##### **Frecuencia:**

- ❖ Al iniciar y tras algún cambio

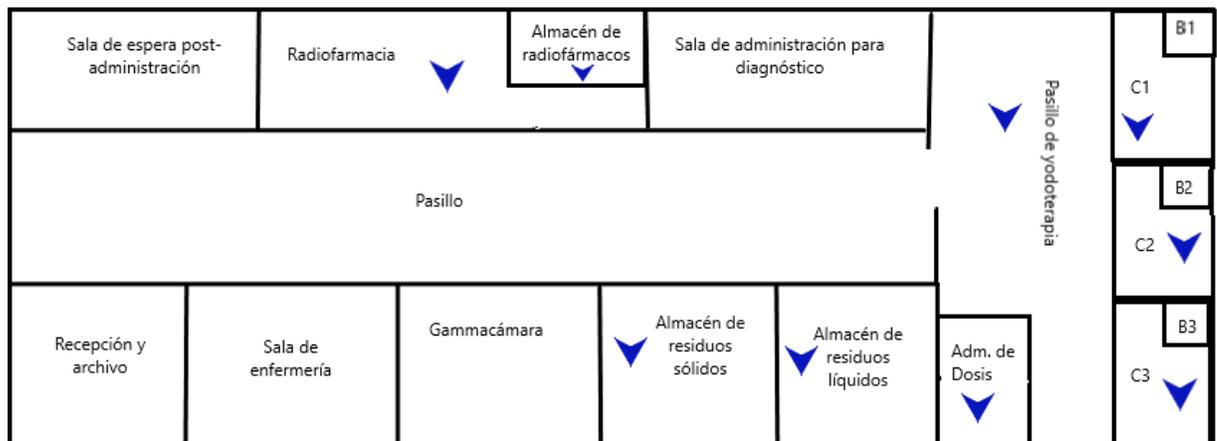
##### **Personal Encargado:**

- ❖ Físico Médico

##### **Metodología**

- ❖ Dibujar a escala el esquema del servicio de medicina nuclear.
- ❖ Representar en el esquema las diversas áreas del servicio de medicina nuclear.
- ❖ Señalar en el esquema con un distintivo las áreas más vulnerables a sufrir contaminación de aire.

## Protocolo contaminación de aire



*Ilustración 13 Ejemplo esquema de un servicio de medicina nuclear, las áreas de muestreo están señaladas con una flecha azul (Herrera, Mayorga y Escalante. 2019)*

**Conclusiones:** Se determinó que los puntos de mayor concentración según el esquema son:

- ✓ Radiofarmacia
- ✓ Pasillo de yodoterapia
- ✓ Habitaciones de pacientes post- tratamiento
- ✓ Sala de almacenamiento de radiofármacos
- ✓ Sala de administración de Yodo
- ✓ Almacén de residuos

## Protocolo contaminación de aire

- Muestreo de aire

### **Objetivo:**

- ❖ Facilitar el proceso al momento de tomar muestra de aire dentro de un servicio de medicina nuclear para detectar una posible contaminación en las áreas más vulnerables.

### **Frecuencia:**

- ❖ Mensual

### **Personal Encargado:**

- ❖ Físico Médico

### **Instrumentación:**

- ❖ Aspiradora de volumen ajustable modelo DF-14ME.
- ❖ Filtros de carbón activado
- ❖ Filtros HEPA
- ❖ Detector CAPTUS 3000

**Nota: Para tomar datos, apoyarse en las tablas que se encuentran en el Anexo 13.1**

### **Metodología:**

- ❖ Identificar áreas para realizar el muestro.
- ❖ Colocar filtros dentro de la aspiradora de aire.
- ❖ Colocar el equipo a una altura de 1,5 metros, que es la altura promedio a la que se encuentra la tiroides.
- ❖ Establecer el flujo de aire que pasará por la aspiradora. El equipo tiene un rango operacional de 14 a 115 LPM (litros por minuto), en términos de metros cúbicos por hora la conversión es de 0,84 m<sup>3</sup>/h a 6,9 m<sup>3</sup>/h, por lo que se recomienda usar el valor medio de 3.87 m<sup>3</sup>/h.
- ❖ Basándose en estudios realizados un volumen total de 0,6 m<sup>3</sup> de muestreo es suficiente para obtener resultados confiables (Jiemwutthisak, Sritongkul,

Chaudakshetrin, Kanchanaphiboon, & Tuntawiroon, 6th Annual Scientific Meeting, Phitsanulok, Thailand).

- ❖ Dejar la aspiradora por un intervalo de tiempo. El equipo se puede programar para apagarse automáticamente una vez obtenido el volumen o tiempo establecido. Por ejemplo, si se programa para aspirar un volumen de 1 m<sup>3</sup>, usando el flujo medio recomendado, el intervalo de tiempo será de 15 minutos aproximadamente.
- ❖ Pasado el tiempo de la recolección de aire, se sacan los filtros ocupando guantes, se introducen en una bolsa con cierre zip y se llevan al laboratorio.
- ❖ Hacer la calibración por eficiencia del detector CAPTUS 3000.
- ❖ Utilizar el detector CAPTUS 3000, para saber la actividad del muestreo.

#### **Análisis de Datos:**

##### **❖ Calibración por eficiencia del CAPTUS 3000:**

Determinar el número de cuentas obtenidas en un instante dado y la desintegración de la fuente

$$E = \frac{cpm_{std}}{dpm_{std}} \quad \text{Ecuación 1}$$

Dónde  $cpm_{std}$  es la razón de cuentas por minuto de una fuente estándar medida por el detector y  $dpm_{std}$  es la razón de desintegración por minuto o la actividad de la fuente de radiación estándar, cuyo valor es conocido.

El valor de la eficiencia E, el cual también puede ser expresado como un porcentaje, es característico del detector utilizado en particular y del radionucleido, además es afectado por factores como la geometría de la muestra, su composición, energía, posición relativa y la geometría combinada del sistema detector-muestra-tubo o contenedor.

##### **❖ Cálculo de la concentración de actividad en aire obtenida de los filtros:**

Una vez analizada la muestra obtenida en el detector, la concentración en el aire medido puede ser expresada en función de la concentración derivada en aire (DAC) por medio de

## Protocolo contaminación de aire

$$DAC \left( \frac{Bq}{m^3} \right) = \frac{cps \times e^{\lambda t}}{E \times V} \quad \text{Ecuación 2}$$

Donde:

CPS= cuentas por segundo netas de la muestra

E= Eficiencia

V= Volumen de aire total recolectado ( $m^3$ ) obtenido multiplicando el flujo de aire utilizado en la aspiradora por el tiempo de duración de la recolección o muestreo.

$e^{\lambda t}$  = Factor inverso por decaimiento radiactivo

$\lambda$  = Es la constante de decaimiento propia de cada radionucleido, que permite conocer el factor de probabilidad de decaimiento definido entre un tiempo inicial y un diferencial de tiempo.

t = intervalo de tiempo entre la hora de recolección de la muestra y la hora de medición de la actividad de esta en el laboratorio

El DAC medido puede ser expresado como una fracción utilizando el valor límite de DAC para  $^{131}I$ . La incertidumbre del valor promedio obtenido no debe sobrepasar el 20%.

### **Tolerancia:**

ALI=  $10^6$  Bq

DAC= 416, 67 Bq/ $m^3$

**Observaciones:** El DAC límite, es obtenido dividiendo el límite anual por ingestión (ALI, por sus siglas en inglés) entre el volumen de aire inhalado por un trabajador promedio durante un tiempo de trabajo de 2000 h por año, (50 semanas) asumiendo un valor promedio estimado del aire inhalado de 1,2  $m^3/h$ , como se muestra a continuación:

$$DAC = \frac{ALI}{2000 \text{ h} \times 1,2 \text{ m}^3/h} \quad \text{Ecuación 3}$$

Donde el ALI para el límite de dosis efectiva anual de 20mSv para el trabajador ocupacionalmente expuesto es igual a  $10^6$  Bq. Por lo tanto, sustituyendo dicho valor en la

## Protocolo contaminación de aire

ecuación anterior, se obtiene el límite anual del DAC= 416,67 Bq/m<sup>3</sup>. (*Air Monitoring to Control the Intake of Airborne Radioiodine-131 Contaminants by Nuclear Medicine Workers*)

## 11. Conclusiones

Se logró diseñar un protocolo para medir la posible contaminación de aire que pueden incorporar los trabajadores ocupacionalmente expuestos en servicios de medicina nuclear.

Se diseñó este protocolo para medir la contaminación en el ambiente causada por  $^{131}\text{I}$  de los servicios de medicina nuclear, en este se detalla el procedimiento para llevar a cabo el muestreo, están estructurados de manera estándar y general, de tal modo que sean reproducibles y confiables. Todo esto organizado en tablas, dónde el personal que realizará la muestra podrá tomar nota de todos los datos que sean necesarios para realizar la medición.

En el presente se muestra un ejemplo de esquema donde se observa la distribución de áreas dentro de un servicio de medicina nuclear y se propone que siempre que se vaya a dar inicio de un servicio para medir contaminación en aire se realice el esquema de dicho establecimiento, así como cuando se le hagan modificaciones.

Se han logrado determinar los puntos en un servicio de medicina nuclear, donde se pueda dar con mayor probabilidad contaminación de aire, estas son las siguientes: Radiofarmacia, Pasillo de Yodoterapia, Habitaciones de pacientes post tratamiento, Cuartos de Residuos, Sala de almacenamiento de radiofármacos, Sala de administración de Yodo, cumpliendo así en su totalidad con los objetivos propuestos en el informe.

## 12. Referencias

1. *Activated Carbon Production from Coconut Shell and Palm Kernel Shell*. (s.f.). Obtenido de <http://biomassproject.blogspot.com>
2. Amaro, J. (26 de 05 de 2006). *Universidad de Granada*. Obtenido de Dosimetría y Protección Radiológica: <https://www.ugr.es/~amaro/radiactividad/teoria/tema7.pdf>
3. Browning, E., Banerjee, K., & Reisinger, W. (1978). *Airborne Concentration of I-131 in a Nuclear Medicine Laboratory*. Pennsylvania.
4. Cadena Nogales, P. D. (2017). *Elaboración de filtros de carbón activado y evaluación de la eficiencia en el monitoreo ambiental del yodo molecular 131 en el área de medicina nuclear del hospital Andrade Marín*. Riobamba, Ecuador.
5. *California Biochar Association*. (s.f.). Obtenido de <http://californiabiocharassociation.org>
6. Centro Nacional de Seguridad Nuclear. (2001). *Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la medicina nuclear*.
7. *Clinica Universidad de Navarra*. (s.f.). Obtenido de <https://www.cun.es>
8. Comisión Nacional de Energía Atómica. (Octubre de 2011). *Reglamento técnico de protección contra las radiaciones ionizantes de la república de Nicaragua*. Obtenido de <http://www.minsa.gob.ni/index.php/repository/Descargas-MINSA/Direcci%C3%B3n-General-de-Regulaci%C3%B3n-Sanitaria/Radiaciones-Ionizantes/Reglamento-t%C3%A9cnico-de-protecci%C3%B3n-contras-las-radiaciones-ionizantes/>
9. Complejo hospitalario de Jaen Memoria . (2012). *Instalación Radiactiva de Medicina Nuclear*. Andalucía.
10. Cruz, E., Mayorga, M., Quiverio, N., & Villada, J. (2013). *Planteamiento de un sistema de remoción de I-131 de vertimientos líquidos en una unidad sanitaria de medicina nuclear empleando I-127 como patrón de referencia*. Rio de Janeiro.
11. *Da tu opinion*. (s.f.). Obtenido de <http://datuopinion.com/gammagrafia>

12. Di Trano, J., Rojo, A., Kunst, J., Saule, F., Ponce, L., & Fruttero, N. (s.f.). *Revisión de la protección radiológica en medicina nuclear y análisis de nuevas técnicas médicas*. Buenos Aires: Autoridad Regularoria Nuclear.
13. DIGESA (Dirección General de Salud Ambiental). (2005). *Protocolo de Monitoreo de la calidad de aire y gestión de los datos*. Lima.
14. *Espia del Labo*. (s.f.). Obtenido de <http://espiadellabo.com>
15. Gallego Piñol, E., Roca Mussons, X., Perales Lorente, J. F., Trillo Roca, X., Rosell Farras, G., & Guardino Sola, X. (2013). *Calidad de aire interior: Filtros de Carbon Activo para su mejora*. Barcelona: Instituto Nacional de Seguridad e Higiene en el Trabajo.
16. Giomi, A., & Suarez Prieto, F. (2015). *Protección Radiológica ocupacional en la puesta en marcha del laboratorio Mock Up*. Bariloche.
17. *insteading.com*. (s.f.). Obtenido de [insteading.com](http://insteading.com)
18. International Atomic Energy Agency. (1963). *A Basic Toxicity Classification of Radionuclides*. Vienna.
19. Jiemwutthisak, P., Sritongkul, N., Chaudakshetrin, P., Kanchanaphiboon, P., & Tuntawiroon, M. (6th Annual Scientific Meeting, Phitsanulok, Thailand). *Air Monitoring to control the intake of Airborne Radioiodine-131 contaminants by Nuclear Medicine Workers*. Bangkok: Mahidol University.
20. *Midea*. (s.f.). Obtenido de [midea.com.sg](http://midea.com.sg)
21. Núñez, M. (2008). *Protección Radiológica en Medicina Nuclear*. Montevideo: Escuela Universitaria de tecnología Médica.
22. Organización Internacional de Energía Atómica. (2013). *Protección Radiológica de los Pacientes*. Obtenido de Medicina Nuclear: [https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content-es/InformationFor/HealthProfessionals/3\\_NuclearMedicine/index.htm](https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content-es/InformationFor/HealthProfessionals/3_NuclearMedicine/index.htm)

23. Organización Internacional de Energía Atómica. (2017). *Organización Internacional de Energía Atómica*. Obtenido de Protección radiológica en medicina nuclear: Parte 4. Seguridad de las fuentes. Diseño de instalaciones: <https://www.iaea.org/file/2017/training-nuclear-medicinealllecturesspzip>
24. *Página personal: José María Castañares Gandía*. (2014). Obtenido de <http://www.jmcprl.net>
25. Ramirez, F. (s.f.). *Shan Bao*. Obtenido de <http://shangbao.info>
26. Robledo, J., & Russo, S. (s.f.). *Protocolo de radioprotección destinado al personal de internación al cuidado de pacientes en tratamiento con I-131*. Centro Oncológico de Medicina Nuclear, Instituto de oncología "Angel H. Roffo".
27. Sanz, V., Fernandez, L., & Illanes, L. (s.f.). *Radioprotección en medicina nuclear: Fundamentos y buenas prácticas*. Edulp Editorial de la universidad de la Plata.
28. Servicio de Protección Radiológica , Hospital universitario Cruces. (2014). *Protección Radiológica a Residentes*.
29. *Slideshare*. (2014). Obtenido de <https://es.slideshare.net/della1234/tema-12-infecciones-del-tracto-respiratorio-superior>
30. *The fotos gratis*. (s.f.). Obtenido de <https://www.thefotosgratis.eu>
31. *USwatersystem.com*. (s.f.). Obtenido de [USwatersystem.com](http://USwatersystem.com)
32. Zamorano, E. C. (Octubre de 2011). *Universidad de Valencia*. Obtenido de Área de protección radiológica, servicio de prevención y medio ambiente: [https://www.uv.es/preven/proteccio\\_radiologica/Documentacio/Manual\\_Proteccion\\_Radiologica\\_v1\\_3.pdf](https://www.uv.es/preven/proteccio_radiologica/Documentacio/Manual_Proteccion_Radiologica_v1_3.pdf)

## 13. Anexos

### 13.1. Tablas de medición de concentración de $^{131}\text{I}$ en servicios de medicina nuclear

#### I. Datos generales

Nombre de la Institución:
Dirección:
Localidad:
Departamento:
Encargado de Protección Radiológica:
Solicitante del Monitoreo:
Fecha de Realización del muestreo:

#### II. Especificaciones técnicas del equipo utilizado para el muestreo

Marca del equipo:
Modelo:
Capacidad máxima Flujo ( $\text{m}^3/\text{s}$ ):
Capacidad mínima Flujo ( $\text{m}^3/\text{s}$ ):
Rango operacional de temperatura $^{\circ}\text{C}$ :

#### III. Filtros

Marca:
Modelo:
Eficiencia:
Espesor del filtro (mm):
Geometría: [ <b>Cilíndrico / Cúbico</b> ]

Protocolo contaminación de aire

IV. Detector

Tipo de detector: <b>[Semiconductor / Centelleo]</b>
Modelo:
Rango de medición (Bq):
Fecha de Última Calibración:

V. Recolección de la muestra

Área de muestreo:			Altura de muestreo:		
Radionucleido	Hora de inicio	Hora de finalización	Flujo (m <sup>3</sup> /s)	Volumen (m <sup>3</sup> )	Hora de medición actividad

VI. Análisis de la muestra

Área de muestreo:							
Radionucleido	Energía Gamma	Eficiencia	$\Phi$ (cps)	DAC (Bq/m <sup>3</sup> )	Razón valor limite	Error %	Desviación estándar
Valor medio							

## Protocolo contaminación de aire

### 13.2. Imágenes de equipos a utilizar



*Ilustración 14 Aspiradora de volumen ajustable modelo DF-14ME*



*Ilustración 15 Detector Captus 3000*