

No. 36, 2004

nucleus

ISBN 0864-084X

Publicación semestral

Agencia de Energía Nuclear y Tecnologías de Avanzada en Cuba
Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente

En éste número:

CNSN:

**Autoridad reguladora
de la República de Cuba
para el uso de la energía nuclear**

SUMARIO

PANORAMA NUCLEAR

CNSN: Autoridad reguladora de la República de Cuba para el uso seguro de la energía nuclear <i>Aniuska Betancourt Hernández</i>	3
---	----------

CIENCIAS NUCLEARES

Vigilancia radiológica del personal durante la manipulación de materiales radiactivos en aeropuertos <i>José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménico González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra</i>	5
Sistema de referencia CENTIS para la medición de actividad de nucleidos emisores Gamma <i>Pilar Oropesa Verdecia, Aerulio Hernández Rivero, Rolando Serra Águila, Ernesto Martínez Herrera</i>	9
Influencia del peso molecular en radiolocalizadores de procesos inflamatorios (Primera parte) <i>Niurka Mesa Dueñas, Francisco Zayas Crespo, Alina Pérez Fuentes, Julia Piedra Mazorra, Marleni Díaz Barreto, María Eugenia Rodríguez Alfonso</i>	17
Aplicación de las determinaciones de ¹³⁷Cs para evaluar niveles de erosión en suelos agrícolas del occidente de Cuba <i>Reinaldo Gil Castillo, José Luis Peralta Vital, Jorge Carrazana González, Mario Rivero Rosquet, Fermín Peña Valenti, Eduardo Cabrera Calcedo</i>	23
Incorporación del plomo 210 y el polonio 210 por inhalación del aire y el humo del tabaco <i>Osvaldo Brígido Flores, Adelmo Montalván Estrada, Carlos Alonso Hernández, Juan Tomás Zerquera</i>	28

ÁMBITO REGULATORIO

Perfeccionamiento del marco legal y regulador cubano para el uso de la energía nuclear <i>Alba Guillén Campos, Aniuska Betancourt Hernández, Igor Sarabia Molina</i>	37
Vigilancia radiológica para la evaluación de las exposiciones individuales en la reglamentación cubana <i>José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménico González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra</i>	41
Perfeccionamiento del marco regulatorio cubano en la preparación y respuesta a emergencias radiológicas <i>Pedro Díaz Guerra, Yamil López Forteza, Pablo Jerez Veguería, José Quevedo García, Cruz Duménico González</i>	44
Aplicación del análisis probabilista de seguridad al proceso de tratamiento con cobaltoterapia <i>Juan José Vilaragut Llanes, Rubén Ferro Fernández, Berta Lozano Lima, Andrés de la Fuente Puch, Cruz Duménico González, Mayra Troncoso Fleitas, Yolanda Pérez Reyes, Jorge Alemany, Lino León, Rosa María Amador González, Roberto Lazo Cabrera, Frank Labrador Díaz, Alberto Blanco, Leonardo Betancourt, Diosdado Castro Crespo, Ileana Silvestre</i>	47
Protección radiológica en la práctica médica basada en los requerimientos de la normativa vigente <i>Cruz Duménico González, Andrés de la Fuente Puch, José Quevedo García, Pedro Díaz Guerra, Yamil López Forteza</i>	53
Fortalecimiento en Cuba del marco regulador en la práctica de radiografía industrial <i>Yamil López Forteza, José Quevedo García, Pablo Jerez Veguería, Ramón Hernández Álvarez, Yolanda Pérez Reyes, Cruz Duménico González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra, Alma Arnau Fernández</i>	57
Revistas nucleares de impacto	62
Instrucciones a los autores	63

CONSEJO EDITORIAL

Doctor Juan Cárdenas Herrera, Doctor en Ciencias Físicas Luis Felipe Desdín García, Doctor Luis Ramón Portillo, Master en Ciencias Físico-Matemáticas Manuel Fernández Rondón, Doctor en Ciencias Biológicas Omar García Lima, Doctor Oscar Díaz Rizo, Doctor en Ciencias Químicas José Morín Zorrilla, Doctor en Química Juan Jaen, Master en Ingeniería Nuclear Ramón Rodríguez Cardona, Doctor en Ciencias Ramón B. Pomés Hernández, Master en Ciencias Yolanda Pérez Reyes.

Director: Manuel Fernández Rondón / **Editor Jefe:** Jorge Alvarado Cartaya / **Redactor Técnico:** Marta Contreras Izquierdo / **Edición:** Dulce María García Medina / **Diseño:** Marietta Fernández Martín / **Composición:** Magaly Cruz Jorge / **Referencias:** Katia González Sánchez / **Fotomecánica:** Alain Ciérvides Sánchez / **Producción:** Ricardo Gavilla Moreno, Maikel Carrero Pérez / **Encuadernación:** María Cristina Herrera Rosell, Katia Jiménez Torriente / **Canje:** Iraida Oviedo Rivero.

Revista arbitrada. Referenciada en la Base de Datos INIS.

SUMMARY

NUCLEAR OUTLOOK

NCNS: Regulatory Authority for a safer use of the nuclear energy <i>Aniuska Betancourt Hernández</i>	3
--	----------

NUCLEAR SCIENCES

Radiological surveillance of workers handling radioactive material in airports <i>José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra</i>	5
The reference system CENTIS for activity measurements of gamma-emitting nuclides <i>Pilar Oropesa Verdecia, Aerulio Hernández Rivero, Rolando Serra Águila, Ernesto Martínez Herrera</i>	9
The influence of molecular weight in radiotracers of inflammatory processes (Part I) <i>Niurka Mesa Dueñas, Francisco Zayas Crespo, Alina Pérez Fuentes, Julia Piedra Mazorra, Marleni Díaz Barreto, María Eugenia Rodríguez Alfonso</i>	17
Application of the ¹³⁷Cs determinations to evaluate the erosion rates in cultivated soils in the west part of Cuba <i>Reinaldo Gil Castillo, José Luis Peralta Vital, Jorge Carrazana González, Mario Rivero Rosquet, Fermín Peña Valentí, Eduardo Cabrera Calcedo</i>	23
Intake of lead 210 and polonium 210 by inhalation of atmospheric air and cigarette smoke <i>Oswaldo Brígido Flores, Adelmo Montalván Estrada, Carlos Alonso Hernández, Juan Tomás Zerquera</i>	28

REGULATORY FRAMEWORK

Improvement and regulatory of the Cuban legal and regulatory framework for the use of nuclear energy <i>Alba Guillén Campos, Aniuska Betancourt Hernández, Igor Sarabia Molina</i>	37
Radiological surveillance for assessing the individual exposure under the Cuban regulations <i>José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra</i>	41
Improvement of the Cuban regulatory framework for preparedness and response to radiological emergency <i>Pedro Díaz Guerra, Yamil López Forteza, Pablo Jerez Veguería, José Quevedo García, Cruz Duménigo González</i>	44
Results of the probabilistic safety assessment to the cobalt-therapy process <i>Juan José Vilaragut Llanes, Rubén Ferro Fernández, Berta Lozano Lima, Andrés de la Fuente Puch, Cruz Duménigo González, Mayra Troncoso Fleitas, Yolanda Pérez Reyes, Jorge Alemany, Lino León, Rosa María Amador González, Roberto Lazo Cabrera, Frank Labrador Díaz, Alberto Blanco, Leonardo Betancourt, Diosdado Castro Crespo, Ileana Silvestre</i>	47
Current radiation protection requirements governing the use of radioactive sources for medical purposes <i>Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, José Quevedo García, Pedro Díaz Gerra, Yamil López Forteza</i>	53
Strengthening of the Cuban regulatory framework for practice of industrial radiography <i>Yamil López Forteza, José Quevedo García, Pablo Jerez Veguería, Ramón Hernández Álvarez, Yolanda Pérez Reyes, Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra, Alma Arnau Fernández</i>	57
Highly rated nuclear journal (impact factor ratings)	62
Information for authors	63

Publicación semestral de la Agencia de Energía Nuclear y Tecnologías de Avanzada del Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA).

Edición e Impresión: Cubaenergía / Calle 20 No. 4111-4113 e/ 18A y 47, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba, CP 11300/ Apartado Postal 6317 y 6318 / Tel.: (537)2027527 / Fax: (537)204 1188 / e.: nucleus@cubaenergía.cu

Inscripta como impreso periódico. Registro Nacional de Publicaciones Seriadadas No. 0061. Inscripta en la Dirección de Correos y Telégrafos con el No. 94021/184.

CNSN: AUTORIDAD REGULADORA
DE LA REPÚBLICA DE CUBA
PARA EL USO SEGURO
DE LA ENERGÍA NUCLEAR

NCNS: REGULATORY AUTHORITY
FOR A SAFER USE OF THE NUCLEAR
ENERGY

Directora: Aniuska Betancourt Hernández
Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ta. y 7ma. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
aniuska@cnsn.cu

El Centro Nacional de Seguridad Nuclear es la institución competente de la República de Cuba en materia de seguridad nuclear, radiológica y contabilidad y control de los materiales nucleares. Fue creado en 1990 por la entonces Secretaría Ejecutiva para Asuntos Nucleares y adscrita posteriormente al Ministerio de Ciencia Tecnología y Medio Ambiente. A partir del 5 de julio de 2002 en virtud de la Resolución No. 6 de la Ministra del CITMA se integra, conjuntamente con otros centros reguladores de este Ministerio, a la "Oficina de Regulación Ambiental y Seguridad Nuclear".

El CNSN regula, supervisa y controla el uso de la energía nuclear con el objetivo de garantizar la protección del personal ocupacionalmente expuesto, el público y el medio ambiente, frente a los riesgos potenciales asociados al empleo de las radiaciones ionizantes y garantiza el cumplimiento de los compromisos internacionales asumidos por el Estado cubano en esta materia y en lo relativo a la contabilidad y control de los materiales nucleares. El control y la supervisión efectivos de la seguridad en las aplicaciones de las radiaciones ionizantes y de los materiales nucleares en la medicina, la industria, la investigación y la docencia, constituyen una medida tangible del cumplimiento del compromiso con la seguridad de la Autoridad Reguladora cubana.

Entre las principales funciones y atribuciones de esta institución se encuentran:

- Aprobar, elaborar y proponer a las instancias correspondientes las disposiciones jurídicas y regulaciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica; así como las relacionadas con la contabilidad y control de los materiales nucleares.
- Otorgar, modificar, renovar, suspender o revocar las autorizaciones para realizar actividades relacionadas con el uso de la energía nuclear, sobre la base de los dictámenes emitidos.
- Organizar y realizar inspecciones a las instalaciones nucleares y radiactivas, así como a las entidades donde se realicen actividades conexas con el uso de la energía nuclear, con el objetivo de verificar el cumplimiento de las disposiciones jurídicas, técnicas



The National Center of Nuclear Safety is the competent institution in the matter of nuclear and radiological safety and accountability and control of nuclear materials. It was created in 1990 by the Executive Secretariat for Nuclear Affairs. Upon the ascription of such said Secretariat to the Ministry of Sciences, Technology and the Environment, the NCNS became part of this Ministry.

The NCNS regulates, supervises, and control the use of the nuclear energy in order to guarantee protection for the occupational exposed worker, the public, and the environment before potential risks associated to the use of ionizing radiations. In addition, the NCNS guarantees compliance with both international agreements assumed by the Cuban State on this matter and accountability and control of nuclear materials. The effective control and supervision over safety in the applications of ionizing radiations, and nuclear materials in the fields of medicine, industry, research, and teaching, constitute a tangible action to take for complying with the commitment assumed by the Cuban Regulatory Authority regarding safety.

Among the main functions and attributions of this institution are those of:

- Approving, elaborating, and proposing to the corresponding entities the legal provisions and regulations in the matter of nuclear safety and radiological protection, as well as those related to the accountability and control of nuclear materials
- Granting, modifying, renewing, suspending, or revoking the authorizations to perform the activities related to the use of the nuclear energy based on the judgements issued
- Organizing and carrying out the inspections to the nuclear and radioactive facilities as well as to the entities where associated activities to the use of nuclear energy are performed in order to verify compliance with the legal, technical and procedural provisions that are in force in the matter of nuclear and radiological safety, in addition to the conditions stated in the authorizations

y de procedimiento vigentes en materia de seguridad nuclear y radiológica, así como de las condiciones establecidas en las autorizaciones. El universo de funciones y responsabilidades del CNSN quedan establecidas en la Resolución No. 64 de la Ministra del CITMA, del 23 de mayo de 2000.

La Dirección del CNSN, partiendo del impacto social que tiene la regulación del uso seguro de la energía nuclear, reconoce la necesidad de la existencia de mecanismos que garanticen que los compromisos, acciones y resultados de todo el personal de la organización estén dirigidos al cumplimiento con calidad de la misión de la institución. En tal sentido el trabajo de las distintas áreas administrativas se desarrolla sobre la base de un Sistema de Gestión de la Calidad basado en la aplicación de la Norma Cubana NC ISO 9000:2001 y conforme a una Política de Seguridad clara y objetiva, utilizando métodos y técnicas de evaluación y análisis de seguridad al nivel de las prácticas internacionalmente reconocidas.

La organización cuenta con un colectivo de profesionales y técnicos de elevada formación y calificación cuya premisa es que las cuestiones de seguridad son nuestra prioridad.

Para el ejercicio de las funciones de regulación y control en las provincias, el CNSN se apoya en las Delegaciones Territoriales del CITMA, manteniendo su carácter de institución rectora nacional.

Internacionalmente se promueve un intercambio activo y de cooperación con organismos homólogos de otros países a través del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Nucleares, y mantiene una participación permanente en las actividades de organizaciones regionales e internacionales en su esfera de competencia, en particular, en las auspiciadas por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Se ejecutan también otras actividades no relacionadas con el empleo de las radiaciones ionizantes, como los estudios de vulnerabilidad y riesgos a las instalaciones industriales cuyo proceso tecnológico durante la operación normal y en caso de accidentes llevan a un impacto negativo en el medio ambiente. De esta manera se contribuye a promover la aplicación de técnicas y metodologías de análisis de seguridad y riesgo, reducir la pérdida de recursos económicos, materiales y salvaguardar vidas humanas.

El Centro Nacional de Seguridad Nuclear se propone ser una organización dotada de la más alta credibilidad ante la sociedad cubana y en el entorno internacional, capaz de sentar las bases para que la sociedad cultive la cultura de la seguridad.

The range of functions and responsibilities of the NCNS are established in the Resolution No. 64 adopted by the CITMA Minister of the 23rd of May of the year 2000.

The Direction of the NCSN taking into account the social impact that the regulation about a safer use of the nuclear energy has, recognizes the need for finding mechanisms that ensure that all commitments, actions, and results will be leading to successfully fulfil the mission the institution has. In that sense, the different administrative areas are working based on a Standardization Management System by applying the Cuban Norm ISO 9000:2001 and pursuant to a clear and objective Safety Policy by using evaluation methods and techniques and performing safety analysis that are consistent with the internationally known practices.

The organization is formed by a group of professionals and technicians that are highly trained and skilled whose premise lays on the fact that safety is their priority.

The NCNS is supported by the CITMA territorial branches for the exercise of the functions that aim at controlling and regulating the work done in the provinces keeping, this way, its national ruling character as an institution.

The NCNS promotes an active exchange and cooperation with homologous state agencies internationally through the Ibero-American Forum of the Nuclear Regulatory State Agencies, and it is permanently involved in the activities developed by the international and regional organizations in its sphere of competence, and mainly those by the International Atomic Energy Agency.

There are other activities that are performed and which are not associated with the use of ionizing radiations such as the case study on vulnerability and risks handled by the industrial facilities which technological process during normal operation and in case of accidents leads to a negative impact on the environment, and contributes to promote the application of techniques and methodologies for safety analysis and risk, so as to diminish the loss of economical resources, materials, and protect human lives.

The National Center of Nuclear Safety is intended to be an organization provided with the highest confidence before the Cuban society and worldwide, being able to settle the basis for the society to cultivate the safety culture concept.

VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL PERSONAL DURANTE LA MANIPULACIÓN DE MATERIALES RADIATIVOS EN AEROPUERTOS

José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménigo González,
Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra
Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ta. y 7ma. Ave. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
quevedo@cnsn.cu

Resumen

Para el almacenamiento en tránsito que se origina en puertos y aeropuertos no se reglamentan valores de distancia mínima entre las personas y las cargas de material radiactivo, por lo que estos valores se deben establecer como parte de los procedimientos a ejecutar. El trabajo presenta un método de cálculo que permite establecer valores de la distancia de segregación de bultos radiactivos en función de las características radiológicas de estos, para un escenario que reproduce las condiciones de almacenamiento en tránsito que se presenta en los aeropuertos. Los resultados pueden ser útiles a bien de establecer los procedimientos requeridos para los trabajos de almacenamiento en tránsito en los aeropuertos, así como para verificar el cumplimiento del Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos en relación con estas operaciones.

RADIOLOGICAL SURVEILLANCE OF WORKERS HANDLING RADIOACTIVE MATERIAL IN AIRPORTS

Abstract

For the In-transit storage of radioactive materials in ports and airports, the smallest distance between persons and load is not regulated, and it should be established by local rules. For an scenarios that reproduces the storage conditions in airports, the authors of the present paper use the proposed calculation method for establishing distances to packages as function of it radiological characterization. Obtained results can be useful when establishing the local rules required for the in-transit storage in the airports as well as during the verification of compliance with the Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials".

Key words: recommendations, radiation protection, safety, national control, national government, regulations, radiation monitoring, occupational exposure, radiation transport, airports, radioactive materials

INTRODUCCIÓN

El Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos vigente en el país, exige el establecimiento de distancias de separación durante el transporte y almacenamiento en tránsito de bultos que contengan materiales radiactivos con la finalidad de:

- brindar una adecuada protección radiológica a las personas, según se establece en el Artículo 15,
- proteger las películas fotográficas sin revelar del "velado", según lo establece el Artículo 16, y
- separar los bultos que contienen materiales radiactivos de otros bultos con mercancías peligrosas, de acuerdo con lo establecido en el Artículo 86.

El establecimiento de distancias de separación debe formar parte de los procedimientos de trabajo de las empresas que participan en las operaciones de transporte. En este trabajo se propone un grupo de criterios técnicos para el cálculo de las distancias de separación para la protección de los trabajadores y los miembros del público en los aeropuertos.

Criterios técnicos para el cálculo

Para el cálculo, todos los bultos y grupos de bultos se pueden considerar fuentes puntuales individuales cuyos niveles de radiación se pueden describir mediante la relación inversa del cuadrado. La experiencia ha demostrado que esta es la hipótesis de trabajo razonable para los bultos de reducidas dimensiones que se transportan normalmente por vía aérea; bajo esta

hipótesis, la dosis anual que pueden recibir las personas se puede calcular por la expresión:

$$D = R \cdot \frac{IT \cdot (1+r)^2}{100 \cdot (d+r)^2}$$

donde: D es la dosis total en mSv recibida en un año por la persona, R es la carga anual en horas, *d* es la distancia en metros de separación entre la persona y la superficie exterior de un bulto o de un conjunto de bultos de radio *r*, IT es el índice de transporte del bulto o la suma de los índices del conjunto de bultos.

De la expresión (1) se infiere que la consideración de los detalles relativos a las dimensiones del bulto y a las configuraciones de estiba conducirá por lo general a una ligera disminución de la distancia de separación requerida; así pues, al tener en cuenta todos los grupos de bultos como fuentes puntuales individuales, el criterio tendrá carácter prudencial.

De acuerdo con el Artículo 15 del Reglamento, se deben calcular las distancias de separación para los trabajadores en zonas comúnmente ocupadas utilizando una dosis de 5 mSv por año y para los miembros del público en las zonas de acceso normal al público, utilizando una

dosis de 1 mSv por año. Estos valores se aplican en el perímetro de zona por lo que la exposición resultante será inferior a estos valores límites, ya que las personas no permanecen todo el tiempo en esta zona. Los niveles de radiación aplicados en el procedimiento se basan en el IT de un bulto o en la suma de los IT para un conjunto de bultos y no se considera el efecto del autoblandaje dentro de un conjunto por lo que los niveles reales de radiación serán inferiores a los que sirven de base al cálculo.

RESULTADOS

Los resultados del cálculo, según 1, de la distancia de separación *d* para diferentes valores de carga anual *R* los trabajadores y los miembros del público se muestran por separado en las figuras 1 y 2. El cálculo se ha realizado para un bulto Tipo A pequeño de forma cúbica con 25 cm de arista con IT=1; la variación del radio del conjunto de bultos en la medida que aumenta su cantidad se ha tenido en cuenta a partir del criterio de que la estiba conformada es siempre la que tiene menor superficie total.

Los resultados se pueden utilizar a partir, de la carga anual de determinada instalación aeroportuaria, para establecer las distancias de

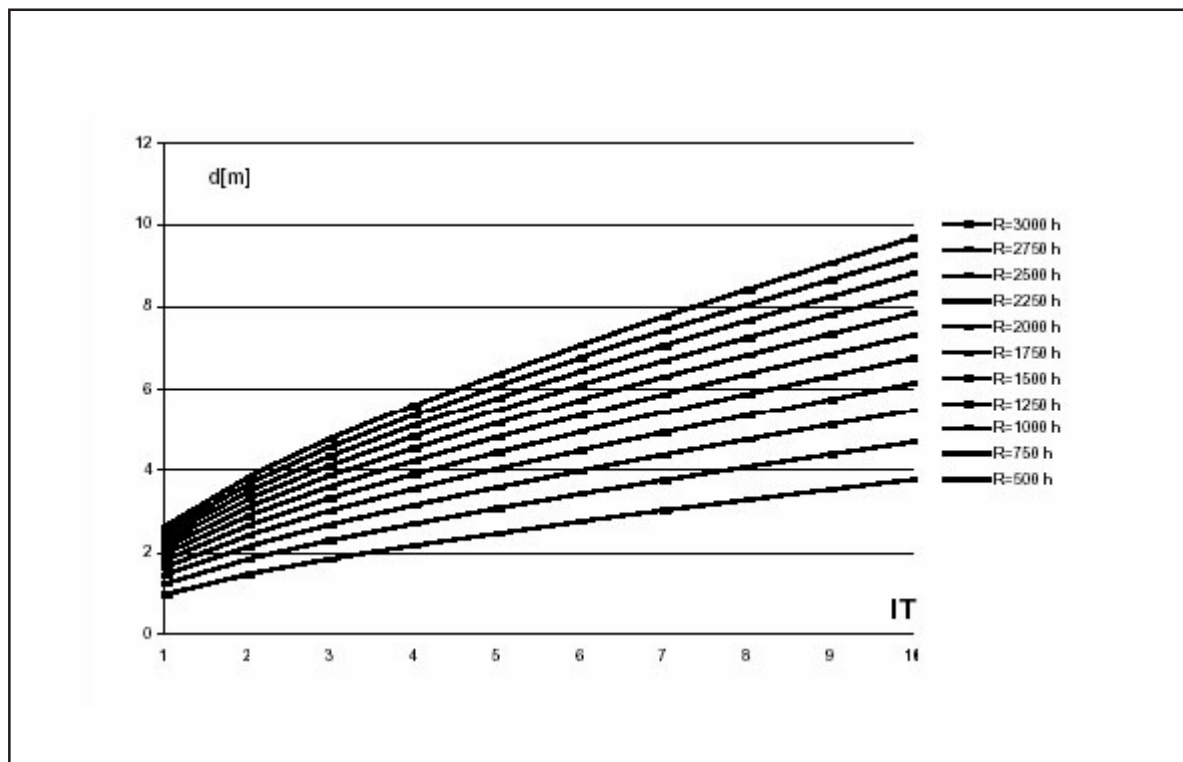


Figura 1. Distancia de separación calculada para diferentes cargas anuales R, en el caso de trabajadores.

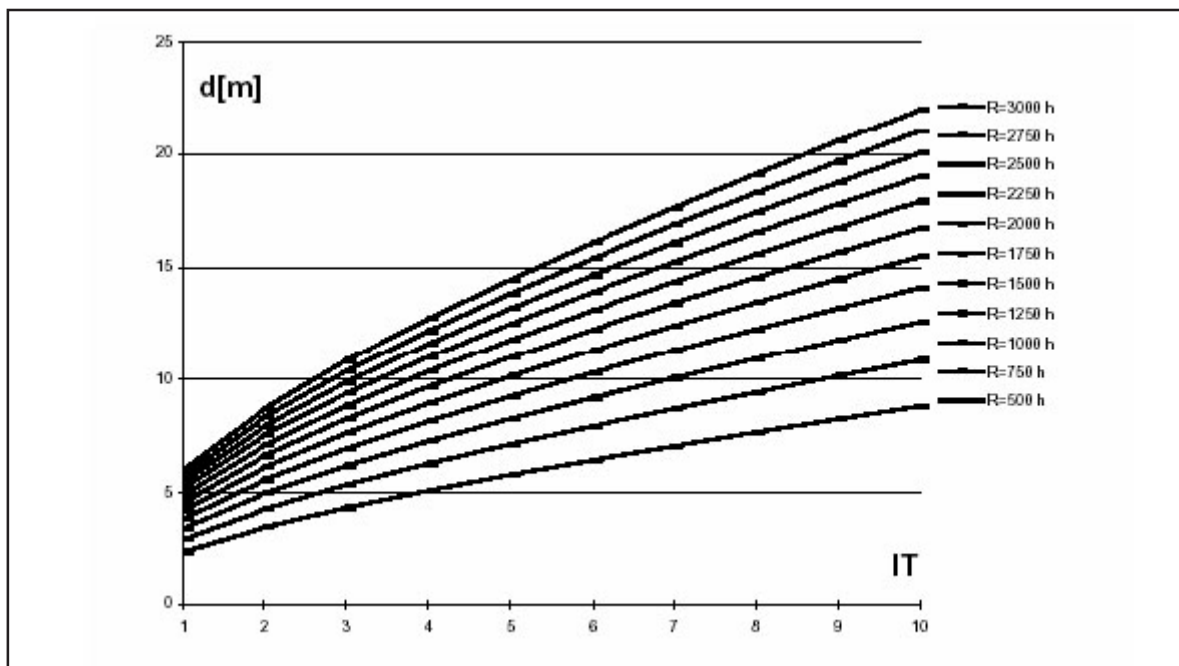


Figura 2. Distancias de separación calculadas para diferentes cargas anuales R, en los miembros del público.

separación requeridas. En la práctica el cálculo se realiza solo hasta un IT = 10 debido a que para valores superiores (para R = 2500 h) se obtienen distancias de separación para el público que pueden superar los 20 m, en cuyo caso resultaría más práctico aplicar o bien la interposición de paredes constructivas comunes que garanticen una disminución aceptable de la distancia de separación, o la división de la carga en grupos con IT < 10, siempre que se garantice que la distancia entre estos grupos permita considerarlos como grupos aislados.

A continuación se muestra un ejemplo de este cálculo. En un Aeropuerto A, de un país que recibe una carga moderada de materiales radiactivos procedentes del extranjero se consideran 48 semanas laborables por año para los trabajadores y 52 semanas por año para los miembros del público en dos escenarios diferentes:

- almacén de recepción de mercancías procedente del extranjero, donde se puede considerar la

- llegada de tres vuelos semanales, un tiempo promedio de almacenamiento del grupo de bultos de 8 horas por vuelo y un índice de transporte total del conjunto de bultos (IT) igual a 10, o sea, una carga anual R = 1152 h para los trabajadores y R = 1248 h para los miembros del público ;
- almacén de expedición de mercancías para el interior del país, donde se consideran la salida de dos vuelos semanales, un tiempo promedio de almacenamiento del grupo de bultos de 8 horas por vuelo y un IT del conjunto de bultos igual a 5, o sea, una carga anual R = 768 h para los trabajadores y R = 832 h para los miembros del público.

Los resultados de la aplicación de estos escenarios se muestran en la siguiente tabla. Si bien comparativamente, la cantidad de bultos en el primer escenario es el doble y la carga anual considerada es un 66% superior a la del segundo, se observa que los valores de distancia de separación son aproximadamente el doble en el escenario de mayor exposición.

Resultados de la aplicación de los cálculos al Aeropuerto A

Escenario considerado	Distancia de separación trabajadores	Distancia de separación miembros del público
Almacén de recepción de mercancías procedentes del extranjero	5,9 m	14,1 m
Almacén de expedición de mercancías para el interior del país	3,2 m	7,5 m

Por concepto de manipulación, los trabajadores reciben una dosis que se sumaría a la considerada en las distancias de separación; si se supone que durante la manipulación de los bultos de un solo vuelo el trabajador se mantiene solo 5 min a 20 cm de un bulto, el valor de esta dosis sería de 1,4 mSv para el escenario de mayor exposición. Ello permite afirmar que es probable que los trabajadores en el escenario de mayor exposición reciban dosis totales superiores a 1mSv.

CONCLUSIONES

- Se calculan, para las condiciones específicas de los aeropuertos, valores de distancia de separación que se pueden implementar en los procedimientos de trabajos de los aeropuertos.
- Los resultados obtenidos, en el caso del Aeropuerto A demuestran que para las características actuales, todos los bultos se pueden estibar en un solo grupo siempre que se observen las distancias calculadas.
- Se expone un método de cálculo que pueden utilizar las autoridades aeroportuarias para el cálculo de las distancias de separación al ocurrir variaciones en las condiciones expuestas en el presente trabajo.

- Los resultados del Aeropuerto A señalan que es probable que la dosis recibida por los trabajadores, al menos los del área de recepción de mercancías procedentes del extranjero, supere 1mSv, por lo que, de acuerdo con el Artículo 14 del Reglamento es necesario que el transportista establezca un programa de evaluación de las dosis mediante la vigilancia radiológica en el lugar o la vigilancia de la exposición individual, o ambas, según lo determine la autoridad reguladora.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] Instrucciones Técnicas de la OACI, Edición 99-200.
- [2] Manual de consulta para la aplicación del Reglamento del OIEA para el transporte seguro de materiales radiactivos (Edición de 1985) Tercera edición (enmendada en 1990), Colección Seguridad No 37, OIEA, Viena, 1991.
- [3] Resolución No. 121/2000 del Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente, Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos.

Recibido: 6 de mayo de 2004

Aceptado: 10 de junio de 2004

SISTEMA DE REFERENCIA CENTIS PARA LA MEDICIÓN DE ACTIVIDAD DE NUCLEIDOS EMISORES GAMMA

Pilar Oropesa Verdecia, Aerulio Hernández Rivero, Rolando Serra Águila, Ernesto Martínez Herrera
Centro de Isótopos (CENTIS), Ave. Monumental y carretera La Rada, km 3, Guanabacoa, Ciudad de La Habana, Cuba
poropesa@centis.edu.cu

Resumen

En este trabajo se describe el sistema de referencia CENTIS, patrón de grupo compuesto por instalaciones secundarias y métodos relativos de medición. Se presentan los resultados del estudio de las características metroológicas del sistema y se demuestra que se garantizan los requisitos de exactitud, estabilidad en el tiempo y fiabilidad establecidos en la esfera de aplicación: las mediciones de actividad de los nucleidos emisores gamma empleados en la medicina nuclear en Cuba. Se definió un esquema de trazabilidad y jerarquía para los instrumentos de medición de la actividad de radionucleidos y se declararon capacidades de medición y calibración del laboratorio. Empleando el Sistema se han producido más de 155 muestras de referencia, lo cual ha permitido establecer un nuevo servicio en el país: la calibración de activímetros.

THE REFERENCE SYSTEM CENTIS FOR ACTIVITY MEASUREMENTS OF GAMMA-EMITTING NUCLIDES

Abstract

The reference system CENTIS, a group standard that combines secondary measuring instruments and relative methods of measurement, is described. The result of the study of system's metrological characteristics are presented and it is shown that the requisites of accuracy, stability and confidence, established for the activity measurements of gamma emitting nuclides used in Cuban nuclear medicine, are attained. A traceability and hierarchical scheme was defined for radionuclide activity measuring instruments, and calibration and measurement capabilities of the laboratory were declared. Employing the system more than 155 reference samples were produced, and it has been possible the accomplishment of a new calibration service in the country: the calibration of activimeters.

Key words: isotopes, gamma detection, Cuba, nuclear medicine, calibration

INTRODUCCIÓN

El espectro de productos en desarrollo o acabados que se suministran directamente a los pacientes en Cuba, abarca fundamentalmente los radionucleidos emisores gamma: ^{99m}Tc , ^{131}I , ^{201}Tl , ^{153}Sm y ^{188}Re . La creación de módulos de medicina nuclear en más de 20 hospitales, ha posibilitado que en términos asistenciales el volumen de servicios de este tipo prestados en el país a la población, por su magnitud y extensión territorial, sea apreciable. Como premisa para elevar la calidad de estos servicios, fue necesario contar con el soporte metroológico adecuado de las magnitudes de radiactividad para el establecimiento de sistemas de calidad en las esferas de producción y aplicación de radiofármacos.

Los sistemas de referencia para radiactividad más extendidos en la actualidad se basan en métodos directos de medición o en el empleo de cámaras de ionización para medición de corrientes bajas [1]. Estos sistemas permiten

realizar determinaciones muy exactas, pero son muy costosos por su complejidad incluyendo el tipo de instrumentación necesaria, y por la calibración que se requiere. Una variante también aceptada internacionalmente se basa en instalaciones secundarias y métodos relativos de medición, la cual puede garantizar características metroológicas adecuadas y costos asequibles para países con recursos limitados.

El Departamento de Metrología de Radionúclidos del Centro de Isótopos (CENTIS-DMR) ha trabajado desde 1997 en el desarrollo y establecimiento de un esquema, que cumple con los requisitos de esta última variante, para la medición de actividad de los nucleidos emisores gamma. Como resultado se ha establecido un patrón de grupo, integrado fundamentalmente por un juego de fuentes puntuales certificadas, instalaciones de espectrometría gamma y un activímetro. En este trabajo se presentan los resultados del estudio de las características metroológicas del sistema y se demuestra que se garantizan los requisitos de exactitud, estabilidad en el

tiempo y fiabilidad, necesarios en la esfera de aplicación: las mediciones de actividad de los nucleidos emisores gamma empleados en la medicina nuclear en Cuba. Empleando el sistema de referencia se han producido más de 155 muestras de referencia, lo cual ha permitido establecer un nuevo servicio en el país: la calibración de activímetros.

MATERIALES Y MÉTODOS

Sistema de referencia CENTIS para medición de la actividad de radionucleidos emisores gamma

Alcance

Magnitud: Actividad y concentración de actividad de radionucleidos

Unidad: Bequerelios (Bq) y Bequerelios por gramos (Bq/g)

Tipo de radiación: Gamma

Intervalo de Energías: 60-1500 keV

Intervalo de actividad: 37 GBq – 37 kBq

Radionucleidos: ^{99m}Tc, ¹³¹I, ²⁰¹Tl, ¹⁸⁸Re, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs, ¹⁵²Eu, ⁵⁷Co, ²⁴¹Am, ¹³³Ba

Instrumentos de medición componentes del sistema de referencia y sus características técnicas y metrológicas fundamentales

El sistema de referencia para actividad de radionucleidos emisores gamma es un patrón de grupo, constituido por:

a) Juego de fuentes sólidas puntuales gamma, certificadas por la Oficina Nacional de Mediciones de Hungría (OMH).

El juego está compuesto por seis fuentes del tipo SA [2], cada una de un nucleido emisor gamma de vida media relativamente larga (²⁴¹Am, ⁵⁷Co, ¹³³Ba, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs y ¹⁵²Eu). La combinación de estos nucleidos permite realizar la calibración de instalaciones de espectrometría gamma en el intervalo energético de 14 a 1500 keV [3]. La actividad de los radionucleidos en las fuentes tiene trazabilidad al patrón nacional húngaro en 1996, con incertidumbre expandida U (k=3). Los valores de U estaban inicialmente entre 0,7 y 1,5% en dependencia del nucleido (ver tabla 1). En octubre de 2000, las fuentes se recalibraron por la OMH. Los resultados de esta segunda calibración, mostrados también en la tabla 1, evidenciaron que los valores de actividad de las fuentes se comportaron muy estables.

b) Espectrómetros gamma con detectores de germanio hiperpuro (HPGe).

Las principales características técnicas de estos instrumentos de medición, identificados en el laboratorio con los códigos IR.01.04 e IR.01.01 respectivamente, se presentan en la tabla 2. Las actividades mensurables directamente en los espectrómetros gamma se encuentran entre 37 y 450 kBq.

Tabla 1. Datos sobre las fuentes gamma puntuales OMH. Valores de actividad certificados por la OMH. Valores medios, (cps)_m, y su desviación típica relativa, s_{mr}, para las tasas de conteo de los fotopicos corregidas por la desintegración radiactiva, obtenidos como resultado del control de estabilidad de estas fuentes en CENTIS-DMR (fecha de referencia para las tasas de conteo: 12/10/2000)

Nucleido	Código de la fuente	Valor certificado 1/12/1996 12:00 UTC		Valor certificado 1/10/2000 12:00 UTC		Valor certificado en 1996, corregido según la desintegración radiactiva para la fecha de referencia 1/10/2000 12:00 UTC			Energía del fotopico para chequeo [keV]	(cps) _m	σ _{mr} [%] (n) ^[c]
		Actividad (kBq)	U [a] [k=3] (%)	Actividad (kBq)	U [a] [k=2] (%)	Actividad (kBq)	u _r (f _i) [b] %	Factor de corrección, f _i			
¹⁵² Eu	OMH-Eu-152	399,0	1,5	327,7	1,5	327,7	0,044	0,8214	344	71,06	0,13 (43)
²⁴¹ Am	OMH-Am-241	415,0	1,0	412,5	1,0	412,5	0,00093	0,9938	59	70,5	0,4 (22)
¹³³ Ba	OMH-Ba-133	397,1	1,5	308,9	1,5	308,9	0,098	0,7778	356	153,6	0,15 (34)
⁵⁷ Co	OMH-Co-57	397,8	1,0	11,20	1,0	11,20	0,12	0,028144	122	14,28	0,4 (25)
⁶⁰ Co	OMH-Co-60	397,5	0,7	240,1	0,7	240,1	0,013	0,604124	1333	56,76	0,14 (24)
¹³⁷ Cs	OMH-Cs-137	424,2	1,5	388,4	1,5	388,4	0,05	0,91571	662	143,6	0,18 (17)

[a] U - incertidumbre expandida del valor de actividad con factor de cobertura k.

[b] u_r - incertidumbre típica relativa del factor de corrección para la desintegración radiactiva del nucleido, durante el tiempo t transcurrido entre la primera y la segunda certificación de la fuente: $f_{\lambda} = e^{-\ln(2) \cdot t / T_{1/2}}$

. Aquí se toma en cuenta solamente la contribución a la incertidumbre del período de vida media, T_{1/2}, del nucleido.

[c] n - tamaño de la muestra.

Incertidumbre de las determinaciones de la actividad en los espectrómetros gamma

Para determinar la concentración de actividad, A_{Ge} , de una disolución radiactiva, se preparan fuentes puntuales mediante la pesada exacta de alícuotas de esta disolución y las actividades de estas fuentes se determinan usando la espectrometría gamma. A partir de estas actividades se deriva la concentración de actividad del nucleido en la disolución. En particular, la determinación se lleva a cabo con n (usualmente entre 6-10) fuentes puntuales, preparadas mediante la pesada de gotas de entre 15/80-mg. El estimado de la concentración de actividad, A_i , obtenido a partir de la fuente # i para la fecha de referencia t_0 , está dado por:

$$A_i = I_i f_i / (\epsilon P \gamma m_i) \quad \dots\dots\dots (1)$$

donde: m_i es la masa de la gota, $P\gamma$ es la probabilidad absoluta de emisión, I_i es la tasa de conteo y ϵ es la eficiencia absoluta de detección para el fotopico dado.

$f_i = f_{i1} f_{i2}$, es la corrección por la desintegración radiactiva del nucleido para la fuente i, f_{i1} durante el tiempo de medición ' t_1 ' y f_{i2} durante el intervalo de tiempo ' t_2 ' desde la fecha de referencia t_0 hasta el comienzo de la medición, respectivamente.

En la tabla 3 se muestran las principales componentes de la incertidumbre y sus contribuciones a $u_c(A)$ y $u_c(A_{Ge})$. Un análisis de la relevancia de estas fuentes de incertidumbre para este método de espectrometría gamma de determinación de la concentración de actividad de una disolución, así como los resultados de su validación en nuestro laboratorio aparecen en [5]. Como corolario, la incertidumbre típica combinada relativa del estimado de la concentración de actividad del nucleido, obtenido a partir de una fuente, $u_c(A_i)/A_i$, está dado por:

$$u_c(A_i)/A_i = \{ [u(I_i)/I_i]^2 + [u(P\gamma)/P\gamma]^2 + [u(\epsilon)/\epsilon]^2 + [u(m_i)/m_i]^2 + [u(f_i)/f_i]^2 \}^{1/2} \quad \dots\dots\dots (2)$$

donde:

$$[u(f)/f]^2 = [u(f_{i1})/f_{i1}]^2 + [u(f_{i2})/f_{i2}]^2 + 2u(f_{i1})u(f_{i2})/f_{i1}f_{i2} \quad \dots\dots\dots (3)$$

La concentración de actividad, A_{Ge} , de la disolución radiactiva es determinada como la media ponderada de los resultados A_i :

$$A_{Ge} = \sum_{i=1}^n w_i A_i / \sum_{i=1}^n w_i \quad \dots\dots\dots (4)$$

donde los pesos w_i son calculados como sigue:

$$w_i = \{ [u(I_i)/I_i]^2 + [u(m_i)/m_i]^2 + [u(f_i)/f_i]^2 \}^{-1} \quad \dots\dots\dots (5)$$

La varianza que se usa para el cálculo de los factores de peso, w_i , excluye las contribuciones a la incertidumbre comunes a todos los resultados A_i , o sea, las contribuciones a la incertidumbre de ϵ y $P\gamma$. Sin embargo, para obtener la incertidumbre típica combinada $u_c(A_{Ge})$ se deben combinar la incertidumbre ponderada, u_w , obtenida después de que la media ponderada A_{Ge} se calculó, y las incertidumbres típicas de las componentes comunes, como se expresa en las siguientes fórmulas:

$$u_c(A_{Ge}) = \{ [u_w]^2 + [A_{Ge} u(P\gamma)/P\gamma]^2 + [A_{Ge} u(\epsilon)/\epsilon]^2 \}^{1/2} \quad \dots\dots\dots (6)$$

$$[u_w]^2 = \max \left\{ \frac{1}{\sum w_i}, \frac{1}{\sum w_i} \times \frac{1}{(n-1)} \times \sum w_i (A_i - A_{Ge})^2 \right\} \quad \dots\dots\dots (7)$$

donde: la función max es el valor máximo de las dos varianzas que aparecen entre los corchetes. La simbología que se empleó en las fórmulas 6 y 7 coincide con la definida anteriormente.

Tabla 2. Características técnicas fundamentales de las instalaciones gamma espectrométricas

Características fundamentales	IR.01.04	IR.01.01
Detector de HP Ge	Tipo N, mod. Eurysis Mesures EGNC 30-180-R, n/s 73227	Tipo P, mod. Silena RGC P-1820, n/s P-178
Voltaje de alimentación del detector	- 3000 V	+ 3000 V
Rango de energías (keV)	14 - 1500	60 - 1500
Rango de actividades directamente mensurables	37 - 450 kBq	37 - 450 kBq
No. de canales	8K	8K
Resolución Energética (FWHM)	1,86 keV (1,33 MeV) 0,98 keV (122 keV)	1,97 keV (1,33 MeV) 1,18 keV (122 keV)
Eficiencia relativa (%)	30	14

CIENCIAS NUCLEARES

Tabla 3. Componentes de la incertidumbre y sus contribuciones a $u_c(A_i)$ y $u_c(A_{Ge})$. Modo de evaluación de la incertidumbre

Componente de Incertidumbre	Contribución a la incertidumbre	Modo de evaluación de la incertidumbre
1. Masa de solución radiactiva en la fuente, m_i	Directa	Su contribución a $u_c(A_i)$ se calcula como la incertidumbre típica combinada de las componentes (1a - 1c). Su contribución a $u_c(A_{Ge})$ se evalúa a partir de la media ponderada de los resultados de las n fuentes radiactivas y la desviación típica de esta media
a) Linealidad de la balanza	Directa	Tipo B
b) Repetibilidad	Directa	Tipo A
c) Resolución	Directa	Tipo B
d) Corrección de empuje del aire	Despreciable después de su corrección	Tipo B
e) Temperatura, T	Despreciable para $\Delta T < 1^\circ\text{C}$	Tipo B
2. Eficiencia absoluta del fotopico, ϵ	Directa	Se calcula como la incertidumbre típica combinada de las componentes 2a) – 2d) y 2e). La contribución de 2a) – 2d) se evalúa usando las reglas de propagación de varianza-covarianza [3]
a) Estadística de conteo y ajuste del fotopico, $(I)_c$	Directa	Tipo B. Se toma tal y como se reporta por el código de evaluación del área bajo pico EMCAPLUS de Silena™, previamente validado [4]. La contribución de la estabilidad a largo plazo se incluye a partir de los datos de QC de que se dispone
b) Patrones de calibración	Directa	Tipo B
c) Curva de calibración	Directa	Para la evaluación se tiene en cuenta la matriz de covarianzas y la bondad del ajuste
d) Probabilidades de emisión, $P(\gamma)_c$	Directa	Tipo B
e) Suma de coincidencias en cascadas	Directa	Tipo B. Se toma igual a 0,4% a distancias fuente-detector iguales o superiores a 20 cm [3]
3. Probabilidad de emisión, P_γ	Directa	Tipo B
4. Correcciones por decaimiento, f_i	Directa	Su contribución a $u_c(A_i)$ se deriva del empleo de la ley de propagación de incertidumbres
a) Half-life, $T_{1/2}$	Directa	Su contribución a $u_c(A_{Ge})$ se evalúa a partir de la media ponderada de los resultados de las n fuentes radiactivas y la desviación típica de esta media
b) Tiempo de conteo, t_i	Despreciable	
5. Estadística de conteo y ajuste del fotopico, I_i	Directa	Su contribución a $u_c(A_i)$ se toma tal y como se reporta por el código de evaluación del área bajo pico EMCAPLUS de Silena™, previamente validado [4]. La contribución de la estabilidad a largo plazo se incluye a partir de los datos de QC de que se dispone Su contribución a $u_c(A_{Ge})$ se evalúa a partir de la media ponderada de los resultados de las n fuentes radiactivas y la desviación típica de esta media
6. Otras componentes, R (heterogeneidad de la solución, geometría de medición incluyendo el contenedor de la fuente, tiempo muerto, apilamientos)	Despreciable en las condiciones de medición empleadas: geometría suficientemente reproducible y tiempo muerto no superior a 5%.	Su contribución a $u_c(A_{Ge})$ se evalúa a partir de la media ponderada de los resultados de las n fuentes radiactivas y la desviación típica de esta media. El análisis de precisión de los resultados de las n fuentes radiactivas siempre debe evidenciar que el control estadístico se mantiene [5]

Tabla 4. Capacidades de medición y calibración (CMC) del CENTIS-DMR, para la determinación de la concentración de actividad de disoluciones de un nucleido dado. Método de espectrometría gamma

Nucleido	Rango de concentraciones de actividad [Bq/g]	U (k=2) [%]
^{131}I	1,9E+06 – 8,1E+07	2,0
^{99m}Tc	1,9E+06 – 1,1E+09	2,6
^{201}Tl	1,9E+06 – 1,5E+08	3,0
^{60}Co	1,7E+05 – 8,1E+07	1,2
^{152}Eu	1,7E+05 – 8,1E+07	2,4
^{133}Ba	1,5E+05 – 8,1E+07	1,7
^{137}Cs	1,7E+05 – 8,1E+07	1,9
^{241}Am	2,7E+05 – 8,1E+07	1,5

En la tabla 4 aparecen las capacidades de medición y calibración (CMC) del CENTIS-DMR, para la determinación de la concentración de actividad de disoluciones de un nucleido dado, empleando este método de espectrometría gamma. Las CMC se expresan como incertidumbre expandida U, con factor de cobertura $k = 2$.

c) Instalación con cámara de ionización de pozo de la firma Capintec Inc., modelo CRC-35R (código IR.02.04, número de serie 350245).

Las actividades mensurables directamente en esta instalación, para el valor típico de repetibilidad mostrado en la tabla 5, se encuentran entre 370 kBq y 37 GBq. Para la calibración de la cámara de ionización IR.02.04 se emplean fuentes preparadas y calibradas en el laboratorio del CENTIS, las cuales son trazadas a las fuentes OMH mediante la determinación de su concentración de actividad en el espectrómetro gamma calibrado. Los coeficientes de calibración de la cámara están trazados a las fuentes OMH con una incertidumbre típica relativa igual a 1,7%.

Incertidumbre de las determinaciones de la actividad en la cámara de ionización IR.02.04

Para determinar la concentración de actividad, A_{IC} , de una disolución de un nucleido en la cámara de ionización, al menos se preparan dos muestras en ampollas tipo NIST [6], conteniendo cada una 5 mL de la disolución que se va a caracterizar. La masa de disolución en estas muestras se determina por el método del picnómetro [7]. La actividad de las muestras se mide con el instrumento usando los coeficientes de calibración correspondientes. El estimado de la concentración de actividad de la disolución, A_{IC} , se calcula a partir de la media ponderada de los resultados de la medición en las muestras [5].

Los resultados de la evaluación de las principales componentes de la incertidumbre de medición en la cámara de ionización y la incertidumbre típica

combinada, $u_c(A_{IC})$, de la concentración de actividad de la disolución del nucleido, aparecen en la tabla 5.

d) Auxiliares

En esta condición se dispone de:

- . Instrumentos de pesar. En particular, la balanza electrónica semimicroanalítica de la firma SARTORIUS™, modelo MC 210 S (código asignado IR.01.02) y la balanza electrónica semianalítica, modelo MP 120-1, de fabricación China (código asignado IR.02.03).

- . Fuentes radiactivas para el control de la estabilidad de las instalaciones de medición. En particular:

- fuente sólida puntual de ^{152}Eu , elaborada en CENTIS-DMR con código DMR-Eu-02. Esta fuente se emplea para el control de la estabilidad de las instalaciones gamma-espectrométricas. La actividad aproximada de la fuente es de 300 kBq de ^{152}Eu .
- fuente sólida cilíndrica de ^{137}Cs , de fabricación china con código CENTIS 92/10. La fuente se emplea para el control de la estabilidad de la cámara de ionización IR.02.04. La actividad aproximada de la fuente es de 3,3 MBq de ^{137}Cs .

- . Instrumentos de medición de tiempo. Para la magnitud de tiempo se toma como referencia la hora emitida por la Emisora Nacional Radio Reloj, lo cual resulta suficiente para la tolerancia de +/- 1 min requerida.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Resultado del control de estabilidad de los principales instrumentos componentes del SR CENTIS

Durante los controles de estabilidad de todos los instrumentos, las observaciones se realizaron bajo las siguientes condiciones de reproducibilidad: el mismo procedimiento de medición, el mismo patrón de referencia, el instrumento de medición empleado bajo las mismas condiciones, el mismo lugar, diferentes observadores y diferentes instantes de tiempo.

Tabla 5. Resultados de la evaluación de las contribuciones de las diferentes componentes de incertidumbre a la incertidumbre típica combinada de la concentración de actividad A_{IC} , determinada en la cámara de ionización

Componente	Tipo de incertidumbre	Incertidumbre típica relativa (%)
Coefficientes de calibración	Tipo B*	1,7
Linealidad	Tipo B*	0,3
Exactitud del electrómetro	Tipo B*	0,6
Resolución	Tipo B*	0,05
Repetibilidad	Tipo A	0,05
Masa de disolución en la fuente que se mide (pesada diferencial)		0,03
a) Linealidad	Tipo B*	
b) Repetibilidad	Tipo A	
Concentración de actividad, A_{IC}	Incertidumbre típica combinada	1,9

* Se asume una distribución rectangular para obtener la incertidumbre típica.

La estabilidad de las seis fuentes certificadas por la OMH ha sido chequeada desde 1997, mediante su medición en el espectrómetro gamma IR.01.01, a una distancia de 21 cm de la parte superior de la cubierta de aluminio del detector. Se observa la tasa de conteo (cps) para un fotopico seleccionado en dependencia del nucleido (ver tabla 1). Como se aprecia en la tabla 1, las desviaciones típicas de los valores medios de las tasas de conteo corregidas por la desintegración radiactiva, son inferiores a las incertidumbres típicas combinadas certificadas por el OMH para los valores de actividad. Esto evidencia que la actividad de las seis fuentes se ha mantenido estable en el tiempo.

Para los espectrómetros gamma IR.01.01 e IR.01.04, este tipo de estudio se realiza desde 1997 y 1999, respectivamente, empleando la fuente de control DMR-Eu-02. La estabilidad de la cámara de ionización se chequea desde el 2001, auxiliándose de la fuente CENTIS 92/10. La reproducibilidad, calculada como la desviación típica relativa de la data acumulada, arrojó para ambos espectrómetros un valor de 0,6% (n = 110). Para la cámara de ionización el valor de reproducibilidad obtenido fue 0,7% (n= 50).

Los gráficos de control de Shewhart de valores individuales [8] se obtienen para los diferentes instrumentos durante el control de su estabilidad y las reglas de Westgard [9] se usan para la

interpretación de los datos obtenidos, de manera que se realiza un análisis de tendencia. Los resultados del control de estabilidad de todos los instrumentos indican que éstos han estado bajo control desde el comienzo de su chequeo hasta el presente.

Comparabilidad del SR CENTIS

En el 2001 los instrumentos y métodos para la medición de actividad, empleados por el SR CENTIS para la obtención de muestras de referencia, se compararon con el patrón nacional de radiaciones ionizantes de España, custodiado por el Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas (CIEMAT) [10]. Para el ejercicio se prepararon cinco fuentes radiactivas en el CENTIS-DMR. Dos fueron fuentes puntuales sólidas donde se depositaron masas de cuatro disoluciones, cada disolución de uno de los siguientes nucleidos: ¹⁵²Eu, ²⁴¹Am, ¹³⁷Cs y ¹³³Ba. Otras dos fueron fuentes puntuales sólidas donde se depositaron masas de dos disoluciones, cada disolución de uno de los siguientes nucleidos: ⁶⁰Co y ²⁰¹Tl. La quinta fuente fue de ¹³¹I y se preparó depositando 4 g de una disolución de Na¹³¹I en una ampolla de vidrio estándar NIST.

Para efectuar este ejercicio se empleó un esquema de comparación de las mediciones, de acuerdo con la ISO/IEC Guía 43-1 [11]. De acuerdo con este

Tabla 6. Resultados de la comparación bilateral CIEMAT-CENTIS-DMR de la medida de actividad de radionucleidos.

Nucleido	Código de muestra	CIEMAT		CENTIS-DMR		
		Actividad x_2	U_2	Actividad x_1	U_1	E_1
¹³³ Ba ^(a)	FM00101	1280	30	1279	32	-0,02
	FM00201	2402	50	2365	48	-0,53
¹³⁷ Cs ^(a)	FM00101	1832	36	1871	36	0,77
	FM00201	2996	60	2959	56	-0,45
¹⁵² Eu ^(a)	FM00101	2948	60	3005	74	0,60
	FM00201	4434	88	4566	110	0,94
²⁴¹ Am ^(a)	FM00101	3887	78	3841	60	-0,47
	FM00201	4039	80	3906	112	-0,97
⁶⁰ Co ^(a)	FM00301	3212	40	3229	40	0,30
	FM00401	2827	40	2824	36	-0,06
²⁰¹ Tl ^(b)	FM00301	919	36	940	28	0,47
	FM00401	348	14	354	11	0,30
¹³¹ I ^(c)	SI03A1L	17,7	0,3	17,43	0,37	-0,57

(a) Los valores de actividad y sus respectivas incertidumbres para k=2 se reportan en Bq, referidos a las 16:00 del 16/10/2001 (UTC).

(b) Los valores de actividad y sus respectivas incertidumbres para k=2 se reportan en kBq, referidos a las 16:00 del 16/10/2001 (UTC).

(c) Los valores de actividad y sus respectivas incertidumbres para k=2 se reportan en MBq, referidos a las 16:00 del 15/09/2001 (UTC).

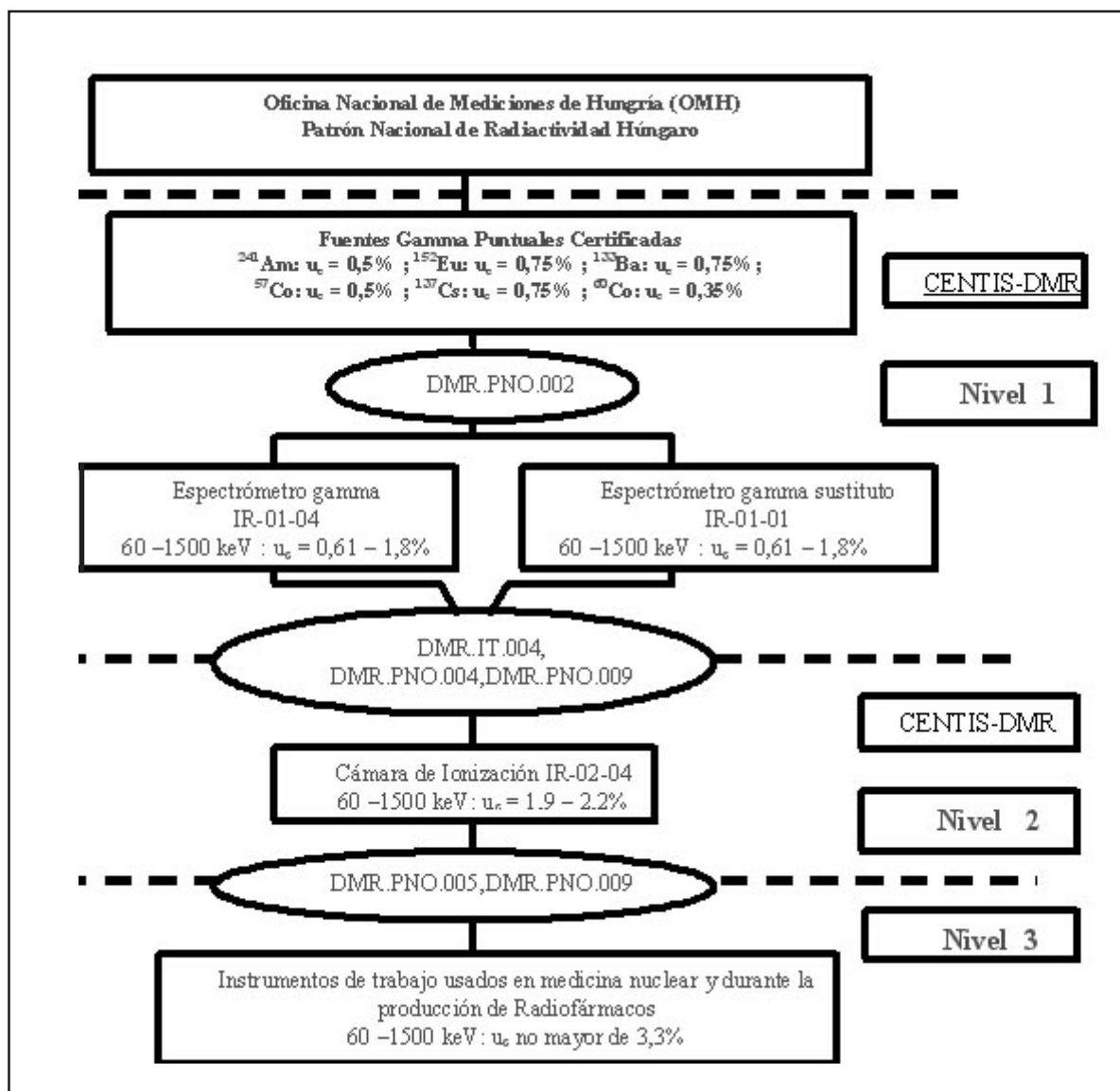
esquema, las fuentes radiactivas que se calibran son circuladas sucesivamente de un laboratorio participante al otro. Las fuentes se calibraron primero en el CENTIS-DMR y después se enviaron al CIEMAT.

En la tabla 5 aparecen los valores de actividad de los nucleidos y su incertidumbre asociada U ($k=2$), determinados en cada fuente por los dos laboratorios participantes. La actividad reportada por CENTIS-DMR para cada nucleido, se establece como el producto de la actividad específica obtenida por el método de espectrometría gamma, por la masa de disolución depositada en la fuente [5]. Para la evaluación de los resultados se calcula el estadístico E_n [11], de acuerdo con la fórmula:

$$E_n = \frac{(x_1 - x_2)}{\sqrt{U_1^2 + U_2^2}} \dots\dots\dots(8)$$

donde: x_1, U_1 – son la actividad y su incertidumbre expandida ($k=2$), respectivamente, obtenidos para el nucleido en una fuente dada por el CENTIS-DMR, x_2, U_2 – son la actividad y su incertidumbre expandida ($k=2$), respectivamente, obtenidos para el nucleido en una fuente dada por el CIEMAT. Los resultados de los dos laboratorios se consideran equivalentes si $|E_n| \leq 1$. Todos los valores del estadístico resultaron menores que 1, por lo que el desempeño del CENTIS-DMR se puede evaluar de satisfactorio.

En la siguiente figura aparece el esquema de trazabilidad y jerarquía de los instrumentos de medición de la actividad de radionucleidos establecido. Este esquema es válido para la calibración de instrumentos de la medición de actividad realizadas por el CENTIS-DMR y garantiza los requerimientos para la incertidumbre típica combinada de las calibraciones de los



activímetros empleados en medicina nuclear: no superior al 3,3%, según las exigencias de la farmacopea [12]. De esta manera se ha comenzado a prestar un nuevo servicio de calibración a las instituciones donde se producen y aplican los diferentes radiofármacos.

Los métodos de calibración y medición, así como los de obtención de muestras de referencia, empleados para la transferencia de la trazabilidad entre los diferentes niveles del esquema de la figura 1, forman parte del sistema de calidad implementado en el CENTIS-DMR, según requerimientos de la Guía ISO/IEC 17025 [13]. Los resultados de la validación de estos métodos aparecen publicados en [4,5].

CONCLUSIONES

1. Se ha establecido un Sistema de Referencia en CENTIS, para la medición de actividad de nucleidos emisores gamma entre 60 y 1500 keV, el cual es un patrón de grupo compuesto por instalaciones secundarias y métodos relativos de medición, que lo hace económico y asequible a las posibilidades de Cuba. Este SR garantiza los requisitos de exactitud necesarios en medicina nuclear y permite establecer la trazabilidad y comparabilidad de este tipo de determinación.
2. Se ha establecido la comparabilidad de las mediciones de actividad del CENTIS-DMR y el CIEMAT, para los nucleidos que se emplean en medicina nuclear, I-131 y Tl-201, y cinco nucleidos que utilizan para calibrar las instalaciones gamma espectrométricas.
3. Se han establecido los procedimientos para el monitoreo de la estabilidad y fiabilidad de SR CENTIS, con resultados satisfactorios.
4. Se han producido más de 155 muestras de referencia, utilizando el SR CENTIS, lo que permite establecer un nuevo servicio: la calibración de los activímetros empleados en medicina nuclear.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] SCHRADER, H., Calibration and consistency of results of an ionisation-chamber secondary standard measuring system for activity, *Appl. Rad. Isot.* Vol.52/3 (2000)325-334.
- [2] Radioactivity Standards, Catalogue OMH, 1978.
- [3] DEBERTIN, K., HELMER, R.G., Gamma and X-ray Spectrometry with semiconductor detectors, Physical Sciences & Engineering Division, Elsevier Science Publishers B.V. The Netherlands, 1988.
- [4] OROPESA, P., y otros Technical factors of quality management in gamma-ray spectrometry of environmental samples, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 243 (2000)809.
- [5] OROPESA, P., y otros A Procedure for the Standardization of Gamma Reference Sources for Quality Assurance in Activity Measurements of Radiopharmaceuticals, *Appl. Rad. Isot.* Vol.56/6 (2002)787-795.
- [6] CALHOUN, J.M., Radioactivity Calibrations with the "4p" Gamma Ionisation Chamber and Other Radioactivity Calibration Capabilities, NBS Special Publication (1987)250-10.
- [7] VAN DER EIJK, W., Vaninbrouckx, R., Sampling and Dilution Problems in Radioactivity Measurements, *Nucl. Instr. and Meth.* (1972)102, 581.
- [8] ISO 8258: Shewhart control charts, 1991.
- [9] WESTGARD, J.O., BARRY, P.L. HUNT, M.R. *Clin. Chem.*, 27 (1981)493-501.
- [10] OROPESA, P., GARCÍA, E., Comparación Bilateral CIEMAT- CENTIS-DMR de la Medida de Actividad de Radionucleidos, Informes Técnicos CIEMAT, No. 1036, ISSN: 1135-9420(2004).
- [11] International Standards Organization and International Electrotechnical Committee Proficiency testing by interlaboratory comparisons - Part 1: Development and operation of proficiency testing schemes, *ISO/IEC Guide 43-1* (1997).
- [12] European Pharmacopeia 2nd Edition, Maisonneuve Eds., Sainte Ruffine (1982).
- [13] NC/ISO/IEC 17025 : Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de calibración y ensayo (2000).

Recibido : 29 de marzo de 2003

Aceptado : 10 de junio de 2004

INFLUENCIA DEL PESO MOLECULAR EN RADIOLOCALIZADORES DE PROCESOS INFLAMATORIOS (PRIMERA PARTE)

Niurka Mesa Dueñas¹, Francisco Zayas Crespo¹, Alina Pérez Fuentes², Julia Piedra Mazorra¹, Marleni Díaz Barreto¹, María Eugenia Rodríguez Alfonso¹

¹ Instituto de Nefrología, Dr. Abelardo Buch, Avenida 26 y Boyeros, Ciudad de La Habana, Cuba

² Hospital Hermanos Ameijeiras, Ciudad de La Habana, Cuba
mninef@infomed.sld.cu

Resumen

Se compararon cuatro radiofármacos de ^{99m}Tc como radiotrazadores de procesos inflamatorios. Los radiofármacos se dividieron en dos grupos de acuerdo con sus pesos moleculares y su naturaleza. Un grupo incluyó a la inmunoglobulina IgG humana y el anticuerpo monoclonal ior t3, el otro grupo incluyó a la ciprofloxacina y al ácido dimercaptosuccínico. Los radiofármacos se sometieron a diversos controles de calidad, así como a estudio de biodistribución en un modelo de inflamación aséptica provocada con carragenina estéril. Los resultados en la reducción de las inmunoglobulinas con 2-mercaptoetanol y metabisulfito de sodio demuestran que ambos reductores son equivalentes, ya que se obtienen purzas radioquímicas semejantes, independientemente de las inmunoglobulinas. El estudio de biodistribución demostró mayor incorporación para los radiofármacos de alto peso molecular y los mayores valores se alcanzaron con el 2ME como agente reductor.

THE INFLUENCE OF MOLECULAR WEIGHT IN RADIOTRACERS OF INFLAMATOR PROCESSES (PART I)

Abstract

Four ^{99m}Tc-radiopharmaceuticals were compared as a radiotracers of inflammatory process. The RPs were divided in two groups according to their molecular weights and nature. One group included the human IgG and the ior t3 MoAb another included the ciprofloxacin and the DMSA. The RPs were studied by different quality controls, and a biodistribution study in an aseptic inflammatory model made by sterile carragenin. The results in the reduction of the immunoglobulins with 2-mercaptoethanol and sodium metabisulphite demonstrated that both reducing agents were equivalent, because the radiochemical purity obtained were similar and independent of the immunoglobulins. The biodistribution demonstrated a higher incorporation for the radiopharmaceuticals of high molecular weight, and the highest values were obtained with the 2-mercaptoethanol.

Key word: monoclonal antibodies, immunoglobulins, animal cell, quality control radiopharmaceuticals, technetium 99, inflammation

INTRODUCCIÓN

Durante la última década del siglo XX aparecieron trabajos [1-3] relativos a la búsqueda de radiofármacos (RFs) para el diagnóstico de procesos inflamatorios, en los que se incluyeron RFs con diversos tamaños moleculares y diferentes naturalezas.

Existe un creciente interés hacia los RFs de bajo peso molecular [4-7], a los que se les atribuye la capacidad de diferenciar entre procesos sépticos y asépticos. Sin embargo, hasta el presente se han desarrollado pocas comparaciones con un número muy reducido de RFs de diferentes naturalezas.

El objetivo fundamental del reporte consiste en la comparación de RFs de bajo y alto peso molecular, para precisar las capacidades relativas en la radiolocalización de procesos inflamatorios asépticos.

MATERIALES Y MÉTODOS

En la preparación del ^{99m}Tc (V)-DMSA se utilizó un juego de reactivos del Centro de Isótopos (CENTIS) que incluye 1,0 mg de DMSA, 10 mg de gluconato de sodio, 0,36 mg de cloruro estañoso dihidratado y 5,0 mg de cloruro de sodio. Un bulbo de DMSA se solubilizó con 3,0 mL de solución salina fisiológica estéril (SSFE), se extrajo 1,0 mL

hacia frascos estériles al vacío y se conservaron a -70°C hasta su utilización.

Para la formulación se tomó un frasco y se descongeló, se adicionaron 0,4 mL de bicarbonato de sodio 0,1 M, manteniendo el pH en el intervalo de 8,0-9,0. Se añadió pertecnetato radiactivo (128 MBq), se mezcló e incubó 30 minutos.

En la formulación del $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -Ciprofloxacina (CF), se utilizó CF de los Laboratorios MEDSOL. Se tomó 1,0 mL de una solución de 2 mg CF/mL de SSFE hacia un frasco estéril, se añadieron 0,14 mL de $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ de 0,8 mg/mL de HCl 0,096 N y 111 MBq de pertecnetato, la mezcla se calentó 10 minutos en agua hirviendo [8]. Una vez enfriado, el radiofármaco se purificó a través de una columna (1x10 cm) de Sephadex G-25 M [9]. Para la formulación de los Rfs de alto peso molecular, se utilizó inmunoglobulina G humana (IgG) policlonal no específica liofilizada (Centro de hemoderivados). En la formulación se utilizaron dos vías: el método de Schwarz [10] con 2-mercaptoetanol (2ME) y el método de Zayas [11] mediante el metabisulfito de sodio (MBS).

En la marcación de 5 mg de la IgG reducida, se añadió 150 μL de solución que contiene 0,35 mg de Sn^{2+} /mL de HCl 0,02 N y 50 μmol de tartrato/mL, la mezcla se incubó 7,5 minutos, se añaden 74 MBq de TcO_4^- y se incubó 30 minutos. El anticuerpo monoclonal (AcMm) murino ior t3 suministrado por el Centro de Inmunología Molecular se radiomarcó de forma similar a la IgG para obtener el complejo $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -AcMm por el método de Schwarz [10] y el método de Zayas [11]. Para este último [11] se elevó la relación molar MBS: IgG a 950:1. El resto del procedimiento se realizó como se describió anteriormente para la IgG humana.

Control de la pureza radioquímica

Para el $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (V)-DMSA se aplicó cromatografía de papel ascendente (CPA) con un sistema de solventes compuesto por n-butanol:ácido acético:agua (3:2:3) [12,13]. Los resultados se expresaron en tanto por ciento de la radiactividad con respecto al total. Para el $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -CF se evaluó a través de CPA con acetona como solvente. Para la IgG humana y el AcMm ior t3 se combinó la CPA en Whatman No. 3 MM con SSFE y la cromatografía en Sephadex G-25 M. La fracción de radiocoloides se determinó en una columna PD-10 (Pharmacia). Se aplicó sobre la misma 200 μL de radiofármaco y se determinó la radiactividad en un curímetro (PTW FREIBURG, Alemania). Seguidamente se lavó con 20 mL de SSFE, se enrasó y se determinó la radiactividad residual, la que se expresó en tanto por ciento de la radiactividad medida inicialmente.

Estabilidad *in vitro* con suero humano

Se desarrolló mezclando 1,0 mL de suero humano fresco y 50 μL de los Rfs en estudio a temperatura ambiente. Transcurridas 4 y 24 horas se tomaron alícuotas.

Para el $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -DMSA y el $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -CF las alícuotas se aplicaron sobre columnas PD-10, la elución se desarrolló con SSFE. Se colectaron fracciones de 500 μL , se contó la radiactividad de cada fracción en un contador gamma y se determinó el porcentaje de radiactividad asociado a cada una. Para las IgGs se tomaron alícuotas y se desarrollaron CPA con SSFE, se determinó el tanto por ciento de radiactividad asociada al frente del cromatograma. El procedimiento se repitió 24 horas después.

Ensayo de grupos -SH libres

Se desarrolló por el método de Ellman [14]. La curva patrón se construyó con soluciones de cisteína de 0,01-1,0 mmol/L. La absorbancia se determinó en un espectrofotómetro (Shimadzu) a 412 nm y se cuantificó la concentración de los sulfhidrilos por interpolación en la curva patrón.

Estudio de inmunorreactividad del AcMm ior t3

La inmunorreactividad del AcMm reducido se determinó en cortes de amígdalas frescas mediante el sistema avidina-biotina-peroxidasa [15]. Como controles positivos se usaron AcMm nativo en idéntica condición y un AcMm comercial (Dako). Como control negativo se utilizó un corte de tejido incubado con tampón de lavado.

Determinación de fragmentos y agregados en las proteínas reducidas

Se desarrolló electroforesis en gel de poliacrilamida al 12,5%. No se aplicó calentamiento ni agentes reductores. Las muestras se mezclaron con la solución tampón Tris-HCl 0,062 M, 3% de dodecilsulfato de sodio y 2% de glicerol, se aplicaron 100 V con 20 mA durante 2,5 horas. Para teñir las proteínas se utilizó el azul brillante de Coomassie. Se desarrollaron cromatografías en una columna TSK-G2000 SW_{XL}, usando como fase móvil tampón fosfato-salino 0,05-0,15 M pH 7,4, con un flujo de 1 mL/minuto durante 20 minutos a 25°C . Se aplicaron 100 μg de muestra. El análisis se efectuó también a las inmunoglobulinas nativas.

Biodistribución

Los animales se anestesiaron previo a su manipulación. Se tomaron ratas Wistar de 180 g de peso, procedentes del CENPALAB. Se les indujeron procesos inflamatorios asépticos, inoculándoles por vía subplantal 0,1 mL de carragenina al 10% en el miembro izquierdo posterior. Seguidamente se inyectaron por vía intracardiaca los Rfs en estudio. En la biodistribución de 24 horas, se hizo una segunda inoculación de carragenina transcurridas 20 horas de la administración inicial. Cuatro y 24 horas después se anestesiaron los animales, se extrajeron 2-3 mL de sangre por punción cardiaca y se tomaron los órganos de interés: hígado, estómago, riñón, órgano sano y órgano inflamado.

Se determinó la masa en gramos y se cuantificó la radiactividad asociada a cada órgano en un contador gamma. Para el DMSA se tomó además una muestra de tejido óseo. Una vez cuantificada la masa y la radiactividad en cada órgano, se calculó el tanto por ciento de dosis por gramo.

Análisis Estadístico

Se aplicaron métodos no paramétricos. Se utilizó el test de Kolmogorov-Smirnov, con un nivel de significación $\alpha = 0,05$.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

El complejo ^{99m}Tc (V)-DMSA en el sistema evaluado posee un Rf de 0,4-0,6. El 91,0% de la radiactividad se asoció al Rf citado, lo cual semeja al 83,0-94,0% de pureza, reportado [16] para este complejo y se determinó la presencia de 1,7% de radiocoloides de ^{99m}Tc . La dilución del liofilizado produjo la reducción de la masa de estaño, lo cual favoreció la reducción incompleta del pertechnetato, lo que unido a la elevación del pH a 8-9 completó la formación del ^{99m}Tc (V)-DMSA [16]. Para la ^{99m}Tc -CF se determinó un 94,9% de pureza radioquímica, similar al reportado por otros autores [9,17]. La determinación de radiocoloides fue innecesaria, ya que el radiofármaco se purificó por Sephadex, soporte donde los radiocoloides de ^{99m}Tc son retenidos [18] por su afinidad con la dextrana. Para la ^{99m}Tc -IgG formulada según Schwarz [10] se determinó una pureza radioquímica de 90,0%, la cual se obtuvo

combinando la CPA y el Sephadex. En la IgG reducida con MBS [11] se obtuvo una pureza de 94,8% valores similares a los reportados por Zayas [11]. Para el AcMm ior t3 reducido con 2ME se determinó un 94,0% de pureza radioquímica y para el reducido con MBS se alcanzó el 95,3% de pureza.

Estabilidad en el tiempo

La figura 1 muestra que los RFs alcanzaron y mantuvieron en el tiempo purezas de 90,0%. Los de bajo peso molecular mostraron una tendencia a disminuir la pureza con el tiempo. Para las proteínas se encontró que el MBS producía radiofármacos con mayor estabilidad. Los resultados para el ^{99m}Tc -DMSA se corresponden con el reporte de Kumar, V. y otros [19] y Oh y otros [20], los que reportaron valores de 83,0- 94,0% de pureza.

En el ^{99m}Tc -CF los resultados coincidieron con el reporte de Soroa y otros [17], refiriendo valores de 94,0-97,0% de pureza, la que utilizó solución de estaño/tartrato, en lugar de cloruro estañoso. Los RFs de alto peso molecular prácticamente no variaron la pureza en el intervalo de estudio. La disminución se observó con el 2ME como reductor. Este hecho fue reportado por Zayas [11] y se puede explicar, porque las proteínas reducidas con 2ME se purificaron en Sephadex, lo que disminuye una fracción del reductor, mientras que el MBS permanece en el medio, lo cual pudiera garantizar una mayor estabilidad de los grupos sulfhidrilos generados tras la reducción.

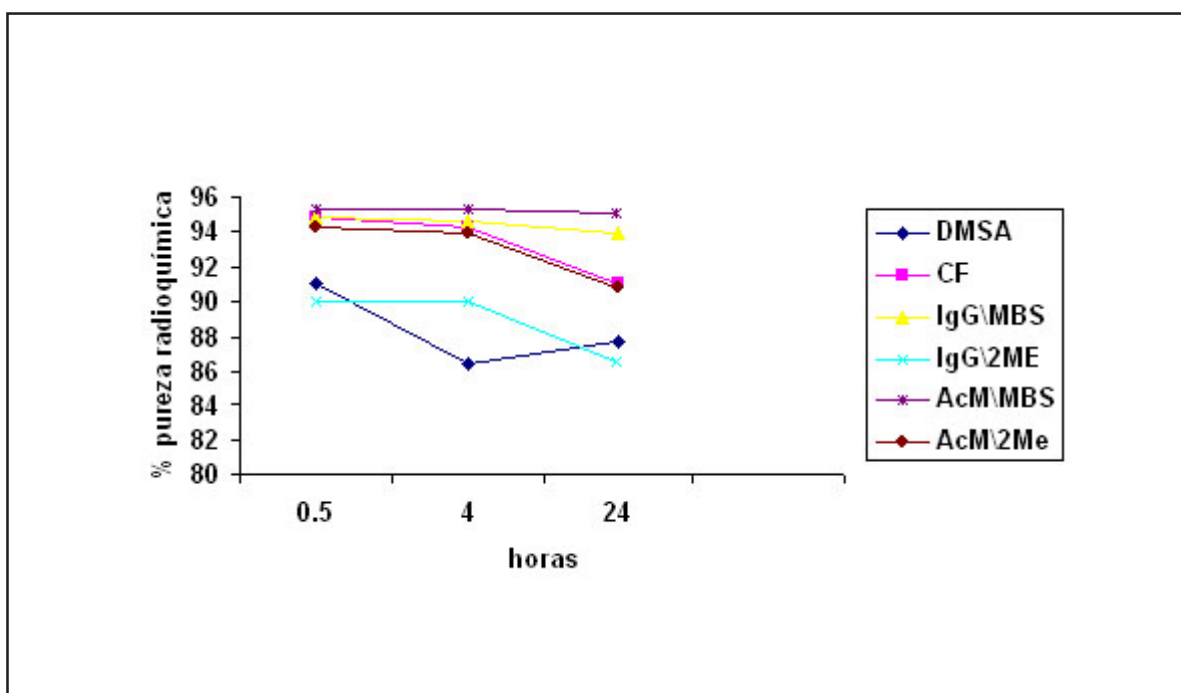


Figura 1. Estabilidad en el tiempo.

Estabilidad en suero

Se observó un 98,0% de unión de las proteínas con el ^{99m}Tc (V)-DMSA, de modo similar al ^{99m}Tc (III)-DMSA, debido a grupos sulfhidrilos en su estructura que interaccionan con grupos sulfhidrilos de las proteínas. Para el ^{99m}Tc-CF el valor de 47,0% es inferior al reportado por Gano y otros, [4], quien reportó 56,0% de enlazamiento. Bhatnagar y otros [21], plantearon que el enlazamiento puede explicar por la formación de dímeros o tetrámeros durante la radiomarcación de la molécula, los que tienen afinidad por las proteínas séricas.

El patrón general para las proteínas reducidas y radiomarcadas fue una disociación entre 61,2-75,4%. El radiofármaco de menor fortaleza en el complejo ^{99m}Tc-proteína resultó de la combinación AcMn/MBS, ya que se elevó la disociación del ^{99m}Tc en 11,0% entre 4-24 horas. Estos valores de disociación son mayores a los reportados por Mardirossian [22]. La diferencia se pudiera atribuir a que en el trabajo citado [22] se trabajó bajo atmósfera de CO₂, lo que favorece la preservación de los grupos sulfhidrilos.

El suero humano contiene diversos quelatantes fuertes, como el glutatión y la cisteína, que contienen grupos sulfhidrilos [22,23], así como aniones con capacidad de acomplejamiento. Estas moléculas produjeron la disociación encontrada en los resultados. Otro aspecto a considerar en el análisis sería las relaciones volumétricas y molares utilizadas, 1,0 mL de suero humano y 50 µL de radiofármaco.

Determinación de grupos sulfhidrilo (-SH) libres

Tras la reducción se incrementó en 18,0-20,0% la exposición de los grupos -SH. Valores similares reportaron Garron y otros [24] y Nakayama y otros [25], los que señalaron entre 8-10 grupos -SH libres/mol de IgG. Los -SH liberados fueron suficientes para garantizar un enlazamiento estable del ^{99m}Tc a la IgG. Los resultados apuntan a que las inmunoglobulinas presentaron las mismas capacidades para el acomplejamiento del ^{99m}Tc-reducido, así como potencialidades similares para la generación de agregados moleculares y fragmentos.

Determinación de fragmentos y agregados en las proteínas

La electroforesis demostró una fragmentación inferior al 10,0%, ya que más del 90,0% de la IgG y el AcMn permanecieron en el punto de aplicación. Para ambas proteínas se detectaron fragmentos de 50 kDa. La presencia de fragmentos se debe a la acción del reductor. Resultados similares reportaron Hnatowich y otros [26] y Garron [24].

En la siguiente tabla se observa la determinación de agregados. Los valores de las especies reducidas son similares a las proteínas nativas y no superaron el 3,0%. La fracción de agregados

resultó similar a otros reportes [25, 27], que refieren una formación de agregados entre 3-5%.

Porcentajes de pureza por HPLC

Compuestos	% pureza
AcMn nativo	99,8
AcMn/MBS	99,8
AcMn/2ME	99,8
IgG nativa	96,3
IgG/MBS	96,2
IgG/2ME	96,1

Inmunorreactividad

El ensayo desarrollado determinó que el AcMn t3 reducido mantuvo una actividad biológica similar al anticuerpo nativo, pues preservó la capacidad de reconocimiento por el antígeno. Reporte similar obtuvo Hnatowich [26], quien señaló que la inmunorreactividad se mantiene siempre que no se apliquen condiciones drásticas que modifiquen la estructura del anticuerpo.

Biodistribución

En todos los RFs los órganos dianas fueron el hígado y los riñones, para el ^{99m}Tc(V)-DMSA también los huesos [16]. La incorporación en los órganos inflamados y sanos fue igual para el ^{99m}Tc (V)-DMSA (p>0,05) a las 4 horas. A las 24 horas el patrón es similar al anterior (p>0,05), apreciándose en el órgano inflamado una captación ligeramente menor que en el órgano sano. Para el ^{99m}Tc-CF se apreció una pequeña diferencia de incorporación en el órgano inflamado con relación al sano (p>0,05) [4], lo cual indica que estos productos no son adecuados para la visualización de focos inflamatorios.

El mecanismo de incorporación de las IgGs radiomarcadas en la inflamación no está totalmente dilucidado. Entre las hipótesis se incluyen: aumento del lecho vascular [28], enlazamiento por la porción Fc a las bacterias [29] y enlazamiento a receptores Fc de los leucocitos [30].

La biodistribución de las IgGs radiomarcadas reveló que la incorporación en el órgano inflamado a las 4,0 horas casi cuadruplicó la detectada en el órgano sano (p<0,05), a las 24 horas disminuyó extraordinariamente esta diferencia, aunque continuó siendo significativa (p<0,05). Estos resultados fueron similares al reporte de Calame y otros [31], quienes encontraron igual deposición en el intervalo entre 4 y 24 horas, en tanto que para IgGs purificadas la incorporación se elevó en el mismo intervalo.

La deposición de una proteína radiomarcada en una inflamación depende de elementos que van desde la calidad del radiofármaco hasta el modelo

en el cual se aplicó. La inflamación con carragenina es una inflamación aguda con máxima expresión 1-3 horas después de administrada. Esto podría explicar la mayor incorporación a las 4 horas, ya que se dispone de mayor concentración sanguínea del radiofármaco en el período de tiempo en que la inflamación es máxima (entre 1-4 horas). Para el AcMm ior t3 se encontró en ambos tiempos de estudio que la incorporación en el órgano inflamado casi duplicó la del órgano sano independientemente del reductor ($p < 0,05$). Tras 24 horas se produce una disminución elevada en la incorporación del radiofármaco en el foco

inflamatorio, lo que disminuye la diferencia entre éste y el órgano sano. Como se mencionó anteriormente las diferencias en las biodistribuciones a 4 y 24 horas, pueden estar influenciadas por la concentración del radiofármaco en la sangre a las 4,0 horas y con el proceso inflamatorio, que alcanza un máximo entre 1-3 horas. Estos resultados de biodistribución se aprecian en la figura 2 donde se encuentran las relaciones entre órgano inflamado y órgano sano para cada uno de los radiofármacos en estudio en los tiempos analizados.

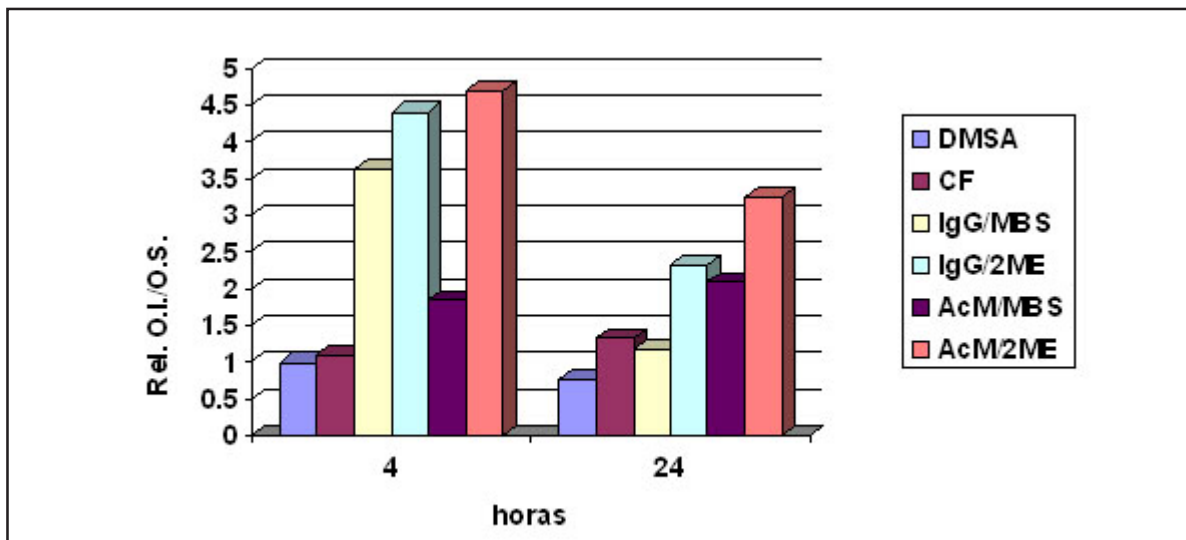


Figura 2. Relaciones entre órgano inflamado y órgano sano de la captación de los radiofármacos en la inflamación aséptica.

CONCLUSIÓN

Se evaluaron RFS de ^{99m}Tc de alto y bajo peso molecular para la visualización gammagráfica de procesos inflamatorios. Se demostró que los radiofármacos de alto peso molecular se incorporaron en mayor medida en los focos inflamatorios que los RFs de bajo peso molecular. Esto se puede deber a una mayor retención en el remanso de los tejidos inflamados debido a mecanismos que no están totalmente dilucidados. Se utilizó por primera vez el MBS para reducir un AcMm en el marcaje directo con ^{99m}Tc , y se obtuvo semejante número de grupos -SH libres con relación al 2ME. La disminución del tiempo total del proceso de marcación, al eliminarse la etapa de purificación post-reducción, demuestra la potencialidad del MBS como agente reductor para la marcación directa de inmunoglobulinas con ^{99m}Tc .

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] WEGNER, W. A., VELCHIK, M. G., WEISS, D., TER, S., BYARS, A., NEPTUNE, M., Alauí, A., Infectious Imaging with

Indium-111- Labeled Nonspecific Polyclonal Human Immunoglobulin. *J. Nucl. Med.* 32 (1991)2079-2085.
 [2] CHIANELLI, M., MATHER, S. J., MARTIN-COMIN J., Signore, A., Radiopharmaceuticals for the study of inflammatory processes: a review, *Nucl. Med. Commun* 18 (1997)437-455.
 [3] McAFEE, J.G., Gagne, G., Subramanian, G, SCHNEIDER, R.F., The Localization of Indium-111-Leukocytes, Gallium-67-polyclonal IgG and Other Radioactive Agents in Acute Focal Inflammatory Lesions. *J. Nucl. Med.* 32 (1991)2126-2131.
 [4] GANO, L., PATRICIO, L., CANTINHO, G., PENA, H., y otros, Ciprofloxacin in imaging of infective versus sterile inflammation, *International Symposium on Modern Trends in Radiopharmaceuticals for Diagnosis and Therapy*, 1998.
 [5] GOMES, V., IGLESIAS, F., ROCA, M., TABAU, F., Martin-Comin, J., Marcaje de Ceftrizoxima con ^{99m}Tc . *Rev. Esp. Med. Nucl.* 19 (7) (2000)479-483.
 [6] HALL, V., SOLANKI, K. K., VINJAMURI, S., BRITTON, K, E., Das, S, S, Evaluation of the efficacy of ^{99m}Tc -Infection, a novel agent for detecting situs of infection, *J. Clin. Pathol.* March; 51(3) (1998)215-9.
 [7] BI-FAN L., CHIU, N.T., CHONG, J.K., Yu, C H S., Technetium-99m(V)-DMSA and Gallium-67 in the assessment of bone and joint infection, *J. Nucl. Med.* 39 (1998)2128-2131.

- [8] BRITTON, K.E., VINJAMUR, I.S., HALL, A.V., K. K., SOLANKI, K. K., y otros, Clinical evaluation of technetium-99m-infecton for the localization of bacterial infection, *Eur. J. Nucl. Med.* (1997)24553-556.
- [9] ZAYAS, F. I., CALZADILLA, E., RODRÍGUEZ, M. E., PÉREZ, A., y otros, Optimización de la recuperación del 99mTc-Ciprofloxacín en Sephadex, *Rev. Esp. Med. Nucl.* 19(2) (2000)92-93.
- [10] SCHWARZ, A., STEINSTRASSER, A., A novel approach to Tc-99m-labelled monoclonal antibodies, *J. Nucl. Med.* 28 (1987)721, Abstract.
- [11] ZAYAS, CRESPO, F.I., Radiomarcación de proteínas para uso *in vivo*. Tesis en opción al título de Doctor en Ciencias Farmacéuticas, septiembre, 2000.
- [12] Manual de Protocolos de Calidad de Radiofármacos. ARCAL XV. Producción y Control de Radiofármacos, 1999.
- [13] LEAH, M., WILLIAM, E.D., A critical evaluation of methods for preparing pentavalent 99mTc-DMSA, *Nucl. Med. Commun*, 20 (8) (1999) Aug; 769-73, Abstract.
- [14] ELLMAN, G.L., Tissue Sulfhydryl Groups, *Arch. Biochem Biophys* 82 (1959)70-77.
- [15] TORMO, B.R., GAVILONDO, J., DOMÍNGUEZ, C., FREYRE, M., y otros, CEA in colonic adenocarcinma and precancerous lesion: an immunohistochemical study with a novel monoclonal antibody, *APMIS* 97 (1989)1073-1080.
- [16] LAM, A. S., PUNCHER, M.R., Blower, P.J., In vitro and in vivo studies with pentavalent technetium-99m dimercaptosuccinic acid, *Eur. J. Nucl. Med.* 23(12) 1996 Dec. 1575-82, Abstract.
- [17] SOROA, V.E., ALONSO, C., CABREJAS, R., SOLANKI, K. K., BRITTON, K.E., Is the infection quez answered by 99mTc-Ciprofloxacín, Final Report, A coordinated research proyect, Vienna, Austria, 2000.
- [18] BHATNAGAR, ASSEM., M. D., Nuclear imaging for infection and inflammation, Final Report A coordinate research proyect, Nuclear imaging for infection and inflammation, Vienna, Austria, 2000.
- [19] KUMAR, V., Evaluation of stannous oxidation in the preparation of ultrahigh purity 99mTc(V)-DMSA, *Nucl. Med. Commun* 22(11) (2001) Nov; 261-6, Abstract.
- [20] OH, S. J., HA, H. J., MOON, D.H., RYU, J.S., y otros, Simple and reliable preparation of pentavalent 99mTc-dimercaptosuccinic acid at alkaline pH without oxigen bubling, *Nucl. Med. Commun*, 2001 Jun; 22(6), 613-6. Abstract.
- [21] Bhatnagar, Assem. M.D., Nuclear imaging for infection and inflammation, Final Report A coordinate research proyect. Nuclear imaging for infection and inflammation. Vienna, Austria, 2000.
- [22] MARDIROSIAN, G., WU., RUSCKOWSKI, C.M., HNATOWICH, D.J., The stability of 99mTc directly labelled to an Fab' antibody via stannous ion and mercaptoethanol reduction, *Nucl. Med. Commun* 13 (1992)503-512.
- [23] LARSEN, S. K., SOLOMON, H.F., CALDWELL, D., ABRAMS, M.J., [99mTc]Tricine: A Useful Precursor Comple for the Radiolabeling of Hydrazinonicotinate Protein Conjugates, *Bioconj. Chem.* 6 (1995)635-638.
- [24] GARRON, J. Y., MOINEREAU, M., PASQUALINI, R., SACCAVINI, J.C., Direct 99mTc Labeling of Monoclonal Antibodies: Radiolabeling and *in vitro* Stability, *Nucl. Med. Biol* 18 (1991)695-703.
- [25] NAKAYAMA, M., WADA, M., ARAKI, M., Direct 99mTc labelling of human immunoglobulin with an insoluble macromolecular Sn (II) complex, *Nucl. Med. Biol.* 22(6) (1995)795-802.
- [26] HNATOWICH, D.J., MARDIROSIAN, G., RUSKOWSKI, M., FOGARASI, M., Directly and Indirectly Technetium-99m-Labelled Antibodies. A comparasion of *in vitro* and Animal In Vivo proprieties, *J. Nucl. Med.* 34 (1993)109-119.
- [27] GRIFFIHS, G.L., GOLDENBERG, D.M., JONES, A.L., HANSEN, H.J., Radiolabelling of monoclonal antibodies and fragment with technetium and rhenium, *Bioconjugate Chem* 3(2) (1992)91-99.
- [28] RUBIN, R.H., YOUNG, L.S., HANSEN, W. P., NEDELMAN, M., Specific and nonspecific imaging of localized Fisher immunotype 1 *Pseudomonas aeruginosa* infection with radiolabelled monoclonal antibody, *J. Nucl. Med.* 29 (1988)651-656.
- [29] CALAME, W., FEITSMA, H.I.J., ENSING, G.J., y otros, Binding of 99mTc- labelled polyclonal human immunoglobulin to bacteria as a mechanism for scintigraphic detection of infection, *Eur. J. Nucl. Med.* 18 (1991)396-400.
- [30] FISCHMAN, A.J., RUBIN, R.H., KHAW, B.A., CALLAHAM, R.J., y otros, Detection of acute inflammation with 111In- labelled nonspecific polyclonal IgG, *Sem. Nucl. Med.* 18 (1988)335-44.
- [31] CALAME, W., WELLING, M., FEITSMA, H.I.J., ENSING, G.J., y otros, Improved detection of a staphylococcal infection by monomeric and protein A- purified polyclonal human immunoglobulin, *Eur. J. Nucl. Med.* 20 (1993)490-94.

Recibido: 3 de abril de 2004

Aceptado: 10 de junio de 2004

APLICACIÓN DE LAS DETERMINACIONES DE ^{137}Cs PARA EVALUAR NIVELES DE EROSIÓN EN SUELOS AGRÍCOLAS DEL OCCIDENTE DE CUBA

Reinaldo Gil Castillo¹, José Luis Peralta Vital¹, Jorge Carrazana González¹, Mario Riverol Rosquet²,
Fermín Peña Valenti², Eduardo Cabrera Calcedo³

¹Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)
Calle 20, No. 4113 e/ 41 y 47, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

² Instituto de Suelos (MINAGRI), Cuba

³ Dirección Provincial de Suelos (MINAGRI), Cuba
gesr@cphr.edu.cu

Resumen

El trabajo muestra la experiencia de la aplicación de la técnica del ^{137}Cs para estimar las tasas de erosión en suelos agrícolas de tipo ultisoles en el occidente del país y la validación de sus resultados, al compararlos con los de técnicas tradicionales como segmentos de cuencas hidrográficas. Se emplearon los modelos proporcionales, de balance de masa y de balance de masa simplificado en el cálculo de las tasas de erosión, para tres segmentos. Se obtuvieron valores de niveles de erosión de 3,5 a 7,1 t/ha/año para el segmento I, de 5,17 a 10,3 t/ha/año para la segmento III y de 2,3 a 17 t/ha/año para la segmento IX. Se concluyó que la técnica del ^{137}Cs es válida para la estimación de las tasas de erosión en el tipo de suelo evaluado y el modelo de balance de masa fue el que dio los valores más cercanos a los estimados por los segmentos de cuencas hidrográficas.

APPLICATION OF THE ^{137}Cs DETERMINATIONS TO EVALUATE THE EROSION RATES INCULTIVATED SOLLS IN THE WEST PART OF CUBA

Abstract

The paper shows the experience in the application of ^{137}Cs technique to estimate the erosion rates in cultivated soils classified as ultisol in the west part of the country, and the validation of the technique results by comparison against the results from traditional methods like watershed segments. The proportional, the simplified balance of mass and the balance of mass models were used to calculate the erosion rates, for three segments. In the evaluated area, have been obtained erosion rates from 3.5 to 7.1 t/ha/y for the segment I, from 5.17 to 10.3 t/ha/y for the segment III and from 2.3 to 17 t/ha/y for the segment IX. The conclusions are, the ^{137}Cs technique is reliable for the estimation of erosion rates in the evaluated soil and the mass balance model obtained the nearest values to the estimated by watershed segments.

Key words: soils, erosion, agriculture, Cuba, cesium 137, soil conservation

INTRODUCCIÓN

Los fenómenos de erosión son uno de los principales factores degradantes de los suelos en el país [1], existiendo algo más de 4,2 millones de hectáreas afectadas por la erosión lo que representa que más del 40% del área cultivable del país está afectada por este problema. Ante la disminución de áreas cultivables y la limitación de la productividad en las restantes por degradación, se hace impostergable el establecimiento y ejecución de una serie de acciones encaminadas a la conservación y mejoramiento de los suelos, que permitan el logro de una agricultura sostenible. Para esto es importante poseer información cuantitativa y

cuantitativa sobre el nivel de redistribución del suelo y así desarrollar prácticas apropiadas en el manejo de la tierra y poder predecir el impacto potencial de los cambios ambientales futuros.

Las técnicas tradicionales usadas para cuantificar las tasas de erosión de los suelos incluyen monitoreos en grandes períodos de tiempos de parcelas de terreno experimentales y la vigilancia del fenómeno en el campo. Internacionalmente [2,3], el uso de las técnicas de determinación de ^{137}Cs en suelos para investigar su erosión es una alternativa a estos métodos convencionales y elimina algunas de sus limitaciones. Su principal ventaja es la posibilidad

de hacer mediciones retrospectivas de tasas de sedimentación para grandes tiempos y aporta datos de la redistribución de los suelos con una sola visita de campo.

En este trabajo se exponen los resultados con el estudio de la tasa de erosión mediante la técnica del ^{137}Cs [4] y se correlacionan por primera vez en el país con los obtenidos por segmentos de cuencas hidrográficas.

MATERIALES Y MÉTODOS

El potencial uso de las mediciones de ^{137}Cs para estimar los niveles de sedimentación de los suelos en tierras cultivadas ha atraído la atención en muchas áreas del mundo en años recientes, y se basa en las características específicas del ciclo de vida de este radionúclido. El ^{137}Cs existente es, fundamentalmente, el liberado por el hombre hacia la atmósfera durante las explosiones nucleares iniciadas en los años cuarenta del siglo pasado.

La deposición del ^{137}Cs atmosférico se asocia con las precipitaciones radiactivas, el ^{137}Cs que alcanza la superficie de la tierra es rápidamente absorbido en la fracción fina de la capa superficial del suelo, por lo que cualquier pérdida o incorporación de sedimentos estará directamente asociada a un aumento o disminución de los niveles de ^{137}Cs en comparación con una zona de referencia no disturbada, lo que lo convierte en un indicador de niveles de erosión.

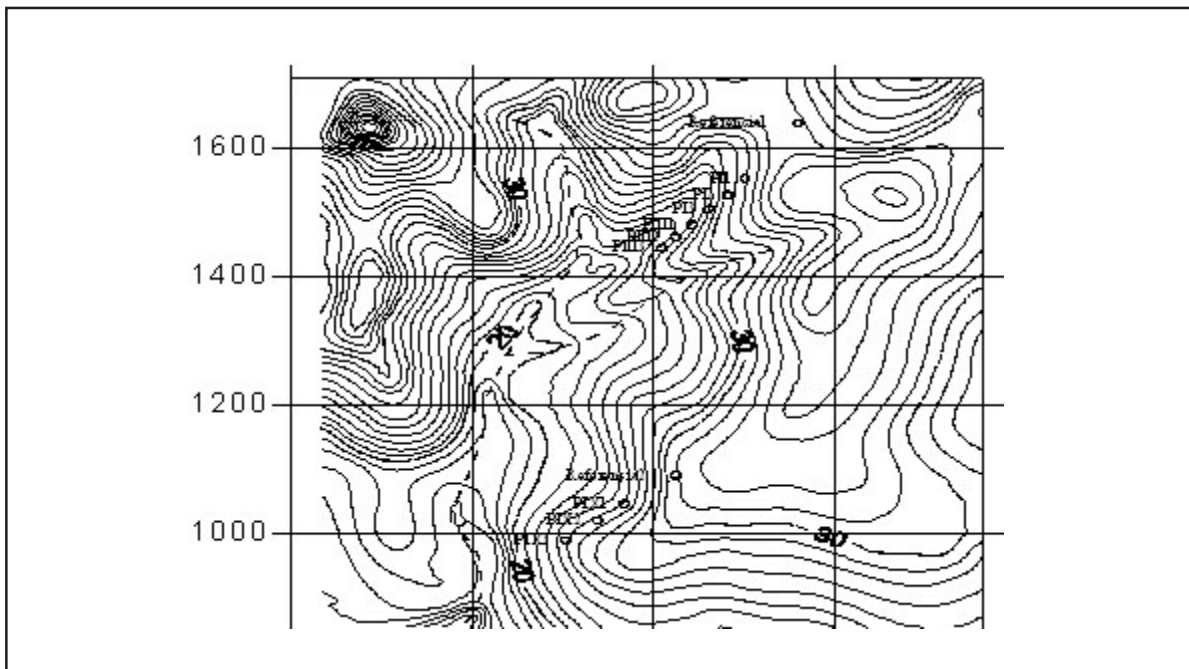
Se han desarrollado distintos modelos que permiten estimar las tasas de erosión del suelo de acuerdo con los niveles de ^{137}Cs presentes. En

este trabajo se empleó el código CSMODEL [5] que permite, mediante el uso de varios modelos, llevar las determinaciones de ^{137}Cs a estimados de redistribución de los suelos en zonas cultivadas. La metodología de trabajo que se empleó consistió en la selección del área de trabajo, seguido por la extracción de muestras de suelo, el tratamiento inicial de las muestras, las mediciones espectrométricas, la obtención de los niveles de degradación del suelo y finalmente la evaluación de los resultados.

Selección del área de trabajo

Con el objeto de validar por primera vez los resultados de la técnica de estimación de niveles de redistribución de suelos mediante las mediciones de concentraciones de ^{137}Cs , se seleccionó un área de trabajo que permitiera comparar los resultados con los de otras técnicas convencionales. Se identificó con este objetivo un área en la provincia de Pinar del Río, municipio San Juan y Martínez. Esta área está vinculada con el cultivo de tabaco, y cuenta con una infraestructura de segmentos de cuencas hidrográficas que permitieron verificar la confiabilidad de los resultados.

Las mediciones se realizaron en tres segmentos, el cultivo presente en el área es el tabaco durante todo el año, el suelo es del tipo ferralítico cuarcítico amarillo rojizo lixiviado (ultisol) [6], ver siguiente figura. Los tres segmentos (I, III y IX), poseen diferentes características, sus niveles de pendientes son: el segmento I tiene un 7% de pendiente, el III un 9% y finalmente el IX un 4,2%. La rotación de los



Sector estudiado, municipio San Juan y Martínez.

cultivos fue la siguiente: para el segmento I, tabaco y barbecho, para el III, maíz+leguminosas+frijol y en el IX, tabaco y barbecho; este último no tiene implantado medidas antierosivas, en la rotación el suelo no está protegido de la erosión y el sembrado es en dirección de la pendiente. Las características mecánicas de un perfil de suelo de la región según [6] se muestran en la tabla 1.

El clima en el área es de tipo subtropical húmedo, las precipitaciones tienen un promedio anual histórico de 1400 mm de lluvia, para un período evaluado de tres años.

Extracción de muestras

Las muestras de suelos se tomaron a dos profundidades, de 0 a 20 cm y de 20 a 40 cm en cada punto, los cuales se ubicaban en la dirección de la pendiente para cada segmento y además se tomaron muestras en dos áreas no disturbadas que se emplearon para determinar el nivel de referencia del ¹³⁷Cs. Estas áreas cumplían con el requisito de cercanía al área de trabajo, mínima pendiente, no cultivada y presencia de cubierta vegetal todo el año.

Tratamiento inicial de las muestras

Las muestras de suelos recolectadas, debidamente embaladas y etiquetadas se llevaron al laboratorio para medir sus contenidos de ¹³⁷Cs. A las muestras se les realizó un pretratamiento común para el suelo, consistente fundamentalmente en secado al aire, tamizado a 2 mm y homogeneización.

Mediciones espectrométricas

En las mediciones de las muestras de suelo se empleó una cadena espectrométrica SILENA, con un detector de germanio hiperpuro (HpGe) Tipo-p, con una eficiencia de 36,1%. Para evaluar la validez de la calibración en eficiencia se midió el material de referencia (IAEA-SOIL-6) certificado por el Organismo Internacional de la Energía Atómica y se determinaron los niveles de ¹³⁷Cs presentes en las muestras. Los resultados de las mediciones de las muestras de suelo se dieron en Bq/Kg o Bq/m². Se midió con una geometría Marinelli de 500 ml y tiempos de conteo del orden de los 18 000 s.

Obtención de los niveles de degradación del suelo

Para el cálculo de las tasas de redistribución de suelos se empleó el código antes mencionado, el cual incorpora un grupo de modelos de calibración de la redistribución de suelos. Se

emplearon tres modelos: el modelo proporcional, el de balance de masa simplificado y el de balance de masa.

Modelo proporcional (MP)

Este modelo se ha utilizado ampliamente en los suelos cultivados [7], se basa en la premisa de que las precipitaciones de ¹³⁷Cs se mezclan completamente en la capa de cultivo o de arado y la pérdida de suelo es directamente proporcional al monto de cesio removido. El modelo se representa como:

$$\text{donde: } Y = 10 \frac{BdX}{100 TP}$$

Y= pérdida de suelo media anual (t/ha/año);
 d= profundidad de arado o de cultivo (m);
 B= densidad del suelo (kg/m³);
 X= porcentaje de reducción en el inventario total de ¹³⁷Cs (definido como $(A_{ref}-A)/A_{ref} \cdot 100$);
 T= tiempo transcurrido desde el inicio de la acumulación del ¹³⁷Cs (años);
 A_{ref}= inventario de referencia local de ¹³⁷Cs (Bq/m²);
 A= inventario medido total de ¹³⁷Cs en el punto de muestreo (Bq/m²);
 P= factor de corrección por el tamaño de la partícula.

Para un punto con deposición anual de sedimentos Y (t/ha/año), la tasa de sedimentación se puede estimar a través de la ecuación:

$$\text{donde: } Y' = 10 \frac{BdX'}{100 TP'}$$

X'= porcentaje de incremento en el inventario total de ¹³⁷Cs (definido como $(A-A_{ref})/A_{ref} \cdot 100$);
 P'= factor de corrección por el tamaño de la partícula. Adimensional.

La ventaja principal de este modelo es que no se necesita de mucha información para utilizarlo, su desventaja es no tener en cuenta la disolución del ¹³⁷Cs en el suelo, lo cual simplifica mucho la realidad y si hay remoción selectiva de la fracción fina del suelo, las tasas de redistribución serán sobrestimadas.

Modelo de balance de masa simplificado (MBMS)

Este modelo [8] trata de superar las limitaciones del anterior y tiene en cuenta los ingresos o pérdidas de ¹³⁷Cs del perfil de suelo, en el período

Tabla 1

Profundidad cm	Arena gruesa %	Arena fina %	Lino grueso %	Lino fino %	Arcilla %	Densidad g/cm ³
0-10	15,32	47,08	4,4	6,20	24,5	1,47
50-60	5,0	19,7	7,5	18,80	45,0	1,52

en que se estableció la precipitación del Cesio. Se representa de la siguiente forma:

Para un punto erosivo, donde $(A(t) < A_{ref})$.

$$\text{donde: } Y = \frac{100dB}{P} \left[1 - \left(1 - \frac{X}{100} \right)^{1.4(-1943)} \right]$$

Y = pérdida de suelo media anual (t/ha/año);
 d = profundidad de arado o de cultivo (m);
 B = densidad del suelo (kg/m³);
 X = porcentaje en reducción del total del inventario de cesio (definido como $(A_{ref} - A)/A_{ref} \cdot 100$);
 P = factor de corrección de la talla de la partícula. Adimensional.

Para un área con deposición (sedimentación), asumiendo una deposición constante R' (kg /m²/año), la tasa de deposición de sedimento se puede estimar de la concentración de cesio depositada en el sedimento $C_d(t)$ (Bq/kg) de acuerdo con:

donde:

$$R' = \frac{A_{ex}(t)}{\int_{1963} C_d(t) e^{-\lambda(t-t')} dt'} = \frac{A(t) - A_{ref}}{\int_{1963} C_d(t) e^{-\lambda(t-t')} dt'}$$

$A_{ex}(t)$ = exceso de inventario de cesio en el punto de muestreo sobre el inventario de referencia A (definido como el inventario medido menos el inventario local de referencia) (Bq/m²); $C_d(t)$ = concentración de cesio depositada en el sedimento en el año t' (Bq/kg); λ = constante de decaimiento para el cesio (1/año);

Sus ventajas principales son el fácil empleo y que no se necesita de mucha información, además tiene en cuenta la progresiva reducción de la concentración del cesio dentro de la capa de cultivo, debido a la incorporación de suelos con pocos contenidos de ¹³⁷Cs, proveniente de debajo de la capa original de cultivo, lo que representa una mejora con relación al modelo anterior. Su limitación es no tener en cuenta la remoción del ¹³⁷Cs fresco proveniente de las precipitaciones atmosféricas antes de incorporarse a la capa de suelo mediante cultivo.

Modelo de balance de masa (MBM)

Este modelo incorpora la distribución de suelos debido a la labranza [8], la cual redistribuye también el contenido del cesio en el suelo. Se representa de la siguiente forma:

Para un área de erosión.

$$C_e(t) = \frac{A(t)}{d}$$

$$C_e(t) = \frac{1}{d} \left[A(t) - \frac{|R|}{d} \int_0^t A(t') e^{-\lambda t'} dt' \right]$$

Para un área de deposición

R : tasa de distribución de suelo (Kg/m²/año).

Los otros parámetros ya se definieron con anterioridad.

Sus ventajas son que tiene en cuenta la variación temporal de las precipitaciones de ¹³⁷Cs y su distribución inicial en la superficie del suelo, son más realistas los resultados y su principal limitación es la necesidad de conocer más parámetros que pudieran no estar disponibles, lo que complica su empleo.

RESULTADOS

Las mediciones mostraron los inventarios de ¹³⁷Cs en el suelo (tabla 2) de la región estudiada para los distintos puntos muestreados, los cuales, coincidentemente con los resultados de las técnicas tradicionales, permiten identificar la región como un área con generalizados procesos erosivos. El inventario promedio del ¹³⁷Cs para los puntos de referencia medidos fue de 954,93 Bq/m², bien por debajo del valor calculado por el software (1847,00 Bq/m²), teniendo en cuenta la distribución global del ¹³⁷Cs en el planeta y los niveles de precipitación anual de la región estimados.

DISCUSIÓN

En la tabla 2, se muestran las tasas de redistribución de suelos obtenidas a partir de los modelos evaluados y de la técnica tradicional utilizada. Según los inventarios reales del área de referencia, se pudieron identificar los fenómenos locales de deposición y erosión.

Para el segmento I, los resultados muestran una zona de elevada concentración de ¹³⁷Cs en el primer punto, el siguiente es de marcada erosión y el tercero y último presenta una débil deposición, la cual según el MBMS, puede llegar hasta unas 7,32 t/ha/año. Estos resultados son puntuales y coinciden de forma general con los estudios realizados en el área, al identificar en la zona media del segmento un punto de erosión y en el punto final la presencia de deposición.

Para el segmento III, que se encuentra a continuación (ver figura anterior) los tres modelos identifican erosión en todos los puntos, mayor en el punto 1 y decreciente en los restantes. Los

Tabla 2. Inventarios de ¹³⁷Cs medidos y tasas de redistribución de suelos obtenidas según los modelos y la técnica tradicional empleada

Puntos de muestreo	Inventarios medidos de ¹³⁷ Cs en suelo Bq/m ²	Tasa de redistribución t/ha/año Técnica tradicional	Tasa de redistribución t/ha/año según modelos		
			MP	MBMS	MBM
PI 1	1043,35	-3 a - 4 ¹	1,49	6,85	3,47
PI 2	654,30		-7,1	-6,66	-3,5
PI 3	1237,87		3,27	7,32	3,82
PIII 1	618,30	-4 a - 7 ²	-10,30	-9,90	-5,98
PIII 2	620,25		-9,38	-9,14	-5,63
PIII 3	625,40		-9,12	-8,24	-5,17
PIX 1	634,18	-8 a - 9 ³	-14,0	-12,89	-4,02
PIX 2	536,10		-16,5	-17,0	-10,64
PIX 3	674,36		-8,49	-11,00	-2,3

* Valores positivos representan sedimentación, valores negativos representan erosión.

¹ Hasta -4,8 t/ha/año como promedio anual en tres años.

² En un año hasta -6 t/ha/año.

³ Hasta -7,4 t/ha/año como promedio anual en tres años.

valores más cercanos a los obtenidos de forma tradicional son los del tercer modelo.

El segmento IX, posee los valores más elevados de pérdidas del área, esto se asocia, a la ausencia de medidas antierosivas, lo que potencia los niveles de pérdidas de suelo. Sólo en el punto PIX 3, el más bajo de este segmento se reducen estos niveles.

Desde el punto de vista cuantitativo, el modelo de balance de masa, es el que obtuvo los estimados más cercanos a los valores dados por la técnica tradicional, sin olvidar que estos últimos se refieren a todo el segmento y la técnica del ¹³⁷Cs calcula los valores para diferentes puntos del segmento.

CONCLUSIONES

- En este trabajo se validan por primera vez, los resultados por la técnica del ¹³⁷Cs con los datos por segmentos de cuencas hidrográficas para un tipo de suelo (ultisol).
- Los diferentes modelos evaluados con la técnica de medición del ¹³⁷Cs, se comportan cualitativamente de manera similar. El modelo de mejor ajuste cuantitativo a los valores obtenidos por las técnicas tradicionales es el modelo balance de masa (MBM).

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Agencia de Medio Ambiente, Estrategia Ambiental Nacional, La Habana, Cuba, 2000.
- [2] International Atomic Energy Agency, Use of Nuclear Techniques in Studying Soil Erosion and Siltation, IAEA TECDOC 828. IAEA, Vienna, Austria, 1995.
- [3] International Atomic Energy Agency, Use of Cs-137 in the Study of Soil Erosion and Sedimentation, IAEA-TECDOC-1028, Vienna, Austria, 1998.
- [4] GIL, R., PERALTA, J. L., y otros, Informe Final Proyecto Ramal Nuclear 1-48 CPHR, Instituto Superior, La Habana, Cuba, 2002.
- [5] WALLING, D.E., He, Q., Models for converting Cs-measurements to estimates of soil redistribution rates on cultivated and uncultivated soils (including software for model implementation). Report to the IAEA as contribution to the IAEA Coordinated Research Projects on Soil Erosion and Sedimentation, IAEA, Vienna, Austria, May 1997
- [6] HERNÁNDEZ, A., Nueva versión de clasificación genética de los suelos. MINAGRI. La Habana, Cuba, 1995.
- [7] BUJÁN, A., SANTANATOGLIA, O., y otros, Preliminary study on the use of the ¹³⁷Cs method for soil erosion investigation in the pampean region of Argentina. Acta Geológica Hispánica, Pág. 271, 2000.
- [8] SCHULLER, P., SEPÚLVEDA, A., y otros, Application of the ¹³⁷Cs technique to quantify soil redistribution rates in paleohumults from Central-South Chile, Acta Geológica Hispánica, Pág. 285, 2000.

Recibido: 27 de noviembre de 2003

Aceptado: 10 de junio de 2004

INCORPORACIÓN DEL PLOMO ^{210}Pb Y EL POLONIO ^{210}Po POR INHALACIÓN DEL AIRE Y EL HUMO DEL TABACO

Oswaldo Brígido Flores¹, Adelmo Montalván Estrada¹, Carlos Alonso Hernández², Juan Tomás Zerquera³

¹Laboratorio de Vigilancia Radiológica Ambiental, Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey
Ave. Finlay km 2,5 Esq. Circunvalación, Rpto. Puerto Príncipe, Camagüey, Cuba

²Centro de Estudios Ambientales de Cienfuegos, Cuba

³Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), Calle 20 No. 4113 e/41 y 47, Miramar, Playa,
Ciudad de La Habana, Cuba
o.brigido@ciac.cmw.inf.cu

Resumen

La electrodeposición del polonio en discos de cobre con la medición posterior de la actividad alfa fue el método que se utilizó para la determinación del ^{210}Po en los productos del tabaco y en el aire atmosférico. El polonio se usa para determinar la concentración de ambos radionucleidos, el ^{210}Pb y el ^{210}Po , empleando las ecuaciones de Bateman para la acumulación y la desintegración radiactivas. El ^{210}Pb y ^{210}Po determinados en el aire reportaron concentraciones promedio de 0,65 y 0,06 $\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$, respectivamente. Un cigarrillo contiene un valor medio de 13,0 mBq de ^{210}Pb y 10,4 mBq de ^{210}Po para diferentes marcas de cigarrillos cubanos. La dosis efectiva anual promedio ponderada por edades debido a la inhalación de estos radionúclidos se calcula en 38 mSv , correspondiendo al 26,8% de la dosis efectiva recibida por la incorporación del ^{210}Pb y ^{210}Po en zona de fondo radiactivo normal.

INTAKE OF LEAD ^{210}Pb AND POLONIUM ^{210}Po BY INHALATION OF ATMOSPHERIC AIR AND CIGARETTE SMOKE

Abstract

The electroplating of polonium at two different times onto copper disks and further measurement of alpha activity was the method used for ^{210}Po determination in atmospheric air and tobacco products. The polonium daughter is used to determine both the ^{210}Pb and ^{210}Po using the Bateman equations for radioactive growth and decay. The values of ^{210}Pb and ^{210}Po measured in the ground-level air reported average concentrations of 0.65 and 0.06 $\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$, respectively. A cigarette contains an average activity of 13.0 mBq of ^{210}Pb and 10.4 mBq of ^{210}Po for different Cuban cigarette brands. The weighted-average annual effective dose estimated due to inhalation of these nuclides was computed to be 38 mSv , corresponding to the 26.8% of the total effective dose received by intake of ^{210}Pb and ^{210}Po in area of natural radioactive background.

Key words: polonium 210, lead 210, radiation doses, respiration, tobacco products, air, radiation protection, tobacco, tobacco smokes, inhalation, natural radioactivity, background radiation

INTRODUCCIÓN

El plomo ^{210}Pb , bismuto ^{210}Bi y el polonio ^{210}Po con períodos de semidesintegración de 20,4 años, 5,013 días y 138,4 días, respectivamente, son productos finales de la serie de desintegración radiactiva del ^{238}U , los cuales se encuentran en el organismo humano, independientemente de incorporaciones directas. Sin embargo, bajo condiciones normales, el decaimiento del ^{226}Ra , del ^{222}Rn y de sus productos de corta vida en el cuerpo humano no juegan un rol importante en la acumulación del ^{210}Pb y el ^{210}Po en el organismo [1]. Ambos radionúclidos son importantes por su contribución

con una fracción sustancial a la dosis efectiva por irradiación interna debido a fuentes naturales, $120 \mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$, [2]. La figura 1 muestra las vías de incorporación al hombre del ^{210}Pb y ^{210}Po y un modelo que describe su metabolismo en el organismo humano [1]. Así, estos núclidos pueden penetrar al organismo a través de los alimentos, el agua, el aire, y del humo de los productos del tabaco.

La exhalación del ^{222}Rn de la superficie terrestre constituye una de las fuentes principales del ^{210}Pb y ^{210}Po en la atmósfera. En las latitudes medias del hemisferio Norte, la concentración promedio de ^{210}Pb en el aire

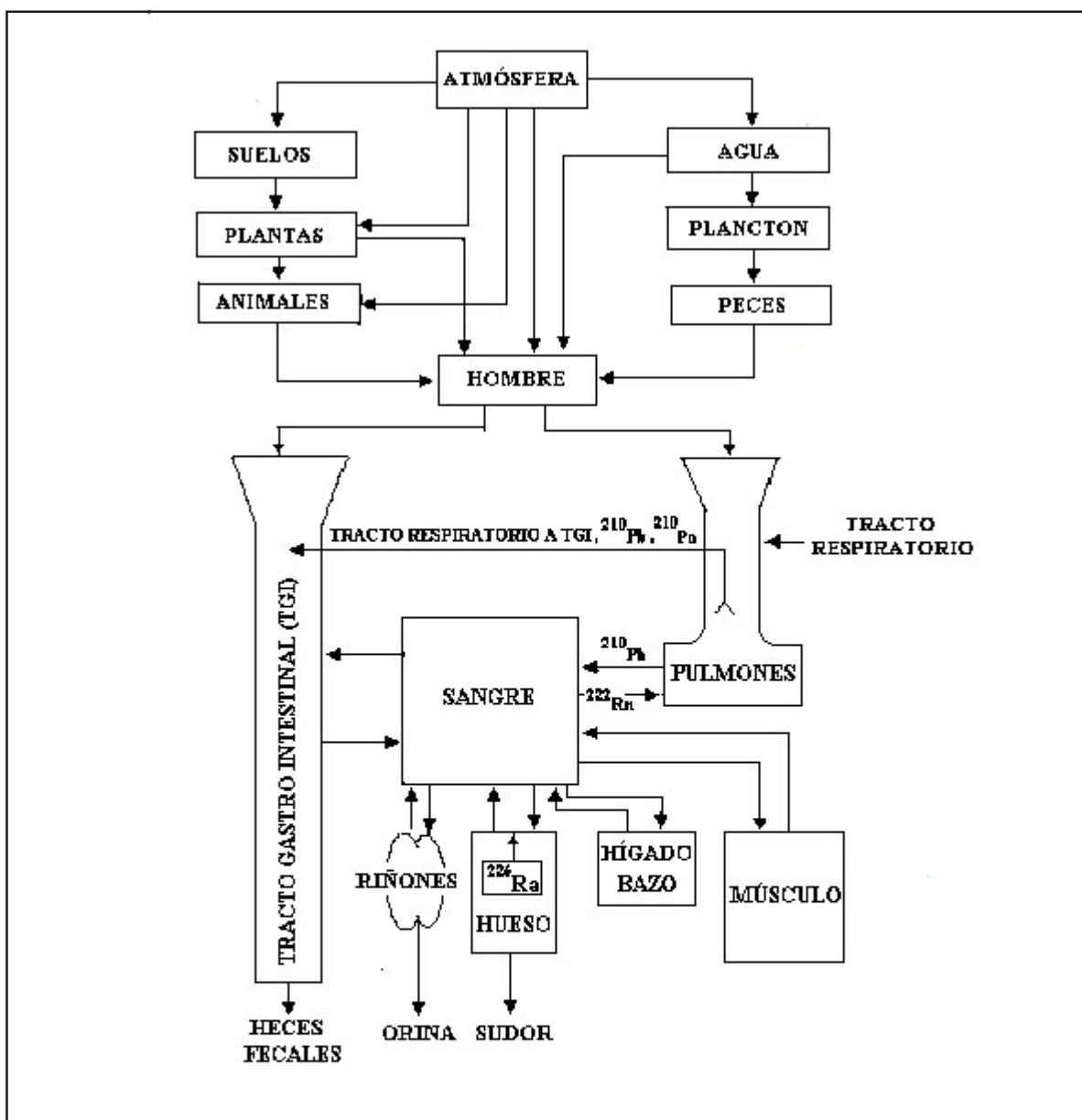


Figura.1 Modelo del metabolismo del ^{210}Pb y ^{210}Po y vías de incorporación al hombre [1].

superficial es $0,5 \text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$, mientras que la del ^{210}Po es alrededor de $0,05 \text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ [2].

Una contribución importante a la dosis está dada por el ^{210}Pb y ^{210}Po contenido en el humo del tabaco y de los cigarrillos. Se conoce que ambos radionúclidos son volátiles a la temperatura de quemado del tabaco (aprox. 700°C) [3,4], mezclándose rápidamente con las partículas del humo y entran a los pulmones debido al acto de fumar. Algunos autores [3,5,6] reportan que entre el 6,5-37% del ^{210}Pb y ^{210}Po contenido en el tabaco de los cigarrillos se inhala por los fumadores y el resto queda en la ceniza, en el filtro o se libera a la atmósfera.

Los niveles de ^{210}Pb y ^{210}Po en los productos del tabaco y las dosis que reciben los fumadores debido a la inhalación se han estudiado por muchos autores debido a la elevada incidencia del cáncer pulmonar observado en los individuos fumadores, aunque todavía no se ha llegado a un consenso sobre la contribución de la radiación a este tipo de cáncer [7]. Sakanoue y otros [8] determinaron valores entre $17,2$ y $34,8 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para el ^{210}Pb y valores entre $14,8$ y $32,6 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para el ^{210}Po para diferentes marcas de tabacos y cigarrillos. De manera similar, Musseallo-Rauhamaa y otros [3] encontraron valores entre $10,4$ y $13,0 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ ($7,8$ y $14,4 \text{ mBq}$ por cigarrillo) de ^{210}Po para tabacos importados en Finlandia,

producidos y originales de Estados Unidos, Canadá y Brasil. En Cuba no existe información de estudios y evaluación del contenido de estos radionúclidos en el aire atmosférico ni en hojas y productos del tabaco, sólo se reporta un estudio puntual del ^{210}Po en la marca de cigarrillos Montecristo por Jeréz y Godoy (1993), donde encontraron un valor medio de $11,1 \text{ Bq.kg}^{-1}$ [9].

El objetivo del trabajo es determinar las concentraciones de ^{210}Pb y ^{210}Po en el aire atmosférico y en los productos cubanos del tabaco y estimar la dosis efectiva anual por irradiación interna debido a la inhalación de estos núclidos como parte del programa nacional encaminado a evaluar las dosis que recibe la población cubana debido a las fuentes ambientales de radiación. Además se comparan las diferentes rutas de incorporación de estos radionúclidos y se estima la dosis efectiva anual que recibe el hombre debido a las diferentes fuentes de exposición.

MATERIALES Y MÉTODOS

Todas las hojas y productos del tabaco se colectaron directamente durante 1996-1998 en casas de tabaco o en fábricas pertenecientes a la Empresa CUBATABACO. Las muestras se secaron a 105°C .

El procedimiento que se empleó para la determinación del ^{210}Pb y ^{210}Po fue desarrollado por Holtzman [10] con pequeñas modificaciones y descrito por Brígido y otros [11]. El principio del método radica en la digestión húmeda de 5 g de muestra seca de tabaco con ácido nítrico concentrado y peróxido de hidrógeno al 30%, posteriormente los nitratos son separados con ácido clorhídrico (HCl) 32% (los nitratos interfieren en la electrodeposición del polonio, debido a su ataque al metal), el volumen de la solución se ajusta a 100 ml con HCl 0,5M (pH=0,3) y se añaden 300 mg de ácido ascórbico para reducir el ion férrico a ion ferroso. La electrodeposición del polonio se realiza durante 4 h a 90°C y agitación constante a 250 rpm [12]. Posteriormente se cuentan las partículas alfa del ^{210}Po contenido en el disco en un contador ALFA-BETA de bajo fondo con detector proporcional con flujo de metano constante y sistema de anticoincidencia con geometría 2π con una eficiencia de registro del 29,4% para partículas alfa con energías de 5,3 MeV y una tasa de conteo del fondo de 0,02 cpm.

Los procedimientos de deposición y conteo son repetidos después de cuatro meses. La cantidad de ^{210}Po que se obtuvo en la segunda deposición es una medida de la concentración del ^{210}Pb contenida en la solución y en la muestra analizada. El rendimiento químico del polonio en las condiciones antes mencionadas (baño de agua a 90°C , 250 rpm, disco de cobre de 18 mm, y tiempo de deposición de 4 h) oscila entre el 75 y el 85%. La actividad mínima detectable (AMD) fue

de 5 mBq.m^{-3} para un tiempo de medición de 500 min y 7000 m^3 de aire filtrado y de $2,1 \text{ Bq.kg}^{-1}$ para un tiempo de medición de 1000 min y 5 g de muestra de tabaco [12].

La submuestra del aire atmosférico representa aproximadamente 1000 m^3 de aire obtenido diariamente durante 1993-1995, empleando un equipo recolector marca KIMOTO 120F con filtros FPP-15 (eficiencia de colección de 99% para aerosoles de dimensiones superiores a 0,04 micrones) y un flujo de aire constante ($1,1 \text{ m}^3.\text{min}^{-1}$) a un metro del suelo. El ^{210}Po se separa de una muestra de aire de 7000 m^3 (muestras colectadas durante una semana). Los filtros se incineran a 400°C y la ceniza se almacena durante alrededor de ocho meses. Posteriormente, la ceniza es digerida con ácido nítrico, peróxido de hidrógeno y ácido perclórico para destruir la materia orgánica remanente y separar la sílice. El análisis continúa como se describe para el caso de las muestras de tabaco.

Los cálculos de la actividad del ^{210}Po después de cada electrodeposición [11,12] se utilizan para determinar la concentración de ambos radionúclidos (^{210}Pb y ^{210}Po) inicialmente presentes en las muestras, a través de las ecuaciones de Bateman para la acumulación y desintegración radiactivas que se relacionan a continuación:

Para el ^{210}Pb :

$$A_2(^{210}\text{Pb}) = \frac{A_1(^{210}\text{Po}) - A_1(^{210}\text{Po}) \times (1 - Y) \times e^{-\lambda_1 t_1}}{e^{-\lambda_1 t_1} - e^{-\lambda_2 t_1}} \times \frac{\lambda_2 - \lambda_1}{\lambda_2} \times e^{-\lambda_2 t_2} \tag{1}$$

y su desviación estándar absoluta,

$$\sigma_{A_2(^{210}\text{Pb})} = \frac{[\lambda_1 - \lambda_2] \times \sigma_{A_1} \times \left\{ \frac{e^{-\lambda_1 t_1} + e^{-\lambda_2 t_1}}{\lambda_1 + \lambda_2} + \frac{e^{-\lambda_1 t_1} + e^{-\lambda_2 t_1}}{\lambda_1 + \lambda_2} \right\} + \sigma_{A_1} \times \left[\frac{2\lambda_1}{\lambda_1 + \lambda_2} \right]}{\lambda_2 \times [e^{-\lambda_1 t_1} - e^{-\lambda_2 t_1}]} \tag{2}$$

y para el ^{210}Po :

$$A_1(^{210}\text{Po}) = \left[A_2(^{210}\text{Po}) - A_2(^{210}\text{Pb}) \times \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \times (e^{-\lambda_2 t_2} - e^{-\lambda_1 t_2}) \right] \times e^{-\lambda_1 t_1} \tag{3}$$

y su desviación estándar absoluta,

$$\sigma_{A_1(^{210}\text{Po})} = \frac{\left[\sigma_{A_2}^2 + \left(\frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \right)^2 \times \left\{ \exp[-\lambda_2 t_2] - \exp[-\lambda_1 t_2] \right\}^2 + \sigma_{A_2} \times \left[\frac{2\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \right] \right] \times e^{-2\lambda_1 t_1}}{\exp[-\lambda_1 t_1]} \tag{4}$$

donde: t_1 es el tiempo transcurrido entre la recolección de la muestra y la primera electrodeposición, en días; t_2 es el tiempo transcurrido entre la primera y la segunda electrodeposición, en días; λ_2 y λ_1 son las constantes de decaimiento radiactivo del ^{210}Po y el ^{210}Pb , respectivamente, en días^{-1} ($\lambda_2 = 5,0083, 10^{-3} \text{ días}^{-1}$, $\lambda_1 = 9,309, 10^{-5} \text{ días}^{-1}$); $A_1(^{210}\text{Po})$ y $\sigma^2(A_1)$ son la actividad del ^{210}Po de la primera electrodeposición y su varianza, respectivamente; $A_2(^{210}\text{Po})$, $\sigma^2(A_2)$ son la actividad del ^{210}Po de la segunda electrodeposición y su

varianza, respectivamente; Y , $\sigma^2(Y)$ son el rendimiento químico del polonio y su varianza, respectivamente.

Para la estimación de las dosis se utilizaron los coeficientes de conversión de dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación por inhalación recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica para los diferentes grupos de edades [13], así como la información sobre los hábitos de consumo de cigarrillos y distribución por edades de la población cubana hasta diciembre de 2002 [14], 0-1 años (138 106 habitantes), 1-2 años (142 632), 2-7 años (739 808), 7-12 años (799 566), 12-17 años (1 025 201) y mayor de 17 años (8 405 666).

Las dosis individuales estimadas a partir de la medición de las muestras se calcularon, para cada grupo de edad, a partir de la expresión [12] :

$$H = C * FCD * U \dots\dots\dots(5)$$

donde: H es la dosis efectiva comprometida anual en μSv ; C es la concentración del radionúclido en la muestra en Bq.kg^{-1} o Bq.m^{-3} ; FCD es el factor de conversión de dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación por inhalación por grupo de edades en $\mu\text{Sv.Bq}^{-1}$ para el ^{210}Pb , 0-1 año, 1-2, 2-7, 7-12, 12-17, mayor de 17 años: 5; 3,7; 2,2; 1,5;

1,3; 1,1 $\mu\text{Sv.Bq}^{-1}$, respectivamente y para el ^{210}Po : 15; 11; 6,7; 4,6; 4; 3,3 $\mu\text{Sv.Bq}^{-1}$, respectivamente y U es la tasa media anual de consumo de productos del tabaco en Kg (10 cigarrillos por día para individuos entre 12-17 años y 20 cigarrillos diarios para mayores de 17 años; el peso húmedo promedio de un cigarrillo es 0,87 gramos). En el caso del aire atmosférico U representa la tasa de respiración, según reporta el UNSCEAR, 2000 [2], para niños, adolescentes y adultos: 1900, 5600 y 7300 $\text{m}^3.\text{año}^{-1}$ para niños, adolescentes y adultos, respectivamente.

Para la evaluación de la dosis efectiva anual ponderada debido al consumo de productos del tabaco se considera solamente la población mayor de 12 años de edad, debido al resultado de una encuesta que arrojó como individuos fumadores el 19,2 y 61,8% de la comprendida entre 12-17 años y mayor de 17 años.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

a) Aire atmosférico

Las concentraciones promedio de ^{210}Pb y ^{210}Po en las partículas del aire superficial computadas mensualmente se presentan en la figura 2 y muestran variaciones con relación a las estaciones del año. Las concentraciones más elevadas se reportan en los primeros meses del invierno y las concentraciones más bajas en la primavera y en los primeros meses del verano.

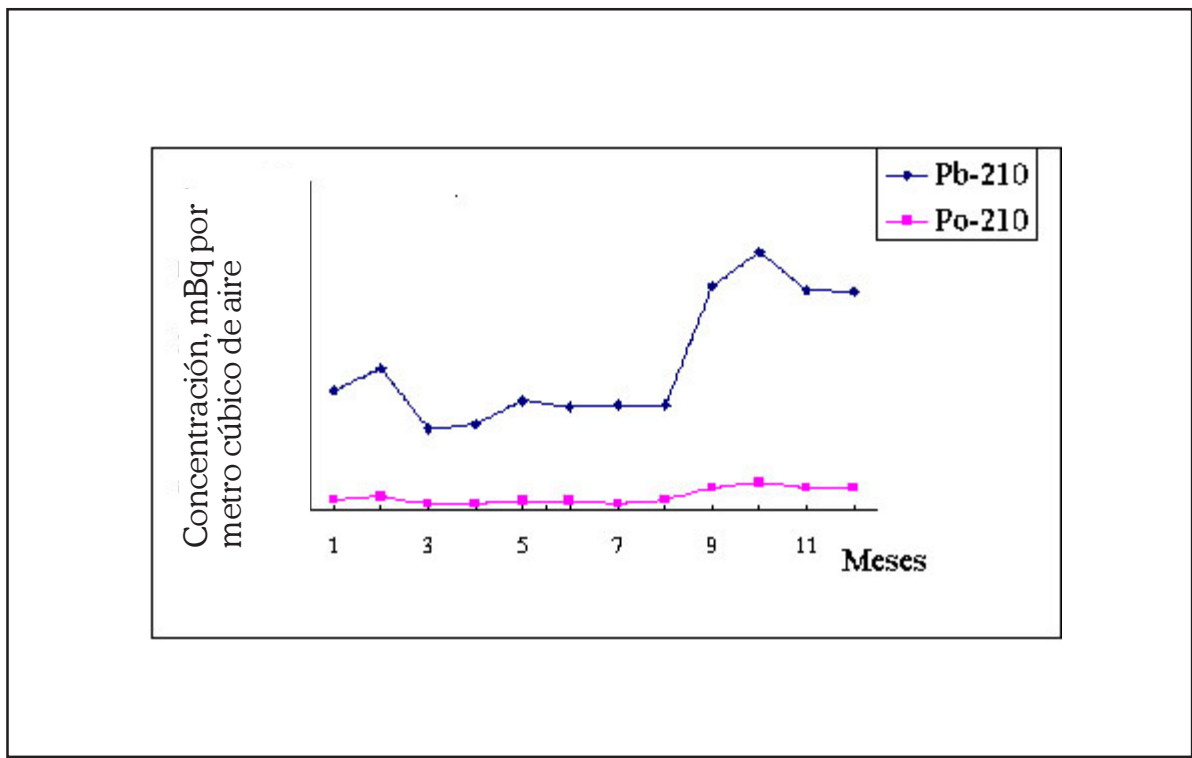


Figura 2. Concentración promedio del ^{210}Pb y ^{210}Po en partículas del aire atmosférico en el período 1993-1995.

En la tabla 1 se presenta una comparación de los niveles de estos núclidos en otras regiones y países y para nuestra región se determinaron concentraciones entre 0,04-1,2 mBq.m⁻³ para el ²¹⁰Pb y entre 0,03-0,12 mBq.m⁻³ para el ²¹⁰Po, siendo los valores medios de 0,65 mBq.m⁻³ y 0,06 mBq.m⁻³, respectivamente. Estos valores se corresponden con los reportados por la literatura para zonas de fondo radiactivo normal (0,11-1,5 mBq.m⁻³ para el ²¹⁰Pb y 0-0,2 mBq.m⁻³ para el ²¹⁰Po) [8,15].

Usando los valores promedio anteriormente presentados, la tabla 2 muestra que la dosis efectiva anual ponderada por la distribución de edades debido a la inhalación del ²¹⁰Pb y ²¹⁰Po contenido en las partículas del aire atmosférico se estima en 6 mSv (intervalo: 4-12 mSv), asumiendo las tasas de respiración descritas anteriormente. En esta se reporta que la dosis efectiva más elevada corresponde a los grupos de edades 7-12 años y mayores de 17 años, lo que se puede explicar por la diferencia en la tasa de respiración y los coeficientes de conversión de dosis que tienen en consideración el daño

biológico de los diferentes tipos de radiaciones ionizantes para los diferentes grupos de edades.

La concentración de ²¹⁰Pb en el aire está relacionada también con la contribución de los miembros de vida media corta de la cadena del radón ²²²Rn. Si se asume que estos productos se encuentran en equilibrio con la concentración de 0,01-9,9 Bq de ²²²Rn/m³ de aire [18], su completa desintegración en el cuerpo humano produce una incorporación adicional de ²¹⁰Pb expresada por la relación [1]:

$$A(^{210}\text{Pb}) = \lambda(^{210}\text{Pb}) \sum_i \frac{A_i}{\lambda_i} \dots\dots\dots(6)$$

donde: $\lambda(^{210}\text{Pb})$ es la constante de decaimiento del ²¹⁰Pb, A_i es la actividad del núclido i , 0,01-9,9 Bq.m⁻³ (²¹⁸Po, ²¹⁴Pb, ²¹⁴Bi y ²¹⁴Po con periodos de semidesintegración 3,1 min, 26,8 min, 19,8 min y 162 μ seg.), y λ_i es la constante de decaimiento del núclido i descrito anteriormente.

Tabla 1. Concentraciones de ²¹⁰Pb y ²¹⁰Po en las partículas del aire atmosférico (muestras colectadas a 1 m del suelo).

Concentración [mBq.m ⁻³]				Región	Ref.
Presente trabajo		Valores en la literatura			
²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po		
0,44-1,18 (0,65)	0,03-0,12 (0,06)	0,30-1,50 0,11-1,1 (0,37) 0,19-1,5 (0,75) 0,52	0,04-0,07 0-0,2 (0,11) - 0,12	En la Costa del Mar del Japón intervalo mundial USA (1966) Hemisferio Norte	[8] [16] [17] [17]

* Las concentraciones entre paréntesis representan el valor medio.

Tabla 2. Dosis efectiva comprometida por inhalación del aire atmosférico por grupo de edades y valor medio ponderado por la distribución de edades de la población

Grupo de Edad	Dosis Efectiva Comprometida (μ Sv.año ⁻¹)		
	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	Fracción de la población
0 - 1	4,2 - 11,2 (6,2)	0,9 - 3,4 (1,7)	0,0123
1 - 2	3,1 - 8,3 (4,6)	0,6 - 2,5 (1,3)	0,0127
2 - 7	1,8 - 4,9 (2,7)	0,4 - 1,5 (0,8)	0,0657
7 - 12	3,7 - 9,9 (5,5)	0,8 - 3,1 (1,5)	0,0711
12 - 17	3,2 - 8,6 (4,7)	0,7 - 2,7 (1,3)	0,0911
Mayor de 17	3,5 - 9,5 (5,2)	0,7 - 2,9 (1,1)	0,7471
Dosis efectiva ponderada por grupo de edad, μ Sv.año ⁻¹	3-10 (5 \pm 1)	0,8 - 3,0 (1,5 \pm 0,6)	-

* valor medio entre paréntesis.

La concentración efectiva en aire osciló entre 0,05 y 46 $\mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ con un valor medio de 21,2 $\mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, o sea, alrededor del 3% de la concentración del ^{210}Pb determinado en el aire atmosférico. La concentración del ^{210}Po estimada de la misma fuente (proveniente del ^{222}Rn) promedió 2 $\mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$. Entonces se puede resumir que los miembros de vida media corta de la cadena del ^{222}Rn contribuyen a la dosis efectiva debido al ^{210}Pb y ^{210}Po con aproximadamente 0,2 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$ (intervalo: 0-0,5 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$), valor que es más elevado en regiones anómalas por su contenido de ^{222}Rn en el aire.

b) Hojas y productos del tabaco

Las tablas 3 y 4 muestran los valores de concentración de ^{210}Pb y ^{210}Po en las hojas y productos del tabaco. En estas se observan que la concentración de ^{210}Pb oscila entre 12,1 y 16,9 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ de peso húmedo y para el ^{210}Po entre 9,8 y 14,1 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para diferentes marcas de tabaco y cigarrillos. La literatura mundial reporta valores de concentración superiores para productos del tabaco similares, 17,0-40,3 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para el ^{210}Pb y 5,5-102,1 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para el ^{210}Po [8,20].

Para la estimación de la dosis que recibe la población por inhalación del humo del tabaco se utiliza el valor medio del contenido de ^{210}Pb y ^{210}Po en los productos del tabaco, 14,9 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ (13,0 $\text{mBq}\cdot\text{cig}^{-1}$) para el ^{210}Pb y 11,9 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ (10,4 $\text{mBq}\cdot\text{cig}^{-1}$) para el ^{210}Po . Teniendo en cuenta el consumo de una caja de cigarrillos

diaria, suponiendo que el 15% de ^{210}Pb y el 20% de ^{210}Po se inhala a través del humo [5,21], la incorporación promedio de ^{210}Pb y ^{210}Po por inhalación se estima en 39 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$ y 42 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$, respectivamente; valores que se encuentran en el intervalo de los reportados por Beninson [21], 20-90 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$ para ^{210}Pb y por debajo del reportado para el ^{210}Po , 60-240 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$. Estos valores son inferiores a los reportados por Parfenov [4], 4-80 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$ para el ^{210}Pb y 50-240 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$ para el ^{210}Po y por Khater [6], que reporta 123 $\text{mBq}\cdot\text{d}^{-1}$ para cada uno de estos núclidos.

Con los datos mostrados se puede estimar la dosis equivalente comprometida para los pulmones debido al consumo de 20 cigarrillos diarios, la que se calcula en el intervalo 0,16-0,23 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$ con un valor medio de 0,2 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$ para diferentes marcas de tabaco y cigarrillos cubanos. La dosis equivalente comprometida de la cadena del ^{210}Pb (^{210}Pb - ^{210}Bi - ^{210}Po) para los pulmones depende principalmente de las partículas alfa altamente energéticas del ^{210}Po . En el equilibrio secular, la contribución de las partículas beta del ^{210}Pb y ^{210}Bi es solamente el 7,5% de la contribución del ^{210}Po , [21] y por eso se desprecia en el trabajo. Athalye y otros [22] reportaron valores más elevados de dosis para los pulmones de los fumadores (0,02-1,15 $\text{mSv}\cdot\text{año}^{-1}$) debido al consumo de 20 cigarrillos diarios.

La dosis efectiva comprometida recibida por la inhalación de estos radionúclidos por los fumadores comprendidos entre 12-17 años se

Tabla 3. Actividad específica del ^{210}Pb en las hojas y productos comercializables del tabaco cubano en comparación con los de otras regiones

Muestra	Localidad o Marca	Concentración, [$\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$]		Región o Marca	Ref.
		Presente trabajo	Literatura		
Hojas de tabaco (Localidad)	Cabaiguán (Sancti Spiritus)	15,1 ± 3,8	40,3	Ishikawa, Japón	[8]
			31,8	Okazaki, Japón,	[8]
	Vueltabajo (Pinar del Río)	14,3 ± 4,3	21,5	Tokushima, Japón	[8]
			36,6	Tottori, Japón	[8]
		3,5-46,5	Brasil	[19]	
Productos del Tabaco (Marcas)	Popular	14,1 ± 3,9	34,8	MILD SEVEN, Japón	[8]
	Aroma	15,6 ± 3,4	27,4	PEACE, Japón	[8]
	Ligeros	16,5 ± 3,5	24,1	ECHO, Japón	[8]
	Partagás	14,2 ± 3,6	17,0	MARLBORO, USA	[8]
	H.Upmann	15,9 ± 3,5	18,5	ROSSISKII, Rusia	[8]
	Cohiba	13,9 ± 3,7	11,9-30,2	Brasil (8 marcas)	[5]
	Nacional	14,5 ± 3,9			
	Corona	12,1 ± 3,8			
	Montecristo	16,9 ± 3,4			
Intervalo ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$):		12,1-16,9	Intervalo ($\text{mBq}\cdot\text{Cig}^{-1}$):		10,6-14,7
Actividad promedio ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$):		14,9	Actividad promedio ($\text{mBq}\cdot\text{Cig}^{-1}$):		13,0

* Valor medio de la masa de los cigarrillos analizados fue (0,87 ± 0,03) g por cigarrillo y la incertidumbre expandida se calcula para un factor de cobertura $k=1,96$, correspondiente a un nivel de confianza de 95%, $\delta(^{210}\text{Pb})$ se calcula por la expresión (2).

CIENCIAS NUCLEARES

Tabla 4. Actividad específica del ^{210}Po en las hojas y productos comercializables del tabaco cubano en comparación con los de otras regiones

Muestra	Localidad o Marca	Concentración, [Bq.kg ⁻¹]		Región o Marca	Ref.
		Presente trabajo	Literatura		
Hojas de tabaco (Localidad)	Cabaiguán (Sancti Spiritus)	12,3 ± 2,3	40,3	Ishikawa, Japón	[8]
			23,7	Okazaki, Japón,	[8]
			14,4	Tokushima, Japón	[8]
	Vueltabajo (Pinar del Río)	11,6 ± 2,1	26,3	Tottori, Japón	[8]
			11,5-102,1	Zambia	[20]
			18,1	Sudáfrica	[20]
			7,7 – 56,9	Bulgaria	[20]
			18,1	USA	[20]
			10,6 – 26,8	Brasil	[19]
Productos del tabaco (Marcas)	Popular	12,5 ± 2,3	32,6	MILD SEVEN, Japón	[8]
	Aroma	13,4 ± 2,3	22,2	PEACE, Japón	[8]
	Ligeros	14,1 ± 2,6	19,6	ECHO, Japón	[8]
	Partagás	11,9 ± 2,1	14,8	MARLBORO, USA	[8]
	H.Upmann	12,2 ± 2,1	20,0	ROSSISKII, Rusia	[8]
	Cohiba	10,7 ± 2,0	11,1	MONTECRISTO	[9]
	Nacional	10,9 ± 2,1	13,7	Cuba	[20]
	Corona	9,8 ± 2,0	10,4 – 13,0	Finlandia (1978-1979)	[3]
	Montecristo	12,4 ± 2,0	12,9 – 19,6	Alemania Federal	[20]
			5,5 – 14,0	URSS (antes 1989)	[20]
			15,9 – 17,4	Checoslovaquia (antes 1989)	[20]
		10,9 – 27,4	Brasil (8 marcas)		
		17,8 – 27,2	Egipto	[5]	
				[6]	
Intervalo (Bq.kg ⁻¹):		9,8 – 14,1	Intervalo (mBq.Cig ⁻¹):		8,5 – 12,3
Actividad promedio (Bq.kg ⁻¹):		11,9	Actividad promedio (mBq.Cig ⁻¹):		10,4

* Valor medio de la masa de los cigarrillos analizados fue 0,87 ± 0,03 g por cigarrillo y la incertidumbre expandida se calcula para un factor de cobertura k= 1,96, correspondiente a un nivel de confianza de 95%, ó(^{210}Po) se calcula por la expresión (4).

estima en 40 $\mu\text{Sv.año}^{-1}$ (32-46 $\mu\text{Sv.año}^{-1}$) y por los adultos (mayores de 17 años) en 66 mSv.año^{-1} (54-77 mSv.año^{-1}), teniendo en consideración que los primeros consumen como promedio 10 cigarrillos diarios y los adultos 20. Estos valores de dosis son inferiores a los reportados por Khater [6] para los adultos en Egipto y esto se fundamenta en las concentraciones inferiores de ^{210}Pb y ^{210}Po del tabaco cubano.

En la tabla 5 se presenta la dosis efectiva anual para estos dos grupos de edades, así como el valor medio ponderado debido a la fracción de estos grupos de edades con relación a la población cubana y al porcentaje de fumadores. De esta se deriva que la dosis efectiva más elevada corresponde a los individuos mayores de 17 años (65 $\mu\text{Sv.año}^{-1}$), dado por el mayor consumo de cigarrillos diarios de este grupo y que además representan el 75% de la población cubana y el 61,8% de los fumadores. No obstante, los individuos comprendidos entre 12 y 17 años, que representan sólo el 9,1% de la población (19,2% de los fumadores), reciben una dosis efectiva anual de 40 μSv . En resumen, la dosis efectiva anual ponderada por la distribución por edades de los fumadores debido al ^{210}Pb y ^{210}Po se estima en 32 ± 5 mSv . Estos valores

pueden variar en dependencia del número y tamaño de la bocanada por cigarrillo (hábito de fumar) y de las concentraciones de estos núclidos en la parte del humo que se inhala durante el acto de fumar.

La tabla 6 proporciona los valores de la dosis efectiva anual debido a la incorporación del ^{210}Pb y ^{210}Po contenido en diferentes fuentes ambientales, de la cual se deriva que los individuos fumadores reciben una dosis 1,3 veces superior a los no fumadores para una región de fondo radiactivo normal, correspondiendo al humo del tabaco el 22% de la contribución a la dosis efectiva anual. El valor estimado de 110 $\mu\text{Sv.año}^{-1}$ para los individuos no fumadores está en correspondencia con el valor de referencia (120 $\mu\text{Sv.año}^{-1}$) reportado por el UNSCEAR (2000 [2]) como promedio a nivel mundial para la región antes mencionada.

CONCLUSIONES

La concentración de ^{210}Pb y ^{210}Po en el aire atmosférico muestra valores medios de 0,65 mBq.m^{-3} y 0,06 mBq.m^{-3} . Estas concentraciones producen una dosis efectiva anual por inhalación de aproximadamente 7 μSv .

CIENCIAS NUCLEARES

Tabla 5. Dosis efectiva comprometida por inhalación del humo de los productos del tabaco para individuos mayores de 12 años y valor medio ponderado por la distribución de edades de esta población

Grupo de edad	Dosis efectiva comprometida, ($\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$)			
	^{210}Pb	^{210}Po	Fracción de la población	% de fumadores
12 - 17	7,5 – 10,5 (9,3)	25 – 36 (30)	0,0911	19,2 ²
Mayor de 17	12,7 – 17,8 (15,7)	41 – 59 (50)	0,7471	61,8 ²
Dosis efectiva ponderada por grupo de edad, $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$	6 - 9 (8 ± 2)	19 – 28 (24 ± 4)	-	

*Significa que el 19,2% y el 61,8% de la población entre 12-17 años y mayor de 17 años, respectivamente, consume productos del tabaco.

Tabla 6. Contribución de varias fuentes de ^{210}Pb y ^{210}Po a la exposición interna en Cuba

Fuente	Dosis efectiva anual, (μSv)		Región	Ref.
	Presente* trabajo	Valores reportados		
Aire	4-12 (6)	5,2	Media Mundial	[2]
Humo del tabaco y los cigarrillos	25-36 (32) ¹⁾	444 ²⁾ 47 – 78 ³⁾	Egipto Finlandia	[6] [3]
^{222}Rn y sus hijas	0-0,5 (0,2)	0,8	Media Mundial	[2]
Alimentos	-	141 48 110 40 – 146 (100)	Mangalore, India Nueva York, USA Media Mundial Cuba	[23] [24] [2] [25]
Agua potable	-	2 6 2 – 6 (4)	Nueva York, USA Australia Cuba	[24] [15] [25]
Total CUBA (redondeado)	71 – 200 (142)	120	Referencia Mundial UNSCEAR, 2000	[2]

* Se refiere a dosis efectiva anual ponderada por grupo de edades, en el caso del humo de los productos del tabaco sólo se considera la población mayores de 12 años, divididos en dos grupos, 12-17 años (consumo de 10 cigarrillos diarios) y mayores de 17 años (consumo de 20 cigarrillos diarios)

¹⁾ El 50% del ^{210}Pb y el 20% ^{210}Pb contenido en los cigarrillos entra en los pulmones.

²⁾ El 37% ^{210}Pb y 37% ^{210}Po contenido en los cigarrillos entra en los pulmones y emplea un FCD de 5,6 y 4,3 $\mu\text{Sv}\cdot\text{Bq}^{-1}$ para el ^{210}Pb y ^{210}Po , respectivamente.

³⁾ El 25% ^{210}Pb contenido en los cigarrillos entra en los pulmones y se emplea el factor de conversión de dosis 1,9 $\mu\text{Sv}\cdot\text{Bq}^{-1}$.

El tabaco cubano muestra valores de concentración en el intervalo de los reportados en la literatura. La concentración media para el ^{210}Pb es 14,6 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ y para el ^{210}Po 11,9 $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ que origina una dosis efectiva anual por inhalación en individuos fumadores entre 32 y 77 μSv , correspondiendo a una dosis efectiva ponderada debido a la distribución por edades de los fumadores de 32 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$.

Además de las dosis efectivas estimadas, fue necesario determinar el contenido de estos núclidos en la ceniza y en el filtro de los cigarrillos de producción nacional para puntualizar la fracción de éstos que pasa al humo que inhalan los individuos fumadores.

Se estimó la exposición interna de la población cubana debido a la presencia de ^{210}Pb y ^{210}Po en el aire, agua, alimentos y en el humo de los cigarrillos. Por ello, considerando las fuentes antes mencionadas para regiones de fondo radiactivo normal, la dosis efectiva anual debido a estos radionúclidos se estimó en 110 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$ para los individuos no fumadores y de 142 $\mu\text{Sv}\cdot\text{año}^{-1}$ para los fumadores.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen a la Unidad de Ciencia y Tecnología de la Delegación Provincial del CITMA en Camagüey por el financiamiento del proyecto de investigación Caracterización del Fondo Radiactivo

y Monitoreo Ambiental de los territorios Ciego de Ávila, Camagüey y Las Tunas, bajo los auspicios del cual se desarrolló esta investigación.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] HOLTZMAN, R.B., Measurement of the natural contents of RaD (²¹⁰Pb) and RaF (²¹⁰Po) in human bone- Estimates of whole-body burdens, *Health Physic*, 9(4) (1963)385-400.

[2] United Scientific Committee on Effects of Atomic Radiations (UNSCEAR, 2000), Sources and Risks of Ionizing Radiation. Annex B: Exposure from Natural Sources of Radiation. United States, New York (2000)84-156.

[3] MUSSEALO-RAUHAMMAA, H., JAAKKOLA, T., Plutonium-239, Plutonium-240 and Polonium-210 contents of tobacco and cigarette smoke. *Health Physic*, 49(2) (1985)296-301.

[4] PARFENOV, Y.D., Polonium-210 in the environment and in the human organism. *At. Energy Rev.*, 12 (1974)75-143.

[5] PERES, A.C., HIROMOTO, G., Evaluation of ²¹⁰Pb and ²¹⁰Po in cigarette tobacco produced in Brazil. *J. of Environmental Radioactivity*, 62 (2002)115-119.

[6] KHATER, A.E.M., Polonium-210 budget in cigarettes. *J. of Environmental Radioactivity*, 71(2004)33-41.

[7] KILTHAU, G.F., Cancer Risk in Relation to Radioactivity in Tobacco. *Radiologic Technology*, 67(3) (1996)217-222.

[8] SAKANOUÉ, M.; YAMAMOTO, M.; KAMURA, K., Determination of Environmental Actinide Nuclide and Pb-210 (Po-210) by Low Energy Photon Spectrometry with ALFA-Spectrometry. *J. of Radioanal. Nucl. Chem., Articles*, 115(1) (1987)71-82.

[9] JERÉZ, V.S.F., GODOY, J.M., Polonio 210 en Tabaco Cubano. *Marca de Cigarros Montecristo (Memorias del II Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear, México 22-26 Noviembre 1993), Vol. II 2da. Parte* (1993)279-282.

[10] HOLTZMAN, R.B., The determination of ²¹⁰Pb and ²¹⁰Po in Biological and Environmental Materials. *J. of Radioanal. and Nucl. Chem., Articles*, 115 (1) (1987)59-70.

[11] BRÍGIDO, O., BARRERAS, A., MONTALVÁN, A., ALONSO, C., TOMÁS, ZERQUERA, J., Exposición de la población cubana debido a la incorporación de Plomo 210 y Polonio-210 a través de la dieta. *Nucleus*, 29 (2000)23-29.

[12] Centro de Atención a la Actividad Nuclear de Camagüey (CEAAN). Reporte Interno LVRACMW/5428/01/00. Metodología para la Determinación de ²¹⁰Pb y ²¹⁰Po en muestras biológicas y en agua, y en Manual de

Procedimientos del Laboratorio de Vigilancia Radiológica Ambiental de Camagüey. LVRACMW/PR/PRA/08/12 (2000).

[13] International Atomic Energy Agency, International Basic Safety Standards for Protection Against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series No. 115, Vienna (1996).

[14] Centro de Estudios de la Población y Desarrollo. Estudios y datos sobre la Población Cubana hasta diciembre del 2002, La Habana, mayo de 2003.

[15] United Scientific Committee on Effects of Atomic Radiations (UNSCEAR,1993). Sources and Risks of Ionizing Radiation. Annex A: Exposure from Natural Sources of Radiation. United States, New York (1993).

[16] United Scientific Committee on Effects of Atomic Radiations (UNSCEAR,1977). Sources and Effects of Ionizing Radiation. Report to the General Assembly, with annexes. United States, New York (1977).

[17] MAGNO, P.J., GROULX, P.R., APIDIANAKIS, J.C., Lead-210 in air and total diets in the United States during 1966. *Health Phys.* 18(4) (1970)383-388.

[18] CORNEJO DÍAZ, N. y otros, Método para el control de los niveles de actividad en aire por la presencia de aerosoles radiactivos, *Nucleus*, 19 (1995)16-18.

[19] GODOY, J.M., GOUVEA, V.A., MELLO, D.R., AZEREDO, A.M.G., ²²⁶Ra/²¹⁰Pb/²¹⁰Po Equilibrium in Tobacco Leaves. *Radiat. Prot. Dosimetry*, 45(1/4) (1992)299-300.

[20] JANDL, J., PETR, I., Ionizuyící zarení v zivotním prostredí. *SNTL, Praha* (1988)63-74.

[21] BENINSON, D.J., y otros, Dosimetric implications of the exposure to the natural sources of radiation, *CEA-CONF-3113* (1975)19.

[22] ATHALYE, V.V., y otros, Polonium-210 in Cigarette Smoke. *Indian J. of Environ. Health*, 19(1) (1977)54-62.

[23] RADHAKRISHNA, A.P., SOMASHEKARAPPA, H.M., NARAYANA, Y., SIDDAPPA, K., Distribution of Some Natural and Artificial Radionuclides in Mangalore Environment of South India. *J. of Environmental Radioactivity*, 30(1) (1996)31-54.

[24] MORSE, R.S., WELFORD, G.A., Dietary Intake of ²¹⁰Pb. *Health Physic*, 21(1) (1971)53-55.

[25] TOMÁS, ZERQUERA, J., PRENDES, M., FERNÁNDEZ, I.M. y otros, Estimación de las dosis que recibe la población cubana debido a la incorporación de radionúclidos por ingestión de alimentos, *Nucleus* 31(2002)18-21.

Recibido: 29 de abril de 2004
Aceptado: 10 de junio de 2004

PERFECCIONAMIENTO DEL MARCO LEGAL Y REGULADOR CUBANO PARA EL USO DE LA ENERGÍA NUCLEAR

Alba Guillén Campos, Aniuska Betancourt Hernández, Igor Sarabia Molina
Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ta. y 7ma. Ave. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
alba@cnsn.cu, aniuska@cnsn.cu, igor@cnsn.cu

Resumen

Desde los inicios del programa nuclear cubano, se establecieron las bases para la creación paulatina de una infraestructura nacional que diera respuesta a todas las responsabilidades que se adquirirían en el área de la seguridad radiológica y nuclear. Una de las partes esenciales de esta infraestructura nacional lo constituyó la creación de la autoridad reguladora cubana encargada de la regulación y el control del uso de la energía nuclear en el país, y junto con ella la definición de la necesaria conformación e implantación del marco legal y regulador en esta área. El programa de perfeccionamiento emprendido hace ya varios años para actualizar y completar la base legal cubana estructuró el Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear, el cual comprende todo el marco legal y regulador del país para el uso de la energía nuclear. El trabajo presenta la situación actual de completamiento de este Sistema, y las acciones fundamentales realizadas para su implementación.

IMPROVEMENT AND REGULATORY OF THE CUBAN LEGAL AND REGULATORY FRAMEWORK FOR THE USE OF NUCLEAR ENERGY

Abstract

From the beginning of the Cuban nuclear program there was established the basis for a gradual building of a national infrastructure to cover all the new responsibilities acquired in the area of nuclear and radiation safety. One of the essential parts of this national infrastructure was the creation of the Cuban regulatory authority in charge with the regulation and control of the use of nuclear energy in the country. Other important issues were developed successively; one of them was the establishment of the legal and regulatory framework in this area. The improvement process of Cuban legal and regulatory framework led to the establishment of our Hierarchical Nuclear Regulatory System. This paper gives an overview on the present situation of this system, and the main actions carried out for its implementation.

Key words: national control, legislation, administrative procedures, radiation protection, legal aspects, recommendations, dosimetry

INTRODUCCIÓN

La seguridad y la protección radiológica de las fuentes de radiación se soportan en la existencia de una base legal y en una infraestructura que ejerce el control y establece las medidas que impulsan su cumplimiento. Las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, tanto por los beneficios que reportan como por los riesgos que entrañan, hacen necesario el establecimiento de preceptos relacionados básicamente con las condiciones de seguridad que se deben prevenir durante el uso de la energía nuclear, siendo por lo tanto la esencia de tales preceptos garantizar que el uso de esta energía se haga de forma adecuada para evitar riesgos innecesarios y daños a la vida, los bienes y el medio ambiente.

A partir de la decisión de iniciar y fomentar el desarrollo nuclear en el país se trabajó en la conformación e implementación de la

correspondiente base legal para regular el uso de la energía nuclear. En el año 1979 se crearon en el país la Comisión de Energía Atómica de Cuba (CEAC) y la Secretaría Ejecutiva de Asuntos Nucleares (SEAN) como autoridades encargadas de proponer al Gobierno los planes de desarrollo nuclear y los instrumentos jurídicos necesarios para la regulación y el control del uso de la energía nuclear.

El Decreto Ley No. 56 de 1982, Para la Regulación del Uso Pacífico de la Energía Nuclear, y la Norma Cubana NC-6901-81 de 1981, Reglas Básicas de Seguridad, fueron dos de los primeros documentos que establecieron requisitos de seguridad en este campo. El establecimiento y desarrollo del marco legal y regulador en esta primera etapa se caracterizó en lo fundamental por la utilización y adaptación de las regulaciones del país suministrador de la tecnología de lo que sería la primera central electronuclear de Cuba.

ÁMBITO REGULATORIO

A finales del año 1992, después de más de 10 años de experiencia en la implementación de las regulaciones vigentes hasta ese momento, el Centro Nacional de Seguridad Nuclear, (CNSN), autoridad reguladora cubana para la seguridad nuclear y radiológica, estableció un programa de mejoras con vistas a perfeccionar su desempeño. Una de las direcciones de este programa iba dirigida a la revisión y actualización de la legislación vigente en materia de seguridad nuclear y radiológica.

Varias fueron las consideraciones que fundamentaron la necesidad de este perfeccionamiento, entre ellas se encontraban:

- Las transformaciones realizadas en el poder ejecutivo del país.
- La necesidad de modificar la estructura existente para la regulación y control del uso de la energía nuclear.
- La experiencia acumulada en la regulación y el control del uso de la energía nuclear en el país.
- La necesidad de atemperar la legislación y la normativa de seguridad vigentes con el resultado del proceso de evolución y desarrollo de las normas de seguridad internacionales, las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y las buenas prácticas en materia de seguridad.

Este proceso de perfeccionamiento de la base legal y reguladora para el uso de la energía nuclear identificó y elaboró los documentos necesarios de acuerdo con las recomendaciones del OIEA y lo estructuró en el Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear.

Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear

El Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear representado en forma de pirámide y dividido en varios niveles, abarca tanto regulaciones de índole general, como regulaciones más detalladas. Al igual que el sistema de normas de seguridad del OIEA el sistema cubano va desde los documentos que establecen objetivos y principios de seguridad, hasta aquellos que recomiendan el cumplimiento de los requisitos de seguridad establecidos. Este sistema se diseñó y se ajustó al sistema legal cubano teniendo en cuenta todas las actividades y entidades usuarias del país objeto de regulación.

El primer nivel o nivel superior de este Sistema lo constituye el Decreto Ley No. 207, Sobre el Uso de la Energía Nuclear, publicado en la Gaceta Oficial de la República de Cuba el 17 de febrero de 2000, con el objetivo de establecer los preceptos generales que regulan el uso de la energía nuclear en el país. Concebido como el documento de mayor nivel dentro del Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear, este Decreto Ley derogó casi todos los documentos legales vigentes hasta ese momento en el país en el campo del uso de la energía nuclear.

Como aspectos importantes, este cuerpo legal establece las entidades y actividades que están dentro de su ámbito de aplicación y los principios generales por los cuales se rige el uso de la energía nuclear en Cuba. Así mismo reitera la necesidad de una autorización para la ejecución de cualquier actividad relacionada con el uso de la energía nuclear y establece los Órganos y Organismos de la Administración Central del Estado en relación con el uso de la energía nuclear, designando al CNSN, como la institución a través de la cual el Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA), ejecuta la regulación y el control de la seguridad del uso de la energía nuclear y la contabilidad y control de los materiales nucleares.

Se declara que las direcciones de las entidades titulares de las autorizaciones serán las responsables de garantizar la seguridad de actividades relacionadas con el uso de la energía nuclear y se establecen las obligaciones que tendrán al efecto. Este cuerpo legal establece también que el Ministerio de Salud Pública (MINSAP) regula y controla el uso de los rayos X con fines de diagnóstico médico y estomatológico, actividad que es supervisada por el CITMA. Otros preceptos están relacionados con las autorizaciones del personal, las inspecciones reguladoras, los minerales radiactivos, la contabilidad y control de los materiales nucleares y la gestión de desechos radiactivos y el combustible gastado. En el acápite de inspecciones el Decreto-Ley establece los deberes y atribuciones de los inspectores estatales, dándole facultades para, tramitar, ordenar o ejecutar, según corresponda, una o varias de las medidas siguientes:

- Suspender o detener la ejecución de determinadas operaciones y actividades.
- Asegurar, retener o decomisar las fuentes de radiaciones ionizantes.
- Cerrar temporal o parcialmente locales e instalaciones nucleares y radiactivas.

El segundo nivel se ha destinado a los documentos que complementan el nivel superior y que por su importancia y repercusión necesitan de aprobación a nivel de Gobierno, como es el caso del Decreto No. 208, de junio de 1996, Sobre el Sistema Nacional de Contabilidad y Control de los Materiales Nucleares.

Además, con independencia de su jerarquía jurídica, existe un conjunto de normas legales en el país que regulan de forma genérica temas relativos a la esfera nuclear, en ocasiones insertadas en otras esferas de regulación, siguiendo la debida coherencia y armonía que rige el sistema legal cubano, ya sea en el caso de las leyes o de resoluciones ministeriales para reglamentar aspectos funcionales, y que en este sentido también constituyen normas complementarias inherentes al uso de fuentes de radiaciones ionizantes como la Ley No. 62, de diciembre de 1987, Código Penal, la Ley No. 75, de enero de

ÁMBITO REGULATORIO

1995, De la Defensa Nacional, la Ley No. 81, de julio de 1997, Del Medio Ambiente, el Decreto-Ley No. 170, de mayo de 1997, Del Sistema de Medidas de Defensa Civil, la Resolución SEAN-MINSAP, de mayo de 1987, Reglamento para la vigilancia médica de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, y el Decreto Ley No. 186, de junio de 1998, Sobre el Sistema de Seguridad y Protección Física, entre otros.

El tercer nivel se diseñó para los reglamentos de seguridad destinados a desarrollar los preceptos establecidos en los cuerpos legales de los niveles 1 y 2, donde se establecen los requerimientos que se deben cumplir para garantizar la seguridad de las prácticas. Los reglamentos se ponen en vigor mediante resolución de la titular del CITMA o resolución conjunta de los titulares de los ministerios implicados, y publicados en la Gaceta Oficial de la República. Hasta el presente se ha identificado la necesidad de siete reglamentos de seguridad que se relacionan a continuación:

Resolución 25/98 del CITMA: Reglamento de Autorización de Prácticas Asociadas al Empleo de las Radiaciones Ionizantes, de 29 de junio de 1998. Establece los preceptos generales que regulan las exigencias para la realización del proceso de autorización de las prácticas asociadas al empleo de radiaciones ionizantes y las fuentes a estas adscriptas, y se aplica a todas las personas naturales o jurídicas que realicen actividades relacionadas con el empleo de las radiaciones ionizantes en el territorio nacional.

Resolución Conjunta CITMA-MINSAP: Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica, de 30 de noviembre del 2001. Establece los requisitos básicos para la protección de las personas contra la exposición a la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación que puedan causar esta exposición y se aplica a las prácticas y a las fuentes a ellas adscriptas y a las intervenciones que se realicen en el territorio de la República de Cuba y en cualquier espacio en que la República de Cuba ejerza derechos de soberanía y jurisdicción.

Resolución 121/2000 del CITMA: Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos, de 14 de diciembre de 2000. Establece los requisitos técnicos y administrativos a cumplir durante el transporte de materiales radiactivos y se aplica a todo transporte nacional e internacional en el cual el material radiactivo, proceda, permanezca temporalmente o se destine al territorio nacional, abarcando todas las modalidades de transporte por vía terrestre, marítima, fluvial y aérea de materiales radiactivos, incluido el incidentalmente asociado al uso de estos materiales.

Resolución 35/2003 del CITMA: Reglamento para la Gestión Segura de Desechos Radiactivos, de 7 de marzo de 2003. Establece los preceptos generales que regulan las exigencias para la

gestión segura de los desechos radiactivos y se aplica a cualquier persona natural o jurídica que realice actividades relacionadas con la gestión de desechos radiactivos de baja y media actividad, así como las fuentes selladas en desuso provenientes de su utilización en la medicina, la industria, la investigación o cualquier otra aplicación debidamente autorizada por el CNSN.

Resolución Conjunta CITMA-MINSAP: Reglamento para la Selección, Capacitación y Autorización del personal que realiza prácticas asociadas al empleo de radiaciones ionizantes, de 19 de diciembre de 2003. Establece los preceptos que regulan los requisitos básicos relativos a la selección, capacitación y autorización del personal que realiza prácticas asociadas al empleo de radiaciones ionizantes y se aplica a todo el personal vinculado a la realización de prácticas asociadas al empleo de las radiaciones ionizantes en todo el territorio nacional.

Resolución 6/2004 del CITMA: Reglamento para el Reconocimiento de la Competencia de los Servicios para la Seguridad Radiológica, de 13 de enero de 2004. Establece los preceptos que regulan el proceso para reconocer la competencia de los servicios para la seguridad radiológica y se aplica a todas las personas naturales o jurídicas que realicen o pretendan realizar actividades de servicio para la seguridad radiológica en el territorio nacional.

Resolución 62/96 del CITMA: Reglamento para la Contabilidad y Control de los Materiales Nucleares, de 12 de julio de 1996. Establece las normas reglamentarias relativas al Sistema Nacional de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares, complementando el Decreto relativo a este tema.

En este nivel existen también en vigor tres resoluciones ministeriales de la titular del CITMA, para regular el control de la contaminación radiactiva en la chatarra que se importa y exporta del país para el control de los detectores de humo y para el uso de los pararrayos radiactivos.

Al cuarto nivel corresponden las guías de seguridad dictadas por el CNSN, como autoridad reguladora en la materia, facultado para ello por el CITMA. Estos documentos suministran información detallada y específica sobre enfoques técnicos y administrativos aceptables para satisfacer los requisitos de seguridad preestablecidos en los reglamentos de seguridad. Se elaboran guías de seguridad para las diferentes prácticas, para los servicios de protección radiológica, en el tema de preparación y respuesta a emergencias radiológicas, gestión de desechos radiactivos, licenciamiento del personal, y otras que se consideren necesarias por el órgano regulador. Se tienen en vigor tres guías de seguridad y ocho en preparación.

ÁMBITO REGULATORIO

El quinto nivel está formado por todas aquellas normas técnicas que se emplean durante la realización de las diferentes prácticas, servicios y otras actividades relacionadas con el uso de la energía nuclear.

En el sexto y último nivel, constituyendo la base de nuestro sistema, se encuentran los procedimientos de trabajo de la autoridad reguladora. El perfeccionamiento de la base legal exigió del CNSN un nuevo tipo de gestión de sus funciones y actividades, y constituyó un catalizador para el empleo de medidas sistemáticas y planificadas que permitan la ejecución de las tareas en conformidad con prácticas de gestión de la calidad. Como resultado quedó establecido un Sistema de Gestión de la Calidad que abarca las direcciones fundamentales de trabajo de la autoridad reguladora: licenciamiento de las entidades y del personal, inspecciones, regulaciones, preparación y respuesta a emergencias radiológicas, aspectos organizativos, administrativos y técnicos.

Aunque sin un reflejo directo en el sistema jerárquico de regulaciones, las condiciones de vigencia de las autorizaciones que otorga la autoridad reguladora para realizar actividades relacionadas con el uso de la energía nuclear en el país, constituyen una parte importante del marco de exigencias para la realización de estas y revisten la misma fuerza legal que las exigencias que se prescriben en los documentos reguladores, por ser la autorización el documento legal que rige la relación entre su titular y la autoridad reguladora.

Implementación del marco legal y regulador

Los documentos reguladores de cualquiera de los niveles del sistema, descritos anteriormente, son elaborados por el CNSN. En este proceso se involucran a especialistas de otras instituciones del país, con experiencia en el tema objeto de regulación, ya sea como consultores o directamente con su participación en la elaboración de los documentos.

La mayoría de los documentos, una vez elaborada su primera versión, se circulan por las entidades a las cuales van dirigidos para comentarlos, después la autoridad reguladora es quien toma la decisión final.

El tiempo desde que se determina la necesidad de elaborar un documento regulador hasta que es puesto en vigor, varía en dependencia del nivel de aprobación. No obstante el reto fundamental para la autoridad reguladora es lograr la implementación por parte de los usuarios de radiaciones ionizantes en el país de los requisitos de seguridad, proceso que puede prolongarse por varios años.

Para difundir entre los usuarios las nuevas regulaciones vigentes y contribuir a su implementación paulatina, el CNSN ha realizado y realiza varias acciones, entre ellas:

- Seminarios a los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE).
- Conferencias en cursos de capacitación para los responsables de protección radiológica y los TOE de las entidades usuarias.
- Distribución de los documentos reguladores sin costo alguno.
- Presentaciones de los documentos reguladores a los representantes legales de las entidades usuarias, en la Conferencia Regulatoria que se realiza cada año.
- Difusión a través de la Web del Centro del marco legal y regulador.

CONCLUSIONES

Se puso en vigor en el 2000 el Decreto Ley No. 207 Sobre el Uso de la Energía Nuclear como documento superior del sistema regulador cubano, que fue el resultado de cuatro años de consultas, revisión de cuerpos legales similares de más de 20 países, y estudio de la situación nacional. Con la puesta en vigor del Decreto Ley No. 207 casi todos los documentos reguladores que existían hasta ese momento quedaron derogados. En este momento existen, entre otros, tres reglamentos en tres de las direcciones fundamentales del OIEA: seguridad radiológica, seguridad en el transporte y seguridad de los desechos radiactivos. Se debe trabajar aún en otros niveles del sistema, pero es necesario destacar el nivel logrado como muestra de la importancia que le confiere la autoridad reguladora y el gobierno del país al uso de la energía nuclear bajo normas de seguridad más adecuadas y que reflejen el estado del arte en la materia.

La experiencia nacional que se acumula durante el ejercicio de las funciones reguladoras, así como la implantación de los preceptos de seguridad, la evolución y desarrollo de las normas de seguridad internacionales y el desarrollo y perfeccionamiento del uso de las técnicas nucleares, son algunos de los factores que determinan que el establecimiento de una base legal para el desarrollo de las actividades relacionadas con el uso de la energía nuclear sea un proceso en constante perfeccionamiento. Se debe asegurar que el Sistema Jerárquico de Reglamentación Nuclear cubano es un Sistema dinámico y abierto.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] IGLESIAS, R.; GUILLÉN, A.; SARABIA, I., Perfeccionamiento de la base legislativa y regulatoria para el uso de la energía nuclear en Cuba. Memorias del IV Congreso Regional Seguridad Radiológica y Nuclear, Congreso Regional IRPA, La Habana, Cuba, octubre, 1998.
- [2] International Atomic Energy Agency, Safety Standards Series No. GS-R-1, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Requirements, IAEA, 2000.

Recibido: 6 de mayo de 2004

Aceptado: 10 de junio de 2004

VIGILANCIA RADIOLÓGICA PARA LA EVALUACIÓN DE LAS EXPOSICIONES INDIVIDUALES EN LA REGLAMENTACIÓN CUBANA

José Quevedo García, Yamil López Forteza, Cruz Duménigo González,
Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra
Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ta. y 7ma. Ave. Miramar, Ciudad de La Habana, Cuba
quevedo@cnsn.cu

Resumen

El establecimiento de la política reguladora en relación con la vigilancia radiológica individual para la evaluación de las exposiciones individuales constituyó uno de los aspectos básicos analizados por la autoridad reguladora de Cuba al adoptar y adaptar a la realidad nacional las Normas Básicas Internacionales de Seguridad publicadas por el OIEA en 1996. En el trabajo se analizan los principales requisitos reguladores que han sido incluidos en los documentos reguladores vigentes con relación a la vigilancia radiológica individual. Como resultado del trabajo se concluye que el programa regulador cubano ha desarrollado e incluido en la regulación vigente los aspectos organizativos y técnicos básicos que sustentan la vigilancia radiológica individual.

RADIOLOGICAL SURVEILLANCE FOR ASSESSING THE INDIVIDUAL EXPOSURE UNDER THE CUBAN REGULATIONS

Abstract

When adopting and adapting IAEA International Basic Safety Standard, the Cuban regulatory authority paid especial attention to the establishment of a regulatory police developing the conditions under which the individual monitoring should be required for the assessment of the occupational exposure. Paper analyzes the regulatory requirements related to individual monitoring that has been included in the current regulation. As the result, it is concluded that the Cuban regulatory programme has developed and included the basic technical and organizational requirement that support the individual monitoring

Key words: regulatory guides, recommendations, radiation protection, safety, nacional control, nacional government, regulations, radiation monitoring, occupational exposure

INTRODUCCIÓN

Uno de los aspectos básicos que debería quedar claramente definido en la Regulación de la Protección Radiológica de los países es el relacionado con el establecimiento de la vigilancia radiológica individual.

Las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación (NBIS) [1], publicadas en 1976 por el OIEA, en su acápite Vigilancia Radiológica y Evaluación de las Exposiciones Individuales asignan al titular de las autorizaciones la responsabilidad por la organización de la evaluación de la exposición ocupacional y establecen que cuando proceda tal evaluación se deberá realizar basada en la vigilancia radiológica individual. Para los casos en los cuales resultaría procedente la vigilancia radiológica individual, las NBIS exponen que:

- en la zona controlada, siempre que se pueda sufrir una exposición individual, el personal debe ser objeto de vigilancia radiológica individual,
- en las zonas supervisadas y cuando se entre solo ocasionalmente a una zona controlada no es necesaria la vigilancia radiológica individual del personal, y que
- la naturaleza, frecuencia y precisión de la vigilancia radiológica individual se debe determinar atendiendo a la magnitud y a las posibles fluctuaciones de los niveles de exposición, así como a la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales.

Sin embargo, estos requisitos no brindan a los titulares de autorizaciones todos los criterios prácticos necesarios para definir la forma de organizar la vigilancia radiológica individual para evaluar las exposiciones individuales.

En la adopción y adaptación de las NBIS, esta situación se tuvo en cuenta y se decidió exponer en

un reglamento de seguridad (homólogo a las NBIS) el tema correspondiente a las responsabilidades de la vigilancia radiológica individual y dejar para las guías relativas a la aplicación del reglamento aquellos aspectos técnicos necesarios para la implementación de las responsabilidades asignadas. Además, se decidió elaborar una Guía específica para la organización de los servicios de vigilancia radiológica individual.

Este trabajo presenta una valoración de las precisiones que aparecen sobre este tema en los principales documentos reguladores puestos en vigor en Cuba en los últimos tres años.

Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica

El reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica [2] es el documento cubano homólogo a las NBIS, puesto en vigor a finales del año 2001. En su elaboración se tuvo en cuenta la necesidad de introducir algunas precisiones a los aspectos regulados en las NBIS, ellas son las siguientes:

1. Los titulares de autorizaciones tienen las responsabilidades siguientes:
 - organizar la evaluación de la exposición ocupacional de sus trabajadores para demostrar la eficacia de la protección brindada;
 - garantizar la evaluación de la exposición ocupacional de sus trabajadores sobre la base de la vigilancia radiológica individual cuando:
 - se concluya del análisis de las condiciones de exposición individual de los trabajadores, que realizan los titulares de autorizaciones,
 - lo determine la autoridad reguladora correspondiente;
 - proporcionar y exigir a sus trabajadores ocupacionalmente expuestos el uso de medios para el monitoreo individual, capaces de demostrar el cumplimiento de los límites de dosis correspondientes;
 - con sujeción a un programa adecuado de garantía de calidad y previa autorización de la autoridad reguladora correspondiente:
 - establecer servicios propios de vigilancia radiológica individual, o bien,
 - utilizar servicios de vigilancia radiológica individual de instituciones especializadas en la prestación de estos;
 - garantizar, en los casos en que la vigilancia radiológica individual no sea aplicable, la evaluación de la exposición ocupacional de los trabajadores sobre la base de:
 - los resultados de la vigilancia radiológica del puesto de trabajo,
 - la información sobre los lugares de trabajo,
 - la duración de la exposición o incorporación de cada trabajador e
 - investigar las condiciones de exposición relacionadas con resultados que superen el nivel de investigación establecido, tomar las medidas

procedentes e informar de inmediato a la autoridad reguladora correspondiente.

2. Los solicitantes de autorizaciones, como parte del proceso de obtención de autorización tienen la responsabilidad de:

- proponer a la autoridad reguladora correspondiente para su aprobación, los métodos que utilizarán para la evaluación de la exposición ocupacional de sus trabajadores;
- identificar los trabajadores que deben ser objeto de vigilancia radiológica individual y que puedan estar expuestos a incorporaciones radiactivas, así como aquellos que deben emplear medios individuales de protección; y proponer a la autoridad reguladora la naturaleza, frecuencia y precisión de la vigilancia radiológica individual de sus trabajadores, teniendo en cuenta, como mínimo, la magnitud y las posibles fluctuaciones de los niveles de exposición, así como la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales.

3. Sólo se pueden emplear con fines legales los resultados de la vigilancia radiológica individual de los trabajadores, obtenidos en un servicio utilizado o establecido previa autorización de la autoridad reguladora correspondiente.

4. Toda institución que se proponga establecer servicios propios de vigilancia radiológica individual o prestar estos servicios a terceros, requerirá de la autorización otorgada por la autoridad reguladora correspondiente en los términos y condiciones que ésta determine.

Así, al establecer las responsabilidades básicas con relación a la vigilancia radiológica individual, el reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica sienta las bases para hacer las precisiones en documentos reguladores más específicos.

Guías para la implementación de los reglamentos de seguridad

Como parte de la normativa cubana, se prevé la elaboración de guías de obligatorio cumplimiento para cada una de las prácticas que se desarrollan en el país. En la actualidad se encuentran en vigor las guías correspondientes a radioterapia [3] y medicina nuclear [4]; están en vías de aprobación las correspondientes a la radiografía industrial y están en elaboración las relativas a los irradiadores industriales y a los medidores nucleares. Cada guía desarrolla en su acápite Dosimetría personal y estimación de la exposición ocupacional, los aspectos relacionados con la evaluación de la exposición ocupacional relativos a la práctica específica que aborda.

Por ejemplo, en la práctica de la medicina nuclear la Guía específica que:

ÁMBITO REGULATORIO

1. Los trabajadores de medicina nuclear *in vivo* y tratamiento terapéutico con radionucleidos, requerirán de control dosimétrico individual obligatorio incluyendo el control de la contaminación interna cuando se trabaje con isótopos volátiles. En la medicina nuclear *in vitro* el establecimiento del control dosimétrico requerirá de una evaluación de las posibles dosis a recibir por los trabajadores.

2. Los trabajadores que laboren en la preparación y administración de dosis a los pacientes llevarán dosimetría de irradiación externa para las extremidades. La decisión de efectuar la vigilancia radiológica individual a otro personal no incluido anteriormente, la tomará el titular de la autorización a propuesta del responsable de protección radiológica.

3. El criterio básico para determinar la necesidad de vigilancia radiológica individual del personal que trabaja en la práctica de medicina nuclear, será que la evaluación realizada demuestre que este personal puede recibir dosis superiores a 2 mSv en un año, debido a exposiciones normales o potenciales.

4. El cambio de los dosímetros y la evaluación de la dosis ocupacional recibida por los trabajadores se debe realizar mensualmente. La medición de la contaminación interna y la evaluación de la dosis ocupacional recibida por los trabajadores por esta vía, se debe realizar con la periodicidad requerida para cada radionúclido considerando sus características.

Guía para la organización de la vigilancia radiológica individual

La Guía para la organización de la vigilancia radiológica individual [5] tiene por objetivo precisar las exigencias organizativas exigibles a los Servicios de Vigilancia Radiológica que se organicen en el país. Los niveles de investigación empleados constituyen un aspecto básico de la Guía, la cual establece que:

A los fines del cumplimiento de los límites de dosis establecidos en el reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica, y las restricciones de dosis establecidas en las guías para las diferentes prácticas, los titulares de autorización de los Servicios de Vigilancia Radiológica Individual emplearán para el control de la dosis efectiva, los niveles de investigación siguientes:

a) dosis superiores a 1,5 mSv (o su correspondiente proporción para períodos superiores) en controles mensuales, alertarán al usuario;

b) dosis superiores a 6 mSv en controles mensuales, alertarán al usuario y a la autoridad reguladora correspondiente;

c) dosis acumulada en cualquier etapa del año que supere la restricción de dosis establecida para la práctica, alertarán al usuario y a la autoridad reguladora correspondiente;

d) dosis superiores 100 mSv en controles mensuales, alertarán al usuario y a la autoridad reguladora correspondiente retroalimentándose de los resultados de la confirmación de la dosis recibida por dosimetría citogenética.

CONCLUSIONES

1. El programa regulador cubano presta especial atención al desarrollo de la vigilancia radiológica individual y al respecto ha elaborado e incluido en la regulación un grupo de requisitos específicos.
2. El reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica asigna a los titulares de autorización las responsabilidades básicas para la organización de la vigilancia radiológica individual de sus trabajadores.
3. Las guías específicas para las prácticas elaboradas y en elaboración establecen los criterios técnicos que permiten a los titulares cumplir con las responsabilidades asignadas en la regulación vigente.
4. La guía específica para la organización de la vigilancia radiológica individual establece los criterios técnicos exigibles a los Servicios de Vigilancia Radiológica Individual que se organicen en el país.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, OIEA, Viena, 1997.
- [2] Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica, Resolución conjunta CITMA-MINSAP, 30 de noviembre de 2001.
- [3] Guías para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la radioterapia, CNSN, marzo 2002.
- [4] Guías para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la medicina nuclear, CNSN, marzo 2002.
- [5] Guía para la organización de la vigilancia radiológica individual, CNSN, proyecto de documento.

Recibido: 6 de mayo de 2004
Aceptado: 10 de junio de 2004

PERFECCIONAMIENTO DEL MARCO REGULATORIO CUBANO EN LA PREPARACIÓN Y RESPUESTA A EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS

Pedro Díaz Guerra, Yamil López Forteza, Pablo Jerez Veguería,
José Quevedo García, Cruz Duménigo González

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ta. y 7ma. Ave. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
pedro@cnsn.cu

Resumen

El marco regulador cubano estuvo caracterizado por la carencia de algunas regulaciones y guías técnicas actualizadas para la ejecución de la planificación y la respuesta a emergencias radiológicas por parte de los titulares de autorizaciones y de los interventores. Teniendo en cuenta la experiencia nacional en la gestión de situaciones de emergencias radiológicas y las recomendaciones de los documentos sobre preparación y respuesta a emergencias radiológicas recientemente publicados por el OIEA, la autoridad reguladora cubana mejoró el marco regulatorio relacionado con las emergencias radiológicas. Este trabajo muestra una propuesta técnica para mejorar el marco legal existente.

IMPROVEMENT OF THE CUBAN REGULATORY FRAMEWORK FOR PREPAREDNESS AND RESPONSE TO RADIOLOGICAL EMERGENCY

Abstract

Taking into account the national experience in managing radiological emergencies situations and the recommendations documents on the preparedness and response to radiological emergencies recently published by the IAEA, the Cuban regulatory authority had improved the regulatory framework relate to the management of radiological emergencies. The Cuban regulatory framework was characterized by the lack of regulations and technical guides ruling the planning and the establishment of the response to radiological emergencies by the holders of authorizations and intervening forces. This paper presents a technical proposal of the authors in order to improve the existing regulatory framework.

Key words: regulatory guides, recommendations, radiation protection, emergency plans, radiation accidents, safety, national control, national government, regulations

ANTECEDENTES

A partir del Decreto No. 52 de 1979, se crea la Secretaría Ejecutiva de Asuntos Nucleares (SEAN) que realizaba las funciones de Autoridad Reguladora cubana en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Este Decreto sentó las bases para el establecimiento de una infraestructura organizativa para hacer frente a la potencial ocurrencia de sucesos radiológicos.

Aún cuando el requisito de preparación ante la ocurrencia de sucesos radiológicos se estableció desde las primeras regulaciones de la autoridad reguladora en el Decreto Ley No. 56 [1], no es hasta 1985, con la creación del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) como aparato técnico de la entonces SEAN, que el país estuvo en condiciones de sistematizar la atención a las emergencias radiológicas. Hasta esos momentos, de ocurrir un suceso radiológico, la entidad usuaria de radiaciones

ionizantes por propia iniciativa, solucionaba la situación creada con sus propias fuerzas y medios o solicitando apoyo de otras instituciones, fundamentalmente el MINSAP y la Academia de Ciencias de Cuba.

En un principio la estructura nacional estuvo influenciada por la estructura del país para hacer frente a una eventual situación de guerra donde existiera un posible ataque con armas nucleares, dividiendo la estructura fundamentalmente en cuatro regiones y con una formación en dependencia de las capacidades del territorio. En esta concepción participaban muchas instituciones del país lo que hacía muy compleja su organización, activación y respuesta.

En el año 1991 se crea el Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), el cual se convierte en la autoridad reguladora nacional y se transfieren todas las actividades de regulación y control del uso de la energía nuclear del país,

ÁMBITO REGULATORIO

entre las que se encuentran las relacionadas con las emergencias nucleares y radiológicas.

En un principio se elaboró el plan de emergencias nucleares para hacer frente a un accidente nuclear en el territorio nacional, partiendo de la construcción de una central electronuclear en el centro sur del país, la cual se cerró en 1992 y posteriormente se decidió no reanudarla, lo que motivó la reestructuración del plan.

En 1994, con el Decreto Ley No. 147, De la reorganización de los Organismos de la Administración Central del Estado surge el Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA), el cual asume todas las funciones de la antigua SEAN.

Situación actual

El Decreto Ley No. 170 [2] de 1997, le asigna al Estado Mayor Nacional de la Defensa Civil (EMNDC) la responsabilidad por la dirección y coordinación de los recursos materiales y humanos para hacer frente a cualquier tipo de situación accidental o catastrófica, entre las que se incluyen las emergencias radiológicas. Para la toma de decisiones durante la gestión de una emergencia esta autoridad se apoya en la asistencia técnica de los Organismos de la Administración Central de Estado (OACE). En este Decreto Ley se exige a todas las entidades estatales incluidas las que utilizan radiaciones ionizantes, elaborar planes de reducción de desastres y presentarlo para su evaluación y aprobación.

Existe en el país el Plan de Medidas Contra Catástrofes, el cual tiene todos los aspectos necesarios para dar respuesta a situaciones catastróficas ya sean naturales o tecnológicas y este tiene varios anexos específicos, como el correspondiente a huracanes, epidemias, epizootias, radiológico, entre otros.

A partir de las exigencias de este Decreto Ley No. 170 el CITMA encarga al CNSN la revisión y elaboración de todos los documentos reguladores y técnicos sobre la base de los cuales se gestionarán las emergencias radiológicas en el país, tanto para situaciones accidentales dentro del país como en el caso de accidentes transfronterizos con efectos en el territorio nacional.

En los casos de las emergencias radiológicas el CITMA, asiste técnicamente al EMNDC en la evaluación de los aspectos radiológicos y la propuesta de las medidas de protección a adoptar. Para ello el Ministerio dispone de una estructura organizativa para dar respuesta a cualquier suceso radiológico en conformidad con su propio plan de emergencia radiológica.

Sobre la base de las nuevas recomendaciones dadas por el OIEA en la Colección Seguridad No. 115 [3], y los documentos IAEA-TECDOC-953 [4] y IAEA-TECDOC-1162 [5], y de la experiencia nacional, el CNSN se perfecciona y actualiza los criterios tanto para la confección del plan de medidas contra catástrofes (Anexo radiológico) [6] como de los planes de emergencias radiológicas de las entidades usuarias de radiaciones ionizantes.

Teniendo en cuenta todas las recomendaciones se diseñó un esquema del sistema regulatorio vinculado con las emergencias radiológicas.

Plan de Medidas Contra Catástrofes (Anexo radiológico)



El PMCC se elaboró de acuerdo con la legislación nacional y teniendo en cuenta las recomendaciones del OIEA, utilizando el mismo esquema de clasificación de los tipos de accidentes radiológicos, y a partir de ahí se determinaron las posibles situaciones accidentales incluyendo los posibles accidentes transfronterizos con efectos en el territorio nacional.

Se determinaron las posibles medidas a tomar para cada uno de los accidentes identificados, la estructura de respuesta, los grupos de actuación, el esquema de notificación, las coordinaciones con los interventores así como el plan de capacitación de cada una de las fuerzas. Este Plan se aprueba por el más alto nivel de las organizaciones estatales y tiene en cuenta cómo informar y cómo recibir y actuar en virtud de los convenios internacionales relacionados con la pronta notificación y asistencia en caso de accidentes radiológicos.

Exigencias para la elaboración de los planes

Durante el proceso de licenciamiento para el uso de radiaciones ionizantes, se exige como requisito regulatorio la elaboración y entrega a la autoridad reguladora del plan de emergencias radiológicas de la entidad, para lo cual se elaboró una Guía [7] que rige el contenido y formato de estos planes en función de su categoría de licenciamiento. Estos son evaluados y aprobados por la autoridad reguladora.

Como concepción general estos planes de emergencia radiológicas forman parte de los planes contra accidentes convencionales de las entidades con sus correspondientes particularidades, ya que con frecuencia son los mismos recursos que se mueven, los mismos jefes a cargo de gestionarla, etc. y además estas pueden ocurrir como consecuencia de una emergencia convencional, como pueden ser catástrofes naturales o incendios en presencia de material radiactivo.

Esta Guía en términos generales recoge todos los elementos a tener en cuenta en los planes, destacándose fundamentalmente lo que se define como bases técnicas de planificación, las cuales identifican todas las posibles situaciones tanto reales como potenciales que pudieran ocurrir durante el uso del material radiactivo. Se hace una discusión de los criterios para activar el plan, y de las autoridades interventoras que participarán con las cuales se exige firmar acuerdos de actuación.

También incluye un capítulo relacionado con la organización de la respuesta, donde se describe la estructura organizativa de la institución para hacer frente a cualquier situación, la interacción entre ellas, y las responsabilidades que deben cumplir cada una. Otro está relacionado con el concepto de las operaciones y presenta una discusión de las medidas a tomar para cada caso y una clasificación de cada suceso de acuerdo con un sistema de clasificación elaborado también por la autoridad reguladora.

Incluye además aspectos relacionados con la coordinación de la respuesta, los criterios para la declaración del fin de la emergencia, las cuestiones relacionadas con la información al público, con el mantenimiento de los medios y equipos utilizados en las emergencias, así como los planes de capacitación.

Sistema de clasificación de emergencias radiológicas

La elaboración y puesta en vigor de un sistema nacional de clasificación de emergencias más completo, de uso único por todas las entidades

que emplean fuentes de radiaciones ionizantes y que incluye además aquellas fuerzas de respuesta que están involucradas en el Plan de Medidas Contra Catástrofe para casos de Accidentes Radiológicos, ha permitido afianzar la coordinación, planificación y respuesta de forma eficaz, rápida y efectiva.

El Sistema permite un lenguaje común en el momento de la notificación de la situación así como en la activación de las fuerzas de respuesta.

Procedimientos de actuación

Se han elaborado procedimientos de actuación tanto técnicos como administrativos que sirven como soporte técnico a los interventores, permitiendo la compatibilidad entre las acciones tomadas, como por ejemplo, para realizar las estimaciones de dosis involucradas en dependencia del caso, para la realización de las mediciones, selección del equipamiento, sistema de unidades utilizados, entre otros.

CONCLUSIONES

La revisión de la legislación que existía y la conformación de los nuevos documentos, su utilización en ejercicios y simulacros así como su uso práctico en la realidad, ha permitido al país contar con el soporte legislativo necesario para enfrentar una eventual situación accidental, ha permitido tanto a los usuarios de radiaciones ionizantes como a las autoridades hablar el mismo idioma y conformar un sistema armónico de atención a emergencias, que permita dar una respuesta rápida, eficaz y económica ante una situación de emergencia radiológica.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Decreto Ley No. 56. Para la Regulación del Uso Pacífico de la Energía Nuclear de 25 de mayo de 1982.
- [2] Decreto Ley No. 170. Del Sistema de Medidas de Defensa Civil, 1998.
- [3] Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad No. 115, 1997.
- [4] IAEA-TECDOC-953, Método para el desarrollo de la preparación de la respuesta a emergencias radiológicas.
- [5] IAEA-TECDOC-1162. Procedimientos genéricos para la evaluación y respuesta durante una emergencia radiológica, agosto, 2000.
- [6] Plan de Medidas Contra Catástrofes, 1998.
- [7] Resolución No. 32/2001 del CNSN. Guía para la elaboración del Plan de Emergencia Radiológica y el Plan de Medidas para casos de sucesos radiológicos, diciembre, 2001.

Recibido: 6 de mayo de 2004

Aceptado: 10 de junio de 2004

APLICACIÓN DEL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD AL PROCESO DE TRATAMIENTO CON COBALTOTERAPIA

Juan José Vilaragut Llanes¹, Rubén Ferro Fernández¹, Berta Lozano Lima¹, Andrés de la Fuente Puch¹, Cruz Duménigo González¹, Mayra Troncoso Fleitas¹, Yolanda Pérez Reyes¹, Jorge Alemany², Lino León², Rosa María Amador González³, Roberto Lazo Cabrera³, Frank Labrador Díaz³, Alberto Blanco³, Leonardo Betancourt³, Diosdado Castro Crespo³, Ileana Silvestre⁴.

¹Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28 No. 504 e/5ta y 7ma Ave. Miramar, Playa La Habana, Cuba,

²Centro Nacional de Electromedicina

³Unidad Oncológica de Pinar del Río

⁴Hospital "Hermanos Ameijeiras"

jjv@cnsn.cu

Resumen

Se presentan los resultados del Análisis Probabilista de Seguridad realizado al proceso de tratamiento con cobalto en la Unidad Oncológica de Pinar del Río. En el estudio se analizaron los posibles errores humanos o fallos de equipo que se pudieran producir durante las etapas del proceso de tratamiento, identificando y cuantificando la probabilidad de ocurrencia de aquellos errores o fallos que pudieran conducir a exposiciones accidentales del trabajador, el público o el paciente. Las menores probabilidades corresponden a exposiciones accidentales del público, las cuales son del orden de E-10 por año, seguidas por la exposición accidental al trabajador, que son del orden de E-04 por año. En el caso del paciente predominan las probabilidades de administrar dosis no deseadas al tejido sano o de no irradiar partes del volumen blanco, con respecto a las probabilidades de sobreirradiación, subirradiación o no homogeneidad de la dosis de tratamiento. Las exposiciones potenciales del paciente también son clasificadas de acuerdo con su impacto, cuantificando aquellos errores o fallos que tienen probabilidad de incidir únicamente sobre un tratamiento individual, los que afectan todo el curso del tratamiento de un único paciente y los que afectan a todos los pacientes tratados en una unidad oncológica.

RESULTS OF THE PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT TO THE COBALT-THERAPY PROCESS

Abstract

This paper presents the results of the Probabilistic Safety Assessment (PSA) to the cobalt Therapy Treatment Process in the Oncological Unit of Pinar del Río city to evaluate occupational, public and medical exposures during cobalt therapy treatment. Equipment's failures modes and human error were evaluated for each system and treatment stage aimed at obtaining an exhaustive list of the deviations with a reasonable probability to occur and may produce significant adverse outcomes. The lowest exposures probabilities correspond to the public exposures during the treatment process; around E-10 per year, being the workers exposures around E-04 per year. Regarding the patient, exposures frequencies vary in dependence of the extent to which the error affect individual treatment, individual patients, or all the patients treated on a specific unit.

Key words: probabilistic estimation, risk assessment, radiotherapy, accidents, human populations, radiation protection, patients, personnel dosimetry, occupational exposure, occupational safety

INTRODUCCIÓN

Durante los últimos años se ha publicado sobre diversos accidentes ocurridos durante el tratamiento con radioterapia [1-3]. El análisis retrospectivo de estos accidentes ha permitido conocer cuáles han sido sus causas y factores contribuyentes, a la vez que han identificado una serie de medidas de seguridad que contribuyen a prevenirlos.

Sin embargo, la investigación de los accidentes ocurridos, aunque imprescindible,

no es suficiente, ya que no contempla otros sucesos que, o no han tenido lugar o no se han dado a conocer, pero que son igualmente posibles. Se requiere por tanto, la aplicación de una metodología sistemática que anticipe estos posibles sucesos, y que identifique otras posibles combinaciones de fallos de equipo y errores humanos que eventualmente pueden conducir a una exposición accidental, con el objetivo de aumentar la defensa en profundidad de la práctica y minimizar la probabilidad de ocurrencia de accidentes durante el tratamiento con radioterapia.

ÁMBITO REGULATORIO

El análisis probabilista de seguridad (APS) [4] es una metodología que combina diferentes herramientas para realizar una investigación sistemática, exhaustiva y estructurada de los diferentes escenarios de riesgos que pueden conducir a un evento no deseado (secuencias accidentales) a partir de la ocurrencia de fallos de equipos o errores humanos (sucesos iniciadores de accidentes).

El trabajo presenta una información general sobre los resultados de la aplicación de la metodología de APS al proceso de tratamiento con cobaltoterapia en la Unidad Oncológica de Pinar del Río.

METODOLOGÍA

Las técnicas de APS permiten evaluar de forma sistemática el diseño y operación de los equipos, estructuras, e instalaciones para garantizar que todos los peligros que puedan provocar una consecuencia inaceptable sean evaluados adecuadamente, y que se identifiquen las medidas de seguridad correspondientes.

Consecuentemente, el principal objetivo de un APS consiste en proporcionar información cualitativa y cuantitativa acerca de las interioridades del diseño y funcionamiento de una instalación, incluyendo la identificación de los principales contribuyentes al riesgo y la comparación de opciones para incrementar la seguridad. Las técnicas de APS son particularmente útiles para distinguir los aspectos importantes para la seguridad de los no importantes, determinando la magnitud del riesgo, fundamentalmente el riesgo relativo, así

como las prioridades para la asignación de recursos.

Para desarrollar los modelos correspondientes, es necesario tener información detallada acerca del diseño y operación de la instalación. Los modos de fallo se identifican a través de diferentes herramientas, entre las que se encuentran el análisis de modos y efectos de fallo (FMEA), arboles de eventos (AE), árboles de fallos (AF), y análisis de fiabilidad humana (AFH).

Los análisis probabilistas de seguridad [5] comienzan con la identificación de una serie de eventos postulados, denominados sucesos iniciadores de accidentes que potencialmente pueden conducir a las consecuencias inaceptables o exposiciones accidentales que se detallan en la tabla 1.

Para cada suceso iniciador considerado en el APS, se deben identificar las funciones de seguridad previstas para prevenir o mitigar la ocurrencia de los eventos indeseados. Los sucesos iniciadores de accidente se agrupan en correspondencia con dichas funciones de seguridad, para que cada grupo de sucesos iniciadores se pueda representar por un mismo árbol de eventos. Los árboles de eventos identifican en forma gráfica las combinaciones de eventos tope que pueden conducir a las consecuencias inaceptables, las cuales se denominan secuencias accidentales. La frecuencia de cada secuencia accidental se calcula como la combinación de la frecuencia del evento iniciador por la probabilidad del evento tope.

Tabla 1. Eventos indeseados durante el tratamiento

Consecuencias	Definición
Exposición ocupacional	Z _{1,1} : cualquier dosis accidental no prevista en las condiciones normales de operación de la unidad
Exposición al público	Z _{2,1} : cualquier dosis mayor o igual que de 1 mSv
Exposición al paciente	Z _{3,1} : mayor dosis que la permitida al volumen blanco
	Z _{3,2} : menor dosis que la permitida al volumen blanco
	Z _{3,3} : dosis no permitida a tejido normal
	Z _{3,4} : no irradiadas partes del volumen con tratamiento
	Z _{3,5} : dosis no homogéneas en todo el volumen blanco
Duración de la exposición al paciente	A: episódica individual: afecta únicamente al tratamiento diario de un paciente
	B: programática: afecta a toda o una gran parte del curso del tratamiento al paciente
	C: sistemática 1: afecta a todos los pacientes tratados durante un mes
	D: sistemática 2: afecta a todos los pacientes tratados durante un año
	E: sistemática 3: afecta a todos los pacientes tratados durante más de un año

ÁMBITO REGULATORIO

Cuando existen suficientes datos para estimar la probabilidad de cada evento tope, la solución aritmética es más directa. En caso contrario, se desarrollan árboles de fallo, que representarán de forma gráfica las causas raíces de un evento tope (fallos de equipo o errores humanos), combinándose a través de compuertas lógicas. La lógica booleana se utiliza para calcular la probabilidad de evento tope. Una vez que las secuencias accidentales se han cuantificados, se realizan análisis de sensibilidad para determinar los eventos más significativos desde el punto de vista de la seguridad.

RESULTADOS

Se calcularon las frecuencias de cada una de las secuencias accidentales, a través de la combinación lógica de los eventos iniciadores con el éxito o fallo de los eventos topes (conjuntos mínimos de fallo), los cuales dan lugar a la secuencia accidental. Las frecuencias asignadas a los sucesos iniciadores y las probabilidades asignadas a cada evento se combinaron para calcular la frecuencia de cada secuencia. El proceso de evaluación utilizó datos genéricos y probabilidades de errores humanos conservadores. Las secuencias accidentales se combinaron a través de árboles de fallo.

En la figura 1 se muestran las probabilidades de ocurrencia de cada uno de los eventos indeseados o exposiciones accidentales.

Las menores probabilidades de exposición corresponden a las probabilidades de exposición del público durante el proceso de tratamiento (Z21), la cual es del orden de E-10, y la exposición del trabajador, que es del orden de E-04.

En este último, el 90% de las combinaciones de fallos están asociadas al atascamiento de la fuente, fundamentalmente relacionados con el fallo de las válvulas solenoides del sistema neumático combinados con la no utilización del dosímetro radiológico y cuando no se presta suficiente precaución durante el retorno de la fuente con la barra T.

Con respecto al paciente, predominan las probabilidades de Z33 (dosis no permitida a tejido normal) y de Z34 (no irradiadas partes del volumen blanco). No obstante, para analizar los resultados de las diferentes exposiciones del paciente, conviene diferenciarlas en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia, es decir, si la exposición es episódica, programática o sistemática, lo cual se presenta en las figuras 2 a la 6, para cada una de las exposiciones del paciente.

Respecto a la probabilidad de sobreirradiación (figura 2), son altamente predominantes la probabilidad de que el paciente reciba mayor dosis que la permitida durante todo el curso del tratamiento (Z31B) y seguidamente durante un solo día del tratamiento (Z31A).

Las probabilidades de que todos los pacientes reciban mayores dosis que la permitida por un error en alguna de las etapas del proceso de tratamiento son muy inferiores.

Entre los principales contribuyentes a Z31A y Z31B, además de la presión asistencial, se encuentran la verificación de la planificación por un físico médico y la existencia de un simulador.

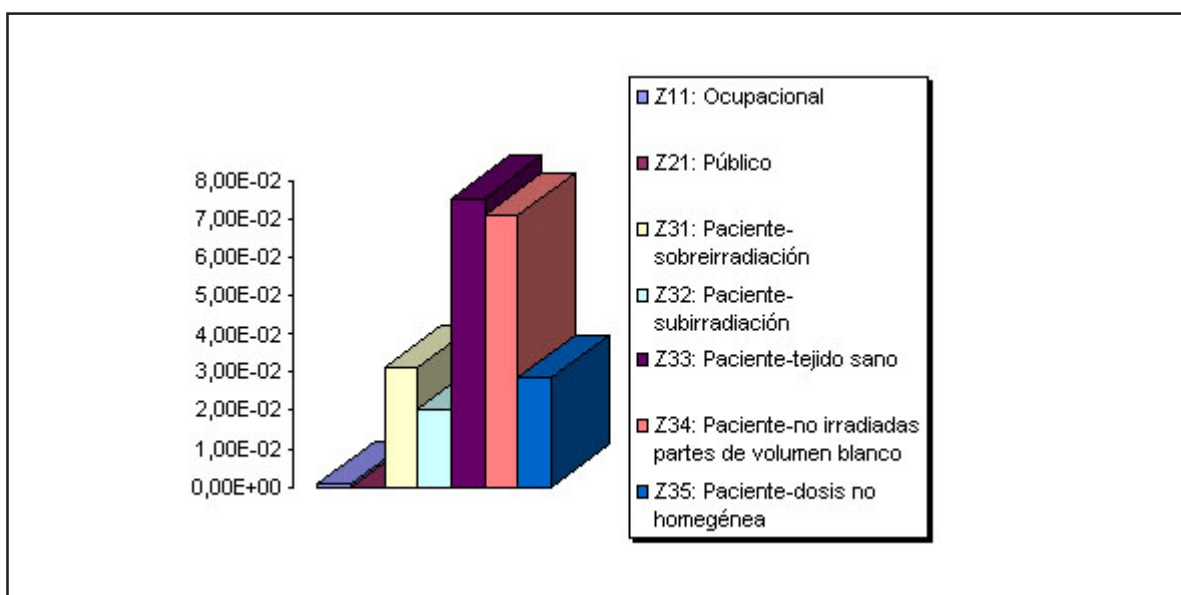


Figura 1. Probabilidades de las exposiciones accidentales durante el tratamiento.

ÁMBITO REGULATORIO

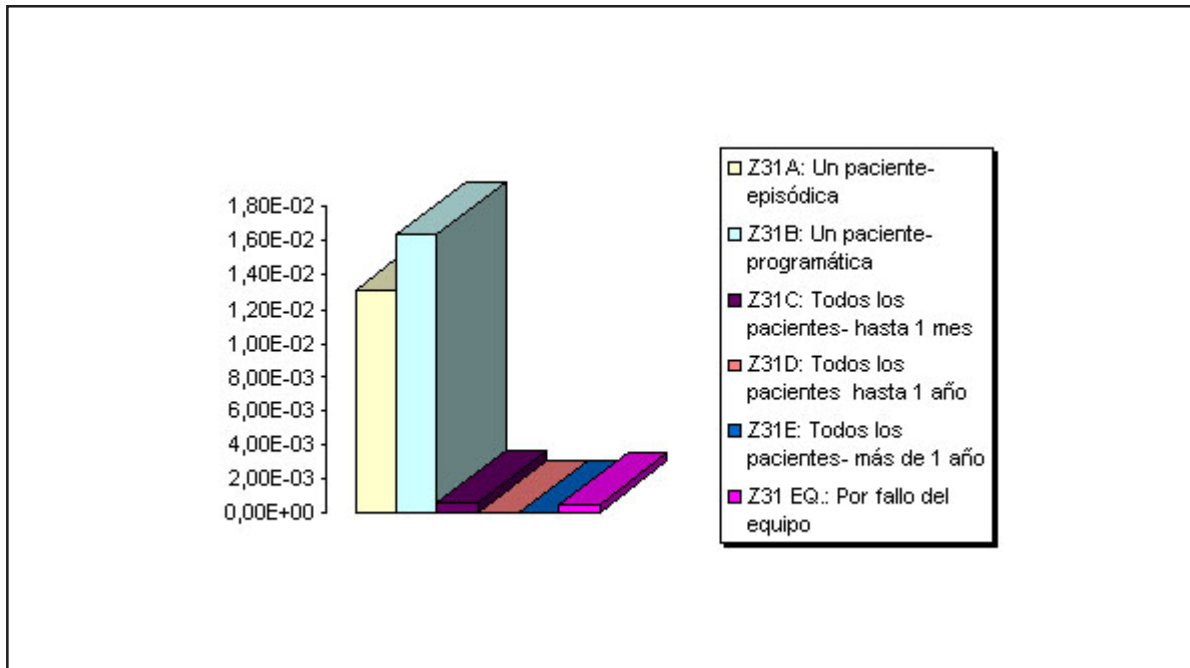


Figura 2. Probabilidades de sobreirradiación del paciente en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia.

En el caso de la subirradiación (figura 3), predomina la probabilidad de que reciba menor dosis que la permitida durante todo el tratamiento. La probabilidad de subirradiación por fallos de equipos se eleva por la indisponibilidad del suministro eléctrico, aunque en éste caso afecta únicamente al paciente de forma episódica.

En cuanto a las probabilidades de afectación del tejido sano (figura 4) y de no irradiar partes del volumen blanco (figura 5), son altamente predominantes las probabilidades de afectación de forma episódica (Z33A, Z34A) y programática (Z33B, Z34B), y en mucho menor orden las probabilidades de afectaciones a todos los pacientes.

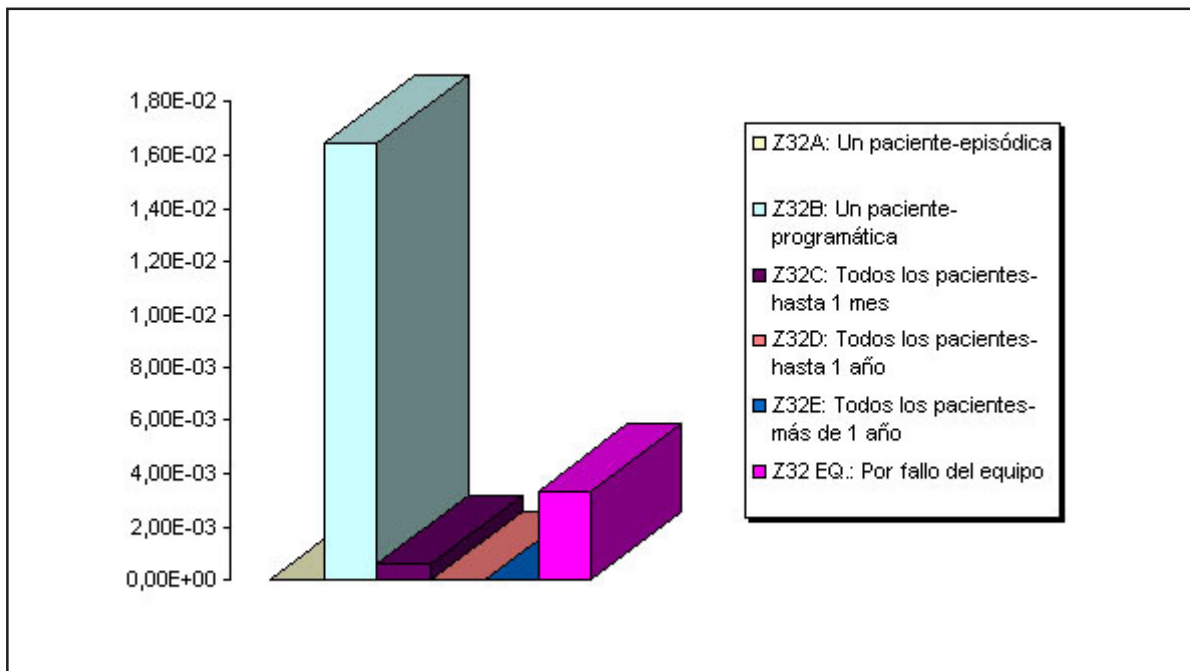


Figura 3. Probabilidades de subirradiación del paciente en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia.

ÁMBITO REGULATORIO

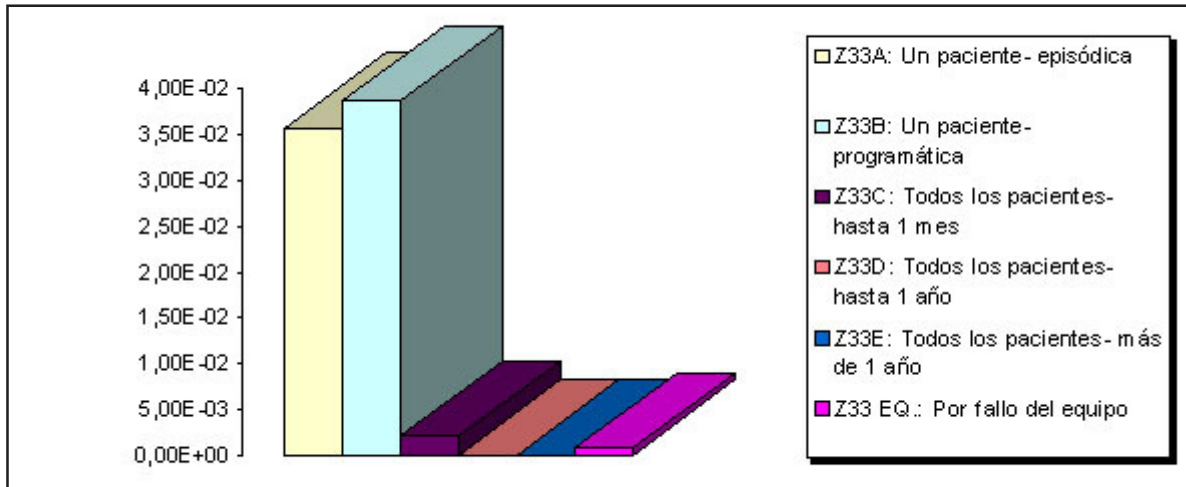


Figura 4. Probabilidad de dosis no permitida a tejido sano del paciente en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia.

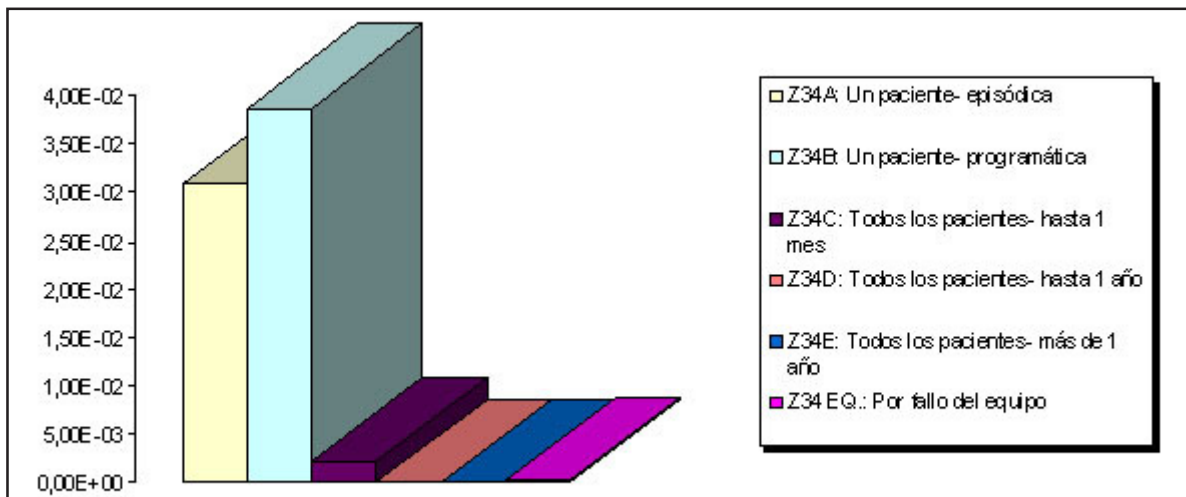


Figura 5. Probabilidad de no irradiar partes del volumen blanco del paciente en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia.

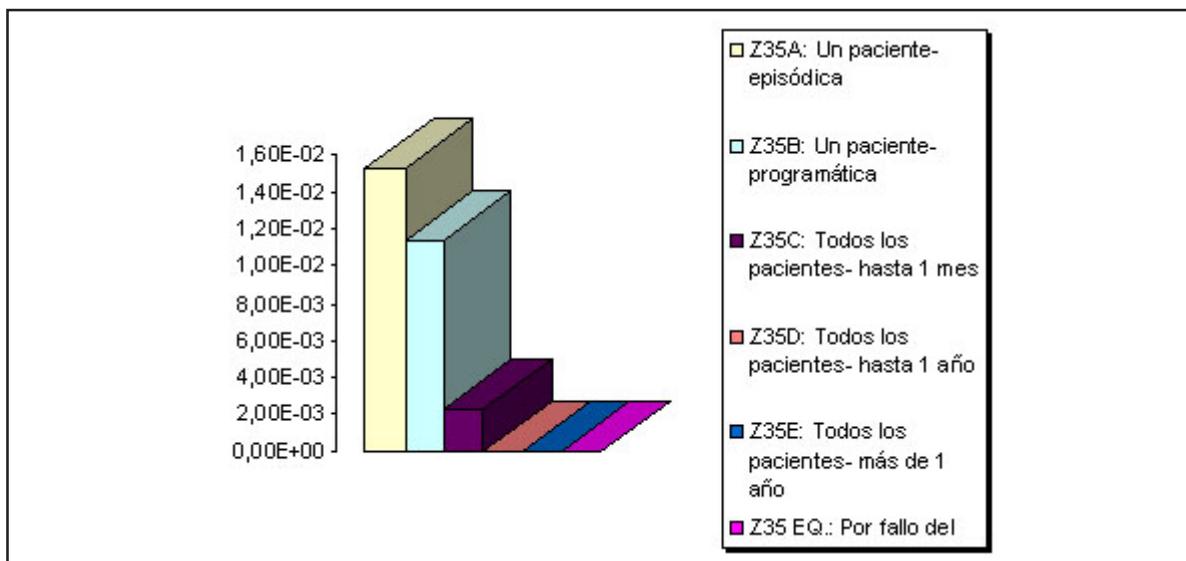


Figura 6. Probabilidad de no homogeneidad en todo el volumen blanco del paciente en función de la incidencia y frecuencia de ocurrencia.

Finalmente, con respecto a la no homogeneidad de las dosis, a diferencia de los casos anteriores, en esta ocasión aumenta sensiblemente la probabilidad de afectación sistemática a todos los pacientes (Z35A), en lo cual influyen fundamentalmente las probabilidades de error en la introducción de cambios a ficheros residentes.

DISCUSIÓN

El objetivo fundamental de la cuantificación es la categorización de los distintos eventos indeseados y las probabilidades de errores en las etapas del proceso de tratamiento, por su importancia, lo cual posibilita su atención diferenciada y priorizada, es decir, no son estimaciones precisas del valor absoluto de los riesgos, sino valoraciones comparativas para diferenciarlas por su importancia y clasificarlas dentro de intervalos amplios de frecuencias y consecuencias.

Los histogramas de riesgo se deben ver como una herramienta para la toma de decisiones referente a la propuesta de mejoras de seguridad y al establecimiento de prioridades en la introducción de dichas mejoras, por lo que las evaluaciones que se hagan sobre la base de los resultados del estudio se deben basar en las valoraciones relativas (% de contribución al riesgo), más que en los valores absolutos.

La esencia del APS es diferenciar por su importancia a los contribuyentes y áreas de riesgo para establecer prioridades en la atención a los problemas de seguridad y conocer en qué áreas se deben concentrar los esfuerzos y recursos para mejorar la seguridad en forma sensible.

Los histogramas para cada tipo de riesgo no se deben utilizar como fundamento para desatender la seguridad de etapas del tratamiento o contribuyentes al riesgo de menor importancia relativa. Sólo se deben utilizar para establecer prioridades o enfatizar en las etapas y contribuyentes más importantes, al introducir mejoras o evaluar y auditar aspectos de la seguridad.

CONCLUSIONES

El estudio establece que las técnicas de APS pueden eficaz y razonablemente representar el riesgo asociado al proceso de tratamiento con cobaltoterapia, aunque hay algunas debilidades

en la aplicación metodológica que requieren investigaciones más específicas.

Estas debilidades se deben a que los APS clásicos como los de centrales nucleares se han utilizado en sistemas complejos diseñados para operar con un alto nivel de automatización. Por otro lado el tratamiento con cobaltoterapia es un sistema relativamente simple con una interrelación humana multidisciplinaria significativa. Existen por consiguiente limitaciones prácticas en los métodos, modelos y datos para evaluar las actuaciones humanas, las dependencias humanas, y los problemas organizativos y de gestión.

Los errores humanos son dominantes y el físico médico juega un decisivo rol en la prevención de exposiciones accidentales. Asimismo, también es importante el conocimiento de los médicos de todo el proceso de tratamiento.

La mayoría de las exposiciones accidentales se pueden prevenir con la aplicación sistemática de sistemas de aseguramiento de la calidad, extendidos a la verificación de todo el proceso de tratamiento para evitar la implementación incompleta del programa de aseguramiento de la calidad. Son extremadamente importantes el doble chequeo y las verificaciones independientes que proveen la defensa en profundidad. Muchos, de los accidentes se pueden evitar con mediciones *en vivo*, que es un método efectivo para verificar la calidad de todo el proceso de tratamiento. Se debe poner especial énfasis en los cambios del personal, para evitar la transferencia incorrecta de información sobre los procedimientos de tratamiento y calibración.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] ORTIZ, P., Lessons learned form accidental exposures in radiotherapy, IAEA Safety Reports Series No. 17 (2000).
- [2] IAEA, Investigation of an accidental exposure of radiotherapy in Panama, STI/PUB/1114, 2001
- [3] IAEA, Accidental overexposure of radiotherapy Patients in San José, STI/PUB/1027, 1998.
- [4] VILARAGUT, J., FERRO, R., Metodología para la aplicación de las Técnicas de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) a las unidades de cobaltoterapia en Cuba. IAEA C&S Papers Series 7/P. 2001.
- [5] IAEA, Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities, IAEA-TECDOC-1267, 2002.

Recibido: 7 de noviembre de 2003

Aceptado: 10 de junio de 2004

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA PRÁCTICA MÉDICA BASADA EN LOS REQUERIMIENTOS DE LA NORMATIVA VIGENTE

Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, José Quevedo García, Pedro Díaz Guerra, Yamil López Forteza
Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504 e/ 5ma. y 7ma Ave. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
cruz@cnsn.cu

Resumen

El trabajo presenta los resultados de la revisión de la seguridad en las entidades usuarias a la luz de la nueva normativa cubana sobre radioterapia y medicina; la misma se ha basado en el análisis de la documentación presentada por las instalaciones de radioterapia y medicina nuclear existentes en el país a propósito de solicitar sus respectivas licencias, así como en la evaluación de los resultados de las inspecciones periódicas realizadas a estas entidades. Para la evaluación se desarrolló una metodología que permitió identificar las no correspondencias existentes en cada una de las entidades con respecto a los requisitos de la nueva normativa. La metodología, al categorizar las no correspondencias en función de su importancia para la seguridad, posibilita establecer una secuencia de soluciones a los problemas detectados de acuerdo con su importancia para la seguridad, optimizando los limitados recursos existentes en Cuba. Se concluyó que a pesar de las no correspondencias identificadas no existen impedimentos que, desde el punto de vista de la protección radiológica, comprometan la ejecución de ambas prácticas.

CURRENT RADIATION PROTECTION REQUIREMENTS GOVERNING THE USE OF RADIOACTIVE SOURCES FOR MEDICAL PURPOSES

Abstract

The present paper shows the results of the evaluation of the safety carried out for the users' institutions in the light of the new regulations. Such evaluation was based in the analysis of the documentation submitted by users when applying for licence, as well as on the results of the periodic inspections conducted by the regulatory authority. This paper developed a methodology for identifying the non correspondences with the requirements in the regulation prevailing in each one of the users' institutions. Categorizing the non correspondences as function of its importance for the safety, the methodology makes it possible to establish a prioritization order in resolving such non correspondence, and the optimization of the existing limited resources in the country can be achieved. This paper considered that in spite of the non correspondence identified, the safety in the development of the practice is not compromised.

Key words: radiation protection, radiotherapy, recommendations, national government, regulatory guides, safety standards, nuclear medicine, licensing, nuclear facilities

INTRODUCCIÓN

Con la aprobación, del reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica y de las guías para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la radioterapia y para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la medicina nuclear se completó la base normativa fundamental que regula la realización de estas dos prácticas en la República de Cuba. Los principios de esta normativa están en total correspondencia con las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica y la Organización Mundial de la Salud. A fin de establecer una política de implementación que tome en consideración las posibilidades concretas existentes en el país para

cumplir de forma gradual los requisitos que se establecen en esta normativa, la autoridad reguladora cubana (CNSN) realizó un estudio de aplicabilidad cuyos resultados se presentan en este trabajo.

La puesta en vigor de toda nueva normativa siempre impone a sus usuarios la necesidad de implementar, en un plazo razonable de tiempo, todo nuevo requisito que establece.

Tratándose del establecimiento de nuevas regulaciones de protección radiológicas, las buenas prácticas internacionales recomiendan la ejecución de una revisión de seguridad con la finalidad de establecer en qué medida los usuarios satisfacen los nuevos requisitos

ÁMBITO REGULATORIO

impuestos y en particular valorar las posibilidades de cumplimiento de estos.

En este trabajo se utilizan los elementos propuestos en la Guía de Seguridad del OIEA 50-SG-012 Rev. 1 [1], debidamente adaptados al caso de las instalaciones radiactivas y se establecen en general las etapas siguientes:

- I) Identificación de los nuevos requisitos de la normativa que las entidades no cumplen (no correspondencias).
- II) Categorización de estas no correspondencias en función de su importancia para la seguridad.
- III) Elaboración, sobre la base de la categorización realizada, de un plan de acción que permita superar las no correspondencias identificadas.

Para la ejecución del plan de acción se establecen prioridades basadas en la clasificación de las no correspondencias atendiendo a las categorías siguientes:

- S1: no correspondencias que tienen una alta incidencia para la seguridad y requieren ser implementadas en un plazo breve.
S2: no correspondencias que tienen una baja incidencia para la seguridad y podrán ser resueltas a mediano plazo.
S3: no correspondencias que tienen muy baja incidencia para la seguridad y que un análisis costo-beneficio considera que no es posible o necesario resolver.

También se evalúa el impacto de la puesta en vigor de las guías para la implementación de los reglamentos de seguridad en las prácticas de la radioterapia y medicina nuclear. Se cumplimentaron las etapas I) y II) de una revisión de seguridad que, aunque abarca gran parte del universo de usuarios, resulta preliminar por cuanto tiene por objetivo promover entre los usuarios la realización de sus propias revisiones de seguridad con vistas a establecer en cada caso su propio plan de acción que permita la efectiva implementación de la nueva normativa.

METODOLOGÍA

Para cada usuario específico se evaluó el cumplimiento de todos y cada uno los requisitos aplicables de la Guía. La evaluación se realizó sobre la base del análisis de toda la información de la autoridad reguladora, fundamentalmente la presentada por los usuarios al solicitar las correspondientes licencias, e incluye además los resultados de las inspecciones periódicas realizadas a las entidades. Los resultados de esta evaluación se clasifican, para cada entidad por separado, como requisitos cumplidos y no cumplidos y representan la situación actual de las entidades usuarias con relación a la aplicación inmediata de las guías.

Los requisitos no cumplidos son considerados no correspondencias y se clasificaron en correspondencia con las categorías antes expuestas. En la categoría S3 quedaron agrupadas las no correspondencias relacionadas con requisitos técnicos relativos a equipos de nueva generación y por tanto se exigirán de forma directa a equipos de nueva adquisición.

El trabajo evaluó el 80% de las entidades de la práctica de radioterapia y el 60% de las entidades de la práctica de medicina nuclear que existen en Cuba.

ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados de la evaluación realizada en el cumplimiento de los requisitos que establece la nueva reglamentación, sobre todo aquellos que no se cumplen actualmente, y que los técnicos y directivos deben atender para garantizar su cumplimiento en el menor tiempo posible.

a) Práctica de radioterapia.

Los resultados de la evaluación del cumplimiento actual de los requisitos de la Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la radioterapia por parte de las entidades, se muestran en la figura 1. Como se aprecia, existe un 26% de los requisitos de la Guía que actualmente no se cumplen.

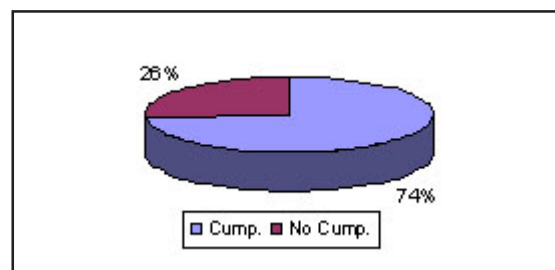


Figura 1. Cumplimiento General.

En la figura 2 se muestra la distribución por categorías de seguridad de las no correspondencias. Se observa que el 75% de las no correspondencias tiene una baja incidencia para la seguridad y se podrá resolver a mediano plazo, mientras que sólo el 20% se debe implementar en breve plazo por su alta incidencia para la seguridad.

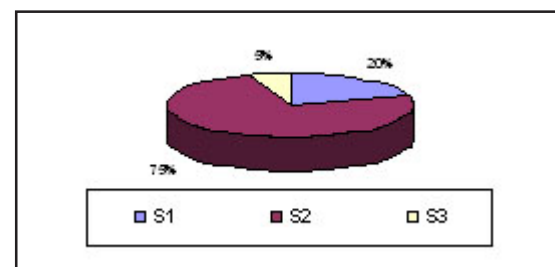


Figura 2. Clasificación de las no correspondencias.

ÁMBITO REGULATORIO

En la figura 3 se presenta el análisis del cumplimiento de los requisitos aplicados por separado a la braquiterapia y a la teleterapia. Se aprecia la situación favorable que presenta la teleterapia y en contraposición la necesidad evidente de elevar el nivel de seguridad en la práctica de braquiterapia.

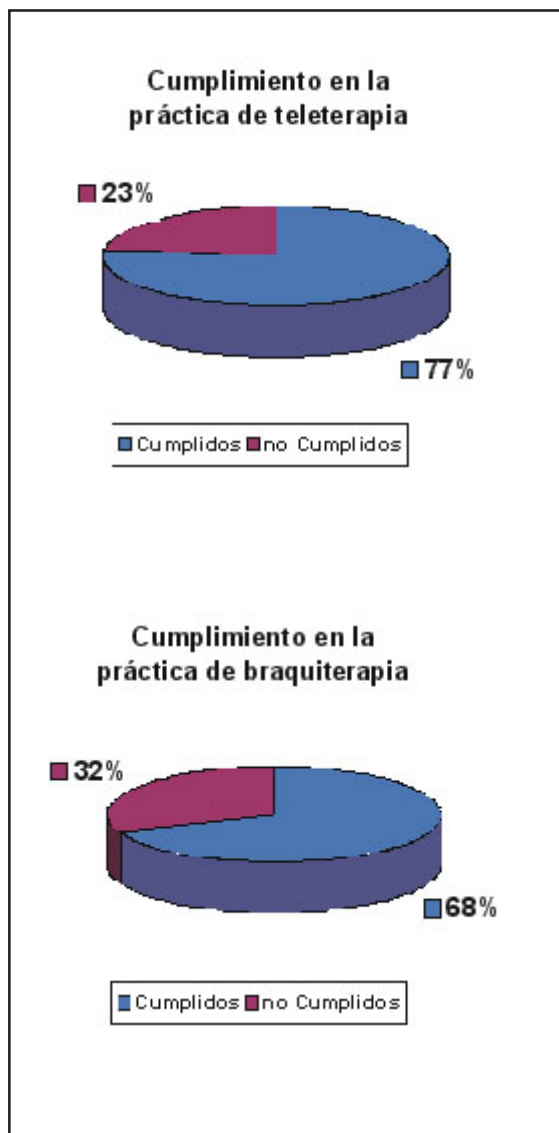


Figura 3. Análisis comparativo entre las prácticas de teleterapia y braquiterapia.

b) Práctica de medicina nuclear.

Los resultados de la evaluación realizada acerca del cumplimiento actual de los requisitos de la Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la medicina nuclear por parte de las entidades se muestran en la figura 4. Como se aprecia, existe un 14% de los requisitos de la Guía que actualmente no se cumplen.

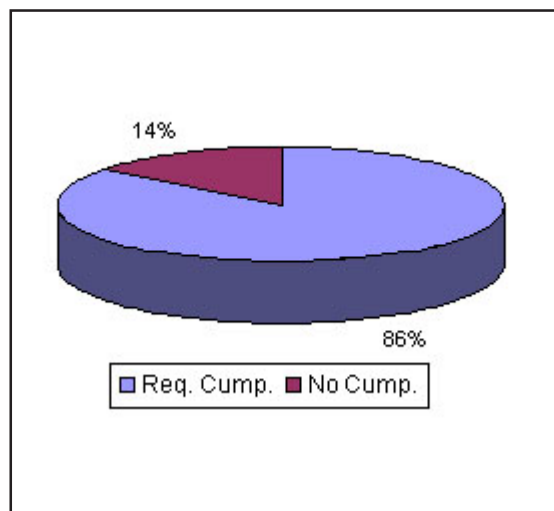


Figura 4. Cumplimiento general.

En la figura 5 se muestra la distribución por categorías de seguridad de las no correspondencias. El 40% de las no correspondencias tiene una alta incidencia para la seguridad y se deben implementar en un breve plazo, mientras que el 59% tienen una baja incidencia para la seguridad y se podrá resolver a mediano plazo.

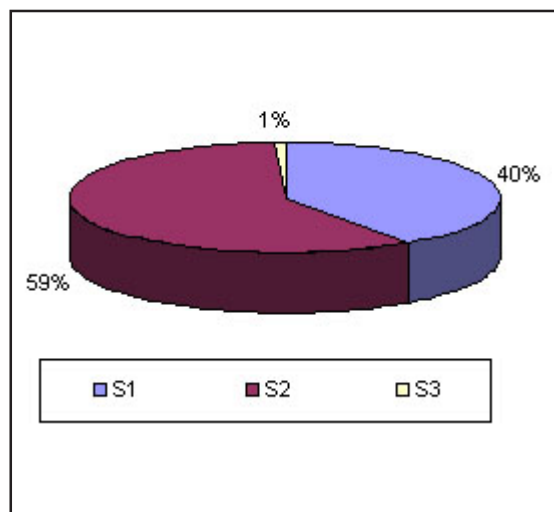


Figura 5. Clasificación de las no correspondencias.

c) Aspectos generales que caracterizan las no correspondencias en ambas prácticas

La existencia de requisitos en la nueva regulación que en la actualidad no se cumplen, requiere de una evaluación particular, sobre todo al evaluar el nivel actual de seguridad en las entidades que prestan servicios en las áreas de radioterapia y medicina nuclear del país.

Un análisis detallado de estos requisitos que no se cumplen demuestra que se refieren, en su inmensa mayoría (80%), a aspectos relativos a la exposición médica. Ello resulta totalmente

aceptable si se tiene en cuenta que la versión de 1997 de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad, elaboradas con la participación de la Organización Mundial de la Salud y la Organización Panamericana de la Salud, difiere de sus antecesoras entre otros aspectos por la precisión con que se aborda este tema por primera vez en una norma internacional, razón por la cual antes de 1997 estos aspectos no se habían reflejado en las documentaciones nacionales y las autoridades reguladoras no exigían su observancia.

CONCLUSIONES

1. Se confirma la utilidad práctica que tiene la ejecución de revisiones de seguridad para la evaluación de la aplicabilidad de las nuevas normativas de seguridad radiológica.
2. Se confirma la factibilidad de que las entidades del país puedan implementar, a mediano plazo, el 95% de los requisitos establecidos por la Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la radioterapia [2]. Sólo un 5% de los requisitos de la Guía de radioterapia no son alcanzables con los equipos e instalaciones existentes. Los nuevos equipos e instalaciones que se autoricen en el futuro deberán cumplir con estos requisitos.
3. Las no conformidades más importantes en la práctica de radioterapia están relacionadas con la no existencia de simuladores para realizar la planificación de los tratamientos, con la ausencia de fijadores externos para la inmovilización de los pacientes, la no utilización de bloqueadores individualizados, la no realización de pruebas de hermeticidad a fuentes que se utilizan en braquiterapia manual, así como la falta de personal capacitado en algunos servicios de radioterapia, en particular de físicos médicos.
4. Se confirma la factibilidad de que las entidades del país puedan implementar, a mediano plazo, aproximadamente el 99% de los requisitos establecidos por la Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de medicina nuclear [3].

5. Las no conformidades más importantes en la práctica de medicina nuclear están relacionadas con la no disponibilidad de equipos de medición de tasa de dosis y contaminación superficial; con la no disponibilidad en algunos servicios de calibradores de dosis, protectores de elusión de generadores, protectores de jeringuillas y delantales plomados con la falta de protocolos y de personal capacitado para realizar los controles de calidad de la instrumentación, así como de un mecanismo que audite estos controles, y la no existencia de programas de mantenimiento preventivo de los equipos.

6. Los requisitos que no se cumplen se refieren, en su inmensa mayoría (80%), a la exposición médica, lo cual se corresponde con la precisión con la que la comunidad internacional ha abordado este tema a partir de la publicación en 1997 de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad [4].

7. La relación entre los requisitos cumplidos y no cumplidos demuestra la existencia de una política reguladora equilibrada en la incorporación de nuevos requisitos así como la factibilidad de aplicación de ambas guías.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] 50-SG-012, Guía de Seguridad del OIEA, Examen periódico de seguridad de las centrales nucleares en explotación, 1996.
- [2] Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la radioterapia, Centro Nacional de Seguridad Nuclear de Cuba, Resolución 32/2001, marzo 2002.
- [3] Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la práctica de la medicina nuclear, Centro Nacional de Seguridad Nuclear de Cuba, Resolución 33/2001, marzo 2002.
- [4] Serie No 115, Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra la radiación ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación, 1997.

Recibido: 6 de mayo de 2004
Aceptado: 10 de junio de 2004

FORTALECIMIENTO EN CUBA DEL MARCO REGULADOR EN LA PRÁCTICA DE RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL

Yamil López Forteza, José Quevedo García, Pablo Jerez Veguería, Ramón Hernández Álvarez, Yolanda Pérez Reyes,
Cruz Duménigo González, Andrés de la Fuente Puch, Pedro Díaz Guerra, Alma Arnau Fernández

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)
Calle 28, No. 504, e/5ta y 7ma Ave. Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
yamil@cnsn.cu

Resumen

El marco regulatorio cubano en materia de seguridad nuclear y radiológica hasta el año 2002 no había contado con una Guía de seguridad vinculada a la práctica de radiografía industrial. El perfeccionamiento del marco regulador nacional, a la luz de las recomendaciones internacionales y la experiencia nacional de la actividad reguladora de inspección y licenciamiento de esta práctica hizo necesario la elaboración de una Guía de seguridad que permitiera cumplir con los criterios de seguridad establecidos en el reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica, durante la operación de los equipos de radiografía industrial. El presente trabajo expone los principales aspectos que se incluyen en este documento que constituyen de una u otra forma precisiones a lo establecido en el reglamento NBS.

STRENGTHENING OF THE CUBA REGULATORY FRAMEWORK FOR PRACTICE OF INDUSTRIAL RADIOGRAPHY

Abstract

The nuclear and radiological safety regulatory framework in Cuba, until the year 2002, had not had a safety Guide for the industrial X-ray practice. The improvement of our national regulatory framework, following the international recommendations and the national experience in the inspection and license activities of this practice led to the necessity of the existence of a safety Guide that would allow in an effective way to accomplish the safety criteria established in the Basic Safety Standards (BSS), during the operation of the industrial X-ray equipments. This paper exposes the main aspects that are included in this Safety Guide which are, in fact, specifications to the principles established in the BSS.

Key words: regulatory guides, recommendations, radiation protection, industrial radiography, emergency plans, radiation accidents, safety, national control, national government, regulations

INTRODUCCIÓN

La publicación en el 2002 del reglamento cubano Normas Básicas de Seguridad Radiológica (NBS), que estableció los preceptos generales relativos a la protección radiológica de los trabajadores, la población y el medio ambiente durante el empleo de las fuentes de radiaciones ionizantes en la República de Cuba, hizo necesario elaborar una Guía de Seguridad para la práctica de radiografía industrial.

Aspectos precisados en la Guía de seguridad de radiografía Industrial

Organización del documento

En la Guía inicialmente se establece el objetivo y alcance donde se definen las técnicas de radiografía industrial para las cuales se aplican los requisitos de seguridad establecidos en el documento, y las definiciones empleadas sobre aspectos de la práctica de radiografía industrial.

El documento está organizado en tres partes fundamentales, cada una de ellas constituidas por secciones. La Parte I dispone de siete secciones donde se precisan las particularidades de la aplicación del Reglamento a la práctica de la radiografía industrial. La Parte II tiene dos secciones, que particularizan las informaciones necesarias para evaluar las condiciones de seguridad de la práctica. Por último la Parte III tiene una sola sección, que establece los requisitos de capacitación que debe disponer el personal que realiza la práctica.

Parte I. Requisitos generales de la práctica de radiografía industrial

Sección I. Establece:

- Los requisitos generales administrativos relativos a las fuentes de radiación con fines de radiografía industrial, en correspondencia con lo establecido en la Resolución 25/98 del CITMA,

ÁMBITO REGULATORIO

Reglamento: Autorización de Prácticas Asociadas al Empleo de las Radiaciones Ionizantes.

· Los requisitos de protección radiológica para exposición ocupacional y del público entre los cuales se puntualizan las restricciones de dosis para la práctica, estableciéndose 10 mSv por año para los trabajadores que cumplan una jornada laboral de 8 horas o la parte proporcional a este valor cuando la jornada sea menor, y 0,5 mSv por año para miembros del público.

Así mismo establece que, a los fines de garantizar el cumplimiento de los límites de dosis establecidos en el reglamento NBS y las restricciones de dosis establecidas en la Guía, los titulares mantendrán una evaluación sistemática de la dosis efectiva recibida y cumplirán los requerimientos e investigarán los resultados mensuales de dosis efectivas superiores a 1,5 mSv y registrarán los resultados de estas investigaciones; comunicarán a la autoridad reguladora los resultados mensuales de las dosis superiores a 6 mSv, y remitirán a ésta un informe de las medidas tomadas; comunicarán los resultados de dosis acumulada que en cualquier etapa del año superen la restricción de 10 mSv remitiendo un informe de las medidas tomadas; y comunicarán los resultados mensuales de dosis que superen los 100 mSv para lo cual realizarán una investigación especial que incluya una confirmación de la dosis recibida por dosimetría citogenética.

· Los requisitos de dirección y organización para lo relativo a los aspectos técnicos y administrativos necesarios en el correcto desempeño de la práctica.

· Los requisitos y responsabilidades del personal de la práctica de radiografía industrial en el que han sido precisadas e incluidas las obligaciones del responsable de protección radiológica, operador de radiografía y su asistente.

Sección II. Establece:

· Los requisitos de seguridad de las fuentes de radiaciones ionizantes que indican, que sólo se podrán comprar dichas fuentes a proveedores de reconocido prestigio en esta esfera.

· Los requisitos de diseño de las fuentes selladas para uso de radiografía industrial radiactivas que deberán satisfacer la Norma ISO 2919 e ISO 9978 respectivamente.

· Los requisitos generales de diseño de equipos de radiografía industrial con el empleo de fuentes de radiación gamma los que se deberán ajustar a los requisitos establecidos en las normativas nacionales aplicables así como en la Norma ISO 3999.

· Los requisitos de diseño de los equipos de rayos X de radiografía industrial que incluyen los requerimientos de seguridad eléctrica, deberán satisfacer los requisitos establecidos en la norma de la Comisión Electrónica Internacional IEC 204.

· Los requisitos de diseño de instalaciones fijas destinadas a trabajos de radiografía industrial con los aspectos de seguridad sobre el blindaje de las instalaciones. Se especifica que las dosis que reciban los trabajadores y los miembros del público, sean tan bajas como sea razonablemente posible obtener y que en ningún caso se superen las restricciones de dosis establecidas en la Guía.

· Los requisitos generales para el almacenamiento de fuentes y equipos detallan los aspectos de seguridad radiológica y protección física que deberán tener los depósitos de almacenamiento.

Sección III. Establece:

· Los requisitos generales para la operación de equipos y fuentes en la práctica de radiografía industrial y detalla los aspectos específicos de operación para los equipos de radiografía con el empleo de fuentes gamma, rayos X y equipos *crawler*. La Guía establece que durante la exposición se deberá conmutar el equipo dosimétrico a su nivel de mayor sensibilidad; sin abandonar el control de la zona controlada y el operador y su asistente se deberán situar alejados del punto de exposición a una distancia mínima que se garanticen tasas de dosis no superior a los 20 μ Sv/h; situándose siempre que resulte posible, detrás de las barreras de protección disponibles en el área de trabajo, manteniendo siempre el control sobre el panel de mando del equipo de radiografía y la zona controlada y donde se pueda impedir el acceso a la misma de personas durante a la exposición.

· Los requisitos generales de operación de instalaciones fijas de radiografía industrial.

· Los requisitos específicos para la operación con equipos móviles de radiografía incluyéndose los requisitos operacionales durante el transporte de fuentes de radiografía industrial.

Sección IV. Establece:

· Los requisitos de exposición ocupacional definiéndose la clasificación de las zonas de trabajo durante el desarrollo de la práctica. El documento establece como zonas controladas los depósitos de almacenamiento, de fuentes y equipos de radiografía, recintos de irradiación de instalaciones fijas de radiografía industrial, y las

ÁMBITO REGULATORIO

áreas de trabajo en condiciones de campo declaradas como radiológicamente peligrosas que hayan sido acotadas y delimitadas basándose en la medición de tasas de dosis y en su uso planificado.

· Los requisitos de dosimetría personal y estimación de la exposición ocupacional durante las operaciones de radiografía. Con relación al control dosimétrico individual de los trabajadores de las zonas controladas y supervisadas establece la obligatoriedad de uso para evaluar las dosis a cuerpo entero y en los casos de empleo de fuentes radiactivas selladas, la vigilancia radiológica individual incluirá dosímetros para evaluar las dosis en extremidades. Además establece una periodicidad mensual para el cambio de los dosímetros y la evaluación de la dosis ocupacional recibida por los trabajadores.

· Los requisitos de vigilancia radiológica de las zonas de trabajo y los preceptos para su realización. Además enfatiza en los requerimientos para el empleo de los equipos de detección, que deben existir, al menos uno en cada instalación con recintos de almacenamientos de fuentes de radiografía siempre que se encuentre algún equipo almacenado. Este equipo de detección portátil debe medir la energía de la radiación empleada, la tasa de dosis a partir del orden de $0,1 \mu\text{Sv/h}$ y hasta las decenas de mSv/h y que disponga de indicación fuera de escala para intervalos de tasa de dosis entre 10mSv/h y 1000mSv/h .

· Los aspectos relacionados con la verificación de los monitores dosimétricos y las especificaciones de los medios de protección radiológica para el desarrollo de la práctica de radiografía industrial.

Sección V. Establece:

· Los requisitos de exposición del público durante la radiografía industrial, con las restricciones establecidas en el reglamento NBS.

· Los requisitos sobre la gestión de las fuentes radiactivas en desuso y el control de los contenedores que empleen uranio empobrecido como material blindante aún cuando no contengan fuentes de radiografía.

Sección VI. Establece:

· Los requisitos de seguridad relacionados con la exposición potencial y detalla un estudio de seguridad aplicado a las fases de diseño, construcción, operación, mantenimiento y clausura de la instalación de radiografía industrial. Además especifica que la evaluación de la seguridad que se realice, al examinar los aspectos de diseño, funcionamiento de equipos y fuentes empleadas en la radiografía industrial, deberá tener además un análisis de riesgo

que contemple combinaciones de posibles fallos de equipo y errores humanos.

· Los requisitos del programa de garantía de la calidad en radiografía industrial.

Se enfatizó en la Guía el aspecto relacionado con el establecimiento del programa de mantenimiento y verificación de los equipos de acuerdo con lo estipulado por los fabricantes, se deberán verificar como mínimo las conexiones; el control de los dispositivos de bloqueo del movimiento de la fuente; la verificación del estado de los sistemas de control de la fuente, detección de niveles de exposición en el exterior de los contenedores y equipos; verificación del estado del etiquetado de los contenedores y equipos, previéndose su reposición en caso de deterioro; verificación del estado del tubo de control y los tubos guía; verificación de los sistemas de control de los parámetros para la exposición de rayos X; verificación de los sistemas de seguridad e indicadores del panel de control de los equipos de radiografía con rayos X, y la verificación del estado de los cables y mecanismos de sujeción.

El titular deberá realizar un mantenimiento no programado a los equipos de radiografía industrial en casos de que hayan estado sometido a condiciones adversas no previstas por el fabricante, cuando hayan sufrido caídas y golpes que puedan haber afectado algún mecanismo o componente de este para el funcionamiento, en el caso de fallas técnicas o desperfectos y si se ha mantenido sin operación por períodos prolongados de tiempo.

Sección VII

Para garantizar la correcta planificación y preparación de las medidas a tomar en caso de situaciones de emergencia, la Guía establece aspectos esenciales que se deben incluir en los planes a elaborar por el titular. En este sentido especifica que:

· se deberá describir, entre otros aspectos, las acciones que serán tomadas en casos como: fuente trabada en el tubo guía, colimador o próxima a la entrada del contenedor de exposición, desconexión del conjunto de la fuente; conjunto de la fuente trabado en la posición de exposición; robo del contenedor de exposición o del conjunto de la fuente, mal funcionamiento o desperfecto deliberado en el sistema de control de seguridad, pérdida de la integridad de la fuente radiactiva, irradiación accidental de personas por acceso inadvertido a la zona controlada, incendio en el depósito de almacenamiento de fuentes y equipos de radiografía industrial; evento natural (inundación, ciclón) que afecte el depósito de almacenamiento de fuentes y equipos de radiografía industrial; y abandono de fuentes selladas de radiografía industrial.

Parte II. Solicitudes de autorizaciones para la práctica de radiografía industrial

Sección I

La Guía aborda los requisitos específicos relacionados con las autorizaciones requeridas para la práctica de radiografía industrial, y remite a los reglamentos nacionales vigentes donde se establecen los requisitos de autorización y notificación de las prácticas.

Sección II

La Guía especifica para cada tipo de autorización y permisos aquellos aspectos ya establecidos en la Resolución 25/98.

Parte III. Capacitación del personal

Se consideró oportuno enfatizar en la Guía el aspecto relativo a la capacitación del personal operador de radiografía industrial con el objetivo de ganar en claridad en los aspectos de capacitación, la Guía especifica los requisitos de capacitación inicial y continuada del personal que realiza la práctica de radiografía industrial.

En esta parte se establecen los aspectos esenciales a tener en cuenta durante la capacitación del personal y recomienda

incluir en el programa de capacitación la realización de ejercicios prácticos que reflejen las condiciones normales de operación y de emergencia, para aumentar habilidades y destrezas de los trabajadores ocupacionalmente expuestos.

CONCLUSIONES

Se dispone de una Guía de seguridad en la práctica de radiografía industrial cuya entrada en vigor debe permitir a los titulares y a la autoridad reguladora incidir en el mejoramiento de los requisitos básicos de protección y seguridad en esta práctica.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la practica de la radioterapia, Centro Nacional de Seguridad Nuclear de Cuba, Resolución 32/2001, marzo, 2002.
- [2] Guía para la implementación de los reglamentos de seguridad en la practica de la medicina nuclear, Centro Nacional de Seguridad Nuclear de Cuba, Resolución 33/2001, marzo, 2002.
- [3] Reglamento, Normas Básicas de Seguridad Radiológica, enero, 2002.
- [4] Serie No. 115, Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Viena, 1997.

Recibido: 6 de mayo de 2004

Aceptado: 10 de junio de 2004

Los metales pesados han acompañado al hombre durante su historia. Desde épocas remotas (siglo XVI a. n.e.) estos metales han estado asociados al poderío de los imperios y al esplendor de sus culturas.

Los histor
para den
de las ed
Pero en l
cumple p
está sepa
incluso d
uno de lo
que inter
Así pues,
metales p

El uranio
descubie
óxido de
tuvo una
primeras
1939 cua
toman in
liberació
el proyec
que el ur
combusti
muy baja
aumentar
enriquec
cantidad
uranio en
238 y po

Medio sig
miles de
medio m
un proce
por la pr
foráneas

El uranio
proyectil
permiten
material
tanto cal

Cuando
uranio empobrecido arde y se c
tóxicas y radiactivas. Los mecan
las mucosas ciliadas y la immuno
vías respiratorias no protegen l
inhalado. El peligro se deriva pri
capaces de penetrar profundam
produce abundantemente duran
empobrecido.

La Organizaci3n Mundial de la S
concentraci3n de metales pesad
plomo y mercurio. En el caso de
concentraci3n m3xima tolerable
aire.

Estimaciones realizadas indican
uranio empobrecido como cons
inmediatamente despu3s del im
conducir a una aguda intoxicaci3
empobrecido que queda en sus
en el entorno del blanco c3dita entre 0,3 y 30 mil3simas de gramo por metro
c3bico de aire. Como puede observarse estas concentraciones superan
abrumadamente las concentraciones tolerables mencionadas anteriormente.

mejores resultados,

la
ducci3n a

on",
uentes de
Europea

do por hidr3geno
por las calles de
de Islandia, con el fin
emisiones
ambiente, adem3s de
autob3s dotado de
utilizan hidr3geno
ible com3n, es
recto de ECTOS
nsport System),
a (UE)
ertes

a se
rtaci3n
ses
en las
hora la
ta tan
tipo de
za al
con
oyecto
tiliza de
s
tre las
nativas

Hasta ahora estudiadas el
hidr3geno es el que ha dado

Serie Energía

Alerta BOLETÍN INFORMATIVA

CUBAENERGÍA, Centro de Gestión de la Información y Desarrollo de la Energía

Nº. 16

Publicamos trimestralmente datos y hechos relevantes, así como las tendencias y logros científicos de la energética en Cuba y el mundo.

Usted puede solicitararnos la ampliación de un tema publicado o la inclusión de alguno de su interés.

También aceptamos colaboraciones.

Ahora también puede consultarnos de manera electrónica en www.cubaenergia.cu/bol-alert-inf/bol-alert-inf.htm o solicitar su inscripción a nuestro boletín electrónico trimestral.

Para mayor información escribanos a comercial@cubaenergia.cu

publicación trimestral sobre temas de ENERGÍA

Ud. puede adquirir nuestro Boletín mediante venta o suscripción.

Su pago puede ser en efectivo o por cheque.

El precio de venta por ejemplar es \$1.50 MN/MLC

y la suscripción anual (4 Nos) es \$ 5.00 MN/MLC

Para adquirir el Boletín diríjase a:

comercial@cubaenergia.cu

Dirija el cheque en MN a: Centro de Gestión de la Información y Desarrollo de la Energía

Cuenta No 40242110091013 y en MLC a: CITMA-Nuclear: 000855

REVISTAS NUCLEARES DE IMPACTO

- ANNUAL REVIEW OF NUCLEAR SCIENCE (5.471)*
- JOURNAL OF NUCLEAR MEDICINE (4.015)
- RADIOLOGY (3.800)
- NUCLEAR PHYSICS B (3.722)
- EUROPEAN JOURNAL OF NUCLEAR MEDICINE (2.690)
- ATOMIC DATA AND NUCLEAR DATA TABLES (2.545)
- NUCLEAR FUSION (2.475)
- INTERNATIONAL JOURNAL OF RADIATION ONCOLOGY BIOLOGY PHYSICS (2.321)
- RADIATION RESEARCH (2.314)
- PHYSICAL REVIEW C-NUCLEAR PHYSICS (1.842)
- NUCLEAR PHYSICS A (1.821)
- ANTIBODY IMMUNOCONJUGATES AND RADIOPHARMACEUTICALS (1.800)
- RADIOTHERAPY AND ONCOLOGY (1.799)
- AMERICAN JOURNAL OF NEURORADIOLOGY (1.733)
- ADVANCES IN RADIATION BIOLOGY (1.714)
- SEMINARS IN NUCLEAR MEDICINE (1.603)
- PROGRESS IN PARTICLE AND NUCLEAR PHYSICS (1.354)
- ZEITSCHRIFT FUR PHYSIK A-HADRONS AND NUCLEI (1.326)
- RADIOLOGIC CLINICS OF NORTH AMERICA (1.316)
- JOURNAL OF NUCLEAR MATERIALS (1.264)
- NUCLEAR INSTRUMENTS & METHODS IN PHYSICS RESEARCH SECTION A-ACCELERATORS SP (1.188)
- IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE (1.183)
- JOURNAL OF PHYSICS G-NUCLEAR AND PARTICLE PHYSICS (1.142)
- NUCLEAR MEDICINE AND BIOLOGY (1.132)
- NUCLEAR MEDICINE COMMUNICATIONS (1.078)
- RADIOGRAPHICS (1.078)
- CARDIOVASCULAR AND INTERVENTIONAL RADIOLOGY (1.073)
- NUCLEAR INSTRUMENTS & METHODS IN PHYSICS RESEARCH SECTION B-BEAM INTERACTION (1.073)

() * **Factor de Impacto**

INSTRUCCIONES A LOS AUTORES

PARA PUBLICAR EN CIENCIAS NUCLEARES

Los artículos deben tener una extensión máxima de 10 cuartillas incluidas tablas (un máximo de 5) e ilustraciones (un máximo de 5). Se entregarán en disquete, en Word y en Arial 11 a dos espacios. El total de líneas por páginas es 30 como máximo.

Los artículos tendrán el siguiente orden: Resumen (en español e inglés), Introducción, Materiales y Métodos, Resultados, Discusión, Conclusiones, Recomendaciones (opcional), Agradecimientos (opcional), Referencias Bibliográficas y Bibliografía Consultada. Estas secciones deben estar bien definidas, aunque no necesariamente con subtítulos.

Los artículos están sujetos a arbitraje y a la aprobación del Consejo Editorial.

Las contribuciones a la Revista se divulgan sin costo para los autores. Una vez aceptados para su aprobación, los derechos de reproducción (copyright) son propiedad de la casa editorial.

Autor (es): Especificar nombres y dos apellidos, la institución de procedencia y correo electrónico. Los autores deben enumerarse por orden en relación con los experimentos e investigaciones realizadas.

Título: No debe exceder de 100 letras, o 15 palabras, ni contener abreviaturas, fórmulas químicas, ni nombres patentados (en lugar de genéricos). Debe aparecer en español e inglés.

Resumen: No debe exceder de 150 palabras, ni contener siglas, abreviaturas ni referencias bibliográficas. Debe aparecer en pretérito, en español e inglés.

Introducción: Exponer con toda la claridad posible, la naturaleza y alcance de la investigación, revisar las publicaciones pertinentes, indicar el método de investigación si se estima necesario, mencionar los principales resultados de la investigación y expresar la conclusión o conclusiones principales sugeridas por los resultados.

Materiales y Métodos: La mayor parte de esta sección debe escribirse en pasado y dar toda clase de detalles. La finalidad principal es describir y que los resultados sean reproducibles. En los materiales hay que incluir las especificaciones técnicas y las cantidades exactas, así como la procedencia o el método de preparación. Se deben emplear los nombres genéricos o químicos.

Resultados: Debe hacerse una descripción amplia, clara y sencilla de los experimentos, ofreciendo un panorama general pero sin repetir los detalles experimentales de los Materiales y Métodos. Se deben presentar los datos más representativos. La exposición debe redactarse en pretérito.

Discusión: Deben presentarse de forma expositiva los principios, relaciones y generalizaciones que los Resultados indican. Se deben señalar las excepciones o las faltas de correlación y delimitar los aspectos no resueltos. Mostrar cómo concuerdan (o no) los resultados e interpretaciones con los trabajos anteriormente publicados. Deben exponerse las consecuencias teóricas del trabajo y sus posibles aplicaciones prácticas. Resume las pruebas que respaldan cada conclusión. Los tiempos verbales oscilarán entre el presente y el pasado.

Conclusiones: Deben formularse lo más clara posible. Pueden estar incluidas en la Discusión.

Recomendaciones (opcional)

Agradecimientos (opcional): Se debe agradecer cualquier ayuda técnica importante recibida de cualquier persona que haya colaborado en el trabajo, experimento, o provisión de equipos, materiales especiales, y otros. Pueden utilizarse frases como «doy las gracias a ...»

Referencias bibliográficas: Deben enumerarse solo obras importantes y publicadas. Si una referencia parece absolutamente esencial, se podrá añadir al texto entre paréntesis o como nota de pie de página. Deben cotejarse todas las partes de cada referencia contra la publicación original antes de presentar el artículo. Las referencias en el texto deben hacerse con números arábigos entre corchetes en el lugar en que se apliquen y siguiendo un orden consecutivo.

INSTRUCCIONES A LOS AUTORES

Bibliografía consultada: Deben ordenarse alfabéticamente con números arábigos entre corchetes al final del trabajo. Los títulos de las publicaciones periódicas deben adecuarse al sistema INIS (véase EAEA-INIS-11). No deben incluirse las referencias a trabajos no publicados.

Abreviaturas, siglas y símbolos: Deben ser los aceptados internacionalmente. Las abreviaturas y siglas deben explicarse la primera vez que se mencionan. Los símbolos y caracteres griegos, al igual que los subíndices y supraíndices, deben definirse claramente.

Tablas y figuras: Deben ordenarse con numeración arábica e incluirse al final del trabajo. Los términos, las abreviaturas y los símbolos utilizados en las figuras deben ser los mismos que aparecen en el texto. No utilice caracteres, ni símbolos poco frecuentes (son preferibles los círculos, cuadrados o triángulos en blanco o rellenos). Si son muy complejos deben aclararse en una leyenda concisa. Los símbolos y caracteres deben ser claros y de tamaño suficiente, de manera que al reducirlos para la publicación sean legibles.

Ecuaciones y fórmulas: Deben escribirse con precisión, en especial los subíndices y supraíndices. Evite el uso de exponentes complicados y la repetición de expresiones elaboradas.

Unidades: Como norma general deberá emplearse el Sistema Internacional de Unidades y prescindir de símbolos y abreviaturas inadecuados.

PARA PUBLICAR EN OTRAS SECCIONES

Los artículos de las demás secciones de la revista deben tener como objetivo la difusión, con rigor científico y de forma asequible al público en general, de temas relacionados con la energética nuclear, las diversas aplicaciones de las técnicas nucleares, la seguridad nuclear, la protección radiológica, salvaguardias y no proliferación, energía nuclear e información pública, entre otros. Los trabajos no deben exceder las 10 cuartillas, incluidas ilustraciones y tablas. En las tablas e ilustraciones se seguirán las mismas indicaciones que rigen para los artículos de la sección Ciencias Nucleares. Las secciones son las siguientes: Panorama Nuclear, Ámbito Regulatorio, Salvaguardias y No Proliferación, En la Espiral e Innovación Tecnológica.

Los artículos están sujetos a la aprobación del Consejo Editorial.

INFORMACIÓN GENERAL

Los trabajos que no se acepten se devolverán al autor.

Los autores recibirán de forma gratuita un ejemplar de la revista donde aparece publicado su artículo.

VÍAS DE PRESENTACIÓN

En la redacción de la revista:

Calle 20, No. 4111-4113 e/ 18A y 47, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
correo electrónico: nucleus@cubaenergia.cu