

SUMARIO

EDITORIAL

CPHR: 20 años al servicio de la protección radiológica en Cuba <i>Miguel Prendes Alonso</i>	3
--	---

CIENCIAS NUCLEARES

Efecto de la tasa de dosis de radiación sobre la inducción de la respuesta SOS en células de <i>Escherichia coli</i> irradiadas con rayos gamma <i>Elizabeth B. Cuétara Lugo, Jorge Luis Fuentes Lorenzo, Eliseo Almeida Varela, Enrique F. Prieto Miranda, Ángel Sánchez Lamar, Montserrat Llagostera Casal</i>	5
Características hidrodinámicas de clarificadores de alta velocidad de sedimentación por el método de los radiotrazadores <i>José Griffith Martínez, Pedro Flores Juan, Jaime Cuesta Borges, Arnaldo Dámera Martínez, Kenia Ramos Espinosa</i>	9
Utilización del método de árboles de eventos para evaluar la seguridad de instalaciones radiactivas <i>Alejandro Hernández Saiz, Néstor Comejo Díaz, Ernesto Callís Fernández</i>	15
Automatización del monitoreo en tiempo real de la tasa de dosis absorbida en aire debido a la radiación gamma ambiental en Cuba <i>Orlando Domínguez Ley, Olof Kalber, Eduardo Capote Ferrera, Jorge A. Carrazana González, José F. Manzano de Armas, Dolores Alonso Abad, Miguel Prendes Alonso, Juan Tomás Zerquera, Celia A. Caveda Ramos, Orlando Fabelo Bonet, Héctor Cartas Águila, Julio C. Leyva Fernández, Adelmo Montalván Estrada</i>	20
Pruebas tipo al sistema automático de dosimetría termoluminiscente del CPHR <i>René Pernas Salomón, Daniel Molina Pérez</i>	25
Cálculos de blindajes. Optimización vs. paradigmas <i>Néstor Comejo Díaz, Alejandro Hernández Saiz, Alina Martínez González</i>	30
Cuantificación de la incertidumbre de las mediciones gamma espectrométricas de muestras ambientales y alimentos <i>Jorge Carrazana González, Eduardo Capote Ferrera, Isis M. Fernández Gómez</i>	34

PANORAMA NUCLEAR

Quince años del programa cubano con niños de territorios afectados por el accidente de Chernobil <i>Omar García, Julio Medina</i>	39
Curso nacional de capacitación en seguridad radiológica. Su inserción en el sistema nacional de educación y entrenamiento <i>Néstor Comejo Díaz, Alejandro Hernández Saiz, Ernesto Callís Fernández, Yolanda Pérez Reyes</i>	44
Introducción y desarrollo de la dosimetría biológica en Cuba <i>Omar García, Ana Ilsa Lamadrid, Lourdes Morera, Tania Mandina</i>	49
Gestión de los desechos radiactivos en Cuba <i>Juan Carlos Benítez Navarro, Mercedes Salgado Mojena, Miguel Prendes Alonso</i>	54
Participación de las capacidades de calibración dosimétrica del CPHR en las organizaciones metrológicas internacionales <i>Gonzalo Walwyn Salas, Stefan Gutiérrez Lores, José A. Amayo García, Niurka González Rodríguez</i>	59

ÁMBITO REGULATORIO

RASSYN: sistema de gestión de información para el control de los datos de la seguridad y protección radiológica a escala nacional <i>Maryzury Valdés Ramos, Miguel Prendes Alonso, Alma Arnau Fernández</i>	64
Revistas nucleares de impacto.....	70
Instrucciones a los autores.....	71

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 en Ciencias Químicas José Griffith Martínez, Doctor en Ciencias Físicas Oscar Díaz Rizo, Doctor en Ciencias Químicas José Morín Zorrilla, Doctor en Ciencias Químicas 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 / **Traducción:** Odalys González Solasabal / **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, en CUBACIENCIAS Periódica, en el Sistema de Información LATINDEX y en el ULRICH'S.

SUMMARY

EDITORIAL

CPHR: 20 years at the service of radiation protection in Cuba <i>Miguel Prendes Alonso</i>	3
--	---

NUCLEAR SCIENCES

Effect of radiation doses rate on SOS response induction in γ-irradiated <i>Escherichia coli</i> cells <i>Elizabeth B. Cuétara Lugo, Jorge Luis Fuentes Lorenzo, Eliseo Almeida Varela, Enrique F. Prieto Miranda, Ángel Sánchez Lamar, Montserrat Llagostera Casal</i>	5
Hydrodynamic characteristics of high speed settling clarifiers by radiotracer method <i>José Griffith Martínez, Pedro Flores Juan, Jaime Cuesta Borges, Arnaldo Cámara Martínez, Kenia Ramos Espinosa</i>	9
The use of the event trees approach to conduct safety assessments in radioactive facilities <i>Alejandro Hernández Saiz, Néstor Comejo Díaz, Ernesto Callís Fernández</i>	15
Real time monitoring automation of dose rate absorbed in air due to environmental gamma radiation in Cuba <i>Orlando Domínguez Ley, Olof Kalber, Eduardo Capote Ferrera, Jorge A. Carrazana González, José F. Manzano de Armas, Dolores Alonso Abad, Miguel Prendes Alonso, Juan Tomás Zerquera, Celia A. Caveda Ramos, Orlando Fabelo Bonet, Héctor Cartas Águila, Julio C. Leyva Fernández, Adelmo Montalván Estrada</i>	20
Type testing of the automatic thermoluminescence dosimetry system acquired by CPHR for personal dosimetry <i>René Pernas Salomón, Daniel Molina Pérez</i>	25
Shielding calculations. Optimization vs. Paradigms <i>Néstor Comejo Díaz, Alejandro Hernández Saiz, Alina Martínez González</i>	30
Uncertainty calculation in gamma spectrometric measurements of environmental and foodstuffs samples <i>Jorge Carrazana González, Eduardo Capote Ferrera, Isis M. Fernández Gómez</i>	34

NUCLEAR OUTLOOK

Fifteen years of the cuban program with children from areas affected by the Chernobyl accident <i>Omar García, Julio Medina</i>	39
National training course on radiation safety. Its insertion in the cuban system of education and training <i>Néstor Comejo Díaz, Alejandro Hernández Saiz, Ernesto Callís Fernández, Yolanda Pérez Reyes</i>	44
Introduction and development of biological dosimetry in Cuba <i>Omar García, Ana Ilsa Lamadrid, Lourdes Morera, Tania Mandina</i>	49
Radioactive waste management in Cuba <i>Juan Carlos Benítez Navarro, Mercedes Salgado Mojena, Miguel Prendes Alonso</i>	54
Participation of the dosimetric calibration capabilities of the CPHR in the international metrological organizations <i>Gonzalo Walwyn Salas, Stefan Gutiérrez Lores, José A. Amayo García, Niurka González Rodríguez</i>	59

REGULATORY FRAMEWORK

RASSYN: information management system for the control of the data of the safety and radiological protection on a national scale <i>Maryzury Valdés Ramos, Miguel Prendes Alonso, Alma Amau Fernández</i>	64
Highly rated nuclear journal (impact factor ratings)	70
Information for authors	71

CPHR: 20 años al servicio de la protección radiológica en Cuba

CPHR: 20 years at the service of radiation protection in Cuba

Miguel Prendes Alonso

Director, Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)
Calle 20 No. 4113 e/ 41 y 47, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba,
prendes@cphr.edu.cu

En este 2005 se cumplen 20 años de que un grupo de especialistas del entonces Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) comenzara a consolidar las bases de lo que es hoy el Sistema de Protección Radiológica de Cuba. De esta manera nació el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones conocido como CPHR. En un inicio se comenzó por las actividades de la vigilancia radiológica individual, los estudios de caracterización radiológica preoperacionales de los emplazamientos de instalaciones de envergadura, el estudio de los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes y otras afines. En un breve período de tiempo se asimilaron nuevas funciones, entre las que vale destacar la consolidación y ampliación del sistema regulador, el aseguramiento metrológico de las radiaciones ionizantes, la vigilancia radiológica del territorio nacional y la gestión de desechos radiactivos.



En el año 1990 se decide fortalecer la actividad reguladora del uso de las radiaciones ionizantes en el país, y para ello se crea el Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), quien a partir de ese momento asume esa función. El CPHR quedó, entonces, responsabilizado con brindar a los usuarios de las radiaciones ionizantes, los servicios técnicos que contribuyan a la seguridad en el empleo de estas radiaciones y paralelamente, sustentar el desarrollo científico-técnico de la seguridad radiológica en el país. Como resultado de este proceso, en 1995 se inaugura la sede actual del CPHR en el municipio de Guanabacoa, en La Habana, donde radica su dirección y la mayoría de los laboratorios de calibración y ensayo. Estas facilidades complementaron las existentes para la gestión de desechos radiactivos, creadas en 1990 en las cercanías de Managua, también en La Habana.

La misión del CPHR hoy es "realizar proyectos y servicios competitivos en el campo de la seguridad radiológica y en otros vinculados a la protección de las personas y el medio ambiente". Para ello, contamos con instalaciones y equipamiento capaces de cumplir las exigencias técnicas internacionales para garantizar la calidad de los servicios y proyectos que desarrollamos para el Estado cubano, empresas nacionales y países de la región, entre otros. Nuestro desarrollo no hubiera sido posible sin una activa colaboración nacional e internacional. En los inicios el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) desempeñó un papel fundamental para la transferencia tecnológica y la formación de los especialistas, por ello la actividad que realizamos está en perfecta armonía con los estándares que esta organización promueve. Muchas líneas de trabajo contribuyen a sustentar el nivel alcanzado. Entre ellas está la aplicación de un riguroso programa de aseguramiento de la calidad, la automatización como

This 2005 we are commemorating the 20th anniversary of the Radiological Safety System in Cuba. It started when a group of specialists from the then National Nuclear Research Institute (ININ) began to consolidate its foundations. Consequently, the Centre for Radiation Protection and Hygiene, known as CPHR, emerged. Its beginnings were: individual radiological monitoring, pre-operation studies on the radiological characterisation of sites of important facilities, study on the biological effects of ionising radiation and other related activities. In a very short period of time new duties were taken up, among which it is worth emphasising the consolidation and extension of the regulatory system, the metrological assurance of ionising radiation, the radiological monitoring and the radioactive waste management.

In 1990, it was decided to strengthen the regulatory activity for the use of ionising radiation in the country. The National Centre for Nuclear Safety (CNSN) was created to this end. Then, the CPHR took responsibility for providing ionising radiation users with the technical services that contribute, at the same time, to the safety use of this sort of radiation and, to support the scientific and technical development of radiological safety in the country. As a result of this process, in 1995 the present CPHR's head office was inaugurated in the municipality of Guanabacoa, in Havana City, where its director's office and most of the calibration and test laboratories are located. These facilities complemented the existing ones for radioactive waste management, created in 1990 in the vicinity of Managua, in Havana.

The present mission of the CPHR is "to elaborate competitive projects and provide services in radiological safety and in other fields related to the protection of people and environment". To this end, there are facilities and equipment able to meet the international technical requirements to assure the quality of services and projects developed for the Cuban State, national enterprises and countries of the region, among others. The reached development had not been possible without the active national and international collaboration. In the beginnings, the International Atomic Energy Agency (IAEA) played a fundamental role in the technological transfer and training of specialists. Therefore, the activity we carry out is in perfect harmony with the standards promoted by the Agency. Most of the work contributes to keep the reached level. Among them we have, the application of a rigorous program of quality assurance, automation as a management tool and for the optimisation of technological processes, the work with human resources to raise permanently its

herramienta de gestión y para la optimización de procesos tecnológicos, el trabajo con los recursos humanos para elevar permanentemente su desempeño, motivación y compromiso, una gestión económica dirigida a cumplir con la misión de la institución y servicios de logística eficaces. En cualquier escenario seremos capaces de garantizar que todo el personal expuesto en el país en las prácticas con fuentes selladas, no selladas y equipos emisores de radiaciones gamma, rayos X y beta cuente con una vigilancia radiológica individual externa e interna acorde a estándares internacionales. La vigilancia radiológica ambiental alcanzará un nivel de automatización que permitirá la detección y seguimiento a tiempo real de una contaminación radiactiva provocada por accidentes a escala regional o global. Se dispondrá de las herramientas necesarias para cubrir los requerimientos regulatorios para el control de los materiales con contenido elevado de radiactividad natural (NORM y TERNOM). Se acondicionarán debidamente los desechos y fuentes radiactivas en desuso en una instalación que garantice su almacenamiento prolongado en condiciones de seguridad, disponiendo de una propuesta técnicamente viable para su disposición final.

El control metroológico legal se extenderá a los niveles de radioterapia a través de un servicio de verificación de dosímetros clínicos de referencia. Se tendrá la posibilidad de realizar calibraciones a instrumentos usados en braquiterapia de altas tasas de dosis. La instrumentación dosimétrica usada a niveles de protección radiológica se podrá calibrar en campos de radiación beta, además se podrán calibrar los monitores de contaminación superficial en términos de tasa de emisión superficial. En el campo de la radiología diagnóstica, los servicios de calibración cubrirán la demanda nacional no solo en radiología convencional sino también en mamografía y tomografía computarizada. Se logrará consolidar la diversificación de la actividad científico-técnica a través de proyectos, fundamentalmente, en el área ambiental como: la evaluación de impacto y el empleo de técnicas nucleares y otras, en beneficio y solución de problemas ambientales. La institución constituirá un pilar fundamental para las actividades de educación y entrenamiento en el campo de la protección radiológica a nivel nacional, convirtiéndose en filiar universitaria para los estudios de pregrado y postgrado en la temática.

Es una meta de la organización insertarnos completamente en la comunidad científica internacional a través de proyectos bilaterales y multilaterales con instituciones de prestigio y la activa participación de nuestros especialistas en las actividades de organizaciones internacionales como el OIEA, Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), Comisión Internacional de Magnitudes y Unidades de Radiación (ICRU), entre otras.

Nuestra visión está sustentada en la premisa de que deberá ser flexible a las tendencias técnicas internacionales, las necesidades nacionales y la contribución de todos los que se vinculan con nuestra misión. A 20 años del inicio no estamos plenamente satisfechos, hay mucho por hacer y alcanzar. Solo estamos cumpliendo con lo que el país, las instituciones y las personas que nos han ayudado esperan del Centro. Nuestra meta es dotar al país de un soporte científico técnico de excelencia para la protección radiológica.

performance, motivation and commitment, and an economic management aimed at accomplishing the objectives of the institution and providing effective logistic services. We worked in several development projects aimed at improving the fulfilment of our mission and building our future. In any arena we will be able to guarantee that all the personnel exposed to sealed and non sealed sources and to gamma-, X-ray-, and beta radiation equipment are provided with an external and internal individual radiological monitoring in accordance with international standards. The environmental radiological monitoring will reach an automation level that will enable the detection and follow-up of a radioactive contamination caused by accidents on a regional or global scale. It will have the necessary tools to meet the regulatory requirements for the control of materials with high content of natural radioactivity (NORM and TERNOM). Radioactive wastes and disused sources will be properly kept in a facility guaranteeing its prolonged storage in safe conditions, having a technically viable proposal for their final disposal.

The legal metrological control will be applied in radiotherapy by means of a service for the verification of clinical reference dosimeters. Calibrations of instruments used in high-dose-rate brachytherapy will be made. Dosimeter instrumentation used at levels of radiological safety will be calibrated in beta-radiation fields. In addition, surface contamination monitors, in terms of surface emission rate, will be calibrated. As regards the diagnostic radiology, calibration services will satisfy the national demand not only in conventional radiology but also in mammography and computerised axial tomography. The diversification of scientific and technical activity through projects will be consolidated, fundamentally, in the environmental area, such as: the assessment of impact and use of nuclear techniques and others, to solve environmental problems. The institution will be a fundamental pillar for the education and training activities in the field of radiological safety at national level, thus becoming subsidiary college for pre-graduate and post-graduate studies in this field.

It is a goal of our institution to be completely inserted in the international scientific community through bilateral and multilateral projects with prestigious institutions and the active participation of our specialists in the activities of international organisations such as the IAEA, the International Commission on Radiological Protection (ICRP), the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), among others.

Our vision lies on the premise to be flexible with international technical trends, national needs and the contribution of those who are linked to our mission. After 20 years, we are not totally satisfied. There is too much to be done and to be achieved. Our institution is just fulfilling the expectations of the country, the institutions and the people who have helped us. Our goal is to provide the country with competitive scientific and technical support for radiological safety.

EFFECT OF RADIATION DOSES RATE ON SOS RESPONSE INDUCTION IN γ -IRRADIATED *ESCHERICHIA COLI* CELLS

Elizabeth B. Cuétara Lugo¹, Jorge Luis Fuentes Lorenzo², Eliseo Almeida Varela², Enrique F. Prieto Miranda², Ángel Sánchez Lamar³, Montserrat Llagostera Casal^{4,5}

¹ Centro de Investigaciones Biomédicas (CIBIOMED)
Calle 146 No. 3102, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

² Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear (CEADEN)
Calle 30 # 502, e/ 5^{ta} y 7^{ma}, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

³ Facultad de Biología, Universidad de La Habana, 25 y J, Vedado, Ciudad de La Habana, Cuba

⁴ Universitat Autònoma de Barcelona. Departament de Genètica i de Microbiologia, Edifici C, 08193 Cerdanyola del Vallès (Bellaterra), España

⁵ Centre de Recerca en Sanitat Animal (CReSA), Universitat Autònoma de Barcelona -Institut de Recerca y Tecnologia Agroalimentaria (UAB-IRTA), Bellaterra, 08193 - Barcelona, España

fuentes@ceaden.edu.cu

Abstract

The present work is aimed to study the effect of γ -radiation dose rate on the induction of SOS response in *Escherichia coli* cells. We measured the induction of *sulA* reporter gene in PQ-37 (SOS Chromotest) cells. Lead devises were built with different diameter and these were used for diminishing the dose rate of PX- γ -30 M irradiator. the results show that radiation doses rate significantly modifies the induction of SOS response. Induction factor increases proportionally to doses rate in *Escherichia coli* cells defective to nucleotide excision repair (*uvrA*), but not in wild type cells. We conclude that the dose rate affects the level of induction of SOS response.

EFFECTO DE LA TASA DE DOSIS DE RADIACIÓN SOBRE LA INDUCCIÓN DE LA RESPUESTA SOS EN CÉLULAS DE *ESCHERICHIA COLI* IRRADIADAS CON RAYOS GAMMA

Resumen

El presente trabajo está dirigido a estudiar el efecto de la tasa de dosis de radiación γ sobre la inducción de la respuesta SOS en células de *Escherichia coli*. Para ello, medimos la inducción del gen reportero *sulA* en células de la cepa PQ-37 (SOS Chromotest). Se construyeron dispositivos de plomo de diferentes diámetros para atenuar la tasa de dosis del irradiador PX- γ -30 M. Los resultados mostraron un claro efecto de la tasa de dosis de radiación sobre la inducción de la respuesta SOS. El factor de inducción se incrementó proporcionalmente con la tasa de dosis en las células de *Escherichia coli* deficientes en la reparación por escisión de nucleótidos (*uvrA*) pero no en las de genotipo salvaje. Se concluyó que la tasa de dosis de radiación afecta a la inducción de la respuesta SOS en *Escherichia coli*.

Palabras clave: *escherichia coli*, radiation doses, dose-response relationships, gamma radiation

INTRODUCTION

Radiation dose rate (RDR) is defined as the energy absorbed per unit of mass in a unit of time [1]. Biological effectiveness of ionizing radiation depends on RDR; therefore, RDR is an important factor to consider in radiotherapy and radioprotection [2,3].

Survival of irradiated cells depends on RDR as it has been indicated in different biological models [4]. More recently, it has been demonstrated that the production of double strands breaks (DSB), the principal determinant of death in irradiated cells [5], depend on RDR [6-8]. RDR also affect the gene mutation frequency in mammalian cells [9-15]. Other important endpoints produced by

ionizing radiation in mammalian such as gene expression [16-20], chromosome damage [21-23], and sterility, malformations and prenatal deaths [19, 24], are also modulated by RDR.

SOS transcriptional-fusion based assays in bacteria have been used as biomarkers of genetic damage [25]. They are able to estimate the DNA damage produced by chemicals by measuring the expression of a reporter gene, which could be a fluorescent protein or an enzyme that develops color, fluorescence or bioluminescence in presence of its substrate. SOS Chromotest [26] is the most used among such assays and is also sensitive to detect γ -radiation induced damage [27]. Induction of SOS response depends on: *i*) radiation quality [28]; *ii*) deficiency in repair systems [29]; and *iii*) class of induced SOS genes [30]. Nevertheless, the effect of γ -RDR on induction of *Escherichia coli* SOS response has not been studied until now.

We have previously demonstrated that SOS transcriptional-fusion based assays could be useful in radioprotection studies [31,32] and this was proposed as a useful assay to massive screening of natural radioprotectors. Considering that RDR affects the biological effectiveness of γ -rays and therefore could be an important parameter to consider in radioprotection studies using SOS Chromotest, the present work is aimed to study the effect of conventionally high γ -RDR on the level of induction of SOS response and survival in *Escherichia coli* cells.

MATERIALS AND METHODS

Bacterial strains and culture

Escherichia coli strains used in this study are described in table 1. We used Luria-Bertani as culture media supplemented with ampicillin (100 μ g/ml).

Cultures were allows to growth overnight at 37°C and 100 rpm of shaking. After, they were diluted (1/25) in fresh media and incubated as described above, until OD_{600nm} = 0.4 They were newly diluted (1/20) and distributed in sterile tubes for irradiation.

Gamma irradiation

Irradiation was made using a ⁶⁰Co PX- γ -30 M Russian irradiator at a temperature of 2 \pm 0.5°C, in a range of 50-400 Gy. Cells suspensions were irradiated at different γ -RDR (0.72, 0.96, 1.32, 1.72 and 2.58 KGy/h) using plumbs rings of different thickness. Values of dose for different RDR were calculated using Fricke's dosimeter [34].

SOS Chromotest

The procedure used was described by Quillardet *et al.* [26]. We measured OD_{420nm} in a spectrophotometer ULTROSPEC II (LKB). Values of Induction Factor (IF) were calculated as Quillardet *et al.* [27].

Statistical analysis

Media values of IF and their corresponding standard deviations were calculated for each γ -RDR using Kolmogorov-Smirnov test. ANOVA and variance homogeneity test was also conducted. Values of IF obtained for different RDR were compared by T-*student* test.

RESULTS

Induction kinetic of SOS response in *Escherichia coli* treated with γ -rays was exponential (data not shown), demonstrating that γ -rays are a powerful inductor of SOS response as previously indicate by other authors [35,36].

The table 2 shown the IF values as measure of induced DNA damage in γ -irradiated cells at different RDR. Effect of the γ -RDR on SOS response induction in PQ-37 *Escherichia coli* cells was statistically significant (p<0.05, student test) for doses of 300 and 400 Gy. For dose of 300 Gy, the IF values were comprised between 13 and 24 at the different γ -RDR used, while for dose of 400 Gy, these values were from 9 to 25. The RDR effect was not evident with PQ-30 strain.

Table 1. *Escherichia coli* strains used in this study

Strains	Relevant characteristic	Sources
PQ-30	F ⁻ <i>thr leu his</i> -4 <i>pyrD thi galE galK</i> or <i>galT lac</i> Δ U169 <i>srl300::Tn10 rpoB rpsL rfa trp::Muc⁺ sfiA::Mud(Ap, lac)cts</i>	Huisman and D'Ari [33]
PQ-37	As PQ-30, but <i>uvrA</i> ⁻	Huisman and D'Ari [33]

Table 2. Values of IF¹ of SOS response in PQ-30 and PQ-37 strains for dose range of 50-400 Gy, using different γ -RDR

γ -RDR (KGy/h)	Doses (Gy)							
	50		150		300		400	
PQ-37								
0.72	7.9	0.9	9.6	0.4	12.7	1.1	9.4	2.0
0.96	7.5	1.4	9.3	0.8	10.5	0.7	14.9	1.4
1.32	6.9	2.0	8.7	0.5	14.4	1.9	19.7	2.3
1.72	5.7	0.3	9.8	0.6	17.2	1.0	21.9	2.1
2.58	5.1	0.7	10.4	0.4	23.6	2.6	24.9	3.7
PQ-30								
0.72	2.4	0.2	2.2	0.3	1.2	0.2	9.1	0.6
0.96	2.0	0.1	2.2	0.3	1.4	0.1	7.5	1.8
1.32	2.7	2.0	2.0	0.3	1.5	0.3	8.2	1.3
1.72	2.7	0.4	2.0	0.3	1.7	0.3	7.7	1.7
2.58	3.3	0.5	2.0	0.3	1.9	0.2	9.8	2.1

(1) Mean values and standard deviations within experiments, are presented.

DISCUSSION

Kozubek *et al.* [35] has established that IF obtained using SOS Chromotest assays are directly proportional to the magnitude of DNA damage induced by γ -rays. Our data evidence that, the level of induction of SOS response in PQ-37 *Escherichia coli* varies when cells are irradiated at different γ -RDR. Besides, the assay is able to detect small variations in RDR, indicating that IF is a sensible indicator of radiation induced damage.

Effect of γ -RDR on induced level of DNA damage [7, 8], frequency of mutation [9, 10, 12, 13, 15] and chromosomes alteration [21, 22] have been also demonstrated in mammalian cells. Such studies underline that biological effectiveness of ionizing radiation depends on RDR. However, the effect of γ -RDR was not evident in PQ-30 *Escherichia coli* cells, suggesting that a very sensitive strain to γ -rays is required to detect this effect. Future studies will be necessary to clarify if DNA repair mechanisms are important in cellular response to γ -RDR.

Previous studies [37-39] have indicated that a comprehensive study is needed in order to know the effect of RDR on the main targets of radiation such as: genome integrity, DNA repair and cell cycle regulation. Current results emphasize how relevant is RDR on induction of SOS response, the most complex DNA repair mechanism in prokaryotic, which is also responsible of cell cycle regulation. As modulation of cell cycle and DNA repair using therapeutic compounds can improve radiotherapy treatment [40], studies on SOS modulating compounds using different RDR regimens can provide predictive information useful for eukaryotic cells.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors wish to thanks Mrs. Mercedes Guerra and Gisela Barrera for technical

assistance. This work was supported by the PRN/7-1/3-2002 project of the Cuban Nuclear Agency of the Ministry of Science, Technology and Environment.

REFERENCES

- [1] ROLLEY, D., E., The Atomic Nucleus. Mc Graw-Hill Ed, 1955. USA.
- [2] HALL, E.J., Radiation dose rate: A factor of importance in radiobiology and radiotherapy. British Journal of Radiology 45 (1972)81-97.
- [3] HALL, E.J., BRENNER, D.J., The dose-rate effect revisited: radiobiological considerations of importance in radiotherapy. International Journal Radiation Oncology, Biology and Physics 21 (1991)1403-1414.
- [4] BRYANT, P.E., Changes in sensitivity of cells during exposure to radiation at low dose-rate. International Journal of Radiation Biology 22 (1972)67-73.
- [5] LI L., STORY, M., LEGERSKI, R.J., Cellular responses to ionizing radiation damage. International Journal Radiation Oncology, Biology and Physics 49 (2001)1157-1162.
- [6] DARDALHON, M., NOHTURFFT, A., MENIEL, V., AVERBECK, D., Repair of DNA double-strand breaks in *Saccharomyces cerevisiae* using γ -ray doses-rates: a pulsed-field gel electrophoresis analysis. Int J Radiat Biol 65(1994)307-314.
- [7] FORAY, N., FERTIL, B., ALSBEIH, M. G. A., BADIE, C., CHAUAUDRA, N., ILIAKIS, G., MALAISE, E.P., Dose rate effect of radiation-induced DNA double-strand breaks in the human fibroblast HF19 cell line. International Journal of Radiation Biology 69 (1996)241-249.
- [8] BIDON, N., GEROGES, N., DIETRICH, A., Repair of g-rays induced double-strand breaks in Chinese hamster ovary cells. Mutation Research 379 (1997)67.
- [9] Suzuki, F., Hoshi, H., Horikawa, M., Repair of radiation-induced lethal and mutational damage in Chinese hamster cells, cultured in vitro. Japanese Journal of Genetic 54 (1979)109-119.
- [10] FURUNO-FUKUSHI, I., MATSUDAIRA, H., Mutation induction by different dose rates of γ -rays in radiation-sensitive mutants of mouse leukemia cells. Radiation Research 120 (1989)370-374.
- [11] EVANS, H.H., NIELSEN, M., MENEL, J., HORNG, M.F., RICANITI, M., The effect of dose rate on X-radiation induced mutant frequency and the nature of DNA lesions in mouse lymphoma L5178Y cells. Radiation Research. 122 (1990)316-325.
- [12] LORENZ, R., DEUBEL, W., LEUNER, K., GOLLNER, T., HOCHHAUSER, E., HEMPEL, K., Dose and dose rate dependence of the frequency of HPRT-deficient T lymphocytes in the spleen of the ¹³⁷Cs γ -irradiated mouse. International Journal of Radiation Biology 66 (1994)319-326.
- [13] XING, Y., LINDQUIST, K., LIU, J., CROMPTON, N.E.A., KITANI, H., PATEL, T.C., MARTIN, S.G., ELKIND, M.M., Low dose-rate dependence of the phenotypic and genotypic expression of mutagenesis by ¹³⁷Cs γ -rays. Radiation Oncology Investigations 3 (1995)17-28.
- [14] AMUNDSON, S.A., CHEN, D.J., Inverse dose-rate effect for mutation induction by γ -rays in human lymphoblasts. Int J Radiat Biol 69 (1996)555-563.
- [15] FURUNO-FUKUSHI, I., TATSUMI, K., TAKAHAGI, M., TACHIBANA, A., Quantitative and qualitative effect of γ -rays dose-rate on mutagenesis in human lymphoblastoid cells. International Journal of Radiation Biology 70 (1996)209-217.
- [16] AZZAM, T. S. M, GASMANN, E. I., MITCHEL, M. K,

Use of semiquantitative reverse transcription-polymerase chain reaction to study gene expression in normal human skin fibroblasts following low dose-rate irradiation. *International Journal of Radiation Biology* 67 (1995)135-143.

[17] MELKONYAN, H. S., USHAKOVA, T. E., UMANSKY, S. R., Hsp70 gene expression in mouse lung cells upon chronic -irradiation. *International Journal of Radiation Biology* 68 (1995)277-280.

[18] ROSS, H. J., CANADA, A. L., ANTONIONO, R. J., REDPATH, J. L., High and low dose rate irradiation has opposing effects on cytokine gene expression in human glioblastoma cell lines. *European Journal of Cancer* 33 (1997)144-152 Jan [Medline].

[19] KATO, F., OOTSUYAMA, A., NOMOTO, S., KONDO, S., NORIMURA, T., Threshold effect for teratogenic risk of radiation depends on dose-rate and p53-dependent apoptosis. *International Journal of Radiation Biology* 77 (2001)13-19.

[20] AMUNDSON, S.A., LEE, A.L., KOCH-PAIZ, C.A., BITTNER, M.L., MELTZER, P., TRENT, J.M., FORNACE, A.J., DNA damage and cellular stress responses. Differential responses of stress genes to low dose-rate irradiation. *Molecular Cancer Research* 1 (2003)445-452.

[21] OH H. J., DARROUDI, F., NATARAJAN A.T., Influence of dose rate on low and high LET radiation induced chromosomal aberrations (unstable and stable) in human lymphocytes. *Mutation Research* 379(1997) pS72.

[22] SORESEN, K. J., ZETTERBERG, L.A., NELSON, D.O., GRAWE, J., TUCKER, J.D., The in vivo rate effect of chronic gamma radiation in mice: translocation and micronucleus analysis. *Mutation Research* 457 (2000)125-136.

[23] CASTRO-KREDER, N., VAN BREE, C, FRANKEN, N.A.P., HAVEMAN, J., Chromosome aberrations detected by FISH and correlation with cell survival after irradiation at various dose-rates and after bromodeoxyuridine radiosensitization. *International Journal of Radiation Biology*. 78 (2002)203-210.

[24] MORENO, S.G, DUTRILLAUX, B, COFFIGN, Y. High sensitivity of rat foetal germ cells to low dose-rate irradiation. *International Journal of Radiation Biology*. 77(2001)529-538.

[25] QUILLARDET, P., HOFNUNG, M., The SOS Chromotest: a review. *Mutation, Research* 297 (1993)235-279.

[26] QUILLARDET, P., HUISMAN, O., D'ARI R., HOFNUNG, M., SOS Chromotest, a direct assay of induction of an SOS function in *Escherichia coli* K-12 to measure genotoxicity. *Proc Natl Acad Sci USA* 79 (1982)5971-5975.

[27] QUILLARDET, P., FRELAT, G., NGUYEN, V.D., HOFNUNG, M., Detection of ionizing radiations with the SOS Chromotest, a bacterial short-term test for genotoxic agents. *Mutation Research* 216 (1989)251-257.

[28] KOZUBEK, S., KRASAVIN, E.A., SOSKA, I., DRAVIL,

V., Induction of the SOS response of *Escherichia coli* by heavy ions. *Mutation Research* 215 (1989)49-53.

[29] BREÑA-VALLE M., SERMENT-GUERRERO J., SOS induction by γ -radiation in *Escherichia coli* strains defective in repair and/or recombination mechanisms. *Mutagenesis* 13 (1998)637-641.

[30] FUENTES, J.L., FERRER, M., ALMEIDA, E., PRIETO, E., LLAGOSTERA, M., Inducción de los genes *recA*, *umuC* y *suaA* de *Escherichia coli* por irradiación gamma. *Revista Española de Toxicología* 15 (1998)114-116.

[31] FUENTES, J.L., CAPETILLO N., FERRER, M., PADRÓN, E., ALTANES, S., LLAGOSTERA, M., Radioprotective effect of sodium diethyldithiocarbamate (DDC) and S-2-aminoethyl-isothioronicadenosin-5-triphosphate (adeturon) in γ -irradiated *Escherichia coli* cells. *Mutation Research* 422 (1998)339-345.

[32] ALONSO, A., FUENTES, J.L., PRIETO, E., SÁNCHEZ-LAMAR, A., FERRER, M., BARBE, J., LLAGOSTERA, M., 2004 Antigenotoxic effect of the aqueous extract of *Phyllanthus orbicularis* HBK in γ -irradiated *Escherichia coli* cells. *Recent Progress in Medicinal Plants* 10: (in press).

[33] HUISMAN, O., D'ARI, R., An inducible DNA replication cell division-coupling mechanism in *Escherichia coli*. *Nature* 290 (1981)797-799.

[34] PRIETO, E., CAÑET, F., Aspectos a considerar en el dosímetro Fricke. *Tecnología Química*. Año XI. No 2, (1990)19.

[35] KOZUBEK, S., OGIEVETSKAYA, M.M., KRASAVIN, E.A., DRASIL, V., SOSKA, J., Investigation of the SOS response of *Escherichia coli* after γ -irradiation by means of the SOS Chromotest. *Mutation Research* 230 (1990)1-7.

[36] FUENTES, J.L., PADRÓN, E., DEL SOL R., ALMEIDA E., PRIETO, E., PÉREZ, N., MARTÍN, G., LLAGOSTERA, M., Induction of SOS response in *Escherichia coli* cells with gamma rays. *Nucleus* 21 (1996)11-16.

[37] EL HABIT, O., SHARAF, A., ROUSHDY, H., SABER, H., Occupational exposure to low and elevated doses of ionizing radiation induces an adaptive response in human lymphocyte cultures. *Mutation Research* 379 (1997)66.

[38] HOLMBERG, K., MEIJER, A.N., HARMS-RINGDAHL, M., LAMBERT, B., Chromosomal instability in human lymphocytes after low rate gamma-irradiation and delayed mitogen stimulation. *Mutation Research* 379 (1997)70.

[39] SKOV, K.A., Radioresponsiveness at low doses: hyper-radiosensitivity and increased radioresistance in mammalian cells. *Mutation Research* 430 (1999)241-253.

[40] WEISS, J.F., LANDAUER, M.R., Protection against ionizing radiation by antioxidant nutrients and phytochemicals. *Toxicology* 189 (2003)1-20.

Recibido: 28 de febrero de 2005

Aceptado: 22 de marzo de 2005

CARACTERÍSTICAS HIDRODINÁMICAS DE CLARIFICADORES DE ALTA VELOCIDAD DE SEDIMENTACIÓN POR EL MÉTODO DE LOS RADIOTRAZADORES

José Griffith Martínez¹, Pedro Flores Juan¹, Jaime Cuesta Borges¹, Arnaldo Dámera Martínez², Kenia Ramos Espinosa²

¹Instituto Cubano de Investigaciones Azucareras, Carretera Central Manuel Martínez Prieto, Km 2 1/2 Boyeros, Ciudad de La Habana, Cuba

²Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey, Camagüey, Cuba

jose@ceaden.edu.cu

Resumen

Se brindan los resultados de la evaluación de dos clarificadores de jugo denominado ICINAZ El Rápido y de bajo tiempo de residencia (BTR), instalados en la empresa azucarera "Orlando González" de Ciego de Ávila, empleando el método de los radiotrazadores (Tc-99m). Las pruebas mostraron que el clarificador BTR fue capaz de asimilar toda la capacidad de molienda de la fábrica, manteniendo el patrón de flujo y los tiempos de residencia alrededor de 1 hora. El clarificador ICINAZ El Rápido trabajó todo el tiempo con valores de flujo muy por debajo de la capacidad de la fábrica y tuvo tiempos de residencia cercanos a las 2 horas y un patrón de flujo afectado en ocasiones por la inestabilidad en la molienda. El método de los radiotrazadores fue capaz de detectar diferencias en las salidas de jugo claro del BTR debido a problemas en la construcción de este equipo.

HYDRODYNAMIC CHARACTERISTICS OF HIGH SPEED SETTLING CLARIFIERS BY RADIOTRACER METHOD

Abstract

Results achieved in the evaluation of two high-speed settling cane juice Clarifiers, one denominated ICINAZ The Express and the other one with Low Residence Time (BTR), both located at the sugar factory "Orlando Gonzalez" employing the well established radiotracer method (Tc-99m) are presented. Several trials performed at the two clarifiers demonstrated that the one identified as BTR was capable to assimilate the whole flow capacity of the factory with adequate characteristic of the pattern flux and residence time in the environment of 1 hour. In the other side, ICINAZ The Express Clarifier could only work at relative low flow capacity of the factory with residence time closely to the two hours and achieving occasionally a pattern flux seriously affected by fluctuations in the milling process. The radiotracer method was able to detect certain differences between the two clear juice outlet of the BTR Clarifier, probably due some problems in the construction of this equipment.

Palabras clave: labelling, sugar industry, residence half-time, pattern recognition, radiation flux, technetium 99

INTRODUCCIÓN

El proceso de clarificación consiste en la eliminación de impurezas presentes en el jugo mezclado, formando un precipitado que se separa del jugo claro por decantación.

La clarificación, que se produce en equipos denominados clarificadores es un proceso tan complejo que aún se desconocen muchos de los factores que influyen en él [1].

Existen varios tipos de clarificadores desde los tipo "Dorr" y la variante "Ibañez" [2], desarrollada en Cuba hasta los de bajo tiempo de residencia (BTR) promovidos por el Instituto de Investigación Azucarera de Australia [3]. El objetivo de estos diseños es lograr mayor grado de eficiencia en el proceso de clarificación, es decir, obtener jugos claros, brillantes y libres de materias extrañas (producto de la disminución de materias insolubles en el producto final) y en un alto grado de compactación de la cachaza. Este efecto no

contradice el patrón de flujo disperso en pistón que debe imperar en estas instalaciones y que se deriva del propio proceso de sedimentación que se produce en ellas. (Díaz C.R, Estudio de patrones de flujo en clarificadores de jugo de caña. Resumen referativo, Tesis C. Dr. En Ciencias Técnicas ISPJAE, 1989). Si este aumento de eficiencia se alcanza además en el menor tiempo de residencia del jugo (con la disminución de las posibilidades de inversión de la sacarosa y destrucción de los reductores), el clarificador resultante será muy útil para la industria azucarera.

En Cuba, en los últimos años, se han diseñado y extendido clarificadores, como los de bajos tiempo de residencia (BTR) y el más reciente clarificador denominado El Rápido ambos diseñados por el ICINAZ.

Para evaluar las potencialidades de los clarificadores de asimilar toda la capacidad de molienda de la fábrica es necesario, no solo un balance de los parámetros convencionales del proceso de clarificación (pureza del jugo claro, ph, sólidos solubles, etc.), sino también el establecimiento de las características hidrodinámicas de estas instalaciones como el patrón de flujo y el tiempo de residencia.

El método de los trazadores combinado con la técnica del estímulo-respuesta se ha utilizado en la determinación del patrón de flujo y los tiempos de residencia a través de la función de distribución de tiempos de residencia (DTR) [4,5].

El trabajo tuvo como objetivo realizar una evaluación de estos dos tipos de clarificadores y determinar sus características hidráulicas, aprovechando su instalación en una misma empresa azucarera: "Orlando González" de Ciego de Ávila.

MATERIALES Y MÉTODOS

En todas las pruebas se empleó como radiotrazador el tecnecio 99m (^{99m}Tc), obtenido a partir de un generador decaído de Mo-99/Tc-99m GBTEC del Centro de Isótopos (CENTIS).

El Tc-99m eluido en forma de pertecnetato de sodio, con un período de semidesintegración de 6,02 horas y una energía de sus radiaciones gamma de 140 KeV resulta un trazador ideal para la evaluación de clarificadores de bajos tiempos de residencia [6].

En la mayoría de las pruebas se empleó el método de detección *on line*, mediante el acoplamiento directo de los detectores de centelleo colimados a la salida de los fluidos de la instalación (jugos claros y cachaza) y el posterior recuento de la actividad del trazador (proporcional a su concentración) en equipos de conteo tipo Miniken de Australia.

Con el objetivo de validar los resultados del método *on line* paralelamente, en una ocasión, se empleó la técnica del muestreo discreto [7]. mediante la extracción periódica de muestras de jugo claro en una de las salidas de los clarificadores.

Para el tratamiento de los datos (determinación de la función DTR) y la modelación de las curvas experimentales se empleó el software DTS PRO V4.2 Progepi Francia [8].

Se aplicaron dos procedimientos en la evaluación. En uno de ellos se realiza la evaluación en paralelo de los dos clarificadores para comparar sus características hidráulicas bajo las mismas condiciones de composición del jugo mezclado que alimenta a ambos y en el otro procedimiento, la evaluación se realiza por separado para determinar las potencialidades de cada uno para asimilar toda la molienda de la fábrica.

RESULTADOS

Los volúmenes totales y útiles de cada uno de los clarificadores sometidos a evaluación, de acuerdo con los datos suministrados por la fábrica se resumen en la tabla 1.

Para aplicar el primer procedimiento se evalúan simultáneamente ambos clarificadores bifurcando el flujo total de la fábrica en una proporción de un 40% para El Rápido y un 60% para el BTR, siguiendo el criterio de los tecnólogos de la empresa y los diseñadores principales de estos equipos.

Tabla 1. Datos volumétricos de los clarificadores

Datos Volumétricos	Clarificador BTR	Clarificador El Rápido
Volumen total, m ³ (galones)	199 (52683)	157,65 (41651)
Volumen útil, m ³ (galones)	163 (43215)	146,86 (38800)

Para ello se instaló un detector en la tubería de unión de las dos salidas de jugo claro del BTR, el otro en una posición similar de unión de las salidas de El Rápido. Un tercer detector se instaló en la entrada del clarificador El Rápido, para monitorear la inyección en disparo (instantánea) del trazador, condición indispensable para poder asumir la curva de respuesta de salida (Curva $C(t)$) como la función DTR del sistema [9].

La inyección del ^{99m}Tc ($\approx 1,48$ GBq) se realizó primero junto con la entrada del jugo alcalizado del clarificador El Rápido y 5 minutos después en la antigua entrada del floculante en el clarificador BTR. Se pudo constatar la entrada en disparo del trazador en el clarificador El Rápido por lo tanto la curva $C(t)$ de salida puede representar, después de la correspondiente normalización, la función DTR del clarificador.

Las curvas DTR de las salidas del jugo claro de ambos clarificadores se muestran en las figuras 1 y 2.

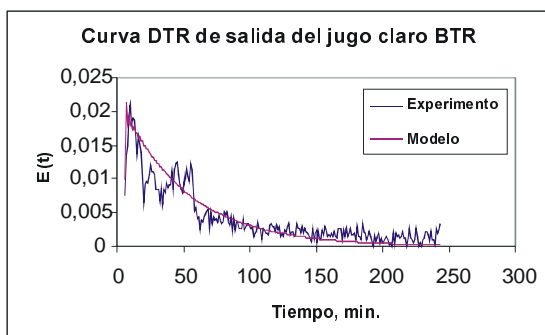


Figura 1.

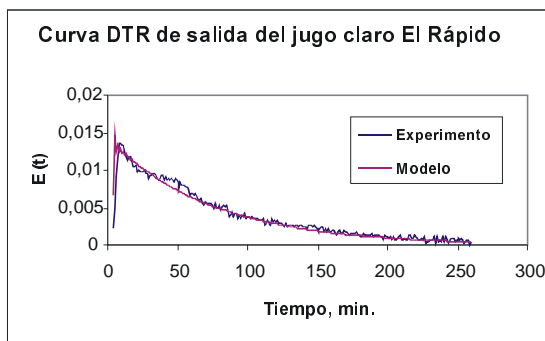


Figura 2.

Los parámetros de las curvas DTR para ambos clarificadores se muestran en la tabla 2.

Tabla 2. Parámetros de las curvas DTR

Parámetros	El Rápido	BTR
Tiempo de residencia promedio $\tau(\text{min.})$,	72	53
Número de tanques, j	1	1

En ambos clarificadores las curvas DTR se ajustan a un modelo de tanque en serie perfectamente mezclado donde el número de tanques equivalente a la unidad, implica un mezclado perfecto, condición esta no deseada para este tipo de instalación. No obstante, el hecho de haber realizado las mediciones en unión de los dos fluidos de jugo claro, siguiendo el procedimiento experimental inicial, pudo haber tenido incidencia en este resultado (creación de turbulencia al converger los dos fluidos). Esta misma situación indudablemente tiene que haber repercutido en los valores de los tiempos de residencia alcanzados para ambos clarificadores.

Los tiempos de residencia obtenidos para ambos clarificadores mostraron correspondencia con la proporción de los fluidos de alimentación asumida para cada uno de estos equipos (60% para el BTR y 40% para El Rápido). A partir de la relación entre el flujo con el volumen y tiempo de residencia, se puede calcular el flujo aproximado en cada uno de los clarificadores y comparar la relación entre ellos con la propuesta inicial, calculada de forma aproximada. Los cálculos se muestran en la tabla 3.

Teniendo en cuenta los resultados alcanzados en la evaluación simultánea de ambos clarificadores y las limitaciones presentadas por el procedimiento experimental, se decidió llevar a cabo la evaluación por separado en cada uno de los clarificadores, colocando los detectores de radiación en cada una de las salidas de los fluidos (las dos salidas de jugo claro y la extracción de cachaza) para establecer un balance completo en el sistema.

Evaluación del clarificador BTR

La prueba se realiza pasando todo el flujo de la fábrica por el clarificador BTR. Se colocaron los detectores de radiación en las dos salidas de jugo claro (1 y 2) y salida de cachaza. La inyección del trazador se ejecutó por el anillo de alimentación del jugo alcalizado ($\approx 3,7$ GBq).

Las curvas DTR ajustadas a modelos de tanques en serie perfectamente mezclados para todas las

Tabla 3. Comparación de la relación teórica y experimental de los flujos de alimentación en los clarificadores BTR y El Rápido

Parámetros	BTR	El Rápido	Relación de BTR/ El Rápido
Volumen útil (m ³)	163	146,86	1,11
Tiempo de residencia (min.)	53	72	0,73
Flujo experimental (m ³ /hora)	184	122,38	1,503
Flujo teórico (%)	60	40	1,5

salidas de jugo claro se muestran en las figuras 3 y 4. Los parámetros fundamentales de las curvas de todos los fluidos se reflejan en la tabla 4.

Tabla 4. Parámetros de las curvas DTR de los fluidos en el BTR

Parámetros	Jugo claro 1	Jugo claro 2	Cachaza
Tiempo de residencia promedio τ (min.)	64	75	151
Número de tanques, j	6,5	3,8	6,0

Los resultados muestran diferencias significativas en las curvas DTR de salida de jugo claro del clarificador, lo que indica cierta asimetría del fluido que puede ser producto de problemas en el diseño de las salidas del jugo claro o por defectos en la construcción (inclinación del clarificador). No obstante las oscilaciones que se observan por problemas de inestabilidad en el flujo de

alimentación, se constató que las curvas se acercan bastante al modelo que teóricamente debe imperar en este tipo de instalación. El valor del número de tanques para el jugo claro 1 ($j=6,5$) caracteriza un sistema cercano a un reactor de flujo disperso en pistón.

Por otra parte la curva DTR obtenida para la salida de cachaza evidenció la inestabilidad en la operación del clarificador, los máximos parciales que en ocasiones son sinónimos de la presencia de un proceso de recirculación [5], reflejan las paradas intermitentes de la extracción de cachaza que tuvieron lugar durante la prueba.

A pesar de que el clarificador BTR tuvo que asimilar por primera vez todo el flujo de la fábrica, sus características se mantuvieron dentro de los parámetros adecuados de acuerdo con el patrón de flujo y los tiempos de residencia. Se debe analizar la calidad del jugo clarificado obtenido para emitir conclusiones más sustentadas con respecto a las bondades de este equipo.

Sobre la base de estos resultados se decide realizar una experiencia similar en el clarificador El Rápido.

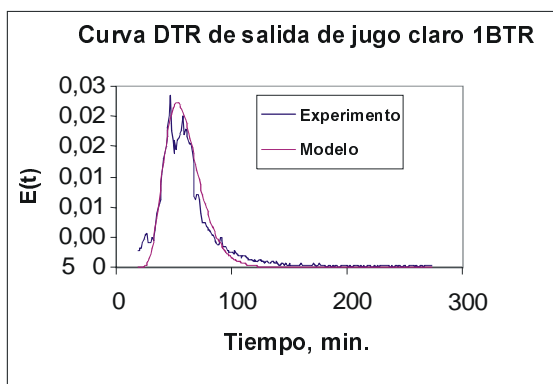


Figura 3.

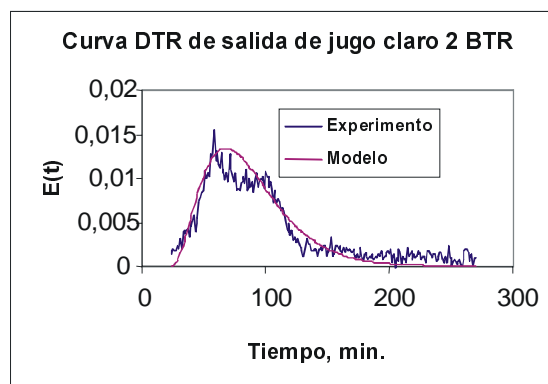


Figura 4.

Evaluación del clarificador ICINAZ El Rápido

La evaluación se realiza exclusivamente en el clarificador El Rápido y de forma similar a la evaluación por separado en el BTR, se acoplan los detectores a las salidas de jugo claro 1 y 2 y a la salida de la cachaza. Por tener dimensiones inferiores al BTR, se decide operar El Rápido a un flujo relativamente inferior a la capacidad total de molida de la fábrica. La inyección del trazador ($\approx 1,48\text{G Bq}$ de $^{99\text{m}}\text{Tc}$) se ejecutó en el anillo de alimentación.

No se pudo obtener la curva DTR para la cachaza, porque durante una gran parte del tiempo no hubo extracción de este fluido por problemas en el bombeo. Los parámetros de las curvas DTR se muestran en la tabla 5.

Tabla 5. Parámetros de las curvas DTR de los fluidos en El Rápido

Parámetros	Jugo Claro 1	Jugo Claro 2
Tiempo de residencia promedio τ (min.)	114	113
Número de tanques, j	1,05	1,03

Al igual que en la evaluación en paralelo, el patrón de flujo para ambas curvas DTR se asemeja a un modelo de mezcla perfecta ($j \approx 1$), que señala problemas de diseño o de operación de la instalación. También se observa un incremento considerable de los tiempos de residencia (casi 2 horas) debido a que el equipo operó a valores de flujo por debajo del programado (ver tabla 1).

Debido a los reiterados problemas con la extracción de la cachaza, es posible que su volumen dentro del equipo pudiera aumentar, reduciendo el espacio para la acumulación de un volumen adecuado del jugo clarificado, lo cual provocaría revolturas con la salida de jugo de baja calidad y por lo tanto afectaría el patrón de flujo del jugo clarificado. Estudios posteriores deberán encaminarse a determinar el volumen efectivo de sedimentación de esta instalación.

Un resultado positivo es la similitud en la forma y los parámetros de ambas curvas DTR de las dos salidas de jugos claros. En la figura 5 se observa que prácticamente son idénticas lo cual confirma la simetría del clarificador.

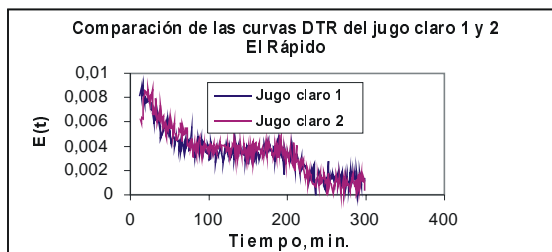


Figura 5.

Con el objetivo de validar los resultados por el método de detección *on line* como se establece en la literatura, se procedió a implementar paralelamente la técnica de muestreo discreto, que aunque resulta más laboriosa está exenta de posibles imprecisiones que en ocasiones pueden estar presentes en el método *on line* [10].

Evaluación clarificador El Rápido por el método *on line* y muestreo discreto

En esta evaluación además de la colocación de los detectores *on line* en las dos salidas del jugo claro (1 y 2), se tomaron muestras periódicas a la salida del denominado jugo claro 1. Las mediciones de las muestras se realizaron con geometría fija, empleando un tercer detector disponible. A diferencia de la evaluación anterior en el clarificador El Rápido, la extracción de cachaza se mantuvo todo el tiempo funcionando.

La inyección del trazador se realizó en el anillo de alimentación y debido al decaimiento del generador radisotópico, la actividad del $^{99\text{m}}\text{Tc}$ no sobrepasó los 925 MBq por lo que fue necesario aumentar el tiempo de medición a 2 minutos para alcanzar una estadística adecuada en el conteo.

Las curvas DTR experimentales obtenidas por el método *on line* se ajustaron a modelos de tanques en serie. En la figura 6 se muestran las curvas DTR *on line* y de muestreo del jugo claro 1.

Los parámetros de todas las curvas se reflejan en la tabla 6.

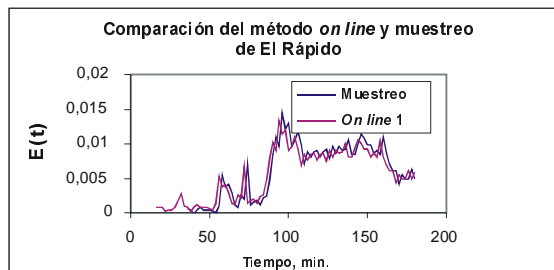


Figura 6.

Tabla 6. Parámetros de las curvas DTR de los fluidos en El Rápido

Parámetros	On line jugo claro 1	On line jugo claro 2	Muestreo
Tiempo de residencia promedio τ (min.),	132	130	123
Número de tanques, j	6	6,8	7

Se observa que el patrón de flujo se acerca al esperado flujo disperso en pistón ($J \approx 6-7$). La similitud entre el método *on line* y el discreto de muestreo, descarta la posibilidad de que los detectores acoplados a las tuberías de salida del jugo claro presentaran problemas en el ángulo de visión y refuerza la posición de que los problemas antes confrontados con los patrones de flujo (mezclado perfecto), estaban íntimamente ligados a la mala operación del equipo (deficiencia en la extracción de cachaza). El clarificador El Rápido es más susceptible y sensible a los problemas de mala operación en la fábrica que el BTR. Esta última aseveración inclinará la balanza hacia la selección del BTR como el equipo de clarificación más adecuado para la empresa azucarera "Orlando González" de Ciego de Ávila.

CONCLUSIONES

El clarificador BTR es capaz de asimilar toda la capacidad de molienda de la empresa azucarera "Orlando González" manteniendo parámetros adecuados en el patrón de flujo muy cercano al recomendado flujo disperso en pistón y tiempos de residencia aproximados a 1 hora.

Resulta evidente que el clarificador BTR presenta problemas de asimetría por las diferencias tan marcadas entre sus dos salidas de jugo claro, debido a deficiencias en el diseño o en la construcción del equipo.

El clarificador El Rápido presenta el patrón adecuado de flujo disperso en pistón a valores de flujo de alimentación muy por debajo del flujo de molienda diaria de la fábrica y con la condición de la extracción continua de cachaza. Desde el punto de vista constructivo o de diseño este clarificador no

presenta problemas de asimetría en las salidas de jugo de claro de la instalación.

El clarificador El Rápido es más susceptible y sensible que el BTR a los problemas de mala operación de estos equipos y las fluctuaciones del flujo en la fábrica.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] HONIG, P., Symposium Cane Juice Clarification Proc. 9th Inst. Soc. Sug. Tech. (1956)545.
- [2] IBÁÑEZ, L., M., Separata de la XXVIII. Memoria Anual de la ATAC. (1968).
- [3] STEINDL, R.J., FITZMAURICE, A. L., ALMAN, C.W., Recent Developments in Clarifier Design. Proc. Aust. Soc. Sugar Cane Technol, 20 (1998)477-483.
- [4] MESA, S., ACOSTA M., PAZ R., GRIFFITH, J., Patrones de flujo y tiempo de residencia de un clarificador monocelular. Cuba. Azúcar, enero, marzo, (1992)49-54.
- [5] LEVENSPIEL, O., Ingeniería de las Reacciones Químicas 2da. Edición. Ed. Reverté (1974).
- [6] MESA, R., GRIFFITH, J., Comportamiento del ^{99m}Tc en forma de pertecnetato de sodio en los jugos de caña durante la evaporación y clarificación. Cuba Azúcar, octubre-diciembre (1986).
- [7] GRIFFITH, J., BORROTO, J.I., LECLERC, J.P., Influence of fluid structure upon the shape of RTD curve at a sugar crystallizer. Proceedings Tracers and Tracing Methods, Poland (2004)138-146.
- [8] LECLERC, J.P., DTS PRO V4.2 A software for interpretation of Tracer Experiments in Industrial Processes. PROGEPI, France (1998).
- [9] GUIDEBOOK ON RADIOSOTOPE TRACERS IN INDUSTRY. Technical Reports Series No. 316, IAEA, Vienna (1990).
- [10] THYN, J., ZITNY, R., Analysis and diagnostics of industrial processes by radiotracers and radioisotope sealed sources, II. CTU Prague (2002).

Recibido: 30 de noviembre de 2004

Aceptado: 22 de marzo de 2005

UTILIZACIÓN DEL MÉTODO DE ÁRBOLES DE EVENTOS PARA EVALUAR LA SEGURIDAD DE INSTALACIONES RADIATIVAS

Alejandro Hernández Saiz, Néstor Cornejo Díaz, Ernesto Callís Fernández

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)

Calle 20 No. 4113 e/ 41 y 47, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

ate@cphr.edu.cu

Resumen

El trabajo muestra la validez del uso de árboles de eventos como un método cuantitativo para realizar evaluaciones de seguridad radiológica. Se tomaron como base las evaluaciones de seguridad de cinco departamentos de radioterapia, realizadas en el marco del proceso de autorización de estas instalaciones. Los valores de riesgo se obtuvieron mediante la combinación de las probabilidades de ocurrencia de los sucesos con sus consecuencias. El uso del método permitió sugerir mejoras a los sistemas de seguridad existentes, así como confirmar que los actuales requisitos reguladores para este tipo de instalaciones conducen a prácticas con niveles de riesgo aceptables.

THE USE OF THE EVENT TREES APPROACH TO CONDUCT SAFETY ASSESSMENTS IN RADIOACTIVE FACILITIES

Abstract

The validity of using Event Trees as an adequate quantitative analysis approach for conducting radiological safety assessments is presented in this work. The radiological safety assessments made for five Radiotherapy Facilities, during the authorization process, were taken as the base for the analysis. The risk values were obtained by the combination of the probabilities of each success and its consequences. The use of this approach allowed to suggest improvements to safety systems and also to confirm that present regulatory requirements for this type of facilities lead to practices with acceptable risk levels.

Palabras clave: radiation doses, low dose irradiation, radiation protection computer calculations, risk assessment, nuclear facilities

INTRODUCCIÓN

La normativa nacional vigente en el tema de seguridad radiológica establece como requisito la realización de evaluaciones de seguridad como parte del proceso de autorización de las prácticas y la determinación, la probabilidad y la magnitud de las exposiciones potenciales [1,2].

Una de las herramientas apropiadas para acometer estas evaluaciones cuantitativas es el uso del método de árbol de eventos. Con este método se puede realizar un análisis estadístico de la respuesta de un sistema mediante la verificación de la estructura lógica de interdependencias de sus componentes, a partir del comportamiento independiente de los componentes.

Se realizaron evaluaciones cuantitativas de seguridad radiológica para cinco departamentos de radioterapia del país. Esta evaluación es uno de los capítulos más importantes del informe de seguridad que se envía a la autoridad reguladora durante el proceso de licenciamiento de la práctica [2].

El uso de este método permitió sugerir modificaciones o adiciones de componentes a los sistemas de seguridad y variar su ubicación, minimizando la probabilidad de alcanzar un escenario supuesto; así como confirmar que los actuales requisitos de seguridad en este tipo de instalaciones conducen a prácticas con niveles de riesgo totales, menores o similares que otras consideradas seguras.

Método de evaluación y objetivo del estudio

Con el árbol de eventos se realiza un análisis inductivo. Se comienza con un evento iniciador y se va transitando por las respuestas sucesivas de los diferentes componentes del sistema, describiendo los resultados correspondientes en términos de éxito o fallo. A medida que se transita por el árbol se le asignan probabilidades de éxito o fallo a la acción de los componentes, lo que permite la evaluación de la probabilidad total de falla del sistema [3]. En algunos casos más complejos se puede combinar este método con otros como por ejemplo: el árbol de fallas.

Frecuentemente la representación gráfica de los árboles de eventos sigue determinadas convenciones. El árbol está casi siempre encabezado por una descripción verbal de izquierda a derecha. Comienza con el evento iniciador y continúa con las funciones de los diferentes componentes del sistema de seguridad.

Esto se representa como una línea de izquierda a derecha con bifurcaciones en cada componente de seguridad. La rama superior de la bifurcación representa que la función de seguridad del componente ha tenido éxito, la rama inferior representa que esa función ha fallado.

En este contexto, excluyendo el comportamiento humano, "éxito" significa una actuación adecuada del componente de seguridad, lográndose el diseño en el momento requerido. Fallo significa que no se ha logrado el propósito de diseño del dispositivo.

En el estudio se incluyeron cinco departamentos de radioterapia del país, los cuales cuentan indistintamente con equipamiento de teleterapia con ^{60}Co o de braquiterapia remota de alta tasa de dosis con ^{192}Ir . En todos los casos el equipamiento de terapia con la fuente radiactiva se ubica en un local con blindajes estructurales.

Durante los tratamientos la fuente sale de su posición de seguridad. En estas condiciones no se permite la entrada a este local. Los sucesos no deseados que provocan la exposición de personas, se impiden normalmente mediante la combinación de acciones humanas y la actuación de los componentes mecánicos y electrónicos del sistema de seguridad. Si durante el tratamiento se presentan de forma simultánea errores humanos y fallos de los componentes del sistema de seguridad, se pudiera esperar una exposición a la radiación no deseada por parte de la persona involucrada.

Los departamentos de radioterapia analizados tienen aproximadamente las mismas características constructivas. Están compuestos fundamentalmente por un salón de espera para los pacientes un local de los operadores del equipo y un local de irradiación. El salón de espera y el local de los operadores están separados por una puerta que constituye una barrera física que evita la entrada de personas no autorizadas. El panel de control de la unidad de teleterapia o braquiterapia se encuentra ubicado en el local de los operadores. Como regla general, el panel de control está ubicado en un punto bien protegido por los blindajes estructurales y además, cercano a la entrada del local de irradiación. Esta entrada cuenta con un sensor electrónico de seguridad conectado a la alimentación eléctrica de la unidad de terapia.

Cuando alguien traspasa la entrada del local de irradiación, el sensor inhabilita la alimentación eléctrica de la unidad y por diseño de la propia unidad, la fuente regresa a su posición de seguridad.

Otros de los sistemas de seguridad con que cuentan estas instalaciones son una señal luminica de aviso que se enciende cuando la fuente se encuentra fuera del blindaje y un circuito cerrado de televisión, formado generalmente por dos cámaras y dos monitores, que permite no solo vigilar cualquier movimiento indeseado del paciente sino también visualizar el área del local de irradiación, para obtener información adicional acerca de la posición de la fuente y para detener el tratamiento si ocurre una entrada no autorizada.

Estos locales también cuentan con una alarma gamma conformada por un detector ubicado dentro del local de irradiación y un indicador visual y sonoro fuera del local. Esta alarma tiene alimentación eléctrica confiable e independiente de la red y también brinda información a los técnicos (no a los miembros del público) acerca de la posición de la fuente.

En el estudio no fue incluido el análisis de los sistemas de seguridad intrínsecos del equipamiento de radioterapia mencionado, porque su diseño cumple con las normas vigentes de la Comisión Electrotécnica Internacional para equipos de teleterapia (IEC-601-2-11) y braquiterapia remota (IEC-601-2-17) [4]. Por esta razón y porque también cumplen con el criterio de eficacia comprobada estos equipos han sido aceptados por la autoridad reguladora para su importación al país.

Los principales escenarios que han sido analizados lo constituyen situaciones que ponen a prueba los diferentes componentes del sistema de seguridad. Entre ellos están:

- Entrada de personas al local de irradiación durante el tratamiento.
- Pérdida de energía eléctrica durante el tratamiento con fallo del sistema de retorno de la fuente.
- Fallo del retorno de la fuente a la posición de seguridad al finalizar el tratamiento.

Una vez identificados los escenarios de exposiciones potenciales, la evaluación de seguridad continúa con el cálculo de la dosis efectiva [E] recibida en cada escenario supuesto.

Para esto se utilizaron entre otros los datos de rendimiento, distancias a la fuente o equipo, el tipo de radiación a que se expone la persona (directa, fuga y dispersa) y los tiempos de exposición. En el caso de entradas no autorizadas, por ejemplo, el valor numérico del tiempo utilizado en el cálculo pudiera variar dependiendo si el operador se percata o no, a través del monitor de televisión, de la presencia de la persona antes de culminar el tratamiento.

En una segunda etapa se evalúa la probabilidad (p) de ocurrencia de cada escenario. Este segundo paso se realizó con la ayuda del árbol de

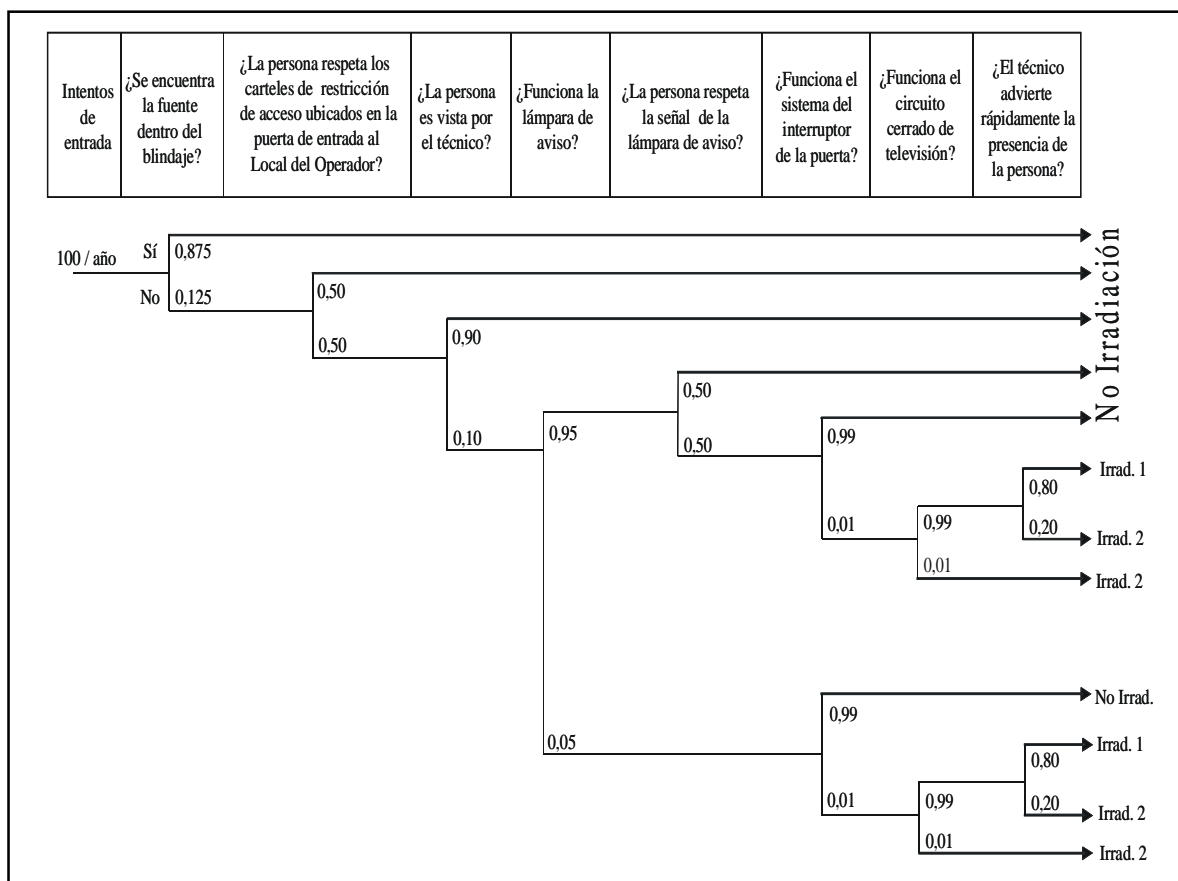


Figura. Árbol de eventos típico para el suceso: entrada de personas al local de irradiación durante la realización de los tratamientos.

eventos. Para cada componente del sistema de seguridad se han considerado tanto valores como intervalos de probabilidad de fallo conservadores, lo que permitió realizar análisis estadísticos de las probabilidades totales de fallo del sistema y de ocurrencia del suceso. En la figura se muestra como ejemplo un árbol de eventos típico utilizado en la evaluación de seguridad de uno de los escenarios mencionados (entrada de personas al local de irradiación durante la realización de los tratamientos).

En las tablas 1 y 2 se muestran criterios específicos para el cálculo de dosis y el conjunto de valores conservadores de probabilidad de fallo aplicables a las condiciones de las instalaciones evaluadas para ese ejemplo.

Los valores de riesgo (R) para cualquier escenario se obtienen utilizando la siguiente expresión:

$$\text{donde: } R = p \cdot f(E) \quad (1)$$

$f(E)$ es la probabilidad de muerte (teniendo en cuenta efectos estocásticos y determinísticos). $0 < f(E) < 1$. Para exposiciones potenciales con dosis letales $f(E) = 1$. Para exposiciones

potenciales con dosis del orden de los límites de dosis, $f(E)$ se puede expresar como:

$$\text{donde: } f(E) = r \cdot E \quad (2)$$

r es el coeficiente nominal de riesgo para la aparición de cáncer mortal (Sv^{-1}).

La evaluación de seguridad concluye con la compilación del riesgo total de exposiciones potenciales, la valoración del cumplimiento de las restricciones de riesgo establecidas y con la evaluación de las medidas correctivas pertinentes.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los cálculos de dosis en los principales escenarios analizados arrojaron resultados en un intervalo entre las fracciones y las decenas de mSv para los trabajadores ocupacionalmente expuestos. Para los pacientes se pueden llegar a alcanzar dosis del orden de las decenas de Gy.

El cálculo de la probabilidad total de ocurrencia de cada suceso tuvo en cuenta el tipo de escenario, los componentes del sistema de seguridad que son demandados, la categoría de persona

Tabla 1. Criterios específicos para el cálculo de la dosis que recibe la persona involucrada en el suceso: entrada de personas al local de irradiación durante la realización de los tratamientos

Teleterapia	Braquiterapia
<ul style="list-style-type: none"> • La persona fue afectada por radiación de fuga y dispersa. No es razonable suponer que la persona se afecte por el haz de radiación directa • Distancia promedio al cabezal 1,0 m • Distancia promedio a la superficie dispersora del paciente 0,3 m 	<ul style="list-style-type: none"> • No se tuvo en cuenta la atenuación de la radiación por el paciente • Distancia promedio a la fuente 0,5 m • Actividad máxima de la fuente (370 GBq)

Tabla 2. Ejemplos de probabilidades de fallo para componentes de seguridad

Componente	Probabilidad de fallo/error
Decisiones del intruso	0,5
El técnico nota la presencia de la persona y lo detiene	0,1
Señal lumínica de aviso	0,05
Sensor electrónico en la entrada al local de irradiación	0,01
Circuito cerrado de televisión	0,01
El técnico nota rápidamente la entrada no autorizada y detiene el tratamiento	0,20

involucrada (trabajador ocupacionalmente expuesto o miembro del público) y otros criterios específicos. Se presentan los resultados para el escenario que se ha utilizado como ejemplo:

Entrada de personas al local de irradiación durante la realización de los tratamientos. En el ejemplo de la figura teniendo en cuenta las diferentes barreras de seguridad que se presentan en cada instalación y combinando las probabilidades de cada una de las etapas, la probabilidad estimada para la ocurrencia de la situación 1 (irrad. 1) estuvo en el orden de 10^{-4} – 10^{-3} por año. La probabilidad de ocurrencia de la combinación de sucesos que concluyen en la situación 2 (irrad. 2), es menor y osciló entre 10^{-5} y 10^{-4} por año.

En los escenarios donde las dosis estaban en el orden de los límites de dosis se aplicó la expresión (2) para el cálculo de probabilidad de muerte. Se adoptó un coeficiente nominal de

riesgo para la aparición de cáncer mortal de $5 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ [5].

Los valores de riesgo (R) máximo anual para cualquiera de las prácticas y escenarios considerados fueron de 10^{-7} – 10^{-5} .

CONCLUSIONES

El uso del árbol de eventos como herramienta de análisis permitió dar una respuesta cuantitativa a las evaluaciones de seguridad radiológica realizadas durante los procesos de licenciamiento de varias instalaciones radiactivas.

Se considera, que la seguridad de las instalaciones radiactivas evaluadas es adecuada.

Se obtuvieron valores de riesgo aceptables, teniendo en cuenta, que los niveles de riesgo correspondientes a restricciones de 0,3 mSv para

la exposición anual del público y de 5 mSv para los trabajadores ocupacionalmente expuestos, en condiciones normales de operación son de $1,5 \times 10^{-5}$ y de $2,5 \times 10^{-4}$ respectivamente.

Las evaluaciones de seguridad realizadas utilizando el método de árboles de eventos permitieron sugerir modificaciones o adiciones de componentes a los sistemas de seguridad y confirmar criterios como:

1. Impedir la apertura desde afuera (desde el salón de espera de pacientes) de la puerta que divide este local con el local de los operadores.

Esto se puede lograr mediante la instalación de un brazo hidráulico y una cerradura que permita su apertura solo desde dentro (desde el local de los operadores). Esta modificación puede significar la disminución de la probabilidad de entrada de personas no autorizadas en al menos un orden de magnitud especialmente en algunas instalaciones, de acuerdo con su diseño constructivo.

2. Colocar una indicación escrita a la lámpara de aviso fuera del búnker, de manera que cualquier persona del público pueda conocer su significado.

Un posible texto a colocar sería *"Peligro, Radiaciones. No pase a este local si la lámpara está encendida"*. Ubicarla en un lugar visible y a una altura no superior a 2 metros.

3. Es muy importante para la protección de los trabajadores ocupacionalmente expuestos y los pacientes la instalación de alarmas gamma con alimentación eléctrica independiente de la red, como se requiere en [4]. La señal sonora y lumínica que ellas brindan es el único criterio que queda para saber rápidamente la posición de la fuente si fallaran simultáneamente el suministro de energía eléctrica de la red y los mecanismos de retorno de la fuente a la posición de máxima seguridad.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Resolución conjunta CITMA-MINSAP: Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica. Gaceta Oficial de la República de Cuba, 4 de enero de 2002.
- [2] Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente. Reglamento de Seguridad. Autorización de Prácticas Asociadas al Empleo de Radiaciones Ionizantes. Resolución No. 25/1998.
- [3] Internacional Commission on Radiological Protection, Protection from Potential Exposures: Application to Selected Radiation Sources. ICRP Publication 76, 1996.
- [4] Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Guía para la Implementación de los Requisitos de Seguridad en la Práctica de la Radioterapia, 2002.
- [5] Internacional Commission on Radiological Protection, Recommendations of the ICRP, ICRP Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York, 1991.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

AUTOMATIZACIÓN DEL MONITOREO EN TIEMPO REAL DE LA TASA DE DOSIS ABSORBIDA EN AIRE DEBIDO A LA RADIACIÓN GAMMA AMBIENTAL EN CUBA

Orlando Domínguez Ley¹, Olof Kalber², Eduardo Capote Ferrera¹,
Jorge A. Carrazana González¹, José F. Manzano de Armas¹, Dolores Alonso Abad¹, Miguel Prendes
Alonso¹, Juan Tomás Zerquera¹, Celia A. Cavada Ramos¹, Orlando Fabelo Bonet³, Héctor Cartas
Águila⁴, Julio C. Leyva Fernandez⁵, Adelmo Montalvan Estrada³

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

²Swedish Radiation Protection Institute (SSI)

³Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey (CIAC)

⁴Centro de Estudios Ambientales de Cienfuegos (CEAC)

⁵Centro de Investigaciones y Servicios Ambientales y Tecnológicos (CISAT)

orlando@cphr.edu.cu

Resumen

El Centro de Protección e Higiene de la Radiaciones como centro rector de la Red Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental, ha fortalecido su capacidad de detección y de respuesta ante una situación de emergencia radiológica. Las mediciones de la tasa de dosis gamma en las postas principales de la Red se obtienen en tiempo real y el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones recibe los datos procedentes de estas postas en un tiempo relativamente corto. Para lograr la operatividad de la Red fue necesario completar las facilidades de monitoreo existente utilizando cuatro sondas gamma automáticas, implementando así un sistema de medición a tiempo real. Por otra parte se desarrollaron los softwares: GenitronProbeFetch, para obtener los datos de las sondas, DataMail para el envío de los mismos por correo electrónico y GammaRed que recibe y procesa los datos en el centro rector.

REAL TIME MONITORING AUTOMATION OF DOSE RATE ABSORBED IN AIR DUE TO ENVIRONMENTAL GAMMA RADIATION IN CUBA

Abstract

The Center of Radiation Protection and Hygiene as the head institution of the National Radiological Environmental Surveillance Network has strengthened its detection and response capacity for a radiological emergency situation. The measurements of gamma dose rate at the main point of the network are obtained in real time and the data coming from those points are received in a short time. To achieve the operability of the RNVRA it was necessary to complete the existent monitoring facilities using 4 automatic gamma probes, implementing in this way a real time measurement system. The softwares, GenitronProbe for obtaining the data automatically from the probe, DataMail, for sending the data via e-mail, and GammaRed, for receiving and processing the data in the head institution, were developed.

Palabras clave: radiation doses, gamma radiation, environment, computer codes, radiation monitoring, aerial monitoring

INTRODUCCIÓN

Si tuviera lugar un accidente en una central nuclear en un país vecino sería improbable que tuviera consecuencias tales que demanden acciones protectoras urgentes, como es la evacuación en el territorio nacional. Pero no se descarta, un impacto directo significativo en las cadenas alimentarias, requiriendo en algunos

casos el control radiológico de alimentos y suministros de agua.

Por ello es imprescindible que en cada país exista una vigilancia permanente del medio atmosférico para detectar cualquier anomalía radiológica por pequeña que fuera y de esta forma evaluar sus consecuencias y tomar las medidas pertinentes.

En 1989, surge la Red Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental (RNVRA), como instrumento fundamental del Sistema Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental (SNVRA) de la República de Cuba, con la finalidad de mantener un control radiológico permanente del medio ambiente.

El Centro de Protección e Higiene de la Radiaciones (CPHR) como centro rector de la RNVRA, y como parte del proyecto ramal Automatización y Desarrollo del Sistema de Vigilancia Radiológica Ambiental de la República de Cuba se trazó el objetivo de automatizar la RNVRA. Por ello fue necesario evaluar el sistema de monitoreo existente para la respuesta temprana en caso de una contaminación, debido a un accidente radiológico que afectara el territorio cubano.

La RNVRA disponía, para el monitoreo de la tasa de dosis absorbida en aire debido a la radiación gamma, de un sistema que requería un registro manual de los resultados, lo que imposibilitaba el monitoreo permanente y la transmisión automatizada de los datos obtenidos [1,2]. De esta manera era muy limitada su capacidad de respuesta, porque sólo se monitoreaba en horario laboral y no se poseía información del resto del tiempo. Para lograr la operatividad de la RNVRA, fue necesario completar las facilidades de monitoreo existente con un sistema de medición a tiempo real y desarrollar métodos técnicos para el procesamiento de los resultados.

El artículo describe los trabajos realizados para la puesta en funcionamiento de un sistema automatizado de medición y registros de la tasa de dosis gamma absorbida en aire que ha sustituido el registro manual.

MATERIALES Y MÉTODOS

Diseño de conexión de las sondas gamma

Después de analizar diferentes variantes se decidió en el marco del proyecto OIEA CUB9014, adquirir cuatro sondas gamma de la firma alemana Genitron, que tiene más de 1000 sondas distribuidas por el mundo y el software GammaExpert. Aunque la sonda realiza la medición automáticamente y la información almacena en su memoria interna, para visualizar los datos era necesario transferirlos a la computadora de forma manual, utilizando el software GammaExpert, por lo que para obtener la información en el momento en que se originaba, debía existir un especialista permanentemente colectando y salvando la información que se enviaba al centro rector por correo electrónico, también de forma manual.

Para solucionar este problema se diseñó la primera versión del software GenitronProbeFetch en el marco de un proyecto de colaboración entre el CPHR y el Instituto Sueco de Protección Radiológica (SSI) con financiamiento de la Agencia Sueca para el Desarrollo Internacional (SIDA). Este software permite bajar los datos de la sonda gamma de forma automática a la computadora, según el intervalo de tiempo prefijado, creando un fichero y mostrando la información de forma gráfica, tanto de la tasa de dosis como de la temperatura (ver figura 1).

Otras de las facilidades de este software, es la de enviar un fax con los datos de la medición o con un mensaje de alerta cuando se alcance el nivel de alarma prefijado. Esta opción se implementó utilizando cuatro modems de 56 K, uno en cada posta.

La opción de configuración de GenitronProbeFetch, permite fijar el nivel de alarma, el intervalo de medición de las sondas, la dirección de correo electrónico a la cual se enviarán las mediciones, el número del fax y otros parámetros.

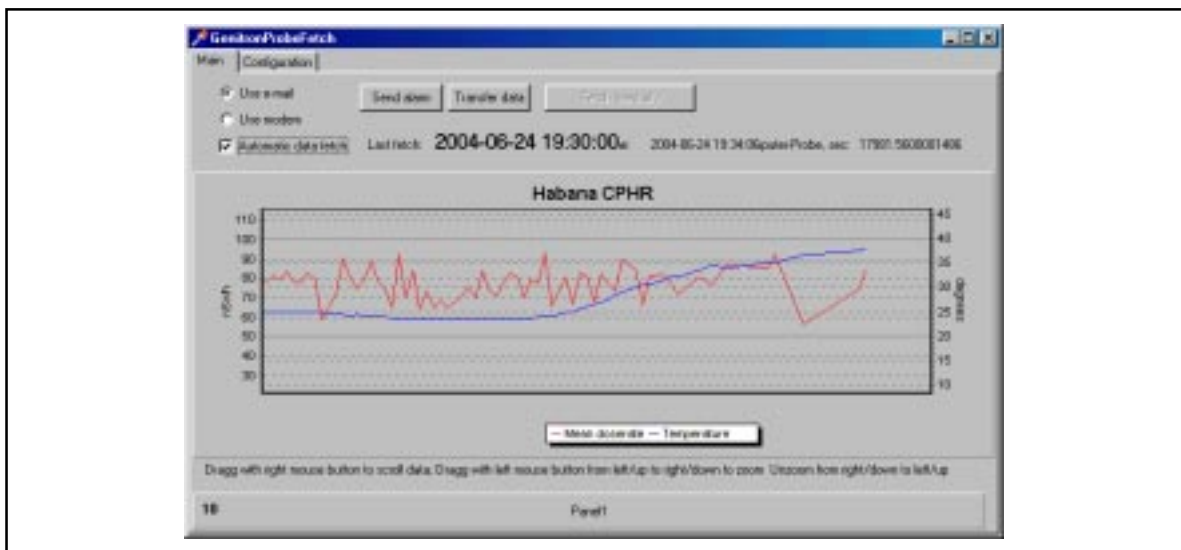


Figura 1. Pantalla principal del software GenitronProbeFetch.

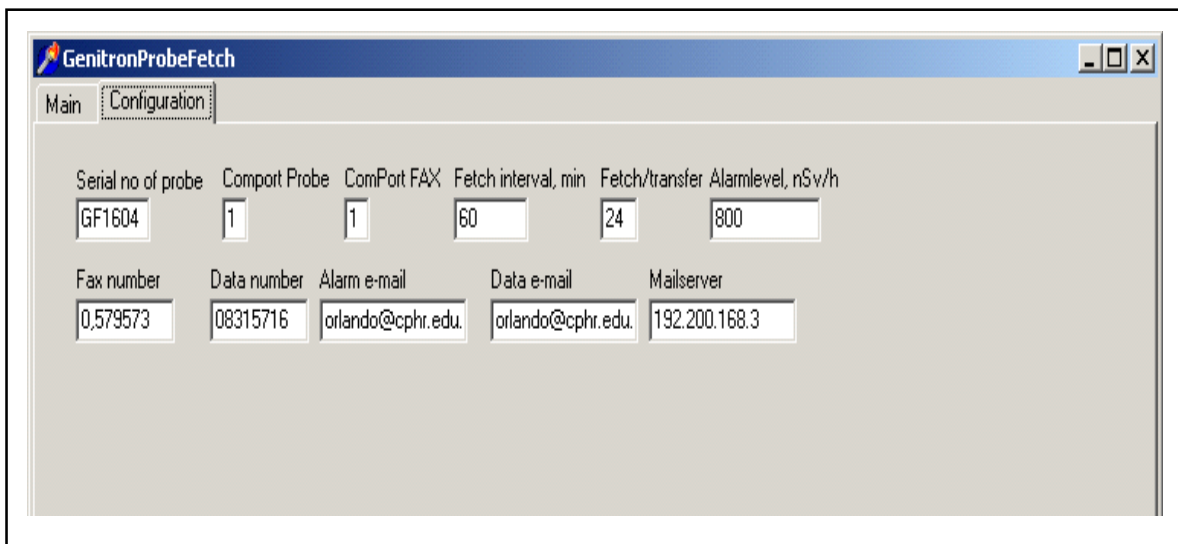


Figura 2. Pantalla de configuración del software GenitronProbeFetch

El fichero data.dat creado por el programa es borrado por la mayoría de las configuraciones de los antivirus de los servidores en cada una de las entidades, por lo que la información obtenida de las sondas no llegaba al centro rector. Para resolver este problema se confeccionó el software DataMail que posibilita convertir el fichero data.dat, a fichero texto y enviarlo por correo electrónico de forma automática según el tiempo prefijado y a cuantos clientes fuera necesario (ver figura 3).

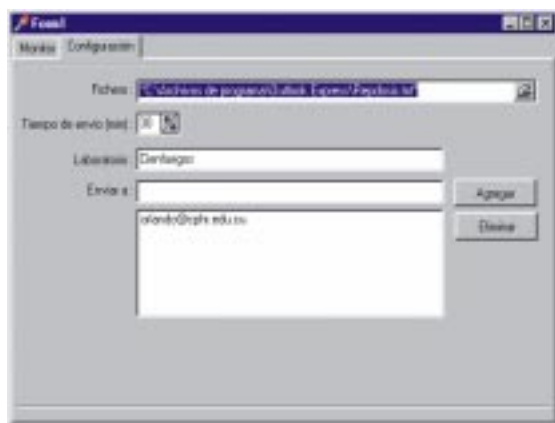


Figura 3. Pantalla del software DataMail que permite el envío automático de la información al CPHR.

Ciclo de medición de la sonda

Se estableció el tiempo óptimo de medición teniendo en cuenta la dependencia existente entre el tiempo de vida de la batería y la cantidad de dosis registrada para un intervalo de medición dado. De esta relación se dedujo que para la dosis al nivel de fondo, en el orden de hasta 100 nGy/h, si se utiliza un ciclo menor a 10 minutos para el registro de la tasa de dosis, el tiempo de vida útil de la batería se reduce a la

mitad. Teniendo en cuenta esto, se decidió fijar el ciclo de las mediciones a 10 minutos y enviar la información al centro rector cada 30 minutos.

Ubicación de la sonda

En la ubicación de las sondas fue necesario tener en cuenta la contribución de las fuentes terrestres de radiación al fondo ambiental. Esta contribución está condicionada por las concentraciones existentes de radionúclidos en la corteza terrestre.

Aunque los radionúclidos presentes incluyen emisores alfa, beta y gamma, el aporte fundamental lo proporcionan los emisores gamma.

De ellos los que más contribuyen a un aumento del fondo gamma ambiental son los hijos de radón: el ^{214}Bi y el ^{214}Pb . Con el objetivo de disminuir el efecto de la radiación gamma natural procedente del suelo, se realizó un estudio de su influencia de acuerdo con la altura de ubicación de la sonda gamma, obteniéndose los siguientes resultados (ver figura 4).

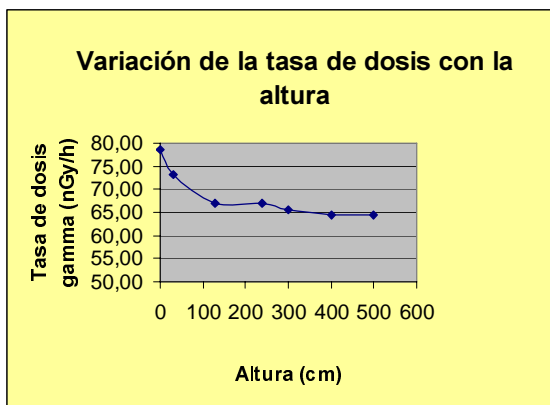


Figura 4. Relación entre la altura de ubicación de la sonda y el valor de la tasa de dosis.

En la figura se observa que a partir de una altura aproximada de 350 cm, no existen grandes variaciones en la medición de la tasa de dosis gamma, por lo que se decidió ubicar la sonda en todas las postas tipo A de la RNVRA a esa altura.

Automatización de las mediciones

A partir de septiembre de 2003 se procedió a la instalación de las sondas en las cuatro postas principales de la RNVRA ubicadas en el CPHR, Cienfuegos, Camagüey y Holguín. En enero de 2004 las sondas comenzaron el monitoreo permanente, reportando cada 30 minutos las últimas mediciones realizadas a intervalos de 10 minutos.

Debido a la cantidad de valores obtenidos diariamente (144) en cada posta, fue imprescindible desarrollar el software GammaRed que automáticamente guarda esta en una base de datos, además permite procesar los datos almacenados para obtener un grupo de reportes.

GammaRed presenta dos pantallas, la pantalla principal (figura 5) permite procesar los datos obtenidos mediante los programas GammaExpert o por el software automático gestionado en el marco del proyecto GenitronProbeFecht.

Otras de las posibilidades de este programa es que permite convertir de nSv/h a nGy/h y viceversa, las principales unidades en la cual se expresa la tasa de dosis gamma.



Figura 5. Pantalla principal del software GammaRed.

La otra opción que presenta este software es la de realizar los principales reportes que van desde el diario hasta el anual y de una posta específica hasta todas las postas tipo A de la Red. Además, permite realizar el informe de cualquier intervalo de tiempo que se desee (ver figura 6).



Figura 6. Pantalla para la realización de reportes del software GammaRed.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados desde enero hasta diciembre de 2004 (figura 7) reflejan el funcionamiento estable del sistema.

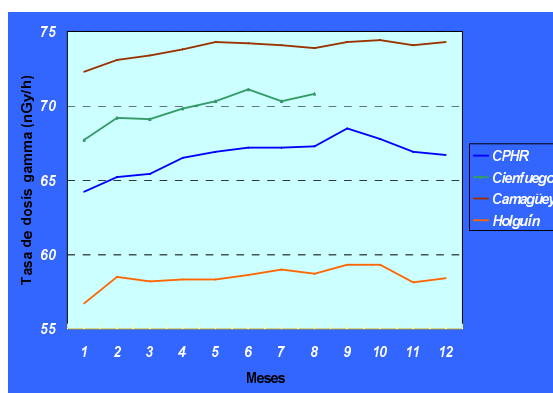


Figura 7. Comportamiento de la tasa de dosis absorbida en aire debido a la radiación gamma ambiental en las principales postas tipo A de la RNVRA.

Con la automatización del monitoreo de la tasa de dosis absorbida en aire debido a la radiación gamma ambiental se ha aumentado considerablemente la calidad de las mediciones de este indicador, ya que al estar automatizado el sistema, minimiza la existencia de errores en los que se puede incurrir.

La RNVRA es el sistema de acción preventiva con que cuenta el país para dar seguimiento a accidentes radiológicos y nucleares con consecuencias para nuestro territorio nacional.

Este nuevo sistema ha permitido lograr los objetivos fundamentales del funcionamiento de la RNVRA que son:

- detectar posibles alteraciones del fondo radiológico ambiental como consecuencia de una contaminación a escala regional o global;
- suministrar la información necesaria para evaluar los riesgos para la población y el medio ambiente, en caso de ocurrir una alteración del fondo radiológico ambiental;
- ayudar a la toma de decisiones sobre la intervención y mantener el control radiológico de los objetos ambientales sujetos a regulaciones, por ejemplo, los alimentos, las aguas, entre otros.

CONCLUSIONES

La Red Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental de la República de Cuba ha fortalecido su capacidad de detección y de respuesta. Las mediciones de la tasa de dosis gamma en las cuatro postas tipo A de la Red se reciben en tiempo real y el CPHR como centro rector recibe la información de estas en un tiempo relativamente corto.

El aumento de la calidad de las mediciones, el montaje de monitores de tasa de dosis gamma de última tecnología en las postas principales de la Red, el monitoreo ininterrumpido y la automatización de las mediciones, sitúa a la RNVRA al nivel de los estándares internacionales de este tipo de redes de monitoreo. Todo esto contribuye a una mayor seguridad de la población cubana.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] CORCHO, J., PRENDES, M., TOMÁS, J. *et. al.*, Proceedings of the IRPA-10, International Congress of The International Radiation Protection Association 10 years of operation of the national environmental radiation monitoring network in Cuba. Hiroshima (2000).
- [2] DOMÍNGUEZ, LEY, O., BARROSO, PÉREZ, I., CARTAS, ÁGUILA, H. A.; LEYVA, FERNÁNDEZ, J. C., MONTALVÁN, ESTRADA, A., Memorias del Congreso Regional de Protección Radiológica. Funcionamiento de la red nacional de vigilancia radiológica ambiental de la República de Cuba durante el periodo 2000-2001, noviembre 2003. Perú.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] IAEA, Preparedness and Response for a nuclear or radiological Emergency. Safety Standards Series No WS-R-2. IAEA, Vienna (2000).
- [2] Radioprotection Revue de la Société Française de Radioprotection. Radioactivité d'origine naturelle dans l'environnement en France: niveaux non perturbés par l'homme (2002).
- [3] The ATMES Report. Evaluation of long range atmospheric transport models using environmental radioactivity data from the Chernobyl accident.
- [4] BLAAUBOER, R. O., SMETSERS, R. C. G. M., Variations in outdoor radiation levels in the Netherlands. Bilthoven, 1996.
- [5] United Nations. UNSCEAR-2000. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR, 2000. Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. New York: UNSCEAR Publications (2000).
- [6] United Nations. UNSCEAR-1993. Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR, 1993. Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. New York: UNSCEAR Publications (1993).
- [7] Gamma View Instruction manual version 2.0 5/96.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

PRUEBAS TIPO AL SISTEMA AUTOMÁTICO DE DOSIMETRÍA TERMOLUMINISCENTE DEL CPHR

René Pernas Salomón, Daniel Molina Pérez

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)

Calle 20, No. 4113 e/ 41y 47, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

rpernas@cphr.edu.cu, daniel@cphr.edu.cu

Resumen

El trabajo presenta los resultados de la evaluación del desempeño del sistema automático de dosimetría termoluminiscente adquirido por el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Se estudiaron propiedades dosimétricas como la homogeneidad del lote de detectores, la reproducibilidad, el umbral de detección, la respuesta energética, la señal residual, el desvanecimiento de la señal, y la estabilidad de los lectores. Los resultados indicaron que el sistema cumple los criterios de funcionamiento establecidos en la normativa internacional y se puede utilizar para la dosimetría personal de todos los trabajadores ocupacionalmente expuestos del país.

TYPE TESTING OF THE AUTOMATIC THERMOLUMINESCENCE DOSIMETRY SYSTEM ACQUIRED BY CPHR FOR PERSONAL DOSIMETRY

Abstract

The CPHR individual monitoring service acquired an automatic RADOS TLD system to improve its capacities to satisfy the increasing needs of their national customers. The TLD system consists of: two automatic TLD reader, model DOSACUS, a TLD irradiator and personal dosimeters card including slide and holders. The dosimeters were composed by this personal dosimeters card and LiF:Mg,Cu,P (model GR-200) detectors. These readers provide to detectors a constant temperature readout cycle using hot nitrogen gas. In order to evaluate the performance characteristics of the system, different performance tests recommended by the IEC 1066 standard were carried out. Important dosimetric characteristics evaluated were batch homogeneity, reproducibility, detection threshold, energy dependence, residual signal and fading. The results of the tests showed good performance characteristics of the system.

Palabras clave: thermoluminescent doseimeters, testing, personnel dosimetry, automation, radiation monitoring

INTRODUCCIÓN

En Cuba, el servicio de vigilancia radiológica individual de la exposición externa a radiaciones ionizantes lo realiza el Laboratorio de Dosimetría Externa (LDE) del CPHR. Este servicio está destinado a estimar la dosis equivalente personal $H_p(10)$ [1] y la dosis equivalente en extremidades mediante la dosimetría termoluminiscente de la radiación electromagnética.

La necesidad de extender el control dosimétrico a todas las prácticas del país y en especial a la práctica de radiodiagnóstico hizo que el LDE modernizara su anterior sistema basado en un lector manual modelo TOLEDO y detectores de LiF: Mg,Ti, para lo cual se adquirieron dos lectores TLD automáticos de la firma finlandesa Rados Technology Oy así como detectores de LiF: Mg, Cu, P (GR-200), 20 veces más sensibles que los utilizados hasta el momento.

El uso de nuevos dosímetros y lectores en un servicio de dosimetría personal requiere que se determinen, al menos, sus características dosimétricas más importantes, estudio que es obligatorio en los laboratorios, cuyo servicio funciona sobre la base de un sistema de aseguramiento de la calidad. Por ello se aplicaron los ensayos y pruebas recomendados por la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC) [2]. En este artículo se presentan los resultados en la caracterización dosimétrica del nuevo sistema TLD.

MATERIALES Y MÉTODOS

El equipamiento adquirido por el LDE, comercializado por la compañía Rados Technology Oy (Finlandia), está compuesto por los siguientes elementos:

- Dos lectores automáticos controlados por computadora. Estos emplean nitrógeno gaseoso

para calentar los detectores y pueden leer sin interrupción hasta 10 bandejas codificadas conteniendo 20 dosímetros cada una.

- Software WinTLD para el cálculo de las dosis y gestión de datos.

- Un irradiador automático con fuente $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ calibrada.

- Dosímetros para cuerpo entero compuesto de un portadetector diseñado para cuatro detectores circulares (4,5 mm diámetro y 0,8 mm de espesor), una carcasa plástica con tres filtros de aluminio (1mm) y una ventana para la estimación de dosis superficial y el portadosímetro plástico.

Se adquirieron además detectores TL de LiF: Mg, Cu, P (modelo GR-200) producidos en China. Cada dosímetro se preparó con dos detectores GR-200, ubicados en las posiciones dos y tres del portadetector.

Las irradiaciones se realizaron en los locales del Laboratorio secundario de calibración dosimétrica del CPHR (LSCD-CPHR) empleando calidades de radiación estándar [3]. La incertidumbre combinada total de las irradiaciones fue de 2,5%.

El ciclo de lectura de los dosímetros se realizó completamente en los lectores, sin tratamientos externos adicionales. Se utilizó el siguiente ciclo de calentamiento: temperatura constante 240°C, 3 segundos de precalentamiento, 24 segundos para la lectura y 3 segundos más de borrado.

Los factores de calibración individual de la sensibilidad se determinaron para cada detector siguiendo los procedimientos del fabricante. En las pruebas aplicadas al sistema se tuvieron en cuenta los requisitos de la IEC.

Para evaluar la reproducibilidad de los dosímetros se prepararon 10 dosímetros y se sometieron a

100 ciclos de irradiación y lectura sin borrado adicional y sin recalibración de la sensibilidad individual de los detectores.

La respuesta de los dosímetros en función de la energía de la radiación se determinó irradiando a diferentes energías siete grupos de 10 dosímetros cada uno sobre un maniquí de agua (ISO water slab phantom, 30 cm x 30 cm x 15 cm) y bajo un ángulo de cero grado respecto de la normal a la superficie. Se emplearon las calidades de espectro estrecho de rayos X N40, N60, N80, N100, N150, con energías 33, 48, 65, 83 y 118 keV, así como radiación gamma del ^{137}Cs y ^{60}Co .

El desvanecimiento de la señal de los dosímetros (fading) se evaluó en condiciones climáticas similares a las de mayor temperatura y humedad en el país. Un grupo de 34 dosímetros se almacenó en una de las instalaciones del laboratorio bajo condiciones ambientales comunes de verano: temperatura entre 26°C y 35°C y humedad relativa entre 65% y 80%.

Durante el período de almacenamiento (113 días) subgrupos de dosímetros se irradiaron a iguales dosis en días diferentes. Todos los dosímetros se leyeron en una misma jornada un día después de la última irradiación. Se determinó la lectura promedio relativa de cada subgrupo respecto a la lectura del último subgrupo irradiado (día cero).

Simultáneamente cuatro dosímetros se irradiaron a una dosis conocida y se sometieron a condiciones especiales de temperatura (50°C) durante 30 días.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

La tabla resume los resultados de alguna de las pruebas aplicadas al sistema, así como los requisitos que deben cumplir para su aceptación.

Resultados de algunas de las pruebas aplicadas al sistema

Pruebas	Requisitos	Resultados
Homogeneidad del lote	$(\text{max}-\text{min})/\text{min} < 30\%$	15
Reproducibilidad	$< 7,5\%$ (10 repeticiones)	2,7%
Umbral de detección	$< 0,1 \text{ mSv}$	$2 \mu\text{Sv}$
Desvanecimiento de la señal residual	$< 5\%$ en 30d (18°C- 22°C)	$< 2\%$ en 30d (18°C- 22°C)
	$< 10\%$ en 90d (18°C- 22°C)	$< 3\%$ en 113d (18°C- 22°C)
	$< 20\%$ en 30d (50°C, 65% Hr)	$< 4\%$ en 30d (50°C, 65% Hr)

Homogeneidad del lote de detectores: la homogeneidad del lote se considera aceptable. La respuesta de los detectores se concentra alrededor del valor medio en un intervalo de $\pm 8\%$. La respuesta de los dos detectores del lote estudiado no difiere en más de un 15% entre sí, cumpliéndose por tanto el requisito establecido de 30%.

Reproducibilidad: el coeficiente de variación para las mediciones obtenidas tras irradiar y leer los dosímetros 10 veces fue inferior a 2,7%, llegando solo a 4,3% después de 100 repeticiones del ciclo. En ningún caso se detectó pérdida sistemática en la sensibilidad de los detectores ver (figura 1). Teniendo en cuenta que la norma exige para este parámetro un valor inferior a 7,5% y que cada dosímetro se utiliza como máximo cinco veces en el año, se puede concluir que estos son reutilizables por varios años al ritmo actual y sin variación considerable de sus propiedades termoluminiscentes.

Linealidad: La respuesta de los dosímetros se evaluó en el intervalo de dosis desde los 0,1 mSv hasta los 10 Sv utilizando haces de radiación gamma (^{137}Cs). En este intervalo la dosis evaluada en los detectores difiere en menos de un 5% de la dosis estándar irradiada para un nivel de confianza del 95% ver (figura 2.) Este comportamiento garantiza que las calibraciones realizadas a bajas dosis sean válidas en todo el intervalo de dosis evaluado sin necesidad de aplicar factores de corrección y simplificando además el algoritmo para el cálculo de las dosis.

Umbral de detección: el umbral de detección de los detectores GR-200 (2 μSv), determinado en el laboratorio durante el estudio de caracterización, cumple ampliamente el requisito establecido por la norma [2] (100 μSv) indicando, que estos dosímetros se pueden utilizar también para la dosimetría ambiental donde este parámetro sea igual o inferior a 30 μSv .

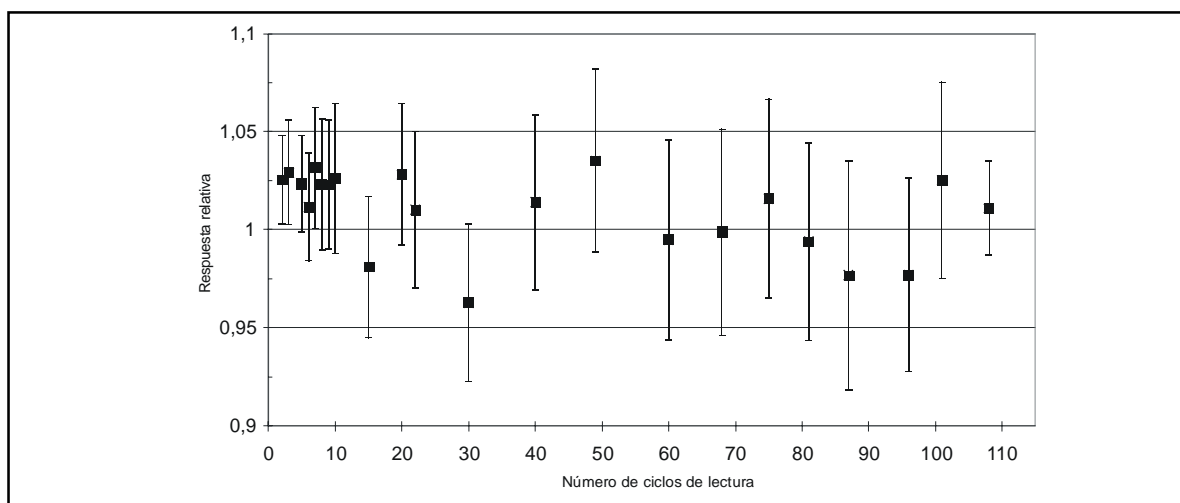


Figura 1. Respuesta relativa de los dosímetros en función del número de ciclos de lectura (Valor medio y desviación estándar).

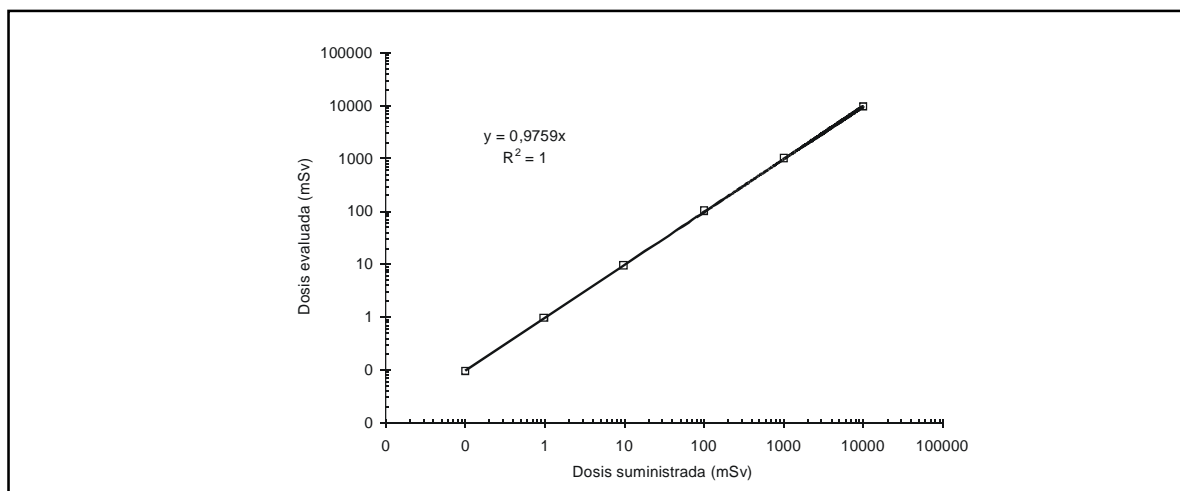


Figura 2. Linealidad de la respuesta de los dosímetros modelo Rados para cuerpo entero.

Señal residual: después de una irradiación a 100 mSv es requisito que el umbral de detección no exceda los 100 μ Sv y que la respuesta de los dosímetros sea inferior a 0,10 para una dosis de 2 mSv. La figura 3 muestra cómo decrece la señal residual en los detectores en función del número de ciclos adicionales (30 segundos a 240°C) para diferentes niveles de dosis. El estudio reveló que para cumplir con esta prueba los dosímetros se deben borrar en el lector mediante cinco ciclos de lectura adicionales. Con estos tratamientos la señal residual se reduce a menos del 0,2% de la dosis evaluada y la respuesta de los dosímetros es del orden del 4% para una dosis de 2 mSv.

Asimismo se pudo comprobar que los dosímetros irradiados a dosis con valores de hasta 10 mSv no necesitan de ciclos de borrado para cumplir con los requisitos de esta prueba. El borrado de los dosímetros mediante ciclos adicionales en función de la dosis permite que los dosímetros estén listos para reutilizarse en mucho menos tiempo que si se emplean métodos tradicionales de borrado externo.

Desvanecimiento de la señal (fading): se comprobó que para estos dosímetros, la pérdida de la señal termoluminiscente en las condiciones de mayor temperatura y humedad de nuestro clima, es inferior al 2% en un período de 30 días e inferior al 3% en 113 días. Estos valores se consideran aceptables al compararlos con aquellos valores establecidos internacionalmente para esta prueba (ver tabla 1). Para los dosímetros almacenados a 50°C durante 30 días la señal desvanecida fue inferior al 4%.

Influencia de la luz

a) Señal inducida por la luz: para los dosímetros expuestos directamente a la luz (espectro similar al de la luz natural) con densidad de potencia 1000 Wm⁻² y durante 24 h se exige que la dosis cero (dosis evaluada en dosímetros no irradiados) sea inferior a 100 μ Sv. En este estudio la señal inducida por la luz no elevó la dosis cero a más de 7 μ Sv).

b) Pérdida de la señal: la exposición directa a la fuente de luz utilizada en la prueba anterior provocó pérdidas considerables de la señal termoluminiscente en los detectores examinados, alrededor del 15% de la dosis irradiada inicialmente. Otros autores [4] sugieren que este resultado está determinado por posibles efectos de borrado inducidos por la componente ultravioleta de la luz. Es por ello que se recomienda mantener los dosímetros protegidos de una exposición directa a la luz durante la realización de las prácticas.

Respuesta relativa de los dosímetros en función de la energía de la radiación fotónica

La figura 4 muestra cómo varía la respuesta de los dosímetros en función de la energía de la radiación fotónica. La respuesta se normalizó con respecto a la respuesta que presentan los dosímetros a la radiación gamma del ⁶⁰Co. Las barras de error en la figura 4 representan el intervalo de confianza al 95%.

Para el intervalo de energías estudiadas (incluye las prácticas más comunes) se determinó que la dependencia energética de los dosímetros es inferior al 20%. La dependencia entre la respuesta de los dosímetros y la energía de la radiación se considera la fuente de mayor incertidumbre en el cálculo de las dosis.

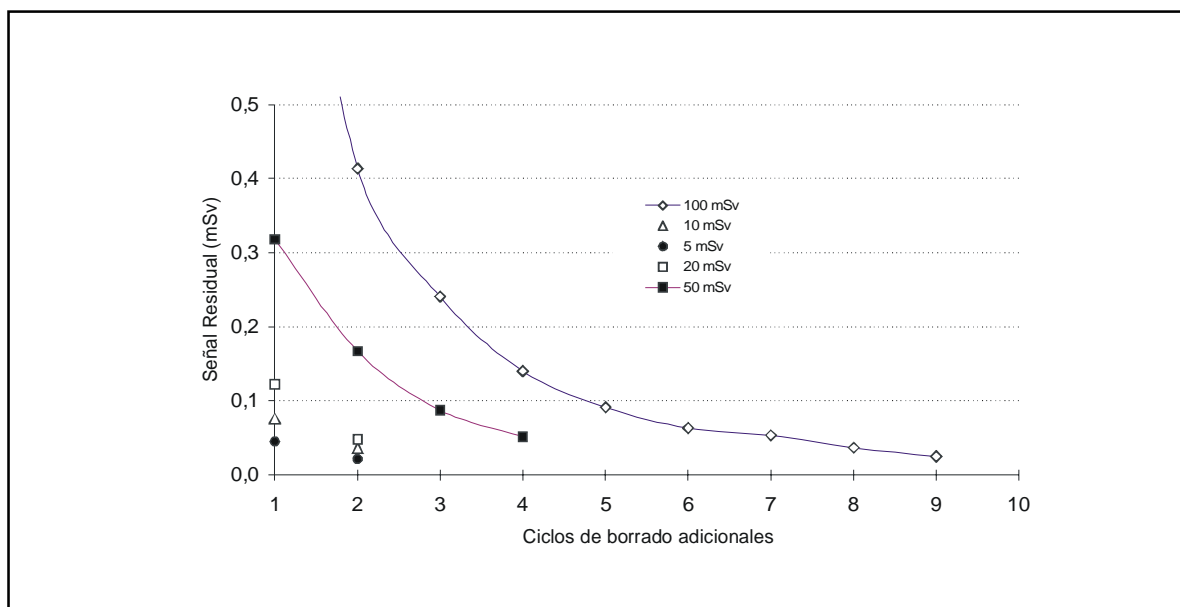


Figura 3. Señal residual en los detectores GR-200 en función del número de ciclos de lectura (borrados) para diferentes niveles de dosis.

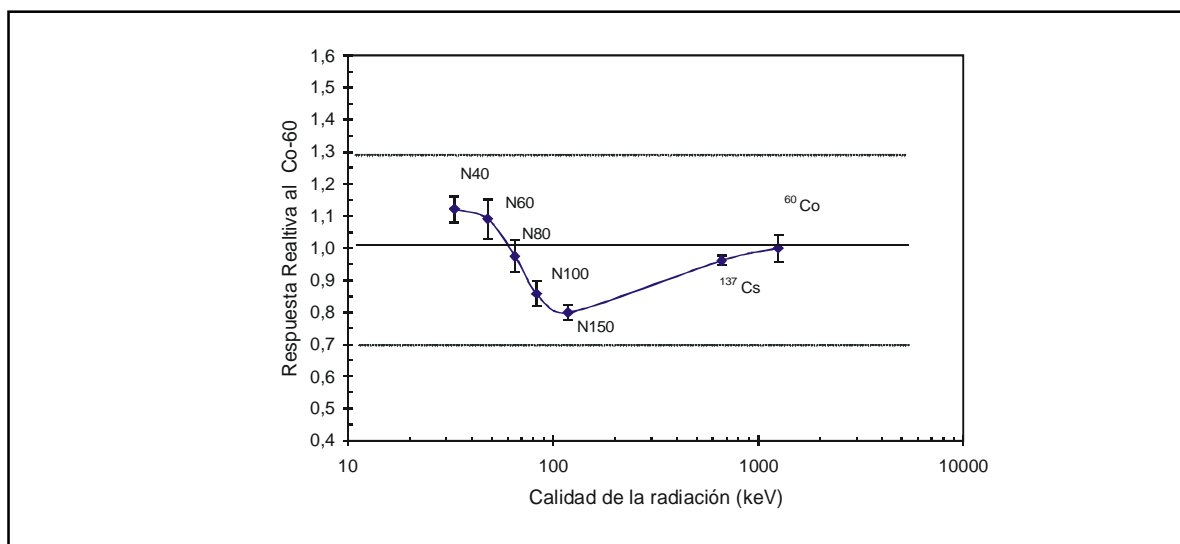


Figura 4. Respuesta de los dosímetros en función de la energía de la radiación fotónica.

En los dosímetros estudiados la incertidumbre combinada ($K=1$) de las dosis evaluadas alcanza el 18% del valor que se reporta. Este parámetro cumple con los requisitos establecidos por la publicación 35 de la ICRP y que establece que la dosis evaluada se debe ubicar, con respecto al valor convencionalmente verdadero de la magnitud de interés, en el intervalo entre el -33% y el +50% con un nivel de confianza del 95%.

Autoirradiación de los dosímetros: la norma exige que la autoirradiación después de un período de almacenamiento de 30 días debe ser inferior a los 100 μ Sv. En el ensayo no hubo señales de autoirradiación, puesto que no se sobrepasó el umbral inferior de detección, que es de 2 μ Sv.

Estabilidad de los lectores: las dosis evaluadas en dosímetros leídos con 24 h y 168 h de diferencia no deben discrepar unas de otras en más de un 5% y 10% respectivamente. El ensayo mostró una diferencia de sólo el 2% para ambos casos, ya que la estabilidad de los lectores satisface este requisito, estableciendo un período de validez para sus calibraciones. No obstante, el laboratorio chequea diariamente la sensibilidad de estos equipos como parte de su programa de aseguramiento de la calidad.

CONCLUSIONES

El sistema de dosimetría termoluminiscente estudiado demostró que es adecuado para el servicio de dosimetría personal. Tanto los dosímetros como los lectores cumplen los requisitos de aceptación de la IEC para los sistemas de dosimetría TLD. Se verificaron la buena homogeneidad de los detectores GR-200

y la posibilidad de su reutilización. El umbral de detección calculado es inferior a la mínima dosis detectable requerida para la dosimetría personal lo que indica, que estos dosímetros se pueden utilizar incluso para brindar servicios de dosimetría ambiental. A pesar de que la señal residual en los detectores de LiF: Mg, Cu, P es relativamente alta, el proceso de borrado adoptado por el servicio garantiza que la señal residual se reduzca al 0,2% y optimiza el proceso de preparación de los dosímetros, permitiendo que estén disponibles en menos tiempo. El clima tropical no ejerce influencia importante en la señal termoluminiscente de los dosímetros durante su período de utilización. No obstante se debe evitar la exposición a fuentes de luz con fuerte componente ultravioleta, evitando que los detectores sean removidos fuera del dosímetro.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] International Commission on Radiation Units and Measurements: Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report No. 51, ICRU, Bethesda (1993).
- [2] Internacional Electrotechnical Commission. Thermoluminescence Dosimetry Systems for Personal and Environmental Monitoring. International Standard CEI/IEC 1066 (1991).
- [3] International Organization for Standardization. X-ray and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Dose Ratemeters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy ISO 4037/Part 1. Characteristics of the Radiations and their Methods of Production (1997).
- [4] MOSCOVITCH, M. Personnel Dosimetry using LiF: Mg, Cu, P. Radiat. Prot. Dosim. 85 (1999)49-55

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

CÁLCULOS DE BLINDAJES. OPTIMIZACIÓN VS. PARADIGMAS

Néstor Cornejo Díaz, Alejandro Hernández Saiz, Alina Martínez González

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)

Calle 20, No. 4113 e/ 41 y 47, Miramar, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba

nestor@cphr.edu.cu

Resumen

El trabajo presenta la comparación entre los métodos de «tasas de dosis máximas de proyecto» y de «tiempos reales de exposición» para los cálculos de blindajes. Se obtuvieron diferencias significativas en niveles de tasas de dosis y espesores de blindajes estimados por ambos métodos para algunas instalaciones. Se concluyó que el empleo de tiempos reales de exposición es más adecuado para la optimización de la protección radiológica, aunque este método demanda mayor cuidado en su aplicación.

SHIELDING CALCULATIONS. OPTIMIZATION VS. PARADIGMS

Abstract

The paper shows the comparison between the methods of "Maximum Projected Dose Rates" and "real exposure time". Significant differences were obtained in dose rate levels and shielding thicknesses calculated by both methods for some typical installations. The work concludes that "real exposure time" approach is more adequate in order to optimise Radiation Protection, although this method should be carefully applied.

Palabras clave: shielding, radiation protection, computer calculations, radiation doses, low dose irradiation, exposure chambers

INTRODUCCIÓN

Durante varias décadas el diseño de blindajes se basó en niveles de tasas de dosis preestablecidos para las zonas a proteger [1]. Magnitudes como Tasas de dosis¹ máximas de proyecto (TDMP) se utilizan como criterio básico de evaluación y la adición de una capa de hemirreducción se hizo práctica obligatoria.

A partir de la aplicación en el país de las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica [2] y de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica [3], los conceptos de optimización de la seguridad radiológica evolucionaron notablemente. Los requisitos reguladores relacionados con el diseño de blindajes se revisaron y se modifican [4,5], posibilitando la asimilación y utilización de procedimientos de cálculo basados en el

cumplimiento de límites de dosis aplicables en un período determinado, a partir de tiempos reales de exposición (TRE), como en [6,7].

En la actualidad, casi todos los blindajes existentes en el país están diseñados sobre la base de las TDMP, con valores extremadamente conservadores, del orden de fracciones a unidades de mSv.h⁻¹. Esta situación ha creado el llamado *paradigma de las tasas de dosis*, arraigado tanto en trabajadores ocupacionalmente expuestos como en especialistas en protección radiológica.

Muchos consideran inaceptables los niveles de tasas de dosis equivalente ambiental del orden de las unidades a decenas de mSv.h⁻¹ en zonas con libre acceso de miembros del público, independientemente del tiempo real de exposición; no pocos trabajadores ocupacionalmente expuestos cuestionarían el diseño o la integridad

¹El término dosis se refiere a exposición, dosis absorbida, dosis efectiva ambiental u otra magnitud de protección radiológica, según sea el contexto.

de los blindajes si los niveles de tasas de dosis equivalente ambiental en sus puestos de trabajo superaran los $10 \mu\text{Sv.h}^{-1}$.

Con la construcción de nuevas instalaciones médicas para el empleo de las radiaciones ionizantes en el diagnóstico y la terapia contra el cáncer, numerosos blindajes estructurales se diseñan y se construyen mediante procedimientos de cálculo optimizados, basados en TRE. Detrás de estos nuevos blindajes las tasas de dosis pueden ser notablemente superiores a las existentes detrás de los blindajes tradicionales, sin que ello implique un diseño inadecuado o errores durante el proceso de construcción.

Con el objetivo de reducir la influencia del *paradigma de las tasas de dosis* en la percepción del riesgo radiológico y en la aceptación de dichos blindajes por especialistas en protección radiológica y trabajadores ocupacionalmente expuestos, en el trabajo se comparan espesores de blindajes obtenidos por el método tradicional de las TDMP con los calculados a partir de TRE y se muestran los niveles de tasas de dosis que se pudieran encontrar tras los blindajes de nuevo diseño en algunas de las prácticas más representativas de desarrollo reciente, como: teleterapia con acelerador lineal dual de energía máxima de fotones igual a 15 MeV, teleterapia con fuente de ^{60}Co , diagnóstico médico con equipo de tomografía computadorizada y braquiterapia de alta tasa de dosis con fuente de ^{192}Ir .

MÉTODOS DE CÁLCULO UTILIZADOS

El cálculo de cualquier blindaje para un tipo y calidad de radiación incidente parte de la cantidad de veces que es necesario reducir los niveles de radiación en el punto que se desea proteger, o sea, de la atenuación requerida. A los efectos prácticos se define además la transmisión, como el inverso de la atenuación. Una vez conocido este valor es posible determinar el espesor necesario de la barrera de blindaje, en dependencia del material que se utiliza, del tipo de radiación incidente, así como de su energía. Para la estimación de los espesores de blindajes en la instalación de braquiterapia de alta tasa de dosis se han utilizado los datos (transmisión vs. espesor) publicados en [6]. Los datos para las evaluaciones relacionadas con el equipo de ^{60}Co , el acelerador lineal y el tomógrafo se tomaron de [6], [7] y [8].

Dos métodos se han utilizado para calcular la atenuación (transmisión) requerida en los escenarios evaluados: el método tradicional por TDMP y el método optimizado con TRE.

Método de las TDMP

El método tradicional por TDMP para un tipo y calidad de radiación incidente se basa en la siguiente expresión para calcular la atenuación requerida:

$$K = \frac{\dot{H}_0}{\dot{H}_L} \quad (1),$$

donde: K es la atenuación; \dot{H}_0 es la tasa de dosis producida por la radiación de interés en el punto a proteger, sin blindajes y \dot{H}_L es la TDMP.

Los valores de \dot{H}_0 para la radiación directa del equipo de teleterapia con ^{60}Co y para la radiación isotrópica del equipo de braquiterapia de alta tasa de dosis con fuente de ^{192}Ir se calcularon a partir de la expresión:

$$\dot{H}_0 = \frac{\Gamma \cdot A}{d^2} \quad (2),$$

donde: A es la actividad del radionucleido expresada en GBq; Γ es la constante gamma de dosis equivalente ambiental para el radionucleido de la fuente, adoptada igual a $350,9 \mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{m}^2.(\text{GBq})^{-1}$ para el ^{60}Co y $130,0 \mu\text{Sv.h}^{-1}.\text{m}^2.(\text{GBq})^{-1}$ para el ^{192}Ir ; d es la distancia (en metros) desde la fuente al punto que se desea proteger. Tanto la atenuación en aire, como la autoabsorción en la fuente y la contribución de la radiación dispersa se consideraron despreciables.

Los valores de \dot{H}_0 para la radiación directa del acelerador y para la radiación dispersada en el caso del equipo de tomografía computadorizada se obtuvieron de [9] y [10].

En correspondencia con [1], se utilizaron los siguientes valores de \dot{H}_L : $1,2 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ para áreas donde se pueden encontrar miembros del público y $12 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ para áreas de permanencia habitual de trabajadores ocupacionalmente expuestos.

Método de los TRE

El método de los TRE se deduce a partir del método de las TDMP mediante la introducción de cuatro factores: restricción de dosis (P), carga de trabajo (W), factor de uso (U) y factor de ocupación (T).

La restricción de dosis (P) para un período de tiempo, generalmente una semana o un año, indica la dosis máxima a recibir por las personas tras el blindaje. Se define a partir de la categoría del personal a proteger y de la restricción de dosis anual establecida. En el trabajo se ha utilizado un valor de $P = 5 \text{ mSv/año}$ ($0,1 \text{ mSv/semana}$) para trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOEs) y $0,5 \text{ mSv/año}$ ($0,01 \text{ mSv/semana}$) para miembros del público, en correspondencia con los requerimientos nacionales [5].

La carga de trabajo (W) del equipo se puede expresar en $\text{Sv.m}^2/\text{semana}$; mA.min/semana ; horas/año; horas/semana, etc. Este factor es un indicador de la cantidad de radiaciones emitidas o del tiempo efectivo de emisión de radiaciones en un período de tiempo. Por ejemplo: en los equipos de teleterapia, W expresada en $\text{Sv.m}^2/\text{semana}$ indica la dosis

equivalente ambiental producida durante una semana a 1 m de la fuente o del foco. Esta carga de trabajo dependerá del número de pacientes tratados a la semana, de la dosis impartida por paciente y de la distancia fuente-isocentro. La carga de trabajo en Sv.m²/semana se puede convertir a horas/semana, a partir de la salida del equipo en Sv.m²/hora. Para los equipos de radiodiagnóstico W se expresa por lo general en mA.min/semana, que indica la multiplicación de la corriente promedio del tubo de rayos X (en mA) por el tiempo de emisión de los rayos X (en minutos) en el período de una semana.

Esta carga de trabajo depende igualmente del número de pacientes atendidos por semana y del mA.min promedio utilizado en cada paciente, en correspondencia con los tipos de estudios realizados con el equipo.

La carga de trabajo en mA.min/semana se puede convertir fácilmente a mSv.m²/semana, a partir de la dosis a 1m del foco (a 1m del isocentro en equipos de CT) por unidad de mA.min. También se puede convertir a horas/semana a partir de la corriente promedio del tubo, expresada en mA. En los equipos de braquiterapia de alta tasa de dosis W se puede expresar en horas/semana, horas/año o convertida a Sv.m²/semana, Sv.m²/año partiendo de: la actividad de la fuente, la constante gamma del radionucleido, el número de pacientes tratados en el período (semana, año) y el tiempo promedio de tratamiento por paciente.

El factor de uso (U) es definido para cada barrera de blindaje y para cada tipo y calidad de las radiaciones incidentes. Indica la fracción del tiempo en la que las radiaciones inciden en la barrera. Cuando se trata de barreras primarias (aquellas hacia las que se puede dirigir el haz primario de radiaciones) el factor de uso puede ser menor que la unidad ($U \leq 1$) en relación con el haz útil. Las barreras secundarias (hacia las que no se dirige el haz primario; pero sí las radiaciones secundarias: de fuga y dispersada) tienen un factor de uso igual a la unidad ($U = 1$) debido a que tanto la radiación de fuga como la dispersada no tienen una dirección predeterminada. Como los mayores requerimientos de blindaje recaen en las barreras primarias, el empleo del factor de uso es de suma importancia en la estimación realista de los espesores necesarios. En el trabajo se han utilizado los factores de uso recomendados en [6].

El factor de ocupación (T) indica la fracción del tiempo de trabajo del equipo durante la cual la persona a proteger permanece expuesta. Los siguientes factores de ocupación [6] se han adoptado, con alto grado de consenso durante más de dos décadas: $T = 1$ para oficinas, consultas, puestos de trabajo y otras áreas con permanencia constante de personal; $T = 1/4$ para pasillos interiores, salas de pacientes, ascensores con operarios, parqueos no atendidos, y otras con ocupación parcial $T = 1/16$ para salas de espera, lavabos, escaleras, ascensores no atendidos áreas exteriores para

uso exclusivo de peatones o tráfico de vehículos, entre otras con ocupación ocasional.

Publicaciones más recientes [11] consideran estos factores de ocupación muy conservadores y recomiendan, por ejemplo: $T = 1/8$ y $T = 1/40$ para áreas con ocupación parcial y ocupación ocasional respectivamente. La definición de los factores de ocupación de las áreas a proteger es esencial en la aplicación adecuada del método basado en TRE.

El método por TRE para un tipo y calidad de radiación incidente se basa en la siguiente expresión para el cálculo de la transmisión (atenuación):

$$\frac{1}{K} = B = \frac{P}{\dot{H}_0 \cdot W \cdot U \cdot T} \quad (3),$$

donde: B es la transmisión calculada al considerar el tiempo real de exposición; K es la atenuación requerida en correspondencia con B; P es la restricción de dosis aplicable a la categoría de personal a proteger, expresada en mSv/semana o en mSv/año; W es la carga de trabajo del equipo, dada en h/semana o en h/año; U es el factor de uso de la barrera a calcular para el tipo y calidad de la radiación incidente, T es el factor de ocupación del área para la categoría del personal a proteger; \dot{H} al igual que en la ecuación (1) es la tasa de dosis (en mSv/h) producida en el punto a proteger por la radiación de interés, sin la atenuación del blindaje.

A partir de la expresión (3) se deduce la ecuación (4) para la estimación de la tasa de dosis tras el blindaje (\dot{H}_0):

$$\dot{H} = \dot{H}_0 \cdot B = \frac{P}{W \cdot U \cdot T} \quad (4)$$

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

La tabla recoge los resultados de los cálculos de blindajes realizados por el método de los TRE y de las TDMP para un acelerador dual de energía máxima de fotones igual a 15 MeV, un equipo de cobaltoterapia, un equipo de tomografía computadorizada y un equipo de braquiterapia de alta tasa de dosis (HDR) con fuente de ¹⁹²Ir. Los espesores de concreto en centímetros (densidad = 2.35g.cm⁻³) aparecen indicados como X y X' para el método de los TRE y de las TDMP. Las diferencias entre estos espesores (en % de X) aparecen indicadas como DX. Los valores de tasa de dosis equivalente ambiental, tras los blindajes de nuevo diseño (método por TRE) aparecen, para cada tipo de instalación, en la fila denotada como H.

Las consideraciones adoptadas son las siguientes: Acelerador: W= 125 horas/año (80 pacientes por día, 75% de tratamientos con fotones de 15 MeV, 30 segundos por sesión). Tasa de dosis en el isocentro = 6,67 cGy.s⁻¹; distancia foco-isocentro = 1 m; tipo de radiación: haz primario; distancia desde el isocentro al punto a proteger = 5,0 m.

Espesores de blindaje obtenidos por los métodos de los TRE y las TDMP

	Acelerador			Co-60			Tomógrafo			HDR-Braquiterapia		
	TOEs	Pb		TOEs	Pb		TOEs	Pb		TOEs	Pb	
U	1/4	1/4	1/4	1/4	1/4	1/4	1	1	1	1	1	1
T	1	1/4	1/16	1	1/4	1/16	1	1/4	1/16	1	1/4	1/16
X (cm)	200,0	220,0	193,0	100,0	110,0	96,0	10,9	13,3	9,7	50,0	55,0	46,0
X (cm)	250,0	290,0		115,0	135,0		14,0	20,0		50,0	64,0	
ΔX (%)	25	32	50	15	23	41	30	50	106	0	16	39

(1) Tasa de dosis equivalente ambiental

Equipo de Co-60: W= 309 horas/año (80 pacientes por día, 55 segundos por sesión). Tasa de dosis en el isocentro = $4,5 \text{ cGy.s}^{-1}$; distancia foco-isocentro = 0,8m; tipo de radiación: haz primario; distancia del isocentro al punto a proteger = 4,0 m.

Equipo de tomografía: W= 125 horas/año (40 pacientes por día, 45 segundos por paciente). Tipo de equipo: helicoidal; ancho de cortes = 10 mm; Pitch = 1; tensión = 120 kV; corriente máxima = 300 mA; tiempo por corte = 1,5 segundos; longitud promedio de exploración = 300 mm; tasa de exposición en la dirección del punto a proteger: $1000 \text{ nC.kg}^{-1}.\text{m}^2$ para 900 mAs a 135 kV; tipo de radiación: dispersada en el paciente; distancia desde el isocentro al punto a proteger = 3 m.

Equipo de braquiterapia de alta tasa: W= 417 horas/año (50 pacientes por semana, 10 minutos por paciente); distancia desde la fuente al punto a proteger = 1,5 m; tipo de radiación: primaria isotrópica.

Como se aprecia en la tabla, se obtuvieron diferencias importantes en los espesores de blindajes calculados por ambos métodos. Las tasas de dosis tras los blindajes de nuevo diseño superaron las TDMP correspondientes [1] en más de un orden de magnitud.

CONCLUSIONES

El método de cálculo por TRE es adecuado para la optimización de la protección radiológica, permitiendo mantener las dosis por debajo de las restricciones establecidas, con un ahorro considerable en materiales en algunos casos. La importancia del método, en relación con el empleo de las TDMP, crece en la medida en que W (en horas/año) se hace más pequeña, como en aceleradores lineales de uso médico y equipos de tomografía.

Las tasas de dosis tras los blindajes de nuevo diseño pueden superar las TDMP tradicionales, en varios órdenes de magnitud, sin que ello implique el incumplimiento con las restricciones de dosis establecidas.

Al aplicar los TRE, las categorías de personal y los factores de ocupación en cada una de las

áreas a proteger forman parte de las bases de diseño de cualquier instalación, por lo que requieren de una cuidadosa definición. Una vez construidos los blindajes, cualquier cambio que implique modificaciones en estos parámetros se deberá evaluar en relación con el cumplimiento de los requisitos de protección radiológica.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Secretaría Ejecutiva para Asuntos Nucleares: Reglamento para el trabajo con sustancias radiactivas y otras fuentes de radiaciones ionizantes. Decreto No. 142 del Consejo de Ministros, 1988.
- [2] Comisión Internacional de Protección Radiológica. Recomendaciones de la ICRP, Publicación 60. Pergamon Press, Oxford and New York, 1991.
- [3] Organismo Internacional de Energía Atómica. Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección Contra las Radiaciones Ionizantes y para la seguridad de las Fuentes de Radiaciones. Colección de Seguridad No. 115. OIEA, 1994.
- [4] Resolución Conjunta CITMA-MINSAP: Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica. Gaceta Oficial de la República de Cuba, 4 de enero de 2002.
- [5] Centro Nacional de Seguridad Nuclear: Guía para la Implementación de los Reglamentos de Seguridad en la Práctica de la Radioterapia. Resolución No. 34/2001.
- [6] National Council on Radiation Protection and Measurements, Structural Shielding Design and Evaluation for Medical Use of X rays and Gamma Rays of Energies up to 10 Mev, NCRP Re-report No. 49, Bethesda 1976, First Reprinting in 1991.
- [7] National Council on Radiation Protection and Measurements, Radiation Protection Design Guidelines for 0,1-100 Mev Particle Accelerator Facilities, NCRP Report No. 51, Bethesda 1990.
- [8] DOUGLAS, J., SIMPKIN, Transmission of scatter radiation from computed tomography (CT) scanners determined by a Monte Carlo calculation. Health Physics 58 (1990)363-367.
- [9] PATTON, H. MCGINLEY, Shielding techniques for radiation oncology facilities. Medical Physics Publishing, ISBN 0-944838 (1998)82-0.
- [10] SHIMADZU: Curvas de isodosis para maniquí de tronco. Shimadzu SCT 7800, Japón.
- [11] National Council on Radiation Protection and Measurements, Structural Shielding Design for Medical X ray Imaging Facilities, NCRP Report No. 147, 2004.

Recibido: 22 de marzo de 2005
Aceptado: 11 de abril de 2005

CUANTIFICACIÓN DE LA INCERTIDUMBRE DE LAS MEDICIONES GAMMA ESPECTROMÉTRICAS DE MUESTRAS AMBIENTALES Y ALIMENTOS

Jorge Carrazana González, Eduardo Capote Ferrera, Isis M. Fernández Gómez

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

carrazana@cphr.edu.cu

Resumen

En este trabajo se presenta un estudio comparativo entre diferentes metodologías para el cálculo de incertidumbre expandida. El estudio se hizo para el ensayo de espectrometría gamma en muestras ambientales y alimentos. Las metodologías comparadas se utilizaron en los programas de análisis de espectros gamma empleados en el laboratorio, en el cálculo mediante la generación de derivadas parciales y en el uso de las hojas de cálculo de Kragten. Se concluyó que, bajo las condiciones específicas de medición, no existen diferencias significativas entre las metodologías comparadas.

UNCERTAINTY CALCULATION IN GAMMA SPECTROMETRIC MEASUREMENTS OF ENVIRONMENTAL AND FOODSTUFFS SAMPLES

Abstract

In this paper a comparative study, among different methodologies for expanded uncertainty calculation, is presented. The study was done for gamma spectrometric assay of environmental and foodstuffs samples. The compared methodologies were the software methods of gamma spectra analysis used in our Laboratory, the calculation through partial derivatives generation and the Kragten spreadsheet technique. As conclusion, in our specific measurement conditions, there were not found significant differences among the compared methodologies.

Palabras clave: uncertainty principle, gamma spectroscopy, ecological concentration, computer calculations, radiation protection

INTRODUCCIÓN

El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) se trazó como objetivo desde 1994 implantar un Sistema de Gestión de la Calidad, que garantice, que los servicios científico-técnicos que brinda se correspondan con las expectativas de los clientes y las exigencias nacionales y recomendaciones internacionales.

El Laboratorio de Vigilancia Radiológica Ambiental, constituido desde la propia creación del CPHR se especializa en determinar radionúclidos en el medio ambiente y los alimentos. Es el encargado de brindar soporte analítico a la posta de occidente de la Red Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental de la República de Cuba y a su vez es el que lleva desde el punto de vista técnico la vigilancia radiológica de alimentos de importación y exportación.

Este laboratorio en el año 2002 recibió la categoría de laboratorio acreditado por la norma cubana ISO/IEC 17025, que otorga el Órgano Nacional de Acreditación de la República de Cuba.

Uno de los requisitos técnicos de esta norma cubana es que cada laboratorio sea capaz de

cuantificar de forma correcta la incertidumbre de las calibraciones y los ensayos que realiza.

Los laboratorios de vigilancia ambiental en general y este laboratorio en particular, tienen gran importancia por cuanto reportan datos que están asociados directamente con la presencia de elementos contaminantes, que pueden tener algún impacto nocivo sobre la población y el medio ambiente.

En este trabajo se presenta un estudio comparativo de métodos utilizados internacionalmente para la cuantificación de la incertidumbre expandida de resultados analíticos: el método empleado por los softwares de análisis de espectros gamma, el cálculo mediante la generación de derivados parciales [1] y el uso del método de hojas de cálculo de Kragten [2]. Los cálculos se desarrollaron a partir del ensayo de determinación de radionúclidos emisores gamma por espectrometría de alta resolución y usando un material de referencia certificado.

MATERIALES Y MÉTODOS

Análisis de las fuentes de incertidumbre

El análisis de las fuentes de incertidumbre tiene en cuenta:

1. La expresión matemática de la dependencia del mensurando con las magnitudes de entrada. El mensurado correspondiente a este ensayo es la “concentración de actividad” del radionúclido en la muestra, que se calcula como:

$$C = \frac{(T_{cmf} - T_{cf})}{E_f \cdot y \cdot m} \quad (1)$$

donde:

- C: es la concentración de actividad (Bq/kg).
- T_{cmf}: es la tasa de conteos de la muestra más el fondo en el fotopico correspondiente del radionúclido de interés (cps).
- T_{cf}: es la tasa de conteos del fondo en el fotopico correspondiente del radionúclido de interés (cps).
- E_f: es la eficiencia de detección para la energía correspondiente del radionúclido de interés.
- y: es la probabilidad de emisión gamma para la energía correspondiente del radionúclido de interés
- m: es la masa de la muestra (kg)

En la expresión (1) el tiempo de medición de la muestra es muy pequeño en comparación con el periodo de semidesintegración del radionúclido y el valor reportado corresponde al tiempo de medición y no a un tiempo anterior o posterior.

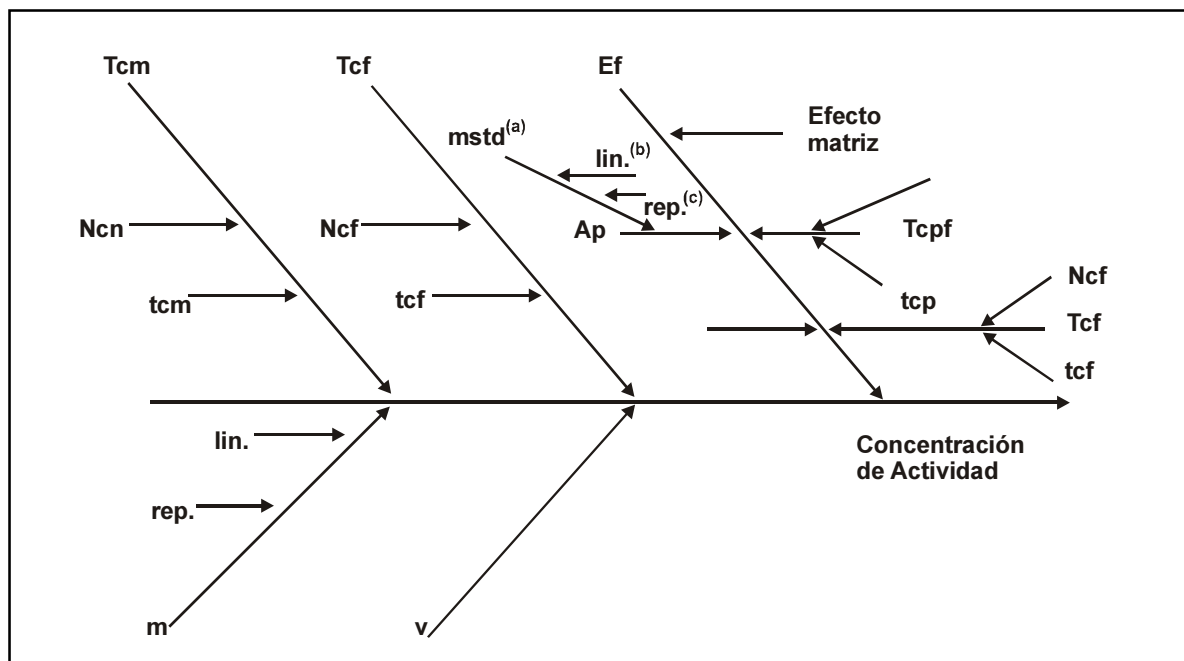
2. Identificación de las fuentes de incertidumbre. En la figura 1 aparecen representadas las fuentes de incertidumbre de este ensayo [3].

Clasificación de las fuentes de incertidumbre según su tipo

La clasificación de las fuentes de incertidumbre aparece en la tabla 1 y se realizó según [4].

1. Expresión matemática de la incertidumbre combinada.

$$U_c = \frac{1}{E_f \cdot y \cdot m} \sqrt{U_{T_{cmf}}^2 + U_{T_{cf}}^2 + (T_{cmf} - T_{cf})^2 \left(\frac{U_{E_f}^2}{E_f^2} + \frac{U_m^2}{m^2} + \frac{U_y^2}{y^2} \right)} \quad (2)$$



- (a) mstd: masa del estándar
 (b) lin.: desviación de la linealidad de la balanza analítica
 (c) rep.:varianza asociada al estudio de repetibilidad y reproducibilidad

Tabla 1. Clasificación de las fuentes de incertidumbre

Fuentes de incertidumbre	Forma en que se evalúa	Tipo de incertidumbre
U _{Tcmf}	Ajuste de una función analítica	A
U _{Tcf}	Ajuste de una función analítica	A
U _{Ef}	Ajuste de una función analítica	A
U _m - Linealidad - Repetibilidad y Reproducibilidad	Del certificado de la balanza varianza de mediciones independientes	B A
U _y	De la tabla de datos nucleares	B

Cálculo de la incertidumbre combinada de la actividad a través del método de las derivadas parciales

Este método se basa en el cálculo de las derivadas parciales o coeficientes de sensibilidad.

- Incertidumbre de la tasa de conteos de la muestra más el fondo.

$$U_{Tcmf} = \frac{1}{tcm} \sqrt{\left(U_{Ncmf}^2 + \frac{U_{tcm}^2}{tcm^2} \right)} \quad (3)$$

- Incertidumbre de la tasa de conteos del fondo.

$$U_{Tcf} = \frac{1}{tcf} \sqrt{\left(U_{Ncf}^2 + \frac{U_{tcf}^2}{tcf^2} \right)} \quad (4)$$

- Incertidumbre de la eficiencia.

$$U_{Ef} = \frac{1}{Ap \cdot y} \sqrt{\left(\left(U_{Tcpl}^2 + U_{Tcf}^2 \right) + (Tcpl - Tcf)^2 \cdot \left(\frac{U_{Ap}^2}{Ap^2} + \frac{U_y^2}{y^2} \right) \right)} \quad (5)$$

- Incertidumbre de la masa.

$$Um = \sqrt{U_{linealidad}^2 + U_{repetibilidad}^2} \quad (6)$$

- Incertidumbre de la probabilidad de emisión gamma.

La incertidumbre de la probabilidad de emisión gamma (Uy) se toma de la tabla de datos nucleares [5].

Cálculo de la incertidumbre combinada de la actividad a través del método de Kragten

Este método, recomendado en la guía EURACHEM [1] se basa en el cálculo numérico de las derivadas parciales. Las derivadas parciales se pueden aproximar de la forma siguiente:

$$\frac{\partial y}{\partial x_i} = \frac{y(x_i + u(x_i)) - y(x_i)}{u(x_i)} \quad (7)$$

Entonces la incertidumbre u(y,x_i) en «y» debida a la incertidumbre en «x_i» sería:

$$u(y, x_i) \approx y(x_i, x_2, \dots, x_i + u(x_i)) - y(x_i, x_2, \dots, x_i) \quad (8)$$

Basado en esto, el método propone el uso de una hoja de cálculo que tiene la estructura que aparece en la tabla 2.

Condiciones de medición de la muestra

En las mediciones se emplearon detectores de germanio hiperpuro (HpGe) de las firmas SILENA y CANBERRA con sistema de rejilla para el posicionamiento de las muestras. El estudio se realizó midiendo cinco veces en cada detector un material de referencia certificado. El tiempo de medición empleado fue el menor de los usados por el laboratorio en el ensayo de espectrometría gamma (1000 s). Para este tiempo, la incertidumbre asociada a este parámetro resulta despreciable.

La comparación de las incertidumbres expandidas, obtenidas por los distintos métodos, se efectuó a través de Test de Fisher para un 95% de confianza.

Tabla 2. Modelo de la hoja de cálculo de Kragten

	Valor	Incertidumbre	Incertidumbre relativa	Tcmf	Tcf	Ef	y	m
Tcmf	A	a	a/A	A+a	A	A	A	A
Tcf	B	b	b/B	B	B+b	B	B	B
Ef	E	e	e/E	E	E	E+e	E	E
y	Y	y	y/Y	Y	Y	Y	Y+y	Y
m	M	m	m/M	M	M	M	M	M+m
C	$\frac{(A-B)}{EYM}$	c = k x Dif	c/C	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$
		k (Factor de cobertura)	Diferencia	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$
			Diferencia al cuadrado	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$	$\frac{(A-B)}{EYM}$
			Suma de diferencias al cuadrado	$Dif^2 = Dif_A^2 + Dif_B^2 + Dif_C^2 + Dif_D^2 + Dif_E^2$				

$$A' = A+a, B' = B+b, E' = E+e, Y' = Y+y, M' = M+m$$

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Del análisis de la contribución a la incertidumbre expandida de los diferentes parámetros que intervienen en la determinación de concentración de actividad de la muestra (figura 1), se encontró que aquellos de mayor peso son la tasa de conteos de la muestra y la calibración en eficiencia, según se muestra en la figura 2.

Resulta despreciable la incertidumbre asociada a la masa debido al valor de esta en las muestras que se miden (0,3 a 0,5 kg) y a las características de la balanza analítica empleada.

En el caso de que se mida un radionúclido artificial, la incertidumbre asociada a la tasa de conteos del fondo puede ser también despreciada.

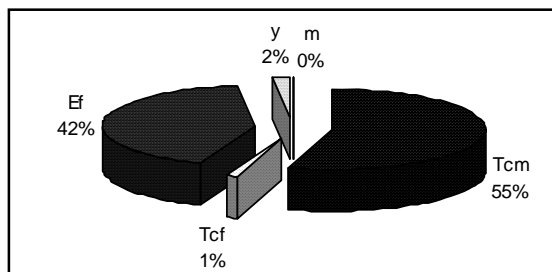


Figura 2. Influencia de cada parámetro en la incertidumbre combinada correspondiente a la medición de la muestra utilizada en el estudio.

Como resultado de las mediciones, no se encontraron diferencias significativas entre los distintos métodos empleados para el cálculo de la incertidumbre expandida, como se indica en las tablas 3 y 4.

Tabla 3. Cálculo de incertidumbre por diferentes métodos con relación al software Gamma 2000 de SILENA

Número de la medición	Incertidumbre expandida reportada por el software Gamma 2000 de SILENA (Bq/kg) (k= 2)	Incertidumbre expandida calculada empleando el método de las derivadas parciales (Bq/kg) (k= 2)	Incertidumbre expandida calculada empleando el método de Kragten (Bq/kg)(k= 2)
1	43,2	44,4	44,0
2	42,0	43,0	42,6
3	43,6	42,2	41,8
4	45,2	43,8	43,6
5	46,4	47,6	47,2
Incertidumbre expandida de todas las mediciones (Bq/kg) (k=2)	44,1	44,2	43,9
Diferencias significativas ($\gamma=4$, $\alpha=0,05$)	NO		NO

Tabla 4. Cálculo de incertidumbres por diferentes métodos con relación al software Interwinner 4.1 de CANBERRA

Número de la medición	Incertidumbre expandida reportada por el software InterWinner 4.1 de CANBERRA (Bq/kg) (k= 2)	Incertidumbre expandida calculada empleando el método de las derivadas parciales (Bq/kg) (k=2)	Incertidumbre expandida calculada empleando el método de Kragten (Bq/kg)(k=2)
1	34,6	34,6	34,2
2	33,6	34,8	34,4
3	33,6	34,6	34,2
4	32,4	34,4	34,2
5	34,6	35,0	34,8
Incertidumbre expandida de todas las mediciones (Bq/kg) (k=2)	33,8	34,7	34,3
Diferencias significativas ($\gamma=4$, $\alpha=0,05$)	NO		NO

Se pone de manifiesto que en las condiciones específicas de medición, los programas de análisis de espectros gamma usados en el laboratorio brindan una información correcta de la incertidumbre expandida de medición. Estos parámetros se tienen en cuenta en el cálculo de incertidumbre realizados por los programas.

CONCLUSIONES

En las mediciones de muestras en condiciones como las expuestas anteriormente, los programas que emplea el laboratorio para el análisis de espectros gamma ofrecen una estimación adecuada de la incertidumbre expandida, sin diferencias significativas cuando se compara con el método de las derivadas parciales y la hoja de cálculo de Kragten.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Cuantificación de la incertidumbre en mediciones analíticas. Eurachem. Primera edición en español, 2000.
- [2] KRAGTEN, J., Calculating standard deviations and confidence intervals with a universally applicable spreadsheet technique. *Analyst*. 119 (1994)2661-2166.
- [3] Quantifying uncertainty in nuclear analytical measurements. IAEA-TECDOC-1401. July 2004.
- [4] Procedimiento 1.3: Procedimiento para la evaluación de incertidumbres en la determinación de radiactividad ambiental. CSN. Colección informes técnicos 11.2003. Serie Vigilancia Radiológica Ambiental.
- [5] PFENNIG, G., KLEWE-NEBENIUS, H., SEELMANN-EGGEBERT, W., NUKLIDKARTE, KARLSRUHER Forschungszentrum Karlsruhe, Technik und Umwelt, November 1995.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

QUINCE AÑOS DEL PROGRAMA CUBANO CON NIÑOS DE TERRITORIOS AFECTADOS POR EL ACCIDENTE DE CHERNOBIL

Omar García¹, Julio Medina²

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

²Hospital Pediátrico Tarará, Ciudad de La Habana, Cuba

omar@cphr.edu.cu

Resumen

El programa cubano que brinda atención médica especializada y desarrolla un plan sanatorial de rehabilitación con niños de áreas afectadas por la contaminación radiactiva resultante del accidente de Chernobil cumplió quince años de trabajo en marzo de 2005. Hasta ese momento se habían atendido más de 21 500 niños y adultos. En el programa se han ejecutado un importante conjunto de acciones médicas y se han realizado investigaciones dosimétricas y biomédicas. Dentro de las actividades de atención médica resaltan el tratamiento de afectaciones hematológicas, entre ellas, más de 120 leucemias, la realización de trasplantes de médula ósea y el tratamiento de enfermedades endocrinológicas y neoplásicas. Los estudios dosimétricos han permitido crear una base de datos que acumula información de más de 8 000 niños sobre la contaminación interna por ¹³⁷Cs, las dosis interna, externa, y total, el análisis del comportamiento de toda la información médica que se genera en el programa en función de la contaminación del terreno y de la contaminación interna. El programa cubano ha acumulado una experiencia de interés para los médicos, psicólogos, los especialistas relacionados con la protección radiológica y para el público que se interesa por los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes. Este artículo brinda los principales resultados del programa.

FIFTEEN YEARS OF THE CUBAN PROGRAM WITH CHILDREN FROM AREAS AFFECTED BY THE CHERNOBYL ACCIDENT

Abstract

The Cuban Chernobyl Program arrived to the 15th anniversary in March 2005. This program was designed to offers specialised medical attention and to develop a rehabilitation plan with children from areas affected by the Chernobyl accident. More than 21 500 children and adults had been assisted in the program up to the moment, with a significant set of medical procedures done. Dosimetric and biomedic research had been also carried out as part of the program. The most significant medical attention activities include the treatment of children with haematological disorders, including 120 leukaemia, bone marrow transplants, and the treatment of endocrine and cancer diseases. The dosimetric studies allow made a data base with information on internal ¹³⁷Cs contamination, internal, external and total doses, children living location, and its contamination by ¹³⁷Cs, and other significant information for radiological impact evaluation in more than 8000 children. The behaviour of all the medical information of the program in relation to the contamination of the land and the internal contamination of the children was analysed using this database. The program has accumulated an experience of interest for physicians, psychologists and in general persons interested in Chernobyl consequences. This paper present a summary of the main results obtained in the program.

Palabras clave: Chernobylsk-4 reactor, biological radiation effects, children, radiation protection, dosimetry, Cuba, radiation monitoring

INTRODUCCIÓN

El programa cubano para la atención a niños que habitan áreas afectadas por la contaminación radiactiva resultante del accidente de Chernobil, cumplió 15 años en el 2005. El programa se creó en marzo de 1990, como respuesta de las autoridades de la salud de Cuba a solicitudes de organizaciones sociales de la ex Unión Soviética.

El objetivo del programa es brindar atención médica altamente especializada y desarrollar, en un ambiente apropiado, un plan sanatorial de rehabilitación con acciones integrales de salud.

Su sede principal es un campamento infantil de verano situado en la playa de Tarará, al Este de la capital cubana. Esta instalación de 11 km cuadrados, posee residencias donde habitualmente

radican los niños y sus acompañantes, dos hospitales, una clínica estomatológica, un parque de ambulancias, un centro de elaboración de alimentos, un teatro, varios parques y áreas de recreación, 2 km de playa, escuelas y todas las comodidades adicionales necesarias para cumplimentar los objetivos propuestos [1].

El programa a la par con la atención médica, incluye estudios dosimétrico y de evaluación del impacto de las radiaciones sobre la salud y se realiza por especialistas del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), institución que ha estado vinculada al programa desde sus inicios. Este trabajo ofrece los principales resultados del programa, donde participan cientos de trabajadores vinculados a la salud y a la ciencia en Cuba.

Selección y clasificación de los casos

La selección de los casos es la etapa inicial del proceso que se desarrolla dentro del programa y tiene como objetivo elegir a aquellos niños cuyos padecimientos se puedan curar o mitigar en Cuba. La selección comenzó en la década del noventa mediante la visita de equipos médicos cubanos a los territorios afectados por el accidente. Posteriormente, el volumen y la regularidad del envío de niños al programa hizo que se insertara un equipo médico en la zona para realizar el proceso sistemáticamente.

Actualmente este proceso lo realiza un médico pediatra que domina los elementos que se necesitan para hacer la selección correcta [1,2].

La selección de los niños no se realiza considerando los niveles de la contaminación radiactiva de los territorios donde habitan, sino por un criterio exclusivamente médico.

El proceso de selección incluye: el examen clínico del paciente, la valoración de su posible tratamiento o rehabilitación en Cuba y la clasificación en uno de los siguientes grupos.

- Grupo I: Niños con afecciones oncohematológicas y enfermedades graves. Este grupo representa alrededor del 3% de los casos atendidos en el programa. Todos deben venir acompañados por un familiar. Generalmente tienen estadios prolongados en dependencia de su recuperación y todos necesitan hospitalización.

- Grupo II: Niños con diversas patologías que requieren hospitalización desde su llegada a Cuba, pero que no son considerados graves. Representan alrededor del 17% de los casos atendidos. Los menores de 8 años vienen acompañados por un familiar, y los mayores por guías o educadores. El estadio es de 60 o más días aproximadamente.

- Grupo III: Niños con patologías susceptibles de tratamiento ambulatorio. Representan alrededor del 60% de los casos atendidos. Vienen

acompañados por guías o educadores. Su estancia está marcada por el intervalo entre los vuelos, que fue en los inicios de 45 días, pero en la actualidad puede llegar hasta 60 o más días.

- Grupo IV: Niños relativamente sanos. Representan alrededor del 20% de los casos atendidos.

Organización de la atención médica

La atención médica contempla: la recepción de los casos, la dispensarización a los niveles de atención primario, secundario y terciario, las acciones de salud a cada nivel y seguimiento de los casos [1,2].

La recepción de los niños se realiza en el aeropuerto por las autoridades de la salud de Tarará, las cuales cuentan con la información previa sobre el número de casos y su clasificación preliminar para solucionar la ubicación correcta.

La dispensarización a los niveles de atención primario, secundario y terciario y la confección de la historia clínica se realiza en la primera semana de estancia en el sanatorio.

El nivel primario atiende a los niños de los grupos III y IV y se ejecuta en las instalaciones de Tarará. Está organizado bajo el sistema cubano del médico de la familia, que en esta variante garantiza la atención de 50 niños por un médico y una enfermera. Según la atención primaria, se jerarquizan en los sectores de atención médica especializada (SAME), que poseen los especialistas, psicólogos, enfermeras y el resto del personal necesario para ejecutar sus actividades.

Existen cuatro SAME, para las siguientes especialidades: oncohematología, dermatología, aislamiento y tratamiento sanatorial. En este nivel se realiza la atención estomatológica integral, las investigaciones complementarias necesarias y la rehabilitación de niños sometidos a procedimientos médicos de alto riesgo como trasplante de órganos, intervenciones cardiovasculares y otras.

El nivel secundario atiende a los niños del grupo II y se ejecuta en las instalaciones hospitalarias de Tarará que poseen 350 camas de internamiento y el personal necesario para su atención. Este nivel cuenta con las colaboraciones de dos hospitales pediátricos, un hospital especializado en la atención de adultos y un importante grupo de instituciones científicas y de la salud radicadas en la capital cubana.

El nivel terciario realiza los procedimientos médicos de alta complejidad en los casos del grupo I o de otros grupos que lo requieran y se ejecuta en instituciones especializadas de la capital.

La estancia en la isla de los niños de los grupos III y IV se programó para 45 días como mínimo durante los años 90 y 94, pudiendo ser mucho mayor para niños de los grupos I y II [1]. En la actualidad la estancia de los niños es de 60 o más días.

El total de personas atendidas en el programa hasta diciembre de 2004 fue de 21 510. El gráfico muestra la tendencia en el número de niños atendidos por año. Las cifras por países se muestran en la siguiente tabla.

País	Año	Número de casos atendidos		
		Niños	Adultos	Total
Bielorrusia	1990-1992	671	59	730
Rusia	1990-1992	2715	213	2928
Ucrania	1990-2004	14 666	3118	17784
Brasil	1992	34	19	53
Armenia	1991	9	2	11
Moldavia	1990	2	2	4
Total general	1990-2004	18 097	3 413	21 510

Los pacientes brasileños estaban relacionados con el accidente de Goiania y los de Armenia con el terremoto ocurrido en dicho país.

Principales resultados del programa de atención médica

Los padecimientos más frecuentes en los niños de los grupos II, III y IV tratados son las caries: (85%), las enfermedades endocrinas (59%), las enfermedades digestivas (58%), las adenopatías (30%), las enfermedades otorrinolaringológicas (29%) y las enfermedades dermatológicas (20%) [2].

En el nivel de atención médica terciaria se destacan el tratamiento de:

- Más de 290 pacientes con afectaciones hematológicas, entre ellas, más de 120 leucemias y 6 trasplantes de médula ósea,
- Más de 150 casos con enfermedades endocrinológicas.
- Más de 100 casos con enfermedades neoplásicas.
- Más de 100 intervenciones quirúrgicas

Otro de los resultados significativos del programa médico es el tratamiento del vitiligo, la alopecia y la soriasis. Hasta el momento se han obtenido resultados positivos en:

- el 99,8% de los casos de vitiligo tratados.
- el 93,9% de los casos con soriasis tratados.
- el 60% de las alopecias tratadas.

Extensión de las experiencias del programa

La experiencia del programa cubano se ha extendido hasta la propia Ucrania. Por decisión del presidente de Ucrania en 1998 se inauguró en la ciudad de Evpatoria, provincia de Crimea, un sanatorio destinado a la rehabilitación de personas relacionadas con el accidente de Chernobí. En este sanatorio trabajan desde la fecha de inauguración una brigada de médicos cubanos integrada por un pediatra, un especialista en

medicina general integral, un hematólogo, un endocrino, un psicólogo y un traductor de idioma ruso. Más de 6000 personas han pasado por ese programa asesorado por nuestros especialistas.

Evaluaciones dosimétricas y de impacto sobre la salud

Uno de los aspectos de mayor atención dentro del programa desde sus orígenes fue el relacionado con las dosis de radiación que habían recibido los niños, las que potencialmente pudieran recibir y las consecuencias que estas dosis podían tener para la salud.

Una de las secuelas del accidente de Chernobí, fue la diseminación de las sustancias radiactivas en un vasto territorio, donde se cultivan plantas y viven animales de los cuales se alimentan sus pobladores. Esto crea la posibilidad de que estas sustancias se incorporaran al organismo humano por la cadena alimentaria que forman el suelo, las plantas, los animales y el hombre. La sustancia radiactiva incorporada genera una dosis de radiación interna, mientras que la que es acumulada en el terreno genera una dosis de irradiación externa. La dosis total que reciben los individuos se estima a partir de estas dos componentes.

Para evaluar las dosis de radiación y sus repercusiones sobre la salud, el CPHR desarrolló desde 1990 investigaciones a través de proyectos científicos con un componente dosimétrico y otro de evaluación del efecto de las dosis de radiación sobre indicadores generales de la salud y sobre indicadores biológicos específicos del daño por radiación.

Las evaluaciones dosimétricas contemplan:

- a) La medición de la contaminación interna por cesio 137 (¹³⁷Cs).
- b) Las estimaciones de dosis interna, externa y total.

Para realizar los estudios dosimétricos se seleccionó al ¹³⁷Cs, ya que por sus características perdura durante muchos años en el medio ambiente y después de incorporado al organismo se va eliminando en un proceso que dura decenas de días. Por lo tanto es factible su medición cuando se poseen los equipos adecuados.

La medición de la contaminación interna se realiza en el contador corporal del CPHR. Esta instalación posee un blindaje que reduce el fondo radiactivo ambiental y su límite de detección para el ¹³⁷Cs es de 75 Bq.(Becquerel).

Las estimaciones de dosis se realizan de acuerdo con las metodologías internacionalmente reconocidas, que están incorporadas en un sistema automatizado denominado EVACID. El sistema se diseñó

especialmente para estos estudios en el CPHR [3]. En EVACID se han programado también las operaciones para realizar la evaluación del impacto de las radiaciones sobre indicadores generales de la salud. En general el sistema permite:

- Almacenar y procesar la información general sobre los niños (edad, lugar de procedencia, talla, peso, etc).
- Almacenar y utilizar la información sobre la contaminación radiactiva de las localidades afectadas por el accidente donde habitan niños que se benefician con el programa.
- Almacenar y procesar la información médica y de análisis de laboratorio que se obtiene por el servicio médico de Tarará.
- Almacenar toda la información que se obtiene de las mediciones de la contaminación interna de los niños.
- Realizar los cálculos dosimétricos tanto para la medición interna como para los datos sobre la contaminación del terreno.
- Realizar correlaciones y reportes de los valores de dosis.
- Establecer correlaciones entre valores o intervalos de valores de dosis y el comportamiento de parámetros médicos de acuerdo con las regiones geográficas, grupos de edades, sexo, valores de análisis de laboratorio, enfermedades y otros.

Los estudios dosimétricos realizados hasta hoy abarcan más de 8000 niños con edades entre 1 y 17 años y han permitido crear una base de datos única, con la peculiaridad de haber sido obtenida por un mismo grupo de investigadores que han utilizado el mismo equipo para medir las radiaciones y la misma metodología para calcular las dosis [3].

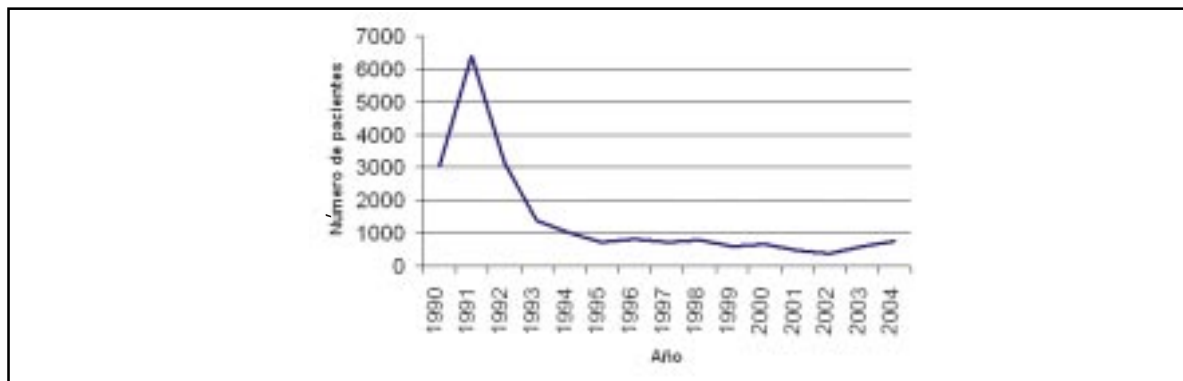
Los resultados de las estimaciones dosimétricas publicados evidencian que, con excepción de las

dosis en tiroides, que alcanzan en algunas regiones valores de hasta 2 Gy, el grupo estudiado ha recibido bajos niveles de dosis de radiación.

Las dosis por contaminación interna asumiendo un modelo de incorporación crónica para 70 años es de $<1 - 9$ mSv, con el 55% de los niños con dosis inferiores a 0,1 mSv [3]. Las dosis totales, considerando la irradiación por contaminación interna y la irradiación externa por contaminación del terreno para el año en que se realiza el estudio oscila entre $<1 - 85$ mSv y para 70 años $<1 - 170$ mSv [3]. La dosis que se recibe en el mundo, producto del fondo radiactivo ambiental, es de 2,4 mSv como promedio por año [4].

Para realizar las evaluaciones de impacto sobre la salud se han realizado estudios retrospectivos y prospectivos. Los estudios retrospectivos se realizaron en un grupo de 3 500 niños ucranianos por ser los más representativos dentro del universo estudiado hasta el momento. El análisis se realizó aplicando a la misma muestra dos criterios de evaluación que se identificaron como bloques. El bloque I se formó considerando la contaminación interna medida en los niños que es la información más objetiva de los estudios dosimétricos. El bloque II se formó considerando la contaminación superficial de los territorios, por ser el principal contribuyente a la dosis externa y total que reciben los niños.

En cada uno de estos bloques se formaron cinco grupos con diferentes niveles de contaminación interna y con diferentes niveles de contaminación del terreno. Se consideró para esta división, que en cada grupo quedara un número significativo de niños y que fuera posible definir en cada bloque un grupo de control. En el bloque I el grupo de control lo constituyeron niños sin ninguna contaminación interna y en el bloque II el grupo de control lo constituyeron niños de territorios sin contaminación [3]. En ambos bloques se analizó el comportamiento de la morbilidad, el peso y la talla, el hemograma periférico y la hemoglobina, las hormonas T4, TSH y las frecuencias de hiperplasias tiroideas [3].



Número de niños de áreas afectadas por el accidente de Chernobyl atendidos por año en el programa cubano.

De todos los indicadores analizados solamente las hiperplasias tiroideas mostraron un incremento significativo al aumentar la contaminación por ^{137}Cs en los grupos de ambos bloques [3].

Se realizaron además dos estudios biomédicos prospectivos utilizando las aberraciones cromosómicas y los micronúcleos en los linfocitos de la sangre periférica. Las aberraciones cromosómicas son el indicador biológico más reconocido en estos momentos para evaluar el efecto de las radiaciones ionizantes y los micronúcleos tienen gran aplicabilidad para evaluar las acciones genotóxicas de contaminantes ambientales.

En el primer estudio se analizó el comportamiento de estos dos indicadores en un grupo de 14 pacientes con padecimientos hematológicos, siendo el hallazgo más significativo la detección de aumento de micronúcleos en un caso que presentaba una enfermedad de origen viral [5].

En el segundo estudio se analizaron 69 niños de ellos 20 se seleccionaron de Ovruch, localidad en la que todos los niños estudiados hasta el momento tenían niveles detectables de contaminación interna, 28 niños se seleccionaron de Pripiat, localidad donde residían los operarios de la central de Chernobyl y que fue totalmente evacuada tras el accidente y 21 se seleccionaron de Kiev, ciudad no contaminada por el accidente.

En estos tres grupos las frecuencias de aberraciones cromosómicas eran similares, evidenciando que los niveles de dosis recibidos por los niños en las localidades que fueron objeto de estudio no indujeron la aparición de aberraciones cromosómicas [3].

Recientemente se evaluó la posible afectación al ADN de la contaminación interna por ^{137}Cs . Para ello se aplicó el ensayo cometa a los linfocitos de 27 niños con contaminación interna demostrada en los estudios dosimétricos y a 29 niños que no estaban contaminados internamente. Los resultados evidencian que no se han producido alteraciones detectables en el ADN [6].

CONCLUSIONES

El programa cubano con niños de áreas afectadas por el accidente de Chernobyl ha desarrollado una intensa labor durante quince años de trabajo, en los cuales la infraestructura médica creada ha mostrado su funcionalidad al permitir que se beneficien del programa miles de niños y que muchos de ellos recuperen su salud.

El programa ha sido además capaz de extender su experiencia y resulta una referencia importante para todos los interesados en el tema de la atención médica ante situaciones de desastre. Los estudios dosimétricos y de impacto sobre la salud han permitido obtener una información de gran utilidad, que junto a la generada por otros estudios sobre el tema, permiten comprender las secuelas del más grave accidente en la historia de la industria nuclear.

AGRADECIMIENTOS

Queremos expresar nuestro agradecimiento a los cientos de trabajadores vinculados a la salud y a la ciencia en Cuba y en particular al colectivo de trabajadores del Hospital Pediátrico de Tarará y a los trabajadores del CPHR vinculados al programa.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] DOTRES, C., GRANDIO, O. y Col., Programa para la atención médica integral a niños expuestos a contaminación ambiental por sustancias radiactivas. Rev. Cub. de Pediatría 67 (1) (1995)6-10.
- [2] GARCÍA, O., LLANES, R., Chernobyl. Panorama del programa cubano con niños de áreas afectadas por el accidente. Radioprotección. No. 13 Vol. IV(1996)26-35.
- [3] International Atomic Energy Agency Dosimetric and biomedical studies conducted in Cuba of children from areas of the former USSR affected by the radiological consequences of the Chernobyl Accident. IAEA, Vienna, 1997 IAEA-TECDOC-958.
- [4] United Nations Scientific Committee on the Effect of the Atomic Radiation. Sources, Effects and Risk of Ionizing Radiation 1988 Report to the general Assembly. United Nations. New York 1988.
- [5] GARCÍA, O., LAMADRID, A., et. al. Cells with Multiple Micronuclei in Cat Scratch Disease. Proceedings IRPA Vol.3 (1996)67-69.
- [6] GARCÍA, O., MANDINA, T., DNA damage evaluated by the comet assay in lymphocytes of children with ^{137}Cs internal contamination caused by the Chernobyl accident Mutation Research 565 (2005)191-197.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

CURSO NACIONAL DE CAPACITACIÓN EN SEGURIDAD RADIOLÓGICA. SU INSERCIÓN EN EL SISTEMA NACIONAL DE EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO

Néstor Cornejo Díaz¹, Alejandro Hernández Saiz¹,
Ernesto Callís Fernández¹, Yolanda Pérez Reyes²

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 Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN)

nestor@cphr.edu.cu

Resumen

El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones ha organizado el Curso Nacional de Capacitación en Seguridad Radiológica desde hace más de diez años, teniendo en cuenta las necesidades particulares del país en esta área. El trabajo muestra el contenido temático, tras algunos años de desarrollo y mejora, y se discuten algunos aspectos relacionados con el diseño del curso y su inserción en el sistema nacional de educación y entrenamiento en el campo de la seguridad radiológica. El mantenimiento de una base de datos de los participantes ha demostrado ser una herramienta muy útil para la diseminación de los conocimientos relacionados con la seguridad radiológica, así como para la propia mejora del curso y de los servicios ofrecidos por el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. La participación de la autoridad reguladora, desde la fase organizativa, ha sido de gran importancia en la adecuación de las actividades docentes a las necesidades nacionales.

NATIONAL TRAINING COURSE ON RADIATION SAFETY, ITS INSERTION IN THE CUBAN SYSTEM OF EDUCATION AND TRAINING

Abstract

The Center for Radiation Protection and Hygiene has been organizing, since more than ten years, the national training course on Radiation Safety, taking into account the particular needs of the Country in this area. The curriculum of the course, after some years of improvements, is showed and some aspects related to its design and insertion in the national system of education and training in Radiation Safety are discussed. The maintenance of an updated database of participants has demonstrated to be a very useful tool for dissemination of knowledge in Radiation Safety and for a continuously improvement of the imparted courses and offered services. The importance of the participation of the Regulatory Authority in the Course, from its organization phase, is also stressed.

Palabras clave: radiation protection, training, employment, radiological personnel, radiation hazards, nuclear power, program management, educational tools, work

INTRODUCCIÓN

El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) es la institución encargada de desarrollar las bases científico-técnicas de la seguridad radiológica en el país y en este contexto desarrolla y ofrece servicios fundamentales para el programa nuclear cubano.

Entre los servicios brindados por el CPHR están: la dosimetría externa e interna, la dosimetría biológica; la calibración de instrumentos de medición de protección radiológica y de radioterapia, la vigilancia radiológica del medio ambiente, el análisis de muestras por espectrometría gamma, beta y alfa, la consultoría

en gestión medioambiental y en seguridad radiológica, así como los cursos de capacitación y entrenamiento.

La educación, capacitación y el entrenamiento sistemático son vitales en el mantenimiento del riesgo radiológico tan bajo como pueda razonablemente alcanzarse. Si bien en las universidades técnicas del país existen programas de pregrado y postgrado que incorporan aspectos básicos de protección radiológica, estos no pueden cubrir todas las necesidades de la infraestructura nacional en relación con la seguridad radiológica. Existe una diversidad de aplicaciones de las radiaciones ionizantes, con sus particularidades y requerimientos de

seguridad radiológica específicos. Otro aspecto importante es la necesidad de actualizar de forma sistemática los conocimientos adquiridos en los cursos de formación. Debido al desarrollo de nuevas aplicaciones de las radiaciones ionizantes y su rápida introducción en la medicina, la industria, la defensa y la investigación, se necesita la capacitación de quienes no tienen una formación en seguridad radiológica, pero necesitan adquirir en un tiempo breve los conocimientos necesarios para desempeñar su trabajo de forma más segura.

Considerando las razones anteriores, en el año 1995 el CPHR diseñó e implementó el Curso Nacional de Capacitación en Seguridad Radiológica. Desde sus inicios, el curso se efectuó con una frecuencia anual, durante el mes de abril, por lo que se le conoce como: Curso de Abril.

Métodos utilizados en el diseño del curso

El contenido del curso se elaboró sobre la base de las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para la preparación de las actividades de capacitación y entrenamiento en materia de seguridad radiológica. El curso aborda los requisitos establecidos en las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA, Colección de Seguridad 115.

Durante diez años el contenido impartido ha venido evolucionando con el progreso de las regulaciones nacionales, de las recomendaciones internacionales, así como la retroalimentación de los propios alumnos.

Un resumen del contenido temático se muestra en el siguiente cuadro, donde se aprecia el balance logrado entre las actividades teóricas y prácticas.

Tópico		Contenido general
Introducción		Aspectos administrativos, visita a las instalaciones y laboratorios del CPHR Presentaciones individuales de los alumnos: tipos de prácticas y responsabilidades
Aspectos básicos	C ⁽¹⁾ C C C	Modelo del átomo; el núcleo, las partículas elementales; la radiactividad, leyes de la desintegración radiactiva, tipos de radiaciones ionizantes; bases de la interacción de las radiaciones con los materiales Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes: efectos estocásticos y determinísticos, efectos somáticos y hereditarios, exposición prenatal, indicadores biológicos Panorama de tipos de fuentes de radiaciones, percepción del riesgo Magnitudes y unidades en protección radiológica. Sistema Internacional de Unidades
Métodos de medición e instrumentación	C E E C C,V C,V C,V C,V	Principios de detección de las radiaciones. Tipos de instrumentos de medición Mediciones de tasas de dosis y evaluaciones de dosis Detección de contaminaciones superficiales Introducción a los métodos de vigilancia radiológica Dosimetría filmica, equipamiento y procedimientos de trabajo Dosimetría termoluminiscente. Equipamiento y procedimientos de trabajo Evaluación de la contaminación interna, equipos, procedimientos de trabajo Mediciones radiométricas y espectrométricas, principios y equipamiento
Cálculos de dosis y blindajes	C C G C	Procedimientos prácticos para el cálculo de dosis. Exposición externa y contaminación interna. Fuentes puntuales y extendidas. Bases del cálculo de blindajes: ley de atenuación, empleo de tablas y gráficos, carga de trabajo, factor de uso y factor de ocupación Problemas de cálculo de dosis y blindajes Práctica e intervención, requisitos generales, tipos de exposición

PANORAMA NUCLEAR

Tópico		Contenido general
Cálculos de dosis y blindajes	G	Requisitos generales a las prácticas, requisitos administrativos y gerenciales; requisitos de protección radiológica, requisitos técnicos y de verificación; aspectos prácticos
	C	Requisitos específicos a la exposición ocupacional
	C	Vigilancia médica, salud ocupacional
	C	Requisitos específicos de la exposición al público
	C	Gestión de desechos radiactivos, requisitos y métodos de gestión dispensa. Aspectos prácticos de la dispensa
	V	Visita al almacén central de desechos radiactivos del CPHR
	C	Requisitos al transporte de materiales radiactivos. Aspectos prácticos
	C	Requisitos específicos a la exposición médica: justificación, optimización, niveles orientativos
	C	Requisitos relacionados con las exposiciones potenciales. Métodos de análisis de riesgos, evaluaciones de seguridad
	C	Requisitos a la intervención, preparación de la respuesta a emergencias, planes de emergencia
	G	Lecciones aprendidas de la experiencia operacional. Incidentes y accidentes en prácticas relevantes
	C	Sistema de Notificación y Autorización de prácticas, regulaciones nacionales
	D	Discusión sobre las regulaciones existentes, servicios de protección radiológica disponibles
	C	Componentes de un programa de seguridad radiológica, situaciones normales y de emergencia, organización y gestión, selección y calificación del personal, control de la exposición ocupacional, médica y del público, garantía de calidad; preparación de la respuesta a emergencias
	C	Particularidades de los programas de seguridad radiológica en las aplicaciones industriales: radiografía y gammagrafía industrial, irradiadores industriales, prospección geológica, medidores nucleares
	C	Particularidades de los programas de seguridad radiológica en la investigación y en aplicaciones médicas: medicina nuclear, teleterapia, braquiterapia, radiodiagnóstico
	GD	Elaboración de programas específicos de seguridad radiológica; presentación y discusión

(1) C: conferencia, V: visita al laboratorio; E: Clase práctica; G: Trabajo en grupo; D: Discusión

(2) Este tema es más flexible, acorde con las instituciones participantes.

Los profesores son especialistas experimentados del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones y del Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), institución del Ministerio de Ciencia Tecnología y Medio Ambiente a cargo de la regulación y el control de la seguridad radiológica en el país. Los objetivos docentes, el contenido específico a impartir y los métodos de enseñanza son discutidos con cada profesor durante la fase preparatoria.

Con el objetivo de apoyar la realización de las actividades docentes se editó el libro: Protección Radiológica en la Aplicación de las Técnicas Nucleares, que sigue el contenido temático del curso y constituye una recopilación del conocimiento disperso en diversas publicaciones internacionales sobre seguridad radiológica. El libro resume las experiencias de un numeroso grupo de especialistas del CPHR y del CNSN, que han actuado y actúan cada año como conferencistas en el Curso Nacional de Capacitación en Seguridad Radiológica, así como en los cursos dirigidos a profesionales de América Latina y con el auspicio del OIEA, que se han impartido dentro y fuera de Cuba.

El curso está dirigido fundamentalmente a las personas involucradas en la organización e implementación de programas de seguridad radiológica, así como a los trabajadores ocupacionalmente expuestos con responsabilidades en la seguridad. Es adecuado además para el personal de la autoridad reguladora. Un aspecto básico ha sido la definición de la duración de las actividades docentes.

Después de algunos años de experiencia ésta se estableció entre dos y tres semanas, pues se ha evidenciado que una duración mayor dificulta la participación de los alumnos, especialmente en aquellas instituciones con reducido número de personal. Este curso es complementado con otros más específicos, diseñados de acuerdo con las necesidades particulares de las instalaciones usuarias de radiaciones ionizantes e impartidos, en su mayoría, en las propias instituciones usuarias.

La evaluación del aprovechamiento docente se realiza mediante un examen escrito al finalizar cada semana. Los resultados en las actividades prácticas también se tienen en cuenta en la evaluación integral, que se realiza el último día, al concluir el examen final.

Los alumnos que demuestran un aprovechamiento aceptable reciben el certificado de aprobado, requerido por la autoridad reguladora durante el proceso de autorización del personal. Cada año el contenido docente se revisa y actualiza, mediante la discusión con los participantes y la evaluación de las encuestas respondidas por los alumnos. La autoridad reguladora, cuyos especialistas participan como profesores, revisa el contenido a impartir desde su fase de organización.

Cada año, al finalizar el curso, se actualiza la base de datos de los alumnos y profesores. Estos datos son distribuidos a los participantes conjuntamente con los materiales docentes. Lo anterior facilita el intercambio profesional, no sólo entre alumnos y profesores, sino además entre los propios alumnos, que es uno de los objetivos del curso.

Resultados del curso y su inserción en el contexto nacional

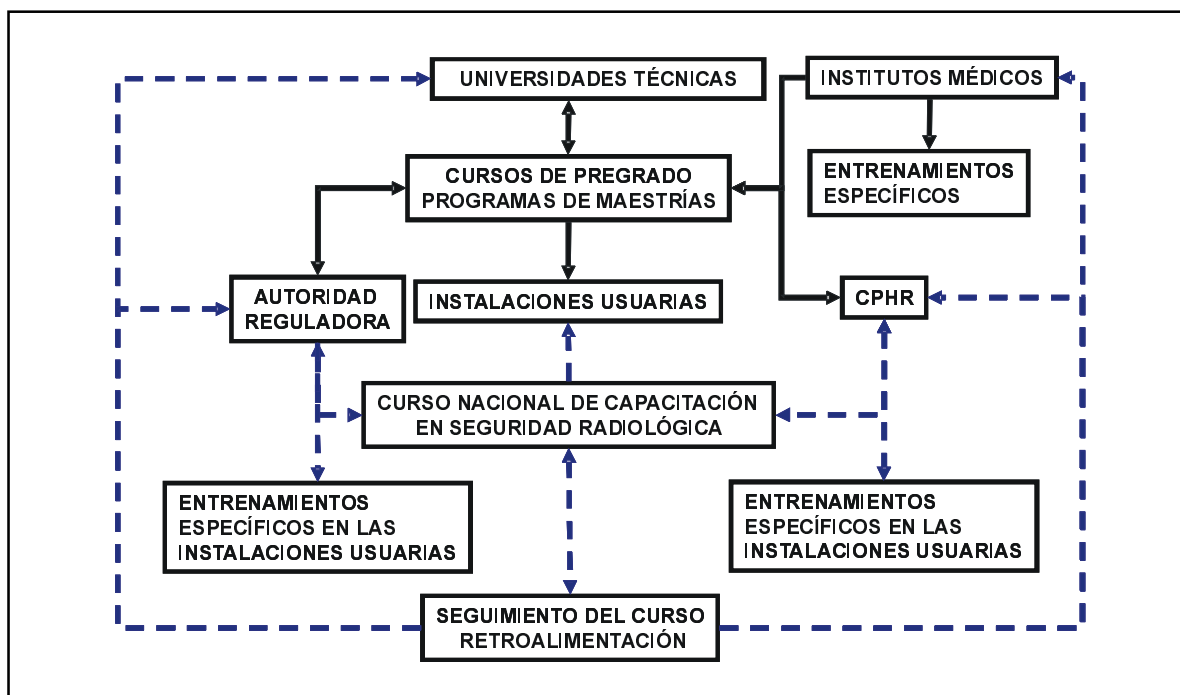
En el curso han participado y aprobado más de 200 personas con responsabilidades en la seguridad. En los últimos 5 años, 130 personas se capacitaron, de ellas 102 como responsables de protección radiológica (Curso Nacional de Capacitación en Seguridad Radiológica (CPHR). Informes anuales (1995-2004).

La figura ofrece una panorámica general sobre el papel del Curso de Abril en el sistema nacional de capacitación y entrenamiento en materia de seguridad radiológica. Las líneas discontinuas indican las interrelaciones del curso en el contexto del sistema nacional. Se aprecia cómo éste ha sido un complemento de los estudios de pregrado, para aquellos graduados que adquieren responsabilidades en la seguridad. El curso ha permitido conocer las necesidades de las instituciones usuarias de radiaciones ionizantes en materia de capacitación y entrenamiento.

La retroalimentación recibida cada año ha contribuido a mejorar los cursos específicos organizados por diferentes instituciones involucradas en el sistema, como los institutos médicos, las universidades, el CPHR, la autoridad reguladora, entre las de mayor relevancia. Ha sido además de gran importancia en el perfeccionamiento de los servicios de protección radiológica ofrecidos por el CPHR.

Experiencias fundamentales del curso:

- Ha contribuido a la formación, capacitación y entrenamiento de un número importante de personas con responsabilidades en la seguridad radiológica;
- Ha demostrado ser una herramienta útil para conocer, de forma sistemática, las necesidades de las instalaciones usuarias, en cuanto a capacitación y recursos;
- La participación de los especialistas de la autoridad reguladora, desde la fase organizativa del curso, es de gran valor en la definición de aspectos clave a incluir en su contenido temático. La interrelación con los alumnos es de gran importancia para el trabajo de la autoridad reguladora;
- La evaluación final de los alumnos en el curso, mediante encuestas y discusiones, ha contribuido no sólo a mejorar el contenido de este, sino a mejorar sus aspectos organizativos;



Esquema simplificado de la inserción del curso en el sistema nacional de educación y entrenamiento en seguridad radiológica.

· El mantenimiento de una base de datos actualizada con los datos de los participantes tiene gran importancia en el intercambio y disseminación de los conocimientos de seguridad radiológica, contribuyendo además a la mejora de los cursos impartidos y de los servicios ofrecidos.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones : Protección radiológica en la aplicación de las técnicas nucleares. ISBN 959-7136-17-1, CUBAENERGÍA (2003).
- [2] IAEA, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series 115, IAEA, 1996.
- [3] IAEA, Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources, Safety Standards

Series No. RS-G-1.4, IAEA, Vienna (2001).

[4] IAEA, Training in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources, Safety Reports Series No. 20, IAEA, Vienna (2002).

[5] Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente-Ministerio de Salud Pública. Resolución Conjunta, Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica. Gaceta Oficial de la República. La Habana, Cuba, 4 de enero de 2002, CITMA-MINSAP (2002).

[6] Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente-Ministerio de Salud Pública. Resolución Conjunta. Reglamento para la Selección, Capacitación y Autorización del Personal que realiza Prácticas Asociadas al Empleo de Radiaciones Ionizantes. CITMA-MINSAP (2003).

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

INTRODUCCIÓN Y DESARROLLO DE LA DOSIMETRÍA BIOLÓGICA EN CUBA

Omar García¹, Ana Ilsa Lamadrid¹, Lourdes Morera², Tania Mandina¹

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

²Centro Médico de Aeronáutica Civil

omar@cphr.edu.cu

Resumen

En el trabajo se muestra un panorama del desarrollo de la dosimetría biológica en Cuba, los principales estudios realizados para el desarrollo de la dosimetría citogenética que contemplan las irradiaciones in vitro, la automatización de los cálculos necesarios para realizar las estimaciones de dosis y la aplicación de los indicadores citogenéticos a situaciones de exposiciones in vivo. Ofrece, además, un resumen de los resultados obtenidos con la aplicación de indicadores bioquímicos y con la utilización más reciente de la electroforesis de células aisladas o ensayo cometa.

INTRODUCTION AND DEVELOPMENT OF BIOLOGICAL DOSIMETRY IN CUBA.

Abstract

A panoramic view of the work performed in Cuba to introduce the biological dosimetry is presented in this paper. The objectives planned to this activity and the main studies performed, including the in vitro irradiation, the program to automate the dose estimation procedures and the application of indicators to in vivo irradiation are presented. A brief summary of the main results obtained with biochemical indicators and the single cell gel electrophoresis or comet assay is also presented.

Palabras clave: biological indicators, dosimetry, lymphocytes, blood, chromosomes, radiation doses, in vitro, in vivo, animal cells

INTRODUCCIÓN

Cuando ocurren accidentes con radiaciones ionizantes uno de los aspectos a tener en cuenta es determinar la magnitud de la dosis que recibieron las personas afectadas. Este valor permite conocer si existe peligro para la vida de los irradiados y en caso positivo seleccionar la opción terapéutica más adecuada para salvarlos.

La dosis es uno de los parámetros que permite caracterizar la gravedad de los accidentes radiológicos y nucleares [1].

Los métodos físicos para medir dosis de radiación se comenzaron a desarrollar en la década del 20. En la actualidad son sumamente precisos. No obstante, la práctica ha demostrado que en los accidentes los dosímetros se dañan o extravían y que en ocasiones las personas que no los poseen resultan expuestas.

Por ello se ha tratado de utilizar como dosímetro las alteraciones metabólicas y estructurales que se producen en las células, los tejidos o en el organismo en general de las personas irradiadas.

El primer dosímetro biológico fue la piel, cuyo enrojecimiento se utilizó a principios del siglo XX como indicador para medir las dosis de radiación cuando aún no existían métodos físicos. Actualmente, para que un efecto radioinducido se pueda usar con fines dosimétricos se requiere de una relación dosis efecto bien conocida, que perdure lo suficiente para que permita su observación, la cual debe ser reproducible, que tenga alta especificidad a las radiaciones, que abarque un amplio intervalo de dosis; que la muestra sea de fácil recolección y que los resultados se obtengan de manera rápida.

La experiencia de los últimos años muestra que ningún indicador biológico reúne todos estos requisitos, pero que es factible abarcar muchos de ellos, utilizando la frecuencia de aberraciones en los linfocitos de la sangre periférica, lo que se conoce como dosimetría citogenética. La dosimetría citogenética posee en la actualidad un apreciable desarrollo teórico y un importante aval de utilización práctica [2].

Principales antecedentes históricos del desarrollo de la dosimetría citogenética

En 1927 se aportaron las primeras evidencias de que las radiaciones podían alterar el material genético [3]. Durante la década del 30 y del 50 se estudió el fenómeno en las plantas [4,5]. A principios de la década del 60 se propuso el uso de las aberraciones cromosómicas en los linfocitos humanos para la evaluación cuantitativa de la dosis de radiación [6,7]. A finales de la década del 60 se organizaron para este propósito laboratorios en Estados Unidos, Inglaterra y Japón. Durante estos años también se realizaron estudios en Cuba con linfocitos humanos y radiación [8,9]. El interés por una utilización práctica de esta propuesta se comenzó a manifestar a finales de la década del 70 y mediados de la década del 80 cuando se produjeron reuniones de expertos [2,10] y se realizaron experiencias conjuntas entre algunos de los laboratorios que trabajaban el tema [11,12].

Desarrollo de la dosimetría en Cuba

En 1980 se crea la Comisión de Energía Atómica, dos años después se establecen las bases jurídico-normativas para el uso pacífico de la energía nuclear [13]. Esta regulación legal está respaldada, entre otros aspectos, por el desarrollo de la protección radiológica en el país, que tiene entre sus prioridades la creación de la infraestructura técnica y el desarrollo científico necesario para responder a situaciones radiológicas emergentes. En 1985 se crea el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), institución rectora en materia de seguridad radiológica y nuclear en el país.

En sus instalaciones se comienzan a desarrollar investigaciones en el campo de la radiobiología y se diseña y organiza un conjunto de estudios para el desarrollo de la dosimetría biológica. Los objetivos iniciales trazados para esta actividad fueron: introducción de la dosimetría citogenética y su regularización como un servicio de rutina en el país, asimilar indicadores bioquímicos útiles para evaluar sobreexposiciones a radiaciones ionizantes que no fueran rutinarios en hospitales del país, así como introducir otros indicadores de utilidad para estos fines.

A finales de la década del 90, con los cambios introducidos en la misión del CPHR se comienzan a ensayar otros métodos útiles para evaluar efectos tanto de radiaciones como de contaminantes ambientales y se introduce el ensayo cometa como una herramienta sencilla y sensible para medir efectos sobre el ADN.

A continuación se ofrecen los principales resultados en estas tres direcciones, ofreciéndose mayores detalles de las conclusiones.

Dosimetría citogenética

Los trabajos para desarrollar esta dosimetría se comenzaron a realizar en el laboratorio de citogenética del hospital "Hermanos Ameijeiras", hasta el año 1995 en que se construyen las nuevas facilidades del CPHR y se comienzan a realizar las tareas del servicio y los proyectos de investigación en los nuevos laboratorios del CPHR donde:

1. Se establecen las condiciones óptimas para el cultivo de los linfocitos de acuerdo con los requerimientos de la dosimetría citogenética. Se realizan modelaciones in vitro para estudiar en los linfocitos humanos las peculiaridades de la inducción de daños cromosómicos por radiación y se obtienen ecuaciones matemáticas que correlacionan la dosis de radiación con la frecuencia de aberraciones cromosómicas.
2. Se automatizan las operaciones matemáticas necesarias en la dosimetría citogenética. Se desarrolla el programa de computación DOSGEN.
3. Se verifica la calidad de los métodos y procesos que se ejecutan en la dosimetría citogenética mediante la organización de un ejercicio de intercomparación con los laboratorios homólogos de América Latina.
4. Se regulariza un servicio de dosimetría citogenética y se aplica esta dosimetría para determinar las dosis recibidas por personas presuntamente sobreexpuestas a radiaciones ionizantes.
5. Se realizan estudios con personas relacionadas con el accidente de Chernobil en Ucrania y Goiania en Brasil.

Conclusiones asociadas al conjunto de estudios

En las modelaciones in vitro realizadas se comprobó que, con las condiciones de cultivo de linfocitos existentes en el laboratorio, se cumplen los requerimientos para la aplicación de la dosimetría citogenética, ya que la frecuencia de segundas metafases en cultivos de 48 horas es menor que el 3%. Se confirmó la no utilidad de los intercambios entre las cromátidas hermanas (ICH) para evaluar exposiciones a radiaciones ionizantes.

Se introdujo en Cuba una técnica sencilla para la tinción diferenciada de los cromosomas y la cuantificación de ICH [14] que se aplicó en estudios de genética toxicológica desarrollados por otras instituciones dentro del territorio nacional. Asimismo se introdujo en el país, con modificaciones al protocolo original [15], la técnica para evaluar los micronúcleos en linfocitos con bloqueo de la citocinesis. Se obtuvieron los coeficientes de las relaciones matemáticas entre la frecuencia de aberraciones cromosómicas y la dosis [16] y entre la frecuencia de micronúcleos y la

dosis [17] lo que permitió al país contar con curvas de calibración propias, utilizando los indicadores citogenéticos de referencia de mayor aceptación internacional.

Se consolidó la capacidad nacional para analizar y cuantificar mediante indicadores citogenéticos el efecto de las radiaciones ionizantes en el organismo humano y se sentaron las bases para que en Cuba se realicen las estimaciones de dosis en situaciones accidentales.

Con la elaboración del programa de computación DOSGEN se automatizaron todos los procedimientos matemáticos propios de la dosimetría citogenética [18]. Se creó un producto original, de gran utilidad práctica y aceptación internacional que se introdujo durante la década del 90 en los laboratorios de la especialidad en Argentina, Brasil, Chile, Perú, Indonesia y Filipinas y en el año 2005 en el Uruguay. Este programa se ha empleado con fines docentes en el Curso de Capacitación para América Latina del Organismo Internacional de Energía Atómica que se desarrolla en Argentina.

La intercomparación efectuada entre los laboratorios de Argentina, Brasil, Cuba, Chile y Perú, únicos países con desarrollo en la especialidad en América Latina en la década del 90, demostró las posibilidades de estos países de colaborar en situaciones accidentales severas que requieran esfuerzos internacionales. Constató que los métodos y procesos que se realizan en Cuba para la preparación de las muestras que se emplean en la dosimetría citogenética cumplen con los requerimientos establecidos para la especialidad. Detectó que no existían en la región procedimientos matemáticos homogéneos en la dosimetría citogenética y propició la introducción del programa DOSGEN para solucionar este aspecto.

Mostró que la precisión de los micronúcleos es similar a la de los dicéntricos, pero que no ofrecen información sobre el carácter total o parcial de las irradiaciones. Evidenció que existen diferencias estadísticamente significativas en las lecturas de micronúcleos realizadas por laboratorios que analizan muestras de un mismo origen, lo cual reafirmó la necesidad de poseer curvas de calibración en cada laboratorio de la especialidad.

Esta intercomparación fue la primera que se organizó y ejecutó fuera del Primer Mundo, la primera en utilizar la técnica de micronúcleos en linfocitos con bloqueo de la citocinesis en un ejercicio internacional y la primera en mostrar la existencia de diferencias en la lectura de micronúcleos entre laboratorios que analizan láminas de un mismo origen [19].

La investigación de 109 individuos presuntamente expuestos en incidentes radiológicos, constituyó un

elemento de gran importancia en el esclarecimiento de los sucesos ocurridos hasta el presente en el país. Esta actividad se realiza actualmente como servicio rutinario de dosimetría citogenética que tiene establecido un sistema de calidad basado en la norma ISO/IEC 17025:2000 y planea adoptar la nueva norma ISO 19238:2004 para la dosimetría citogenética. Este servicio es parte del sistema de respuesta a emergencias radiológicas con que cuenta el país.

Los estudios en personas relacionadas con el accidente de Chernobil en Ucrania y Goiania en Brasil convierten a Cuba en uno de los pocos países con información precisa sobre ambos sucesos, catalogados como los más grandes y graves de su tipo en el mundo. En los estudios citogenéticos de 10 cubanos y 83 niños ucranianos relacionadas con el accidente de Chernobil, no se encontraron incrementos de las frecuencias de aberraciones cromosómicas que se pudieran atribuir a la acción de las radiaciones ionizantes [20].

Durante el estudio de niños de áreas afectadas por el accidente de Chernobil que presentaban padecimientos hematológicos se detectó, la presencia de células con múltiples micronúcleos.

Se asoció esta anomalía a una enfermedad de origen viral, apoyando la hipótesis que señala a los virus como el agente etiológico más probable [21]. Al estudiar a los cubanos residentes en Ucrania durante el accidente de Chernobil se estableció que la exposición ocupacional a ondas electromagnéticas provenientes de radares puede ser la causa del incremento de aberraciones cromosómicas [20].

Se estableció que no hay incrementos significativos en la frecuencia de aberraciones cromosómicas al estudiar a grupos de niños provenientes del poblado ucraniano de Ovruch, evacuados de Pripiat y residentes en Kiev, localidades con diferentes niveles de contaminación por Cs-137 debido al accidente de Chernobil [22].

Al estudiar individuos afectados durante el accidente de Goiania, cinco años después de ocurrido el suceso se constató la disminución de la frecuencia de dicéntricos en los expuestos a altas dosis de radiación y a la vez la persistencia de un número significativo de linfocitos con aberraciones. Estas frecuencias son inferiores a las detectadas en el momento de ocurrir el accidente [20].

Indicadores bioquímicos

Los trabajos con indicadores bioquímicos se iniciaron en la edificación donde se creó el CPHR en 1985. Entre 1990 y 1995 el trabajo se realizó en el hospital pediátrico de Tarará y a partir de 1995 en el hospital "Hermanos Ameijeiras" y en el hospital naval "Luis Díaz Soto". Los resultados de los indicadores bioquímicos se resumen de la siguiente manera:

1. Se introdujo la concentración total de ácidos nucleicos como una técnica sencilla para evaluar el efecto de las radiaciones en animales de experimentación. Se estableció la relación entre la dosis y la disminución de este parámetro.

2. Se estableció la dinámica de variación de los ácidos nucleicos en animales de experimentación. Se corroboró el valor pronóstico de esta técnica.

3. Se estableció el valor pronóstico de los ácidos nucleicos en pacientes irradiados hasta dosis cercanas a 10 Gy para trasplantes de médula ósea. El resultado más significativo en estos estudios fue la aparición de un pico abortivo de ácidos nucleicos en los días 15-17 post irradiación y la asociación de este pico a la sobrevida al síndrome agudo de radiación y al trasplante de médula ósea [23].

4. Se asimiló el índice creatina/creatinina. Se estudió su comportamiento en irradiaciones totales y parciales.

5. Se demostró la utilidad y limitaciones de la amilasa en irradiaciones parciales que incluían la cabeza.

6. Se evaluó las potencialidades de los indicadores de estrés oxidativo para evaluar los efectos en pacientes sometidos a tratamiento con radiaciones, así como otros procesos generadores de radicales libres, utilizando, entre otros, determinaciones de glutatión peroxidasa superóxido dismutasa, TBARS y capacidad antioxidante total.

Ensayo cometa

Las más recientes actividades del grupo se han concentrado en el desarrollo y aplicación de esta técnica por su gran versatilidad, sensibilidad y sencillez. Los resultados fundamentales obtenidos hasta el presente son:

1. Se desarrolló una variante de tinción con plata y se adaptó un sistema de evaluación del daño al ADN, usando un sistema de escalas visuales. Se comprobó la sensibilidad y variabilidad de esta variante del ensayo cometa realizando un ejercicio de intercomparación con esta técnica que demuestra que la variabilidad es similar a la de otras técnicas de evaluación visual, como por ejemplo los micronúcleos y que la sensibilidad del método permite detectar dosis de hasta 10 μM de peróxido de hidrógeno [24].

2. Se aplicó el ensayo en un grupo de niños provenientes de áreas afectadas por el accidente de Chernobil. Se demostró que la contaminación interna por ^{137}Cs que se produce en estas circunstancias no induce daño al ADN que sea detectable en las condiciones en que se aplica el ensayo [25].

CONCLUSIONES

El trabajo desarrollado durante los últimos veinte años en el campo de la dosimetría biológica en Cuba ha permitido al país contar con herramientas y conocimientos para enfrentar situaciones extraordinarias donde sea necesario aplicar métodos biológicos para estimar la dosis de radiación recibidas por las personas afectadas. La dosimetría citogenética es parte del sistema de respuesta a emergencias radiológicas con que cuenta el país y posee un sistema de garantía de la calidad que continúa su desarrollo. Las nuevas vertientes de trabajo en este campo, permitirán desarrollar y aplicar métodos útiles para evaluar los efectos de los contaminantes ambientales sobre los seres vivos y lograr una integración más efectiva con otros laboratorios de la región que realizan la dosimetría citogenética.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] International Atomic Energy Agency. INES. The International Nuclear Event. Scale. User's Manual. Revised and Extended Edition. IAEA. Vienna, 1992.
- [2] International Atomic Energy Agency. Chromosomal aberration Analysis for Dose Assessment. Technical Report Series 260 IAEA. Vienna, 1986.
- [3] MULLER, H.J., Artificial transmutation of the gene. *Science* 66 (1927)84-87.
- [4] SAX, K., Chromosome aberration induced by X-rays. *Genetics* 23 (1938)494-516.
- [5] GILES, N.H., Radiation induced chromosome aberrations in *Tradescantia*. p.713-761 in: *Radiation Biology* (A.Hollander eds.) Vol. 1, pt 2. Mc Graw-Hill. London, 1954
- [6] BENDER, M.A., GOOCH P.C., Types and rates of X-ray induced chromosome aberration in human blood irradiated in vitro. *Proc. Nat. Acad. Sci.* 48 (1962) 522-532.
- [7] BENDER, M.A., Chromosome aberrations in irradiated human subjects. *Ann. N.Y. Acad. Sci.* 114 (1964)249-251.
- [8] DE LA VEGA, R., MYELSON, V., Influencia del tiempo de cultivo con fitohemaglutinina en el número de aberraciones cromosómicas producidas por la irradiación de los linfocitos de la sangre humana in vitro. *CENIC. I*(1) (1969)3-10.
- [9] DE LA VEGA, R., Ausencia de la recuperación de las células humanas después de la irradiación con rayos X. *CENIC. I*(1) (1969)11-18.
- [10] International Atomic Energy Agency. Routine use of chromosome analysis in radiation protection. IAEA,TEC-DOC 229. Vienna, Austria, 1979.
- [11] BIANCHI, M., BIANCHI N.O., *et. al.* Evaluation of radiation-induced chromosomal aberrations in human peripheral blood lymphocytes in vitro. *Mutat.Res.* 96 (1982)233-242.
- [12] POHL-RÜLING, J., FISHER, P., *et. al.* Effect of low dose acute X-irradiation on the frequencies of chromosomal aberrations in human peripheral lymphocytes in vitro. *Mutat. Res.* 110 (1983)71-82.
- [13] Consejo de Estado. Decreto Ley # 56. Para la regulación del uso pacífico de la Energía Nuclear. *Gaceta Oficial de la República de Cuba*, 26 (1982)95-100.
- [14] CHEBOTAREV, A.N., CELEZNEVA, T.G., BLASTONOVA, V.I., Modificatii metodi acraschi cestrinski chromatid. *Bol. Exp. Biol. Med.* 2 (1978)242-243, en ruso).
- [15] FENECH, M., MORLEY, A. A. Measurement of micronuclei in lymphocytes. *Mutat. Res.* 147(1/2) (1985)29-36.

- [16] GARCÍA, O., JOHNSON, J. y otros, Relación entre la dosis de radiación gamma in vitro y las aberraciones cromosómicas en los linfocitos humanos. *Nucleus* 4 (1988)20-23.
- [17] GARCÍA, O., JOHNSON, J. y otros, Inducción de micronucleos en linfocitos humanos por irradiación gamma. *Nucleus* 12 (1992)12-15.
- [18] GARCÍA, O., TOMÁS, J., Automatización de los cálculos en dosimetría citogenética mediante códigos para ordenador personal. *Radioprotección* No. Ext. Sep. (1996)98-100.
- [19] GARCÍA, O., RAMALHO, A. *et. al.* Intercomparison in cytogenetic dosimetry among five laboratories from Latin America. *Mut.Res.* 327(1995)33-39.
- [20] GARCÍA, O., Indicadores citogenéticos en la evaluación de la exposición a las radiaciones en Cuba. PhD. Tesis. Universidad de La Habana, 1997.
- [21] GARCÍA, O., LAMADRID, A., *et. al.* Cells with Multiple Micronuclei in Cat Scratch Disease. *Proceedings IRPA* Vol.3 (1996)67-69.
- [22] IAEA Dosimetric and Biomedical studies conducted in Cuba of children from areas of the former USSR affected by the radiological consequences of the Chernobyl accident. IAEA. TEC-DOC-958. Vienna, 1997.
- [23] MORERA, L. GARCÍA, O. y otros., Los ácidos nucleicos como indicadores tempranos de la recuperación de pacientes sometidos a irradiación corporal total para trasplante de medula ósea *Nucleus* 29 (2000)12-17.
- [24] GARCÍA, O., MANDINA, T., and Col., Sensitivity and variability on visual scoring comets. Results of the slide scoring exercise with the use of silver stained comets *Mutation Research*, 556 (2004)25-34.
- [25] GARCÍA, O., MANDINA, T., DNA damage evaluated by the comet assay in lymphocytes of children with ¹³⁷Cs internal contamination caused by the Chernobyl accident *Mutation Research*, 565 (2005)191-197.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

GESTIÓN DE LOS DESECHOS RADIATIVOS EN CUBA

Juan Carlos Benítez Navarro, Mercedes Salgado Mojena, Miguel Prendes Alonso

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

benitez@cphr.edu.cu

Resumen

El programa nacional de gestión de desechos radiactivos en Cuba comprende las capacidades operacionales para el manejo de estos desechos, así como la infraestructura regulatoria para su control. Existe en el país una estrategia centralizada a nivel nacional para la recogida, transportación, manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento y disposición final de los desechos radiactivos. El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones es la entidad responsable por el desarrollo e implementación de esta estrategia centralizada. El artículo presenta el origen, inventario y características de los desechos radiactivos, la política e infraestructura nacionales, las instalaciones existentes para la gestión de los desechos, y sus principales actividades.

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT IN CUBA

Abstract

The Cuban waste management program comprises the operational capability for dealing with these radioactive wastes and the regulatory infrastructure for controlling the way in which it is dealt with. A national centralized strategy for collection, transportation, handling, treatment, conditioning, storage and disposal of radioactive waste exists in the country. The Center for Radiation Protection and Hygiene is responsible for developing and implementing this centralized strategy. The origin, inventory and characteristics of radioactive wastes, the national policy and infrastructure, the existing waste management facilities, as well as the main activities carried out at present in Cuba are described in this paper.

Palabras clave: radiation protection, risk assesment, radioactive waste management, nuclear waste policy acts, radioactive waste facilities, Cuba, government policies

INTRODUCCIÓN

En Cuba se emplean fuentes de radiaciones ionizantes en la industria, la medicina y la investigación. Estas aplicaciones generan desechos radiactivos que se gestionan de manera segura y eficiente.

El programa nacional de gestión de desechos radiactivos en Cuba comprende las capacidades operacionales para el manejo de estos desechos, así como la infraestructura regulatoria para su control. Existe en el país una estrategia centralizada a nivel nacional que garantiza la gestión segura de los desechos radiactivos.

Origen de los desechos radiactivos

En Cuba los desechos radiactivos se generan en la aplicación de radisótopos en la medicina, la industria y la investigación. Los desechos generados en las aplicaciones médicas son en su mayoría materiales sólidos y líquidos contaminados con radionucleidos de vida media muy corta (< 100 días), así como fuentes en desuso empleadas en radioterapia. Los desechos radiactivos provenientes de las aplicaciones industriales son fuentes en desuso

de diferentes radionucleidos, utilizadas como medidores nucleares (de nivel, densidad, humedad, espesores, etc.), control de calidad y ensayos no destructivos. Las actividades de investigación generan desechos líquidos, viales de centelleo, desechos biológicos, algunos materiales sólidos, así como fuentes en desuso.

Un volumen considerable de desechos sólidos se ha generado durante el desmantelamiento y descontaminación de instalaciones radiactivas.

Política e infraestructura nacionales para la gestión de los desechos radiactivos

El Decreto Ley 207 Sobre el uso de la energía nuclear [1] define que el Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA) es el organismo encargado de dirigir, ejecutar y controlar la política del Estado y del Gobierno en relación al uso de la energía nuclear y ejecuta la regulación y el control de la seguridad del uso de la energía nuclear (incluyendo la gestión de los desechos radiactivos) a través del Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), como autoridad reguladora en el país.

Los preceptos generales que regulan las exigencias para la gestión segura de los desechos radiactivos se describen en la

Resolución 35/2003 del CITMA. Reglamento para la gestión segura de los desechos radiactivos [2]. La Guía, Sobre niveles de desclasificación incondicional de materiales sólidos con muy bajo contenido radiactivo y descargas de líquidos y gases al medio ambiente, aprobada por el CNSN, establece los criterios para la dispensa de los materiales radiactivos del control regulador.

El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) tiene a su cargo la gestión centralizada de los desechos radiactivos que se generan en el país. Por tanto, es responsable por la recogida, transportación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento y disposición final de los desechos radiactivos, así como por el desmantelamiento y descontaminación de instalaciones radiactivas.

Recogida y transportación de los desechos radiactivos

Los desechos radiactivos se recogen en las entidades generadoras y se transportan hacia las instalaciones centralizadas de gestión del CPHR, donde se tratan, acondicionan y almacenan. La transportación se realiza en correspondencia con la regulación nacional vigente [3] y con autorización del CNSN.

La tabla 1 muestra el número de instituciones visitadas, las cantidades y tipos de desechos y fuentes radiactivas recogidos por el CPHR en diferentes instituciones del país en los últimos cinco años.

Para el transporte de los desechos radiactivos y de acuerdo con las recomendaciones internacionales y las regulaciones nacionales vigentes, se conforman bultos exceptuados o bultos industriales. Las fuentes en desuso se transportan en los contenedores originales de transporte, cuando están disponibles, de lo contrario se solicita un permiso de arreglo especial a la autoridad reguladora. Los controles radiológicos de tasa de dosis y contaminación superficial a los bultos y al vehículo se realizan antes, durante y al concluir la transportación.

Clasificación y segregación de los desechos radiactivos

El reglamento para la gestión segura de los desechos radiactivos [2] establece una clasificación

de los desechos basada en las opciones de gestión. De esta forma los desechos se dividen en:

- Desechos de baja y media actividad y vida muy corta, contienen radionucleidos de periodos de vida media menor de 100 días. Estos desechos se almacenan temporalmente en las entidades generadoras o en las instalaciones de gestión hasta su desclasificación y consecuente gestión como desechos convencionales.

- Desechos de baja y media actividad y corta vida, contienen radionucleidos de periodos de vida media mayor de 100 días y menor de 30 años.

- Desechos de baja y media actividad y larga vida, contienen radionucleidos de periodos de vida media mayor de 30 años. Los desechos de los dos últimos grupos son tratados, acondicionados y almacenados por tiempo prolongado en las instalaciones de gestión. Se diferencian en las posibles opciones de disposición final, que para los desechos de vida corta ($T_{1/2} < 30$ años) puede ser disposición final cercana a la superficie, pero para los de larga vida ($T_{1/2} > 30$ años) su disposición final está por definir.

Además de esta clasificación general, los desechos radiactivos se clasifican de acuerdo con sus características físicas y químicas y las opciones existentes para el tratamiento y acondicionamiento. Los desechos radiactivos que se reciben en las instalaciones de gestión se segregan de acuerdo con estos criterios en:

- Desechos sólidos: compactables y no compactables.

- Desechos líquidos: acuosos y orgánicos.

Existe una guía de seguridad para las instituciones generadoras [4], elaborada por el CPHR y el CNSN con las instrucciones básicas sobre la segregación de los desechos radiactivos en el lugar de origen de acuerdo con la anterior clasificación.

Instalaciones de gestión de desechos radiactivos

Planta de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos

La figura 1 muestra la planta de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos, que cuenta con un área tecnológica, donde se realizan los

Tabla 1. Desechos radiactivos recogidos y transportados por el CPHR en los últimos cinco años

Año	Número de instituciones visitadas	Fuentes selladas en desuso	Desechos Sólidos, dm ³		Desechos Líquidos, dm ³	
			$T_{1/2} < 100$ d	$T_{1/2} > 100$ d	$T_{1/2} < 100$ d	$T_{1/2} > 100$ d
2000	21	768	888	615	99	17
2001	32	2 226	4 800	2 000	17	207
2002	23	373	13 400	1 800	45	30
2003	52	653	4 922	2 025	107	293
2004	39	3 712	3 790	18 900	101	103

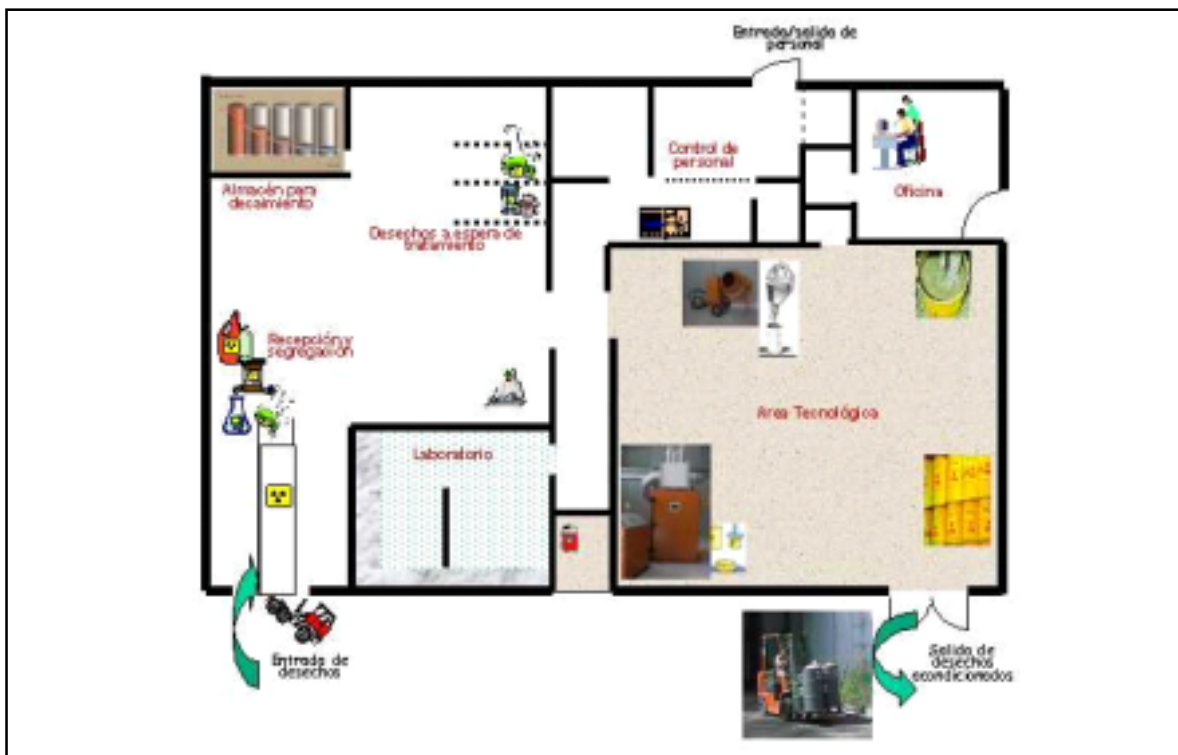


Figura 1.

procesos de tratamiento y acondicionamiento: compactación de sólidos, inmovilización de desechos líquidos y sólidos no compactables y acondicionamiento de fuentes en desuso, existe además, una zona para el control de los bultos acondicionados. En el laboratorio se realizan ensayos para el control de la calidad de los procesos, así como investigaciones de apoyo a los procesos tecnológicos.

La planta cuenta también con un área de almacenamiento para decaimiento, un área de recepción y segregación, oficina y zona de control del personal. Existe el equipamiento requerido para la caracterización de los desechos radiactivos y para las actividades de control de calidad y protección radiológica.

Hasta la fecha se han acondicionado 1152 fuentes en desuso de diferentes radionucleidos y 6 m³ de desechos radiactivos sólidos, para un total de 169 bultos acondicionados.

Instalación de Almacenamiento

El almacén de desechos radiactivos es una instalación semisoterrada, con barreras ingenieriles. Es una construcción de hormigón con dos compartimentos de 21 x 6 x 4,5 metros cada uno. La figura 2 muestra esta instalación.

Los desechos radiactivos almacenados están adecuadamente inventariados. Un resumen del inventario actual de desechos radiactivos y fuentes en desuso se muestra en las tablas 2 y 3.

Implementación de un sistema de gestión de la calidad para el servicio de gestión de desechos radiactivos

Desde finales de la década del 90 se ha venido trabajando en el diseño e implementación de un sistema de gestión de la calidad para el Servicio de Gestión de Desechos Radiactivos, basado en la norma ISO 9001:00. El sistema de la calidad cubre todas las tareas que se ejecutan como parte del servicio. Todos los procesos se han identificado y se cuenta con procedimientos documentados para cada uno de ellos. Existe un Manual de la Calidad, donde se explica cómo se cumplen cada uno de los requisitos de la norma.

La identificación y trazabilidad es un requisito importante en la gestión de desechos radiactivos, por lo que el sistema de registros diseñado e implementado permite identificar y localizar cada uno de los desechos y fuentes radiactivas durante todas las etapas de su gestión. La implementación del sistema de gestión de la calidad ha permitido perfeccionar el servicio que brinda el CPHR a las entidades generadoras del país, así como realizar un mejor control sobre los desechos radiactivos y fuentes en desuso que se reciben en la instalación.

El desarrollo de una estrategia centralizada para la gestión de los desechos radiactivos en el país ha demostrado ser una opción segura, ya que permite minimizar el riesgo asociado a los desechos radiactivos en las entidades generadoras, así como el volumen total de desechos generados. Existen



Figura 2.

Tabla 2. Volumen estimado de desechos radiactivos almacenados (diciembre 2004)

Tipo de desechos	Principales radionucleidos	Volumen estimado, dm ³
Líquidos	Tritio, carbono 14	1 600
Líquidos	Cs-137, Co-60, Eu-152	2 404
Sólidos	T1/2 < 30 años: Cs-137, H-3, C-14, Co-60	32 810
Sólidos	T1/2 > 30 años: Ra-226	2 190

Tabla 3. Inventario de fuentes en desuso en la instalación de almacenamiento (diciembre 2004)

Radionucleido	Cantidad de fuentes	Actividad total, GBq	Radionucleido	Cantidad de fuentes	Actividad total, GBq
¹³⁷ Cs	791	63 731	²⁴¹ Am	12 762	63
⁶⁰ Co	328	405 781	²²⁶ Ra	1 084	187
¹⁵⁴ Eu	2	0,4	²³⁸ Pu	20	19
⁹⁰ Sr	319	298	²³⁹ Pu	25	0,02
¹³³ Ba	5	0,01	⁶³ Ni	4	1,6
⁸⁵ Kr	226	106	²⁴¹ Am -Be	13	641
²¹⁰ Pb	70	0,001	²³⁸ Pu -Be	5	243
			²³⁹ Pu -Be	6	1 092

programas de control radiológico en las instalaciones centralizadas de gestión que han demostrado que todas las operaciones se realizan de manera segura y que no existe contaminación al medio ambiente.

Papel de la gestión de desechos radiactivos en el control del material nuclear

Con la firma por Cuba del Tratado sobre la No Proliferación de Armas Nucleares se implementó en el país un sistema para el control del material nuclear. El Servicio de Gestión de Desechos Radiactivos del CPHR, como parte de este sistema recibe los materiales nucleares que son declarados desechos radiactivos: reactivos que contienen uranio y torio, fuentes selladas en desuso de Pu-238, Pu-239 y fuentes de neutrones de Pu-Be, así como contenedores con uranio empobrecido en el blindaje. Todos estos materiales forman parte del inventario de material nuclear del CPHR.

Cuando una entidad solicita el servicio de recogida de desechos radiactivos que contienen material nuclear deben solicitar una autorización al CNSN para su traspaso al

CPHR. Una vez realizada la recogida se notifica a la autoridad reguladora la recepción de esos materiales.

Principales actividades de investigación relacionadas con la gestión de desechos radiactivos

Además de las actividades del Servicio de Gestión de Desechos Radiactivos, fue necesario realizar algunas actividades de investigación para mejorar los procesos tecnológicos que se realizan. Las principales actividades desarrolladas son:

- Caracterización radiológica de desechos radiactivos y fuentes en desuso.
- Establecimiento de los métodos para el tratamiento de los desechos radiactivos sólidos y líquidos y las fuentes en desuso.
- Definición de los criterios de aceptación para la instalación de almacenamiento de desechos radiactivos.

- Análisis de seguridad de la instalación de almacenamiento para su utilización en el almacenamiento prolongado de los desechos radiactivos.

- Desmantelamiento y descontaminación de instalaciones radiactivas.

Reconocimiento internacional del sistema de gestión de desechos radiactivos de Cuba

Debido a los esfuerzos y la seriedad en la gestión segura de los desechos radiactivos, el sistema implementado en Cuba se considera como ejemplo para el resto de los países donde se generan desechos radiactivos de instalaciones radiactivas.

- Expertos cubanos han participado en varias misiones relacionadas con la implementación de buenas prácticas de gestión de desechos radiactivos en países como: Bolivia, Bulgaria, Colombia, Costa Rica, El Salvador, Guatemala, República Dominicana y Venezuela.

- En varias ocasiones especialistas cubanos han sido contratados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA-ONU) para trabajar en su sede en Viena, Austria.

- La experiencia cubana ha sido reflejada en varias publicaciones técnicas de este organismo de la Naciones Unidas, como ejemplo de buenas prácticas a implementar en el resto del mundo [5-8].

- Desde Cuba se asesoran y organizan cursos regionales de capacitación, para preparar técnicos y profesionales de otros países.

CONCLUSIONES

Desde la década del 80 se creó la infraestructura necesaria para garantizar un

nivel adecuado de protección radiológica en el país, donde se incluyen las actividades de gestión de desechos radiactivos. La implementación de una estrategia centralizada para la gestión de los desechos radiactivos ha demostrado ser segura y eficiente. Actualmente Cuba forma parte del reducido grupo de países que cuentan con la experiencia internacional más avanzada en el mundo.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen el apoyo significativo del especialista Rafael Castillo y los técnicos Roberto Barceló y Sandalio Madrazo por las actividades del Servicio de Gestión de Desechos Radiactivos.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Decreto-Ley 207, Sobre el Uso de la Energía Nuclear. Gaceta Oficial de la República de Cuba, La Habana (2000).
- [2] Resolución 35/2003 CITMA. Reglamento para la gestión segura de los desechos radiactivos. Gaceta Oficial de la República de Cuba, La Habana (2003).
- [3] Resolución 121/2000 CITMA. Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos. Gaceta Oficial de la República de Cuba, La Habana (2000).
- [4] CPHR, Guía de Seguridad (provisional). Requisitos de Aceptación a los desechos radiactivos que van a ser retirados por el CPHR. La Habana (2000).
- [5] IAEA, Technical Report Series No. 411 - Record Keeping for the Decommissioning of Nuclear Facilities: Guideline and Experience, IAEA, Vienna 2002.
- [6] IAEA -TECDOC 1301 - Management of spent high activity radioactive sources (SHARS). Vienna 2002.
- [7] IAEA, Technical Report Series No. 414 - Decommissioning of Small Medical, Industrial and Research Facilities. IAEA, Vienna, 2003.
- [8] IAEA, Radioactive Waste Management Status and Trends. IAEA/WMDB/ST/4, Vienna 2004.

Recibido: 27 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

PARTICIPACIÓN DE LAS CAPACIDADES DE CALIBRACIÓN DOSIMÉTRICA DEL CPHR EN LAS ORGANIZACIONES METROLÓGICAS INTERNACIONALES

Gonzalo Walwyn Salas, Stefan Gutiérrez Lores,
José A. Tamayo García, Niurka González Rodríguez

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

gonzalo@cphr.edu.cu

Resumen

El artículo describe las acciones realizadas por el laboratorio secundario de calibración dosimétrica del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones para el reconocimiento internacional de sus capacidades de medición y calibración a través de su participación en organizaciones metroológicas internacionales. La acreditación del sistema de la calidad del laboratorio y su participación satisfactoria desde 1997 en más de 23 comparaciones internacionales de sus patrones y 12 auditorías postales del Organismo Internacional de Energía Atómica, confirman la competencia de los servicios de calibración que se prestan actualmente en el laboratorio.

PARTICIPATION OF THE DOSIMETRIC CALIBRATION CAPABILITIES OF THE CPHR IN THE INTERNATIONAL METROLOGICAL ORGANIZATIONS

Abstract

This paper describes the works carried out by the Secondary Standard Dosimetry Laboratory of the Center for Radiation Protection and Hygiene in order to recognize its calibration and measurements capabilities through its participation in the international metrological organization. The accreditation of the quality system introduced in the laboratory and the satisfactory participation since 1997 in more than 23 international comparisons of the standards and 12 postal audits organized by International Atomic Energy Agency, confirms the competence of the calibration services offered in the laboratory.

Palabras clave: laboratories, research programs, radiation monitoring, radiation protection, calibration, calibration standards, quality control, quality assurance

INTRODUCCIÓN

Las negociaciones comerciales internacionales requieren del reconocimiento mutuo de patrones e infraestructura. Esto incluye las capacidades de calibración, verificación, ensayos, así como de órganos nacionales de acreditación. Desde hace varios años los institutos nacionales de metrología (INM) realizan comparaciones internacionales de sus patrones, contribuyendo al desarrollo del comercio, pero aún no hay una verdadera comprensión por parte del usuario a la hora de la negociación y en ocasiones no es lo suficientemente abierto y transparente.

El 14 de octubre de 1999 se firmó en París el Acuerdo de Reconocimiento Mutuo de los institutos de metrología de los países miembros de la Convención del Metro con el objetivo de favorecer la cooperación entre los países. Cuba, como país asociado, también firmó el convenio y se propuso homologar internacionalmente sus patrones a través del reconocimiento de los

sistemas de la calidad con que se desempeñan sus instituciones metroológicas y la participación en comparaciones clave y suplementarias.

El Instituto Nacional de Investigaciones en Metrología (INIMET), perteneciente a la Oficina Nacional de Normalización (ONN) funge como el INM de Cuba, sin embargo, no es depositario de los patrones en las magnitudes de radiaciones ionizantes. En el campo de la dosimetría, el laboratorio secundario de calibración dosimétrica (LSCD) del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) conserva los patrones de referencia nacional, así como brinda los servicios de calibración en estas magnitudes a todos los usuarios del país. Los servicios se extienden a las aplicaciones de radioterapia, radiodiagnóstico y protección radiológica.

Desde 1995 el LSCD es miembro de la red internacional de laboratorios secundarios del Organismo Internacional de Energía Atómica y la Organización Mundial de la Salud (OIEA/OMS), lo

cual brinda la posibilidad de participar en los programas de intercomparaciones organizados por la red y además le proporciona regularmente auditorías postales de sus servicios de calibración.

Estos programas de la red contribuyen a la conservación de los patrones de referencia y permiten chequear la correcta aplicación de los protocolos de dosimetría y los procedimientos de calibración. Actualmente el LSCD participa con sus patrones en la organización metrológica euro-asiática COOMET con el objetivo de incluir sus capacidades de calibración en la base de datos del Buró Internacional de Pesas y Medidas (BIPM).

Reconocimiento de las capacidades de medición y calibración del CPHR

Desde hace dos años se ha venido trabajando por la aceptación de las capacidades de medición y calibración (CMC) del LSCD en las bases de datos del BIPM. Para la publicación de las capacidades, el LSCD debe demostrar la competencia de los servicios que presta. Una vía es la adecuada implementación de un sistema de aseguramiento de la calidad en base a la norma ISO 17025 [1].

El LSCD del CPHR, declarado como INM de Cuba para las magnitudes dosimétricas, incursionó muy tempranamente en la implementación de un sistema de la calidad que, ya para el año 1997, recibió la condición de acreditado por cumplir con los requerimientos de la ISO (guía 25) vigente en aquel momento. Más tarde, en el año 2001 fue reacreditado por la Oficina Nacional de Acreditación

(ONARC) en base a la norma ISO/IEC 17025. Este sistema de la calidad, reconocido desde sus inicios como el primero de su tipo en la red OIEA/OMS [2], acreditado por las autoridades nacionales competentes, recibió la visita de un auditor de la Cooperación Internacional de Acreditación de Laboratorios (ILAC) y la Cooperación Interamericana de Acreditación de Laboratorios (IAAC) durante una auditoría al órgano de acreditación cubano ONARC.

Estos elementos y la amplia participación del laboratorio en comparaciones internacionales [3-6] fueron puntos esenciales para la demostración de la competencia del LSCD ante la Organización Metrológica Euro-Asiática (COOMET) en la que participa. Una vez aprobadas las capacidades metrológicas en COOMET se procedió a su revisión exhaustiva en las restantes cuatro organizaciones metrológicas regionales pertenecientes a Europa (EUROMET), Asia (APMP), África (SADCMET) y América (SIM).

Finalmente en diciembre de 2004 fueron aprobadas las CMC del CPHR por estas organizaciones y en breve se deberán incluir en la base de datos del BIPM después de una revisión del comité mixto de estas organizaciones regionales y el BIPM. Este es uno de los más importantes reconocimientos a la competencia de los servicios de calibración que se prestan en el laboratorio secundario de calibración dosimétrica desde su fundación en el año 1995.

Los principales servicios del LSCD se muestran en la siguiente tabla. Los métodos usados para la calibración se basan en normas internacionales, lo

Principales servicios de calibración del LSCD

Magnitud física	Nomenclatura de instrumentos	Intervalo de medición	Mejor capacidad de calibración expresada como incertidumbre	Norma nacional o internacional u otra documentación que ampara la calibración
Kerma en aire	Sistemas dosimétricos de radioterapia ^{60}Co	1,0 11,0 Gy	1,0%	Reporte técnico OIEA N° 374
	Sistemas dosimétricos de radioterapia con Rayos X	0,25 3 Gy	0,9% (50 150 kV) 1,4% (10 50 kV)	Reporte técnico OIEA N° 374
Dosis absorbida en agua	Sistemas Dosimétricos de radioterapia ^{60}Co	1,0 10,0 Gy	1,2%	Reporte técnico OIEA N° 374
Kerma en aire	Dosímetro de referencia de protección radiológica	0,6 7,0 mGy 0,2 17 mGy	2,3% (rayos X) 2,0% (Cs-137)	Colección de Reportes de Seguridad N° 16 ISO 4037-2
Dosis equivalente ambiental	Dosímetro de área (monitor de radiaciones)	1 12 mSv 0,1 Sv 20 mSv	4,8% (rayos X) 4,8% (Cs-137)	Colección de Reportes de Seguridad N° 16 ISO 4037-3
Dosis equivalente personal profunda	Dosímetro personal	1 10 mSv 0,1 Sv 20 mSv	5,2% (rayos X) 5,2% (Cs-137)	Colección de Reportes de Seguridad N° 16 ISO 4037-3
Kerma en aire	Dosímetros de radiodiagnóstico	0,18 2.2 Gy	1,0%	IEC 61674 IAEA-TECDOC RC on Patient Dosimetry for X rays used in Medical Imaging Draft of June 2003

que asegura la coherencia de los procedimientos usados por el LSCD con otros de su tipo a escala internacional. La incertidumbre expandida de la mejor capacidad de calibración reportada en la tabla corresponde a un intervalo de confianza del 95%.

Participación del LSCD en auditorías y comparaciones internacionales

Los chequeos externos, como parte de un programa de control de la calidad, son elementos esenciales para mantener patrones de reconocida trazabilidad. En los 10 años de trabajo, el LSCD del CPHR tiene una amplia participación en este tipo de acciones a través de auditorías postales realizadas por el OIEA e intercomparaciones con laboratorios similares de varias áreas geográficas.

Los servicios de calibración se han sometido a dos auditorías postales organizadas por el OIEA a niveles de protección radiológica y nueve a niveles de radioterapia. Los resultados de estas auditorías desarrolladas desde el año 1997 se muestran en las figuras 1 y 2 para niveles de protección radiológica y radioterapia, respectivamente. Los

límites de tolerancia para radioprotección establecidos por el OIEA son de $\pm 5\%$ de diferencia entre el valor de la dosis reportada por el LSCD y el valor de la dosis evaluada por el OIEA. Para radioterapia el límite es de $\pm 3,5\%$.

Para la ejecución de la auditoría o ensayo de aptitud, el OIEA suministra las cápsulas con polvo termoluminiscente para que sean irradiadas en un haz de radiación con un valor de la magnitud dosimétrica elegida. Una vez irradiadas por el LSCD el laboratorio del OIEA las evalúa y reporta los resultados de manera confidencial, de existir diferencias fuera de los límites establecidos brinda ayuda para darle solución al problema. Como se aprecia, los resultados para las magnitudes de Kerma en aire y dosis absorbida en agua siempre han estado dentro de los límites aceptables.

El LSCD del CPHR ha participado en 23 comparaciones internacionales con el objetivo de demostrar la correcta aplicación de las metodologías de calibración utilizadas y la exactitud de los patrones a niveles de radioterapia, radiodiagnóstico y protección radiológica. Las intercomparaciones se han

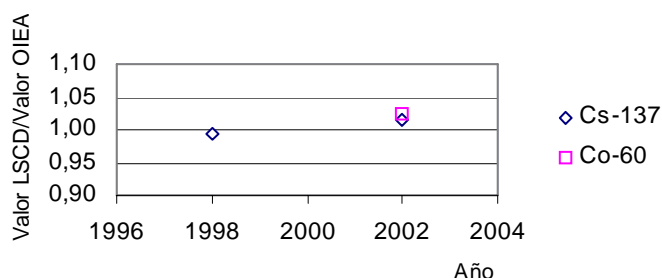


Figura 1. Auditorías postales del OIEA al LSCD de Cuba en haces de ^{137}Cs y ^{60}Co para niveles de protección radiológica.

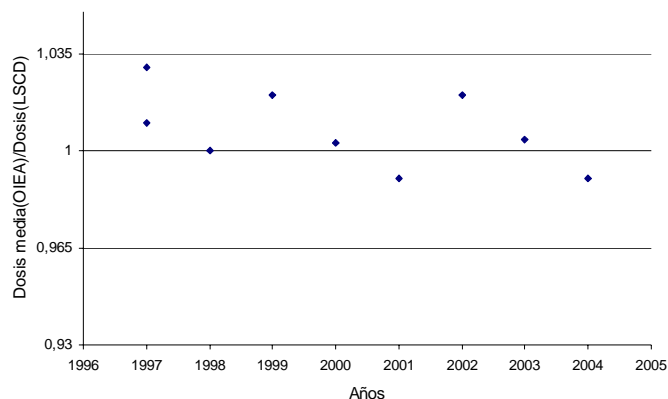


Figura 2. Resultados de las auditorías del OIEA en haces de ^{60}Co a niveles de radioterapia en el período 1997-2004.

realizado con el Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas (IVIC), el Laboratorio Secundario de Noruega (NRPA), el Laboratorio Central de la Industria Eléctrica (LCIE, Francia), el Laboratorio Nacional de Metrología de las Radiaciones Ionizantes del Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD, Brasil), el Laboratorio de Calibración de la Autoridad Sueca de Radioprotección (SSI) y las realizadas con el laboratorio del OIEA.

Los resultados de estas intercomparaciones aparecen en las figuras 3, 4 y 5. Para el análisis de estos resultados se usó el estadígrafo "En" según las recomendaciones de la guía ISO/IEC 43-1 [7]. El valor modular de En considera la diferencia entre los coeficientes de calibración obtenidos y las incertidumbres reportadas por ambos laboratorios. Si $En \leq 1$ entonces se considera que los resultados son satisfactorios, de lo contrario son insatisfactorios. De las 23 intercomparaciones para todos los niveles, diferentes laboratorios y diferentes haces, solamente una fue insatisfactoria. Las causas no

se pudieron determinar y como medida correctiva se realizó una intercomparación en las mismas condiciones con el LCIE de Francia y los resultados fueron satisfactorios.

Otras intercomparaciones se han desarrollado con el objetivo de evaluar la coherencia regional en la diseminación de las magnitudes dosimétricas a los usuarios. Estos son los casos de la intercomparación en los marcos del proyecto regional ARCAL XLI [3] y el proyecto RLA/9/041[8].

En estas intercomparaciones latinoamericanas se evaluó la capacidad de los laboratorios para realizar la calibración de dosímetros de área y de dosímetros personales en las magnitudes operacionales recomendadas para estos usos.

Actualmente el LSCD se encuentra participando en una comparación clave de COOMET que permitirá confirmar el grado de equivalencia internacional de nuestro patrón de Kerma en aire a niveles de radioterapia.

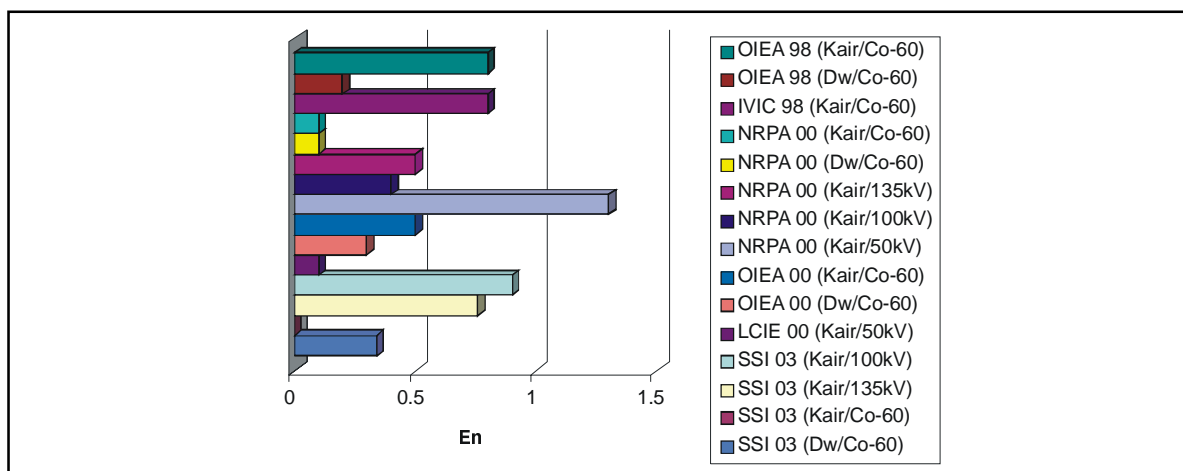


Figura 3. Resultados de las comparaciones internacionales a niveles de radioterapia. El valor 1 es el límite que define si el resultado es satisfactorio o no.

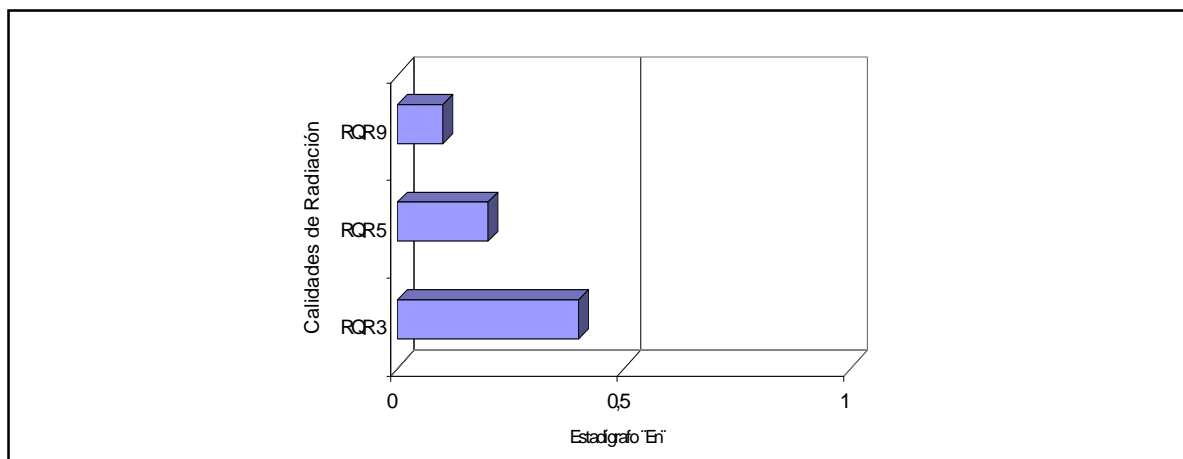


Figura 4. Resultados de la intercomparación con el SSI-Suecia a niveles de radiodiagnóstico. El valor 1 es el límite que define si el resultado es satisfactorio o no.

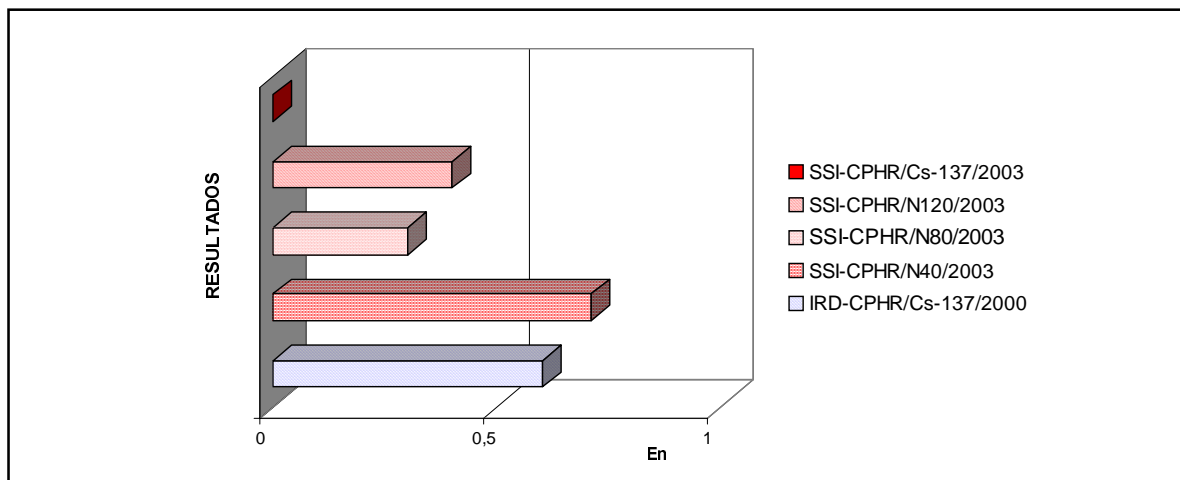


Figura 5. Resultados de las comparaciones internacionales a niveles de protección radiológica con el IRD-Brasil y el SSI-Suecia. El valor 1 es el límite que define si el resultado es satisfactorio o no.

CONCLUSIONES

Las capacidades de medición y calibración de Cuba en las magnitudes dosimétricas se encuentran en el LSCD del CPHR. Estas capacidades han sido aprobadas por las cinco organizaciones metroológicas regionales como demostración del reconocimiento internacional de los trabajos de calibración que se realizan en el CPHR para los intervalos especificados de las magnitudes de Kerma en aire, tasa de Kerma en aire de referencia (braquiterapia con ^{137}Cs), dosis absorbida en agua, dosis equivalente ambiental y dosis equivalente personal.

Una vez que las CMCs sean publicadas en el BIPM el reconocimiento comprenderá los 42 estados miembros de la Convención del Metro que representan todas las regiones del mundo, los nueve países asociados a la Conferencia General de Pesas y Medidas (CGPM) y otras organizaciones internacionales e intergubernamentales invitadas.

Este reconocimiento es el resultado de 10 años de trabajo del LSCD como parte de la red internacional OIEA/OMS, lo cual le ha posibilitado calibrar los patrones y adoptar metodologías de calibración validadas. La participación satisfactoria del LSCD en múltiples comparaciones internacionales de sus patrones y 12 auditorías postales del OIEA, así como la implementación de un sistema de la calidad acreditado desde 1997, han sido factores decisivos en este reconocimiento.

Los retos actuales del LSCD son: mantener la competencia de los servicios de calibración y participar en comparaciones clave de COOMET, que permitan confirmar el grado de equivalencia de sus patrones.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] NC ISO/IEC 17025:2000. Requisitos Generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración. NC, 2000.
- [2] SSDL Newsletter No.36 Accreditation of a network member laboratory. IAEA, pp 4 (1997).
- [3] RAMOS, M.O. DA CUNHA, P.G. SUÁREZ, R.C., Latin American and Caribbean Intercomparison of Radiation Protection Area Monitoring Instruments Radiation Protection Dosimetry Vol.102, No.4, (2002)315
- [4] MORALES, J. A, BJERKE, H., JENSEN, C., CAMPA, R., Intercomparison of the air kerma and absorbed dose to water therapy calibrations provided by NRPA and CPRH SSDLs. SSDL Newsletter, IAEA, 2001.
- [5] WALWYN, G., TAMAYO, J.A, Soporte metroológico de las actividades de protección radiológica en la República de Cuba Congreso IRPA, Peru, 2003.
- [6] WALWYN, G., GUTIÉRREZ, S., Development and Prospects on Dosimetry at Radiotherapy Levels in the Secondary Standard Dosimetry Laboratory of Cuba IRPA 11 Congress, Spain, 2004.
- [7] ISO/IEC Guide 43-1 Proficiency testing by interlaboratory comparisons. Part 1: Development and operation of proficiency testing schemes. Geneva, 1997.
- [10] MORALES, J.A., DÍAZ E., HERNÁNDEZ, E., CAPOTE, E., Informe de resultados de la segunda fase del programa coordinado de investigación del OIEA. Intercomparación regional de dosimetría personal. CPHR, Habana, 1998.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

RASSYN: SISTEMA DE GESTIÓN DE INFORMACIÓN PARA EL CONTROL DE LA INFORMACIÓN DE LA SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA A ESCALA NACIONAL

Maryzury Valdés Ramos¹, Miguel Prendes Alonso¹, Alma Arnau Fernández²

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

²Centro Nacional de Seguridad Nuclear, La Habana, Cuba

zury@cphr.edu.cu

Resumen

El Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones y el Centro Nacional de Seguridad Nuclear han trabajado en los últimos años en el diseño y perfeccionamiento de una herramienta informática que permita la gestión de toda la información relevante que debe controlar la autoridad reguladora. En este trabajo se presentan los resultados del diseño e implantación en el país de un sistema integrado de datos RASSYN para el control de la información que genera la autoridad reguladora nacional, la cual ha permitido una gestión eficiente de la información relacionada con las fuentes de radiación en el territorio nacional, las prácticas asociadas a ellas, el personal y sus dosis, el equipamiento medidor y detector de radiaciones que se utiliza, los desechos generados, los sucesos radiológicos ocurridos, las condiciones y requisitos de las autorizaciones otorgadas y los resultados de la inspección a las entidades.

INFORMATION MANAGEMENT SYSTEM FOR THE CONTROL OF THE DATA OF THE SAFETY AND RADIOLOGICAL PROTECTION ON A NATIONAL SCALE

Abstract

The Center for Radiation Protection and Hygiene and the National Center for Nuclear Safety, have been working in the last years in the design and improvement of a computing tool that allows the management of all the important information, which should be controlled by the Regulatory Authority. The results obtained with the design and implementation of the Integrated System of Data RASSYN for the management of the National Regulatory Authority's information in the country are shown in this paper. The software allows an efficient management of the information related to several regulatory aspects such as: the radiation sources in the national territory; the practices associated to the sources; the personnel associated to the practices and their doses; the instruments for the measurement; the waste management; the radiological events; the conditions and requirements of the given authorizations and the inspections results.

Palabras clave: radiation protection information, inspection, licensing, r codes, regulations, national organizations

INTRODUCCIÓN

Uno de los elementos más importantes de un programa nacional de protección y seguridad radiológica es la existencia de un sistema automatizado que permita registrar y procesar toda la información referida a las prácticas y fuentes a escala nacional y al control de las instituciones que la emplean a fin de asegurar que satisfagan los requisitos de seguridad y protección radiológica. En el proceso de supervisión que ejerce la autoridad reguladora en temas radiológicos y nucleares, se registra, procesa y evalúa un volumen importante de información que crece con el número de prácticas e instalaciones vinculadas

directamente al trabajo con radiaciones ionizantes y su perfeccionamiento. Sólo a través del uso de un sistema automatizado eficiente se puede evaluar y correlacionar toda la información necesaria para caracterizar de manera real la situación radiológica a escala nacional o de un territorio. Con esta premisa, el CPHR y el CNSN comenzaron desde 1998 a diseñar y desarrollar, el Sistema Nacional de Gestión de Datos de Seguridad Radiológica RASSYN [1], como una herramienta automatizada que le permitiera a la autoridad reguladora nacional analizar y evaluar el volumen de datos que genera su control regulador, haciendo más eficiente su trabajo y garantizando la confiabilidad de la información.

El programa RASSYN se desarrolló en Borland Delphi para Windows y Microsoft Access, con control de acceso en función del usuario que utiliza el sistema. Se proporciona un ambiente atractivo y comprensible para el usuario y permite trabajar en red, de forma que se puede operar en varias computadoras a la vez. Los resultados se pueden presentar a través de reportes y correlaciones, por pantalla o impresora, en forma de textos, gráficos y tablas.

MATERIALES Y MÉTODOS

En el sistema RASSYN la información se organiza alrededor del registro primario de entidades usuarias que utilizan las radiaciones ionizantes, a través del cual se vinculan las prácticas y fuentes con los demás datos del sistema. La entidad o institución es el núcleo donde se agrupa toda la información que se necesita controlar: registros nacionales; proceso de solicitud-autorización; proceso de inspección y plan anual de inspecciones.

Registros Nacionales

Es importante mantener actualizados los registros nacionales que controla la autoridad reguladora nacional como parte de su función de gestión y dirección de la seguridad radiológica, para conocer la situación radiológica del país en todo momento (figura 1).

· **Registro nacional de entidades usuarias:** almacena los datos de todas las entidades del país que utilizan las radiaciones ionizantes. Este registro se puede filtrar por sector, territorio o ministerio al que pertenece la entidad.

· **Registro nacional de prácticas:** almacena todas las prácticas que se realizan en el país en las diferentes entidades usuarias. Se clasifican por su categoría de riesgo, lo que permite identificar la periodicidad de inspección que le corresponda.

· **Registro nacional de fuentes selladas/ contenedores:** almacena los datos de todas las fuentes selladas que hay en el país en las diferentes entidades usuarias y las prácticas asociadas. Se pueden clasificar por su forma física y por el estado de uso de la fuente.

· **Registro nacional de fuentes no selladas:** almacena los datos de todas las fuentes no selladas que se utilizan en el país en las diferentes entidades usuarias y las prácticas asociadas. Se pueden clasificar por radionúclido, por compuesto químico y por su frecuencia de adquisición.

· **Registro nacional de equipos emisores de radiaciones ionizantes:** almacena los datos de todos los equipos emisores que hay en el país, en las diferentes entidades usuarias y las prácticas asociados. Se pueden clasificar por el tipo del equipo (aceleradores, generadores de rayos X, etc.), por el tipo de radiación que emite el equipo y por su estado técnico.

· **Registro nacional de equipos de protección radiológica:** almacena los datos de todos los equipos para el control de la protección radiológica que hay en el país. Se pueden clasificar por el tipo de radiación que miden, por la magnitud que emite el equipo y por su estado técnico. A través de este registro la autoridad reguladora puede identificar el equipamiento existente en el país, para utilizarlo en caso de emergencias radiológicas.

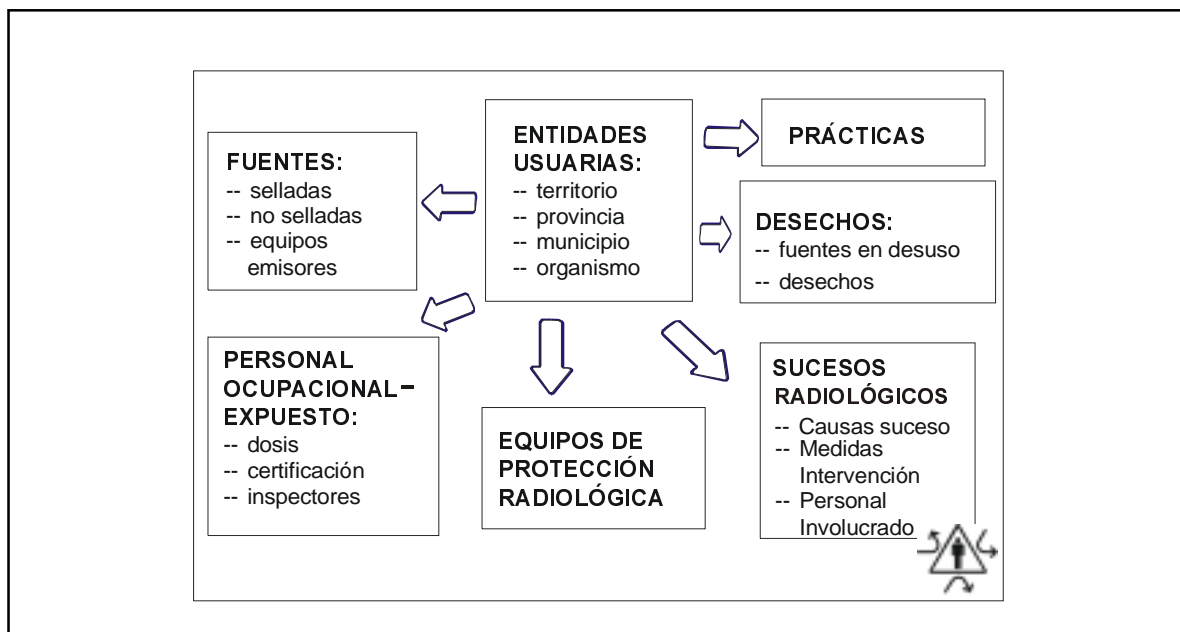


Figura 1. RASSYN, subsistema de registros nacionales.

· Registro nacional de trabajadores

ocupacionalmente expuestos (TOE): almacena los datos de todo el personal que trabaja con las fuentes o está sometido a exposición ocupacional en el país, en las diferentes entidades usuarias y las prácticas asociadas. Para cada TOE, además de la información general que se almacena, se procesan los datos asociados con el último chequeo médico, con su capacitación, con la licencia otorgada y con el control dosimétrico que se le aplica.

· **Registro dosimétrico nacional:** almacena las dosis anuales de cada trabajador. Se pueden actualizar los datos del registro, importando las dosis de ficheros textos exportados por las entidades que brindan los servicios de dosimetría.

· **Registro nacional de desechos:** almacena los datos de todos los desechos (fuentes en desuso/ otros desechos) que hay en las diferentes entidades usuarias y que no han sido transferidos al almacén nacional de desechos. En el caso de las fuentes en desuso se pueden reutilizar, o recoger para guardarlas en el almacén centralizado de desechos radiactivos. En el caso de los otros desechos (sólidos y líquidos) se pueden clasificar por su tipo y por el tipo de gestión que se les va a realizar. El sistema almacena también los datos de las fuentes en desuso, los desechos sólidos y líquidos guardados en el almacén de desechos centralizados del país.

· **Registro nacional de sucesos radiológicos:** almacena los datos de todos los sucesos radiológicos ocurridos en el país, donde se puedan ver afectadas la seguridad de las fuentes y las personas, en las diferentes entidades usuarias y las prácticas asociadas. Para cada suceso se almacena una breve descripción los datos de las afectaciones, causas del suceso, medidas de intervención aplicadas, personal involucrado y dosis recibida.

Proceso de solicitud – autorización - inspección

Uno de los propósitos más importantes del sistema RASSYN, es dar seguimiento a las actividades de autorización e inspección, desde el mismo momento en que una entidad hace una solicitud para pedir una autorización para llevar a cabo una práctica, hasta que se realiza una inspección partiendo de un proceso de autorización o formando parte de la supervisión rutinaria durante el proceso de operación.

La integración de los procesos de solicitud - autorización - inspección y su vinculación con los datos de los registros nacionales, le permite a la autoridad reguladora conocer en cualquier momento la situación de las autorizaciones concedidas y las deficiencias que aún existen en las prácticas que se realizan (figura 2).

· **Proceso de solicitud:** se almacena la información significativa del proceso de solicitud propuesto a la autoridad reguladora por una entidad, que tiene la intención de pedir una autorización para llevar a cabo una práctica. Este registro se puede clasificar por prácticas y por el tipo de la autorización solicitada. El sistema identifica el evaluador, especialista del órgano regulador, al que se le entrega la documentación de la solicitud y realiza el examen documental de la solicitud. Las solicitudes pueden estar: pendientes, en examen, denegadas, o aceptadas.

· **Proceso de autorización:** se almacena la información significativa de las autorizaciones concedidas por la autoridad reguladora a una entidad, que tiene presentada una solicitud para llevar a cabo una o varias prácticas. Este registro se puede clasificar por prácticas y por el tipo de la autorización concedida. El sistema identifica al especialista del órgano regulador que evalúa el

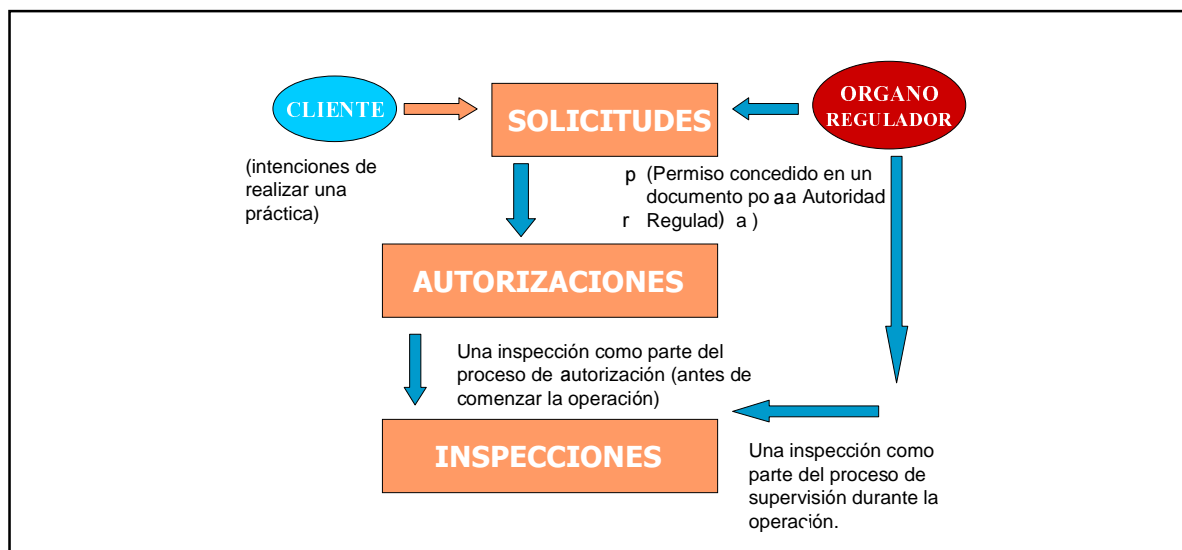


Figura 2. RASSYN, Solicitud – Automatización - Inspección.

proceso y prepara la documentación. Las autorizaciones pueden estar: vigentes, suspendidas, revocadas, vencidas, o anuladas por enmienda. A cada autorización concedida se le asocian las fuentes selladas, fuentes no selladas, equipos emisores y el personal que está involucrado con esa autorización. También se identifican las condiciones transitorias y los requerimientos del dictamen.

Proceso de inspección: se almacena la información significativa de los diferentes procesos de inspección ejecutados por la autoridad reguladora a las entidades que emplean radiaciones ionizantes. Este registro se puede clasificar por prácticas y por el tipo de la inspección realizada. De cada inspección se describen sus objetivos, la actividad y aspectos inspeccionados, los documentos revisados los resultados de las mediciones efectuadas, las recomendaciones realizadas, deficiencias detectadas y medidas de fuerza aplicada. Se pueden determinar en cada momento las inspecciones pendientes, atrasadas, canceladas o reprogramadas, en dependencia del plan anual de inspecciones.

Plan anual de inspección

El sistema permite generar el plan anual de inspecciones por entidad. A esta opción sólo accede el responsable de las inspecciones (figura 3). El generador del plan de inspecciones utiliza para su

proceso la siguiente información: el año del plan, la fecha de la última inspección realizada a cada práctica, la frecuencia de inspección en dependencia de la categoría de la práctica. El responsable de los inspectores puede modificar la información del plan de inspecciones, eliminar o añadir cualquier inspección que no haya sido contemplada durante la generación.

Reportes y correlaciones

RASSYN permite emitir reportes de toda su información, filtrarla por territorios, ministerios u otros aspectos significativos, correlacionarla por diferentes vías y emitir resultados estadísticos.

Con ello se evalúa la información sobre la situación radiológica a nivel nacional o de un territorio. La información se presenta asequible al usuario, quien puede visualizar los resultados en la pantalla o impresora, en forma de textos, gráficos y tablas (figura 4).

RESULTADOS

El sistema RASSYN se ha introducido paulatinamente durante los últimos dos años en el CNSN, permitiendo la revisión módulo por módulo del programa y la inclusión no sólo de toda la normativa internacional en los aspectos de seguridad y protección radiológica, sino también ha permitido ajustarlo a las

FE. INSP.	ENTIDAD	RESPONSABLE	ESTADO	EX-PLAN	RE-PROG.
22/01/2004	CIMEX	Majra Espinosa Valdés	Efectuada	-	-
22/01/2004	INSTITUTO DE CARDIOLOGIA - ICCV	Pablo Jerez Veguería	Efectuada	-	-
27/01/2004	INOR	Ramón Hdez. Álvarez	Efectuada	-	-
27/01/2004	INSTITUTO DE NUTRICIÓN E HIGIENE DE LOS ALIMENTOS (INHA)	Pablo Jerez Veguería	Efectuada	-	-
28/01/2004	CEADEN	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
02/02/2004	HOSP. PROVINCIAL JOSE R. LOPEZ TABRANES	Ramón Hdez. Álvarez	Efectuada	-	-
02/02/2004	ADUANA INDEPENDIENTE MATANZAS	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
03/02/2004	ECOA #9. CONTINGENTE IV CONGRESO POC	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
03/02/2004	EMCOR HABANA	Ramón Hdez. Álvarez	Efectuada	-	-
04/02/2004	ENERGAS	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
05/02/2004	EMPRESA DE PRODUCTOS LÁCTEOS DE COLÓN	Ramón Hdez. Álvarez	Efectuada	-	-
05/02/2004	EMPRESA FUNDICIONES JOVELLANOS	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
06/02/2004	CONFORMAT FABRICA NOEL FERNANDEZ	Yanil López Forteza	Efectuada	-	-
16/09/2004	ISCTN	Pablo Jerez Veguería	Efectuada	-	-

Figura 3. RASSYN, Plan Anual de Inspecciones.

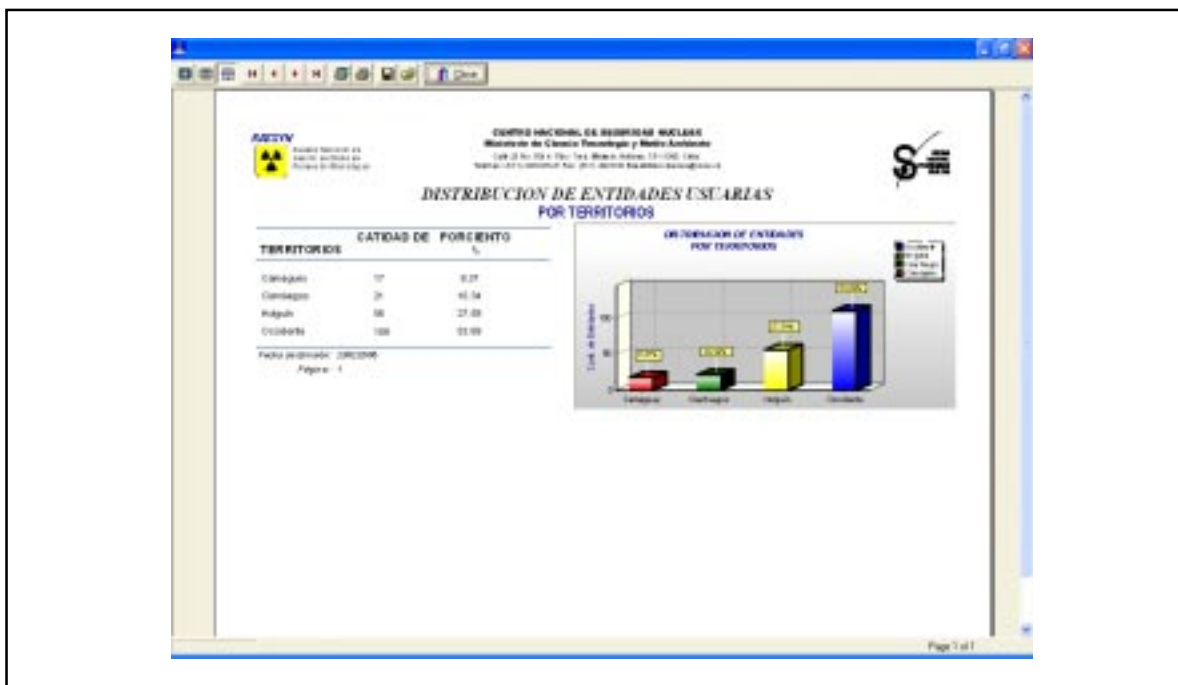


Figura 4. RASSYN, reportes y correlaciones.

características propias de la autoridad reguladora cubana, lo que ha contribuido al perfeccionamiento del sistema.

Mediante la utilización de RASSYN, ha sido posible:

- Mantener actualizados los principales registros nacionales (entidades, prácticas, fuentes, personal, dosis, desechos, equipos de protección radiológica, sucesos radiológicos, etc.).
- Facilitar la existencia del inventario actualizado de fuentes de radiación y de prácticas que se ejecutan con éstas.
- Facilitar el registro y control de los sucesos radiológicos ocurridos.
- Facilitar el registro y control de los desechos radiactivos y fuentes en desuso.
- Facilitar el registro y control de los medidores de radiación que poseen los usuarios.
- Procesar la información necesaria para la emisión de autorizaciones, licencias o permisos a las prácticas y al personal.
- Facilitar la preparación, realización y seguimiento de las inspecciones, propiciando la uniformidad de los documentos relacionados con esta actividad regulatoria.
- Advertir a tiempo de situaciones que requieren atención.

· Evaluar, consolidar y correlacionar información para caracterizar la situación radiológica a escala nacional, de un territorio u organismo.

· Conocer la efectividad del mecanismo regulador.

CONCLUSIONES

El uso del sistema RASSYN por parte de la autoridad reguladora cubana ha contribuido a la organización e integración de toda la información relacionada con el Programa Nacional para el Control de la Protección y Seguridad Radiológica.

Contar con herramientas automatizadas para analizar y evaluar el volumen de datos que genera este control, permite hacer más eficiente el trabajo del órgano regulador, ya que garantiza la confiabilidad de la información resultante.

La aplicación de este sistema ha permitido:

- la caracterización del inventario nacional de fuentes;

- la caracterización del inventario de los equipos utilizados para la medición de las magnitudes empleadas en protección radiológica;

- el control nacional de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, de su aptitud, nivel de capacitación y entrenamiento;

- el control de las fuentes en desuso y la gestión de los desechos radiactivos generados en las entidades;

- la notificación y control de los sucesos radiológicos y de las medidas de intervención;
- el control de las autorizaciones concedidas, su tipo, plazos de validez y las condicionales y restricciones impuestas por ellas a las prácticas e instalaciones;
- el control de las inspecciones realizadas, el programa nacional de inspecciones, las deficiencias detectadas y las medidas adoptadas.

BIBLIOGRAFÍA CONSULTADA

- [1] Normas Básicas Internacionales de Seguridad Nuclear para la protección de las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación OIEA, Viena, 1977.
- [2] Sistema integrado de datos para el control de la información de la seguridad y protección radiológica a nivel nacional. Memorias del IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear. 1998, Habana, Cuba.

Recibido: 22 de marzo de 2005

Aceptado: 11 de abril de 2005

REVISTAS NUCLEARES DE IMPACTO

- ADVANCES IN ATOMIC MOLECULAR AND OPTICAL PHYSICS (5.636)
- 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 FÜR 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**

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 1,5 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 250 palabras, ni contener siglas, abreviaturas ni referencias bibliográficas. Debe indicar los objetivos principales y el alcance de la investigación, describir los métodos empleados, resumir los resultados y enunciar las conclusiones principales y 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/ 18-A y 47, Playa, Ciudad de La Habana, Cuba
correo electrónico: nucleus@cubaenergia.cu