



BUENOS AIRES
2015

RESÚMENES

**X CONGRESO REGIONAL
LATINOAMERICANO IRPA DE
PROTECCIÓN Y SEGURIDAD
RADIOLÓGICA**

**X CONGRESO ARGENTINO DE
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

**VI CONGRESO
IBEROAMERICANO DE
SOCIEDADES DE PROTECCIÓN
RADIOLÓGICA**

**BUENOS AIRES - ARGENTINA
12 AL 17 DE ABRIL 2015**



**ORGANIZADO POR:
SOCIEDAD ARGENTINA DE RADIOPROTECCIÓN**

SESIÓN PLENARIA I

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN MEDICINA

**ACCIONES GLOBALES SOBRE PR EN MEDICINA -
CONVOCATORIA DE BONN PARA LA ACCIÓN
EL PROGRAMA DE LA OMS**

Pérez, María del Rosario

Departamento de Salud Pública, Determinantes Ambientales y
Sociales de la Salud
Organización Mundial de la Salud (OMS)

email: perezm@who.int

Co-patrocinadas por seis organismos de las Naciones Unidas y dos organizaciones inter-gubernamentales, las normas básicas de protección radiológica y seguridad de fuentes de radiación (NBS) constituyen el referente global para los requerimientos de seguridad radiológica. La nueva edición de las NBS proporciona un marco robusto de requerimientos de seguridad radiológica para las exposiciones médicas. Como autoridad coordinadora de las acciones de salud pública en el sistema de las Naciones Unidas, la Organización Mundial de la Salud (OMS) es una de las organizaciones patrocinantes de las NBS y trabaja para promover la implementación de las NBS en sus estados miembros. En diciembre de 2012 tuvo lugar una conferencia internacional sobre protección radiológica en medicina organizada por el OIEA y co-auspiciada por la OMS. Como resultado de ella estas organizaciones publicaron en forma conjunta la llamada Convocatoria de Bonn para la Acción, que identifica 10 acciones prioritarias para mejorar la radioprotección en medicina en la próxima década que abordan aspectos relacionadas con justificación y optimización de procedimientos, compromiso de los fabricantes de equipamiento médico, educación y entrenamiento de los profesionales de la salud, agenda estratégica de investigación, recolección de datos sobre exposiciones en medicina, prevención primaria de incidentes y efectos adversos, cultura de la seguridad, diálogo beneficio-riesgo e implementación de las NBS. La OMS está conduciendo una Iniciativa Global sobre Seguridad Radiológica en el Ámbito de Sanitario con el propósito de comprometer al sector salud en la aplicación de las NBS en medicina y apoyar a los países en la implementación de la Convocatoria de Bonn. A través de esta iniciativa, la OMS colabora con diversas partes interesadas (“stakeholders”) mediante una estrategia inter-disciplinaria y multi-sectorial a nivel nacional, regional y global. La iniciativa incluye actividades en las áreas de evaluación, manejo y comunicación de riesgo que serán presentadas en esta comunicación.

RETOS Y ACCIONES ESTRATÉGICAS EN LA REGIÓN PARA IMPLEMENTAR LAS BSS EN MEDICINA

Jiménez, Pablo

Asesor Regional en Radiología y Protección Radiológica, Departamento de Sistemas y Servicios de Salud, Organización Panamericana de la Salud, 525 23rd St. N.W., 20037 Washington DC, USA.

email: jimenezp@paho.org

Las aplicaciones de las radiaciones en medicina han seguido aumentando considerablemente. En los últimos años, los procedimientos diagnósticos y terapéuticos con radiaciones ionizantes han evolucionado rápidamente. El efecto beneficioso de estos adelantos tecnológicos sobre la salud pública es enorme. Gracias a estas innovaciones, actualmente podemos diagnosticar en etapa más temprana y de un modo más preciso múltiples enfermedades y situaciones de relevancia para la salud pública, así como facilitar su curación.

De igual manera, ha aumentado la dosis de radiación media que recibe la población. La exposición médica es particularmente importante dado que es la causa principal de las exposiciones a la radiación de origen artificial y continúa una tendencia ascendente.

Ocho organizaciones intergubernamentales, entre ellas la OPS y la OMS, consensuaron las *Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad* (BSS en inglés), publicadas por el OIEA en 2014. Los requisitos de las BSS para las exposiciones médicas exigen, entre otros, establecer niveles orientativos de dosis al paciente, y la aplicación de los principios de optimización y justificación, constituyéndose como los grandes retos.

Teniendo pues en cuenta que en la Región ha habido un rápido aumento, no solamente de la cantidad de centros de salud y equipos, sino de la complejidad de los mismos, la estrategia principal continúa ser desarrollar profesionales bien capacitados, incluyendo físicos médicos, para evitar poner en riesgo la seguridad e incluso la vida de los pacientes.

El trabajo que falta realizar aún es inmenso y exige formar alianzas estratégicas, elevar el nivel de conciencia de las autoridades y profesionales de la salud pública acerca de las necesidades y los retos que impone la aplicación de estas tecnologías, y motivar a los funcionarios de las autoridades de salud a extender a estas áreas los campos tradicionales de la salud pública.

ACCIONES GLOBALES SOBRE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN MEDICINA

CONVOCATORIA DE BONN PARA LA ACCIÓN

-EL PROGRAMA DE LA OIEA-

Ortiz López, P.; Gilley, D.; Vassileva, J.; Holmberg, O.

Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

email: P.Ortiz-Lopez@iaea.org

Diagnostic, interventional and therapeutic use of radiation is beneficial for hundreds of millions of people in medicine each year. Every day around the world, ionizing radiation is used for imaging of patients in more than 10 million diagnostic radiology procedures, and 100,000 diagnostic nuclear medicine procedures. Ionizing radiation is also used daily for therapy of patients in the 14,000 radiotherapy courses. The scale of this activity is massive and increasing. Current issues in radiation protection of patients include the fact that a substantial percentage of diagnostic imaging examinations are unnecessary, and the cumulative dose to individuals from medical exposure is growing. In addition, continued reports on radiation injuries from safety related events in the medical use of ionizing radiation are raising awareness on the necessity for accident prevention measures. The International Atomic Energy Agency is engaged in helping reduce unnecessary and unintended medical exposure, including accidental under and overexposure in radiotherapy. For this purpose the Agency has developed a coherent strategy for strengthening radiation protection of patients globally, which started with the first International Conference in Malaga, 2001, followed by the establishment of an International Action Plan and a second International Conference in 2012, which resulted in the so called Bonn Call-for Action, a joint position statement between the IAEA and WHO. Within this framework, the IAEA performs a number of activities, such as the development of standards and guidance, and training material, providing for information exchange via a dedicated Web-site on patient protection (rpop.iaea.org), with more than 60,000 page-views (the total number of pages viewed) per month, an international campaign for the improvement of the justification process, the long term tracking of radiation history of individual patients (smart card / smart rad track project), the shared learning of safety significant events in radiotherapy (SAFRON) and X-ray guided interventions (SAFRAD).

UNSCEAR GLOBAL SURVEY OF MEDICAL EXPOSURE

Shannoun, Ferid

The UNSCEAR secretariat, P.O. Box 500, 1400 Vienna, Austria.

ferid.shannoun@unscear.org

In 1955, the General Assembly of the United Nations has established the Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) to assess and report levels, effects and risks of exposure to ionizing radiation from all sources, including those used in medicine. Information on the use of radiation for treatment and diagnosis and the associated doses is obtained by reviewing the scientific literature and through population-based surveys. Over the past 30 years, UNSCEAR has regularly assessed the levels and trends of medical exposures globally and has carried out surveys to collect the required information from UN Member States.

It is known today that medical radiation exposure is by far the largest artificial source of radiological exposure in many countries and it continues to increase considerably. UNSCEAR's surveys are also used to identify gaps in radiation treatment capabilities and possible unwarranted dose variations for similar radiological examinations or procedures.

UNSCEAR has launched in August 2014 a new Global Medical Exposure Survey by inviting the UN Member States to submit data on medical radiological exposure from diagnostic and interventional radiology, nuclear medicine and radiation therapy. The World Health Organization (WHO) supports the new UNSCEAR survey, considering the data on radiological exposure in medicine as public health relevant. Further, the active involvement of WHO enables contact with health authorities as important sources of information.

In recent years, UNSCEAR has developed an improvement strategy to address some existing deficiencies in data quality and collection of former surveys and to increase participation of UN Member States in its new survey. The three major elements of the strategy are:

- (1) introduction of UNSCEAR's online platform (www.survey.unscear.org) which fosters secure submission, exchange and archiving of data. Only registered persons will have access to the online platform.
- (2) request for nomination of national contact persons — via official channels — to coordinate, at country level, the collection and submission of data on radiation exposure of workers, the general public and patients. Subsidiary technical experts might register on the online platform to assist the national contact person in collecting the requested information and data.
- (3) establishment of an Expert Group on Medical Exposure, who assist the secretariat in the evaluation of the submitted data and the check of their quality.

The data and findings provided by UNSCEAR have been used to establish frameworks for radiation protection activities in medicine in the past such as the Action Plan for Patient Safety established by the International Atomic Energy Agency (IAEA) or WHO's Global Initiative for Radiation Safety in Health Care Settings. More recent, UNSCEAR collaborates closely with the IAEA and WHO to implement Action 6 of the recent Bonn Call for Actions, which requests an increase availability of improved global information on medical and occupational exposures in medicine.

ACCIÓN DE LAS SOCIEDADES PROFESIONALES PARA EL DESARROLLO DE UN PROGRAMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE EN ARGENTINA:

Buzzi, Alfredo¹; Lunardón, Roxana²; Descalzo, Amalia³; Rafailovici, Luisa⁴; Bechara, Luis⁵; Lemme Plaghos, Luis⁶; Ferrari Celia⁷; Gentile, Fernando⁸, Sansogne, Rosana⁹, Touzet, Rodolfo^{10*}

¹ Sociedad Argentina de Radiología

² Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear

³ Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas

⁴ Sociedad Argentina de Terapia Radiante Oncológica

⁵ Colegio Argentino de Cirujanos Cardiovasculares

⁶ Colegio Argentino de Neurocirujanos Intervencionistas

⁷ Sociedad Latino Americana de Radiología Pediátrica

⁸ Sociedad Argentina de Pediatría

⁹ Sociedad Argentina de Física Médica

¹⁰. Comisión Nacional de Energía Atómica

* Author responsable, email: rodolfotouzet@gmail.com

En diciembre del 2004 se inician en el país las actividades de protección radiológica del paciente mediante una reunión convocada por la Autoridad Regulatoria Nuclear que reúne a reguladores, autoridades de salud y sociedades médicas y se conforman las primeras comisiones de trabajo. Un año después, se forma la "Comisión Conjunta de las Asociaciones Profesionales vinculadas al uso de las radiaciones ionizantes en medicina" integrada inicialmente por 5 sociedades: Sociedad Argentina de Radiología, Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear, Sociedad Argentina de Terapia Radiante Oncológica, Sociedad Argentina de Física Médica y la Sociedad Argentina de Radioprotección, se convoca a representantes de las autoridades de salud del país y especialistas en protección radiológica.

Se fijan 6 objetivos básicos del programa (1- Justificabilidad, 2- Optimización de la práctica, 3- Prevención de los riesgos potenciales, 4- Capacitación y entrenamiento, 5- Difusión de los criterios de PRP, 6- Estructura de control y supervisión) y se realizan actividades de difusión y capacitación que se van ampliando progresivamente. En el año 2006 se presenta el programa en el congreso de Málaga, y se elabora la primera "Guía de Criterios de Prescripción" que se difunde en los congresos médicos.

En el año 2014 la Comisión Conjunta estaba integrada por 14 sociedades profesionales, se desarrolló la 10ª Jornada anual y actividades que incluyen la actualización de la normativa, el diseño de nuevas guías de prescripción, el control de los equipos, la difusión de los criterios de Radioprotección, y tareas de investigación.

El plan de actividades 2015 está distribuido en 10 temas que siguen simultáneamente los 6 objetivos del programa de PRP y los 10 puntos del Plan de acciones de Bonn.

Se considera que el éxito del programa depende del compromiso y la participación de todas las sociedades médicas involucradas con el necesario apoyo de los especialistas en protección radiológica y física médica y la comunicación necesaria con autoridades de salud.

SESIÓN PLENARIA II

CULTURA DE SEGURIDAD

RED OMS DE PACIENTES POR LA SEGURIDAD DEL PACIENTE

Martínez, Jorge César

Instituto Seguridad y Calidad en Ciencias de la Salud, Centro Piloto OMS-USAL.

jormar@intramed.net

Nuestros conocimientos de las enfermedades y sus terapéuticas se han incrementado, áreas en los que los enormes avances de la radiología y sus imágenes han tenido un papel crucial.

Nuestras habilidades técnicas han crecido y la complejidad de la práctica médica también. Los mismos grandes avances que pueden salvar vidas pueden potencialmente causar daño a los pacientes.

Una Ciencia para la Seguridad del Paciente está en desarrollo. Tenemos que adaptar nuestras formas de educar y trabajar para lograr hacer del cuidado seguro de la Salud nuestro objetivo fundamental, con la mayor eficiencia y Seguridad que los pacientes esperan y merecen.

A nivel global la OMS promueve los Programas para la Seguridad del Paciente con el gran desafío de transformar Deseos en Acciones. Las Guías de enseñanza surgidas de esta iniciativa son instrumentos fundamentales.

Es el máximo desafío el estímulo y desarrollo de una “Cultura de Seguridad” en todas las organizaciones considerando la seguridad no como prioridad, sino como MÁXIMA PRIORIDAD.

En la Facultad de Medicina de USAL hemos incorporado para los estudiantes una materia oficial integradora “Seguridad del Paciente” desde 1° a 6° año cuyo diseño pedagógico se basa en la Guía Curricular Seguridad del Paciente de la OMS, siendo su objetivo crear futuros líderes en Seguridad.

“Primum non nocere”. “Errar puede ser parte de la naturaleza humana, pero también es parte de la naturaleza humana crear soluciones, encontrar mejores alternativas y enfrentar los desafíos”.

Lo primero es no hacer daño, puede parecer obvio pero en realidad requiere visión y habilidades como nos señala Sir Liam Donaldson, Enviado OMS Programa Mundial para la Seguridad del Paciente.

El desafío de cada uno de nosotros es hacer real la visión de que la Seguridad del Paciente se halle en el corazón de cómo pensamos, cómo educamos, cómo trabajamos, y se traslade profundamente a las organizaciones, creando el módulo central de nuestros Sistemas de Atención al ser humano.

PROYECTO DEL FORO SOBRE CULTURA DE SEGURIDAD EN EL ÁREA RADIOLÓGICA

Ferro Fernández, Rubén^{1*}; Arciniega Torres, Jorge²; Blanes Tabernero, Ana³; Bomben, Ana María⁴; Cruz Suárez, Rodolfo⁵; Da Silva Silveira, Claudia⁶; Perera Meas, Jorge Fernando⁷; Ramírez Quijada, Renán⁸; Videla Valdebenito, Ricardo⁹

¹ CNSN, Cuba.

² CNSNS, México.

³ CSN, España.

⁴ ARN, Argentina.

⁵ OIEA, Austria.

⁶ CNEN, Brasil.

⁷ ARNR, Uruguay.

⁸ IPEN, Perú.

⁹ CCHEN, Chile.

* Autor responsable, email: ferro@orasen.co.cu

El Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) concede especial importancia a la prevención en el campo de la protección y la seguridad radiológica así como de la seguridad física de fuentes de radiación, reconociendo la contribución significativa que tienen los factores humanos y organizacionales en ese terreno. En particular, el FORO considera esencial que tanto las organizaciones como los trabajadores alcancen y mantengan comportamientos y actitudes hacia la protección y la seguridad radiológica y física durante el trabajo con fuentes de radiación que sean expresión genuina de una Cultura de Seguridad sólida. Basado en lo anterior, el FORO decidió acometer un proyecto para la elaboración de una guía sobre Cultura de Seguridad en las organizaciones, instalaciones y actividades con fuentes de radiación ionizante que concluyó en el 2014 y que permitirá a sus países miembros trabajar en su fomento y desarrollo con elementos prácticos para su evaluación, monitoreo y mejora continua. El presente trabajo describe el documento resultante y sus objetivos.

SESIÓN PLENARIA IV

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA INDUSTRIA

EXPERIENCIA SOBRE DETECCIÓN DE MATERIAL RADIATIVO EN EL RECICLADO DE METALES

Fratlicelli, Osvaldo

Tenaris

Ofraticelli@tenaris.com.ar

La empresa Tenaris provee servicios para la industria energética mundial y otras aplicaciones industriales. La capacidad de producción anual es de 6,3 millones de toneladas de tubos de acero y tiene plantas productivas en 16 países dentro las cuales posee 4 acerías eléctricas. Una de esas acerías está situada en la ciudad de Campana, Provincia de Buenos Aires y tiene una capacidad de producción anual de 1,3 millones de Toneladas de barras de acero. Para fabricar el acero se utiliza como materia prima entre un 40 al 50 % de chatarra procesada cada 80 Toneladas de acero por colada. Para evitar despachar productos terminados contaminados con radiación se requiere poseer controles radiométricos en todo el proceso industrial. Estos controles están proporcionados por 8 portales radiométricos, y 8 detectores, distribuidos en lugares estratégicos para detectar en forma temprana radiaciones ionizantes. Se realizan pruebas de sensibilidad de estos equipos, además de simulacros para demostrar la efectividad de los controles. La detección además está brindada por un sistema de aviso de alarmas "on line" durante las 24 horas del día, indicando el estado de cada detector y ante una alarma dando aviso a los responsables de tomar acciones. Por último se detallan las detecciones reales de fuentes radiactivas y también de NORM, y las lecciones aprendidas desde la implementación de los controles en el proceso industrial.

SAFETY AND SECURITY FOR RADIOACTIVE SOURCES WITHIN THE UNITED STATES

González, Hipólito J.

U.S. Nuclear Regulatory Commission

Hipolito.Gonzalez@nrc.gov

The events of September 11, 2001, heightened concerns about the use of risk-significant radioactive materials in a malevolent act within the United States. Such an event is of particular concern because of the widespread use of radioactive materials (often contained in sealed sources) in the United States by industrial, medical, and academic institutions. The theft or diversion of such materials, in risk-significant quantities, could lead to their use in a malicious act. A significant culture change occurred at the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) and for the regulated community, to have to consider the potential for malevolent unauthorized access to licensed radioactive materials. This challenge was significant because safety and security professionals spoke “different languages” and have different constraints on their work. Security professionals want to control the flow of information; safety professionals see the need to share information. The presentation will provide an overview of how the NRC ensures the safety and security of Category 1 and 2 radioactive materials within the United States.

INTERNATIONAL CONFERENCE ON OCCUPATIONAL RADIATION PROTECTION: ENHANCING THE PROTECTION OF WORKERS – GAPS, CHALLENGES AND DEVELOPMENTS

Ma, J.¹; Colgan, P.A.^{2}*

¹ Occupational Radiation Protection Unit, International Atomic Energy Agency.

² Radiation Protection Unit, International Atomic Energy Agency.

* Presenting author, email: T.Colgan@iaea.org

The Conference, which was cosponsored by the International Labour Organization and organized in cooperation with 15 International Organizations, was held at the IAEA Headquarters from 1-5 December 2014 and attracted over 470 participants from 79 Member States and 21 International Organizations. The presentations and posters addressed all aspects of occupational radiation protection in industry and medicine, including the protection of pregnant workers and itinerant workers. Issues such as safety culture, education and training and health surveillance were also discussed.

The Conference reviewed the international safety framework for protecting workers and agreed that it is well established and effective. However, in some areas, such as medicine and work involving exposure to elevated levels of naturally occurring radiation, new challenges that have emerged need to be addressed. For example, higher occupational exposures are occurring in medical practices such as interventional radiology and interventional cardiology, while in some underground industries workers can be exposed to high radiation doses from natural radiation sources that are not subject to regulatory control.

It was agreed that radiation protection needs to be managed as an integrated part of the general health and safety protection of workers. Workers may face a wide range of occupational hazards and unduly protecting against only one or a few hazards may be detrimental to overall occupational safety and health. In all workplaces, the application of radiation protection measures must be examined within the context of the complexity of all foreseeable hazards in workplaces.

The Conference identified nine key areas for follow-up and provided a forum for enhancing the protection of workers in the future. It is important to continuously improve the implementation of the existing international standards through initiatives such as outreach to those Member States with less developed programmes, enhanced education and training programmes, promoting exchange of operational experience in high-exposure settings, developing young professionals in the more general issues of radiation protection and addressing occupational exposure to natural radiation sources.

SESIÓN PLENARIA V

EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

PAHO ACTIVITIES ON EDUCATION FOR HEALTH PROFESSIONALS

Fleitas, Ileana; Medlen, Kayiba; Jiménez, Pablo

Pan American Health Organization

fleitasi@cub.ops-oms.org

The Radiological Health Program at the Pan American Health Organization (PAHO/ WHO) established since 1960, has worked in collaboration with partners to respond to the regional needs on education and training. Keeping in mind the rapid evolution of radiology, and the limited offers for affordable continuing education activities, the program was focused on imaging services for the Caribbean countries.

Several Webminar series were organized since 2013 with topics such as Radiology Pathology, Trauma Physics, Computed Tomography and Breast Biopsy, as well as Obstetric and Vascular Sonography. Each Webminar starts with a Pre-test which allows instructors to tailor the content to the specific needs of participants. One to three hours lectures were offered once a week on a given topic using the Blackboard Collaborate virtual room. Upon completion of the Webinar series the participant is awarded a Certificate.

Around 150 participants per series, comprising of radiologists, technologists, PACS administrators and educators, benefited from these activities. The lecturers include radiologists, physicians, technologists and medical physicists. Many of them are educators in academic institutions in the United States.

After the webinars, in country courses are recommended to supplement the educational activity including hands-on training. Such courses were offered during 2014 in Jamaica on Computed Tomography and Sonography; Haiti for radiographers; Trinidad and Tobago on Sonography and Computed Tomography; and Grand Cayman on Breast Biopsy.

Additionally, PAHO/WHO has undertaken activities to improve the capacity of radiology educational centers, such as the University of West Indies in Jamaica, the College of Science, Technology and Applied Arts of Trinidad and Tobago (COSTAATT), and the University of Guyana. Book drive was organized to supply these institutions with textbooks and resources.

Future activities are planned for 2015, such as a digital radiology course in Nicaragua, and additional Webminars on Pediatric Imaging, Computed Tomography and Abdominal Sonography.

EL PAPEL DE LAS ASOCIACIONES PROFESIONALES Y DE LA IRPA EN LA PROMOCIÓN DE LA E&E EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Gallego, Eduardo

Consejo Ejecutivo de la IRPA

eduardo.gallego@upm.es

Uno de los principales objetivos estratégicos de IRPA es promover la excelencia de los profesionales de la protección radiológica. Persiguiendo este objetivo, IRPA ha desarrollado los "Principios guía para el establecimiento de una cultura de la protección radiológica", así como un Plan de Acción en materia de educación y entrenamiento (E & E). Se reconoce que la E & E es una de las vías más eficaces para lograr la efectividad en el establecimiento de la cultura de protección radiológica y avanzar en su camino. En la ponencia se discute el papel que las Sociedades profesionales asociadas en IRPA pueden desempeñar en el fomento de la cultura de protección radiológica, a través de sus actividades de E & E. En ese sentido, las principales líneas de acción incluyen la promoción de actividades coordinadas, estimulando las contribuciones a la base de datos IRPA sobre eventos y recursos de E & E, fomentando la creación de redes de intercambio aprovechando la proximidad regional o el idioma para organizar actividades y promover la integración de los jóvenes profesionales y científicos en la nueva red de jóvenes profesionales creada por IRPA.

EDUCACIÓN Y ENTRENAMIENTO, CULTURA DE LA PROTECCIÓN Y CONTEXTOS NACIONALES

Hurtado, Diego

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

dhurtado@arn.gob.ar

En un escenario de expansión y diversificación del sector nuclear en la Argentina, que incluye, por ejemplo, un plan nacional en curso de federalización de la medicina nuclear, la Autoridad Regulatoria Nuclear se propone impulsar un salto cualitativo en sus capacidades de formación y capacitación. Se presenta una reflexión acerca de la tensión entre los componentes “universales” propios de los programas de formación y capacitación en protección radiológica versus las especificidades propias del contexto local que deben ser consideradas en el diseño de planes de formación y capacitación que se propongan transmitir, además de competencias técnicas, una cultura de la protección radiológica.

SESIÓN PLENARIA VI

INFRAESTRUCTURA REGULATORIA

INFRAESTRUCTURA REGULADORA DESDE EL SECTOR SALUD

Jiménez, Pablo¹

Asesor Regional en Radiología y Protección Radiológica, Departamento de Sistemas y Servicios de Salud, Organización Panamericana de la Salud, 525 23rd St. N.W., 20037 Washington DC, US.

e-mail: jimenezp@paho.org

Las ventajas del uso de radiaciones son bien conocidas, así como el riesgo para la salud, por lo que es necesario adoptar medidas especiales para la protección radiológica de pacientes, trabajadores, público y medio ambiente. Ocho organizaciones intergubernamentales, entre ellas la OPS y la OMS, consensuaron las *Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad* (BSS en inglés), publicadas por el OIEA en 2014. Uno de los requisitos principales de las BSS es el establecimiento de una infraestructura reguladora nacional.

Sólo 22 países de la Región tienen órganos reguladores en esta esfera, y su capacidad técnica y sus recursos son limitados para poder cumplir adecuadamente con las funciones establecidas en las BSS. En donde existen, la Autoridad Competente está localizada bien en los Ministerios de Salud, bien en otras instancias gubernamentales o bien divididas entre varias instancias. En este último caso, en algunos países las competencias de cada instancia se dividen en función del origen de la radiación: rayos X frente a la radiación de origen nuclear. En otros, las competencias se establecen en función del grupo expuesto: trabajadores, público o pacientes.

Un órgano regulador debe tener independencia efectiva, de tal modo que su ejercicio regulador y las acciones de coerción que ejecute puedan ser efectuados sin estar sometido a presiones o conflictos de intereses que puedan menoscabar la seguridad. Por otro lado, la autoridad de salud siempre posee competencias en materia de calidad y seguridad de la atención sanitaria, sobre la autorización de centros y servicios de salud, y sobre la protección de la salud pública en general. Algunos requisitos de las BSS son exclusivos de la autoridad sanitaria. Por tanto, para que un órgano regulador sea eficiente es imprescindible que desarrolle sus actividades en estrecha cooperación con la autoridad de salud.

RECOMENDACIONES PARA LA MEJORA DE LOS PROGRAMAS REGULADORES DE LOS PAÍSES DE AMÉRICA LATINA EN LA PRÁCTICA MÉDICA

Guillén Campos, Alba^{1*}; Carreño Palacios, Norma²

¹ Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

² Ministerio de Salud. Chile.

* Autor responsable, email: alba@oraseen.co.cu

Las normas básicas internacionales de seguridad (publicadas como OIEA GSR parte 3, “*Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: normas básicas internacionales de seguridad*”) establecen nuevos requisitos para garantizar la seguridad de los trabajadores, de los pacientes y del público en el uso de fuentes de radiaciones ionizantes.

El OIEA, reconociendo la importancia de la colaboración entre instituciones nacionales y organizaciones internacionales para establecer sinergias, compartir experiencia y acordar planes conjuntos para implementar las normas básicas, organizará, de conjunto con la Organización Panamericana de la Salud (OPS), la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA), el Foro Iberoamericano de Organismos Radiológicos y Nucleares (FORO) y la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos (NRC) y con el patrocinio del Gobierno de Chile, un taller con las autoridades responsables del control de aplicaciones médicas sobre estas nuevas normas.

El taller tiene por objeto analizar los nuevos requisitos en lo que respecta a la infraestructura reguladora necesaria para la supervisión de la práctica médica. En la misma se compartirán la experiencia de países y organizaciones internacionales, procedimientos y metodologías desarrolladas para reforzar el marco regulador en este ámbito. Se presentará el documento TECDOC 1710/S, “Programa Nacional de Protección Radiológica en las Exposiciones Médicas”, como modelo operativo de referencia para implementar las normas. También se tratarán los obstáculos y retos que tienen las autoridades nacionales en la implementación de los requisitos, y se identificarán posibles soluciones y recomendaciones. Como resultado se espera obtener recomendaciones para acciones futuras en apoyo a la mejora de los programas reguladores en la práctica médica, así como para sensibilizar a los tomadores de decisión sobre la importancia de disponer de marcos reguladores sólidos y sostenibles

SESIÓN PLENARIA VII

EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y NUCLEARES

LA PLATAFORMA EUROPEA NERIS SOBRE PREPARACIÓN PARA LA RESPUESTA Y RECUPERACIÓN FRENTE A EMERGENCIAS NUCLEARES Y RADIOLÓGICAS

Gallego, Eduardo

Universidad Politécnica de Madrid. España.

eduardo.gallego@upm.es

La plataforma europea NERIS sobre preparación para la respuesta y recuperación frente a emergencias nucleares y radiológicas, se fundó en 2010 con el objetivo de establecer un foro para el diálogo y el desarrollo de metodología por medio de la colaboración entre organismos públicos, centros de investigación y asociaciones que participan en la toma de decisiones sobre las acciones de protección en caso de emergencia nuclear o radiológica, así como para la recuperación post-accidente. Los objetivos de la Plataforma son: (i) mejorar la eficacia de los actuales planteamientos europeos, nacionales y locales, mediante la creación de grupos de trabajo y de usuarios de las herramientas, el apoyo a iniciativas locales y el fomento de la participación de nuevos actores (de carácter local) en las actividades de NERIS; (ii) promover enfoques más coherentes frente a emergencias estableciendo redes que favorezcan la creación de foros de diálogo, vínculos con otras redes y organizaciones (ICRP, NEA WPNEM, CRPPH, OIEA, etc.) aspirando a establecer a NERIS como una plataforma autónoma en el largo plazo, con su propio estatuto legal; (iii) mantener y mejorar los conocimientos técnicos y la experiencia entre todas las partes interesadas en Europa mediante el desarrollo de un programa de formación supranacional, con cursos, difusión de boletines informativos y del sitio web NERIS; (iv) identificar las necesidades de nuevos desarrollos y hacer frente a desafíos nuevos y emergentes, mediante la organización de talleres de I+D para intercambiar información y opiniones e identificar las necesidades de nuevos desarrollos, así como crear una reflexión común compartiendo las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima.

La ponencia describe las misiones, la organización y las actividades de la Plataforma, así como los componentes principales de su agenda estratégica de investigación.

PROYECTO REGIONAL DE FORTALECIMIENTO DE CAPACIDADES PARA RESPONDER A EMERGENCIAS CON RADIACIONES

Salinas Mariaca, G.R.

Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

R.Salinas@iaea.org

A través de proyectos de cooperación técnica con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y considerando lineamientos estratégicos definidos en lo referido a preparación y respuesta a emergencias con radiaciones (PRE); diversos proyectos y diversas actividades fueron y están siendo implementadas por el OIEA en esta temática tanto a nivel nacional, regional e incluso inter-regional.

Particular atención merecen las siguientes áreas donde los mayores esfuerzos y avances se han podido alcanzar: designación de centros regionales de creación de capacidades; revisión de capacidades nacionales tomando como referencia normas de seguridad del OIEA en PRE y la preparación, revisión e implementación de planes de emergencia.

La región de Latinoamérica se ha caracterizado en este sentido por el activo y continuo interés en PRE, tanto es así que uno de los mayores logros que se está alcanzado -asociado a los centros de creación de capacidades- es el diseño del concepto de “Escuela de gestión de emergencias con radiaciones” cuya primera versión será implementada en la región pero que además generó interés en otras regiones donde también se implementará esta actividad.

Es evidente entonces que la cooperación en PRE entre la región y el OIEA es ya una tradición cuyos resultados son cada vez más efectivos. No obstante, debe también reconocerse que las capacidades en PRE en la región aún requieren de mejoras considerables como la implementación formal de planes de emergencia y actividades que ello conlleva. Asimismo, existen desafíos que deben ser considerados tanto en proyectos siendo implementados como en aquellos en fase de diseño; entre estos desafíos no se puede dejar de mencionar la revisión de los requisitos definidos en la norma de seguridad sobre “Preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear o radiológica” recientemente aprobada por la Junta de Gobernadores del OIEA.

SESIÓN PLENARIA VIII

COMUNICACIÓN CON LA SOCIEDAD EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

COMUNICACIÓN DEL RIESGO RADIOLÓGICO EN RADIOLOGÍA PEDIÁTRICA

Soto Giordani, Gloria

Colegio Inter-Americano de Radiología (CIR).

gloria.soto@gmail.com

Los vertiginosos avances tecnológicos en diagnóstico por imágenes han mejorado la atención de salud, con un progresivo incremento en la contribución del diagnóstico médico a la exposición de la población.

Mientras que los exámenes radiológicos adecuadamente justificados y optimizados representan un beneficio neto para el paciente, su uso inadecuado por falta de justificación o por una técnica sub óptima, resultan en un riesgo innecesario e inaceptable. Este riesgo es mayor en niños que en adultos por ser estos más vulnerables a los efectos de la radiación, y por tener una mayor expectativa de tiempo de vida, y por tanto una mayor ventana para que estos efectos se expresen.

La TC es el examen que más ha contribuido al aumento de la exposición poblacional a radiación por diagnóstico médico. Su uso ha aumentado exponencialmente en los últimos años, tanto en niños como en adultos, y las dosis involucradas son significativamente mayores que la de los exámenes radiológicos convencionales. La falta de justificación y/o de optimización en las TC en niños determina una relación riesgo / beneficio desfavorable y un riesgo innecesario y prevenible. Es imperativo generar una cultura que promueva el control del riesgo de radiación por diagnóstico médico en niños, sin dejar de enfatizar sus reales beneficios. Esto plantea desafíos tales como la evaluación del riesgo, su manejo y el desarrollo de estrategias comunicacionales que promuevan la seguridad radiológica.

La OMS está conduciendo el proyecto “Comunicación del Riesgo de Radiación en la Atención de Salud del Niño”, destinado a mejorar el diálogo riesgo/beneficio en todos los niveles y con todos los involucrados en la atención de salud. La primera fase de este proyecto consistió en desarrollar un conjunto de herramientas para facilitar y apoyar este diálogo entre profesionales de salud, con los pacientes y con los padres o responsables de su cuidado. En esta presentación se describirá una de estas herramientas y los mensajes clave que propone ante distintos escenarios para lograr una adecuada discusión riesgo/beneficio.

INTERACCIÓN CON LA SOCIEDAD LATINOAMERICANA DE CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA (SOLACI)

Durán, Ariel

Servicio de Hemodinamia. Hospital de Clínicas. Uruguay.
dr.arielduran@gmail.com

El Comité de Seguridad radiológica de SOLACI fue creado en el año 2010 con la finalidad de agrupar un conjunto de cardiólogos intervencionistas y profesionales afines con interés en la radioprotección con la finalidad de escribir guías, realizar talleres, cursos o conferencias con el fin de diseminar los conocimientos al respecto en nuestra comunidad.

El motivo de su creación fue que, luego de tomar conciencia de que los cardiólogos intervencionistas son los profesionales de la salud con mayores dosis ocupacionales y que no se poseía un marco de enseñanza que permitiera proteger a nuestros pacientes y a nosotros mismos. Se decidió entonces crear este Comité durante el ejercicio de la Comisión Directiva 2008-2010.

Fue entonces que decidimos incorporar a todas las actividades de las Jornadas y congresos SOLACI con cursos y miniconferencias no solo dirigidas a los cardiólogos intervencionistas sino también al personal de enfermería y técnico que trabaja en la sala.

Con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) a SOLACI hemos podido realizar un trabajo inédito dentro de la cardiología intervencionista mundial que es el estudio RELID (Retrospective Evaluation Lens Injuries and Dose). Se trató de una evaluación oftalmológica del cristalino de los cardiólogos intervencionistas, enfermeros y técnicos de sala de hemodinamia y finalmente de un grupo control de personas no expuestas a radiaciones ionizantes. Estos resultados nos han permitido realizar recomendaciones con más énfasis con respecto a la protección ocular que consideramos obligatoria para cualquier persona que trabaje en la sala y así lo reflejamos en la Guía.

Por otro lado nuestro Comité se encuentra desarrollando un trabajo comparativo sobre dosis ocupacional al primer operador durante la realización de angioplastias coronarias comparando diferentes accesos vasculares.

El Comité además desea construir un foro donde los médicos o el resto del personal ocupacionalmente expuesto pueda volcar sus inquietudes o dudas y algún miembro del Comité poder responderlas.

Finalmente y luego de 1 año de trabajo y revisiones se escribieron las Guías SOLACI de Radioprotección en Cardiología Intervencionista, documento al que ya se puede acceder desde la nueva web.SOLACI.org desde febrero 2011.

SESIÓN PLENARIA IX

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA
DEL PÚBLICO Y EL AMBIENTE**

NUEVAS GUÍAS DE SEGURIDAD DEL OIEA PARA LA PROTECCIÓN DEL PÚBLICO Y EL AMBIENTE

Telleria, Diego

División de Seguridad Radiológica, en el Transporte y de los Desechos.
Sección de Seguridad de los Desechos y el Ambiente. OIEA.

D.M.Telleria@iaea.org

En el año 2011 el OIEA publicó la versión interina de la actualización la norma básica de seguridad. En el 2014 fue ratificada y copatrocinada por ocho organizaciones internacionales: CE, FAO, OIEA, OIT, OMS, OPS, OCDE/AEN y PNUMA. Actualmente publicada sólo en inglés su título es Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales.

La norma básica cubre la protección radiológica del público y del ambiente en las tres situaciones de exposición (planeada, de emergencia y existente) y se basa los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA y en recomendaciones de la CIPR.

A partir de lo establecido en su norma básica, el OIEA elaboró mediante reuniones técnicas, en cooperación con expertos de Países Miembros, tres guías de seguridad intituladas: Protección del Público y el Ambiente (DS432), Marco General para la Evaluación Prospectiva del Impacto Radiológico Ambiental (DS427) y Control Reglamentario de las Descargas Radiactivas al Medio Ambiente (DS442).

Las tres guías en preparación fueron aprobadas por los Comités Asesores de Normas de Seguridad para ser enviadas en marzo del 2015 a los Países Miembros para comentarios.

Las citadas guías elaboran sobre de los requerimientos de la Norma Básica y presentan opciones prácticas, en un caso, para las tres situaciones de exposición (DS432) y en los otros para situaciones planificadas (DS427 y DS442). En la presentación de esas guías se cubrirán temas esenciales para la protección radiológica del público y el ambiente, como ser las evaluaciones de impacto radiológico, la definición y uso de criterios numéricos (límites de dosis, restricciones de dosis y de riesgo, niveles de referencia), la aplicación del principio de optimización, los procesos de autorización y verificación y la consideración de la protección radiológica de elementos en el ambiente adicionales al ser humano, como ser la flora y la fauna.

AVANCES DEL PROYECTO REGIONAL IAEA-RLA9078

Medici, Marcela

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

mmedici@arn.gob.ar

El proyecto de cooperación técnica del OIEA para la región de Latino América y el Caribe, titulado “Fortalecimiento de la infraestructura regulatoria nacional y las capacidades tecnológicas para la gestión de desechos radiactivos” (RLA9078, 2014-2017) fue elaborado en conjunto con los países miembros de la región y es el sucesor una serie de proyectos cubriendo el área de seguridad de los desechos y la protección del público iniciados desde el año 2005. Todos estos proyectos están inspirados en los buenos resultados del ProyectoModelo del OIEA sobre Mejoramamiento de la Infraestructura de Protección Radiológica.

Veinte países de la región participan activamente de RLA9078, el cual es implementado por el Departamento de Cooperación Técnica, la División de Seguridad Radiológica, en el Transporte y los Desechos y la División de Ciclo de Combustible Nuclear y Tecnología para los Desechos.

El objetivo principal del proyecto es mejorar la seguridad y la gestión de los desechos radiactivos en los Países Miembros del OIEA en la región, protegiendo a las personas y al medio ambiente. Los países que participan son Argentina, Bolivia, Brasil, Chile, Colombia, Costa Rica, Cuba, República Dominicana, Ecuador, Guatemala, Honduras, Jamaica, México Nicaragua, Panamá, Paraguay, Perú, Uruguay y Venezuela

El Proyecto se ha planteado como un árbol de objetivos identificándose las siguientes “salidas”:

- Adecuadas políticas y estrategias en materia de gestión de los desechos radiactivos y fuentes radiactivas en desuso.
- Fortalecimiento del marco regulatorio.
- Capacidades adecuadas de organizaciones nacionales para el manejo de desechos radiactivos y fuentes radiactivas en desuso.
- Capacidades mejoradas de los generadores de desechos radiactivos.
- Sistemas mejorados para la detección temprana de fuentes radiactivas huérfanas.
- Mejora en la Gestión de NORM fuera de la industria nuclear.

La estrategia establecida para desarrollar el Proyecto consta de talleres regionales y nacionales, cursos de entrenamiento, misiones de expertos, visitas científicas y becas.

CRITERIA FOR THE CONTROL OF FOOD AND DRINKING WATER IN THE RECOVERY PHASE AFTER A NUCLEAR OR RADIOLOGICAL EMERGENCY

Gusev, I.¹; McMahon, C.²; Perez, M.³; Blackburn, C.⁴; Colgan, P.A.^{1}*

¹ Radiation Protection Unit, International Atomic Energy Agency.

² Office of Radiological Protection, Environmental Protection Agency, Ireland.

³ Department of Public Health, Environmental and Social Determinants of Health, World Health Organization.

⁴ Joint FAO/IAEA Programme of Nuclear Techniques in Food and Agriculture.

* Presenting author, email: T.Colgan@iaea.org

Following a nuclear or radiological emergency involving the release of radioactivity to the environment, one of the pathways through which the public can be exposed is the consumption of food and drinking water containing radionuclides. Several International Organizations have published guidance on the control of radionuclides in food and drinking water both during the emergency and subsequently after the emergency has ended. The activity concentrations for specific radionuclides contained in these guidelines differ due to a number of factors and assumptions underlying the common objective of protecting consumers under the different circumstances. Therefore several different sets of activity concentrations for radionuclides in food and in drinking water are in use around the world. The reasons for having numerically different activity concentration values, the criteria on which they are derived and the circumstances under which they are intended to be applied are not always clearly understood. This presentation summarizes existing international guidance on the control of food and drinking water in the recovery phase after an emergency has ended. A framework for use by national authorities to support the derivation of activity concentrations that can be used as radiation protection criteria for the control of food and drinking water is described. The guideline levels for radionuclides in food in international trade, developed by the Codex Alimentarius Commission, are explained, and the implications of adopting a similar approach for deriving activity concentrations for the control of food and drinking water is evaluated in terms of national standards. In addition, the approach to the control of drinking water developed by the WHO is discussed, along with approaches to managing situations where the WHO guidance levels are exceeded.

ST 1.1

DOSIMETRÍA INTERNA

DISERTACIÓN: GIUSSANI, AUGUSTO

THE CURE PROJECT: INTEGRATING BIOLOGY, DOSIMETRY AND EPIDEMIOLOGY FOR EVALUATING RADIATION EFFECTS AND HEALTH RISKS IN CASE OF INTERNAL EXPOSURES

***Giussani, Augusto*^{1*}; *Blanchardon, Eric*²; *Gomolka, Maria*¹; *Haylock, Richard*³ *Laurent, Olivier*²; *Laurier, Dominique*²**

¹ BfS - Federal Office for Radiation Protection, Oberschleißheim, Germany.

² IRSN - Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, Fontenay-aux-Roses, France.

³ Public Health England, Chilton, United Kingdom.

*Responsible author, email: agiussani@bfs.de

Many exposure situations (occupational, post-accidental, natural radioactivity) involve internal contamination by different radionuclides. Indeed, the major contribution to the radiation dose to the general population is from internal exposure.

The quantification of the health effects of internal contamination is therefore one of the major cross-cutting issues considered in the frame of the European Network of Excellence DoReMi (EU FP7). Studies of internal contamination are also directly pertinent to the better understanding of the impact of differing qualities of radiation and require a close collaboration between epidemiologists, dosimetrists, toxicologists and biologists.

The CURE project was an 18-month “concerted action” supported in the frame of DoReMi and comprised nine European partners. It began in July 2013 and ended in December 2014. This project brought together competences in epidemiology, biology and dosimetry in Europe to address the issue of workers exposed to uranium (miners and nuclear industry employees involved in the uranium cycle) in which both cancer and non-cancer risks can be examined. The consortium could build on the availability of existing cohorts of uranium miners, millers and other workers (in Belgium, Czech Republic, France, Germany, and United Kingdom) and represented a unique opportunity to develop a collaborative multidisciplinary research project.

CURE's main aim was the preparation of a common research protocol, and the verification of the feasibility of a molecular epidemiology study integrating epidemiology, biology, toxicology and dosimetry. Three work-packages were defined (epidemiology, dosimetry and biology) and a further working group on uncertainty was constituted.

The protocols developed by the working groups during the CURE project and the road map to a future large scale integrated collaborative project in Europe will be presented and discussed.

PERFECCIONAMIENTO DEL PROCESO DE ESTIMACIÓN DE DOSIS POR INCORPORACIÓN DE ^{131}I Y ^{125}I EN EL CENTRO DE PROTECCIÓN E HIGIENE DE LAS RADIACIONES DE CUBA

Ramos Machado, Dayana*; **Yera Simanca, Yoan;**
López Bejerano, Gladys M.; **Acosta Rodríguez, Nancy**

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.

* Autor responsable, email: dayana@cphr.edu.cu

Se muestra el diseño e implementación de un nuevo procedimiento de trabajo en el servicio de monitoreo de la contaminación interna por incorporación de ^{125}I y ^{131}I del Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). El procedimiento, en caso de no existencia de soluciones patrones certificadas, se basa en la utilización del Método Monte Carlo para la determinación de la eficiencia de detección de ^{125}I y ^{131}I en geometría de tiroides. En el trabajo se valida la utilización del método y se implementa para la calibración de uno de los detectores del LDI. La nueva metodología propuesta se basa además, en el desarrollo e implementación de una herramienta informática que permite la automatización del procesamiento de datos provenientes de las mediciones realizadas en el contador de radiactividad corporal, tanto durante el proceso de calibración y control de calidad del equipamiento como en las mediciones directas realizadas a los TOEs. Los fundamentos básicos del software se sustentaron en los procedimientos vigentes en el laboratorio, en la norma NC-ISO/IEC 17025:2005 y en la versión 2 de la guía IDEAS para la estimación de dosis comprometida. Los principales resultados de la implementación del nuevo procedimiento se resumen en: simplificación del trabajo de especialistas y técnicos, disminución del tiempo de procesamiento de la mediciones, reducción de errores humanos y reemplazo de soluciones patrones y simuladores (con los que no contaba el laboratorio) por métodos computacionales validados. En resumen, con la implementación de este nuevo procedimiento se asegura que las capacidades de medición del LDI del CPHR estén siempre calibradas para el monitoreo de la contaminación interna por incorporación de ^{125}I y ^{131}I a los trabajadores ocupacionalmente expuestos vinculados al servicio.

DESEMPEÑO DEL SISTEMA PARA LA DETECCIÓN IN VIVO DE ^{235}U Y ^{241}Am DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA

***Pedemonti, Erica*; Vilella, Adrián; Puerta, Nancy;
Gossio, Sebastián; Rojo, Ana***

Autoridad Regulatoria Nuclear-ARN, Argentina.

* Autor responsable, email: epedemonti@arn.gob.ar

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina, dispone de un sistema espectrométrico para la detección in vivo de actínidos, único en el país. Este equipamiento permite dar apoyo en el control ocupacional de la exposición interna en trabajadores expuestos a Uranio y en la potencial exposición a Americio de los trabajadores involucrados en tareas de extensión de vida de la Central Nuclear de Embalse, provincia de Córdoba. Este trabajo presenta el proceso de calibración en eficiencia y determinación de los límites de detección de este equipamiento para ^{235}U y ^{241}Am en pulmón. Este sistema de detección espectrométrico está formado por cuatro detectores de Germanio que conforman el equipo denominado ACTII marca Canberra. Los detectores se encuentran en el interior de un recinto de acero, interiormente recubierto con capas plomo y de cadmio. El maniquí empleado en la calibración es el Lawrence Livermore Realistic Phamton, que contiene pulmones y nódulos activos y 4 cubiertas torácicas que simulan tejido muscular con distintos espesores. Para el sistema descrito se obtuvieron las curvas de eficiencia versus espesor de tejido muscular torácico correspondientes a las energías de 143.76, 163.358 y 185.72 keV del ^{235}U y a la energía de 59.5 keV del ^{241}Am . Así mismo, se determinaron los límites de detección correspondientes a cada energía y espesor del ^{235}U y del ^{241}Am . A partir de este análisis de desempeño del sistema para la detección in vivo de ^{235}U y ^{241}Am se puede concluir que este equipamiento de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina responde a los estándares internacionales para el apoyo al control regulatorio de la exposición interna de los trabajadores en la rutina y para asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

DESEMPEÑO DEL LDI EN LA INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA

***Yera Simanca, Yoan*; Ramos Machado, Dayana;
López Bejerano, Gladys Mercedes; Acosta Rodríguez, Nancy***

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba.

* Autor responsable, email: yoan@cphr.edu.cu

En el marco del proyecto de cooperación técnica del Organismo Internacional de Energía Atómica: “Fortalecimiento y actualización de las competencias técnicas para la protección de la salud y seguridad de los trabajadores expuestos ocupacionalmente a la radiación ionizante (esfera temática de seguridad 2)”, se desarrollaron en 2013 los ejercicios de intercomparación: “Medición in vivo de ^{131}I en Tiroides” y “Evaluación de datos de medición para el control de la exposición interna de los trabajadores”, organizados respectivamente por el Instituto de Radioprotección y Dosimetría de Brasil y la Autoridad Reguladora Nuclear Argentina. En el trabajo se muestran los resultados obtenidos en la intercomparación por el Laboratorio de Dosimetría Interna del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones de Cuba.

INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA INTERNA 2013

**Rojo, A.M.^{1*}; Puerta, N.¹; Gossio, S.¹; Gomez Parada, I.¹;
Cruz Suarez, R.², López, E.³; Medina, C.⁴; Lastra Boylan, J.⁵;
Pinheiro Ramos, M.⁶; Mora Ramirez, Erick⁷; Alves dos Reis, A.⁸;
Yáñez, H.⁹; Rubio, J.¹⁰; Vironneau Janicek, L.¹¹; Somarriba Vanegas, F.¹²;
Puerta Ortiz, J.¹³; Salas Ramírez, M.¹⁴; López Bejerano, G.¹⁵; da Silva, T.¹⁶;
Miri Oliveira, C.¹⁶; Terán, M.¹⁷; Alfaro, M.¹⁸; García, T.¹⁸; Angeles, A.¹⁸;
Duré Romero, E.¹⁹; Farias de Lima, F.²⁰**

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

² International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, Austria.

³ Instituto Peruano de Energía Nuclear, (IPEN), Perú.

⁴ Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, (CNSNS), México.

⁵ Central Laguna Verde, (CLV), México.

⁶ Eletrobras Eletronuclear S.A., Brasil.

⁷ Hospital San Juan de Dios, Costa Rica.

⁸ Instituto de Radioproteção e Dosimetria, (IRD), Brasil.

⁹ Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas, (IVIC), Venezuela.

¹⁰ Centro Investigaciones y Aplicaciones Nucleares (CIAN), República Dominicana.

¹¹ Comisión Chilena de Energía Nuclear, (CCHEN), Chile.

¹² Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua, Managua, (UNAN), Nicaragua.

¹³ Universidad Nacional de Colombia (UNal), Medellín, Colombia.

¹⁴ Hospital México, Costa Rica.

¹⁵ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, (CPHR), Cuba.

¹⁶ Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), Brasil.

¹⁷ Facultad de Química – CMN, Htal. Clínicas, Facultad de Medicina, Uruguay.

¹⁸ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, (ININ), México.

¹⁹ Comisión Nacional de Energía Atómica, (CNEA), Universidad Nacional de Asunción, Paraguay.

²⁰ Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Comissão Nacional de Energia Nuclear, (CNEN), Brasil.

* Autor responsable, email: arojo@arn.gob.ar

La interpretación de datos de monitoreo personal, tanto de mediciones “in vivo” como “in vitro”, para llegar a la estimación de la incorporación y de la dosis efectiva comprometida, es un proceso complejo cuyo resultado depende de una serie de factores: la cantidad y calidad de los datos, la habilidad del dosimetrista, las herramientas de cálculo disponibles y de las hipótesis de trabajo asumidas. Esta variedad de factores, hacen que para un mismo caso, distintos laboratorios obtengan resultados diferentes. En casos complejos, estas diferencias pueden llegar a ser importantes. Se vio así la necesidad de armonizar los procedimientos para que puestos a evaluar un caso de incorporación de material radiactivo, los dosimetristas cuenten con un marco de referencia consensuado, que les permitan obtener resultados consistentes. Con esta finalidad el grupo Europeo de Dosimetría (EURADOS) ha desarrollado las GUIAS IDEAS. En el año 2013 la Autoridad Regulatoria Nuclear de la Argentina organizó un Ejercicio de Intercomparación de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleidos, al que fueron invitados como participantes los distintos laboratorios de Dosimetría Interna de la Región. Participando en el ejercicio estos laboratorios de Latinoamérica tuvieron la oportunidad de analizar la consistencia de los resultados reportados y verificar la correcta aplicación de los criterios y de la metodología de cálculo de las Guías IDEAS. En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional de una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando incorporaciones de ¹³¹I, ¹³⁷Cs y tritio. Los laboratorios participantes fueron 19, pertenecientes a 13 países. Dichos participantes debieron interpretar los datos de medición para reportar los resultados de incorporación y de dosis efectiva

comprometida. En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los laboratorios participantes, considerando que cerca de la mitad de los inscriptos reportaron los 4 casos propuestos. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio superando en todos los casos el 63 % y en uno de ellos alcanzó el 94 %. Por otra parte, se analiza la aplicación de las Guías IDEAS por parte de los participantes. El análisis de los resultados fue incluido en un informe que se distribuyó a todos los laboratorios con el propósito de contribuir a la identificación de fortalezas y debilidades y lograr así una mejor capacidad de respuesta. Esta intercomparación permitió poner en evidencia un desempeño satisfactorio de la mayoría de los laboratorios de dosimetría interna de Latinoamérica.

INTERNAL CONTAMINATION SCREENING WITH DOSE RATE METERS

*Hunt, John**; *Fonseca, Telma*

IRD/CNEN, Brasil.

* Autor responsable, email: john@ird.gov.br

Assessing the intake of radionuclides after an accident in a nuclear power plant or after the intentional release of radionuclides in public places allows dose calculations and triage actions to be carried out for members of the public and for emergency response teams. High energy gamma emitters in the lung, thyroid or the whole body may be detected and quantified by making dose rate measurements at the surface of the internally contaminated person. In an accident scenario, quick measurements made with readily available portable equipment are a key factor for success. In this paper, the Monte Carlo program Visual Monte Carlo (VMC) is used in conjunction with voxel phantoms to calculate the dose rate at the surface of a contaminated person due to internally deposited radionuclides. A whole body contamination with ^{137}Cs and a thyroid contamination with ^{131}I were simulated and the calibration factors in $\mu\text{Sv/h}$ per kBq were calculated. The calculated calibration factors were compared with real data obtained from the Goiania accident in the case of ^{137}Cs and the Chernobyl accident in terms of the ^{131}I . The successful comparison of the calculated and real measurements indicates that the method may be applied to other radionuclides. Minimum detectable activities are discussed.

VALIDACIÓN DEL PROGRAMA IMAGEJ PARA DOSIMETRÍA INTERNA

Huerfano Correa, Maximiliano**; *Arciniegas, Mauricio*; *Agulles, Luis

Universidad Nacional de Colombia, Colombia

* Autor responsable, email: mhuerfanoc@unal.edu.co

La dosimetría interna permite calcular, predecir, estimar y cuantificar la dosis absorbida producto de las ionizaciones y excitaciones de los átomos en los tejidos del cuerpo. El MIRD (Medical Internal Radiation Dose) es el modelo más usado en la medicina nuclear para el cálculo dosimétrico, pues permite calcular la dosis depositada D en un órgano blanco desde uno o más órganos fuente en el organismo. Si bien es conocido la dosimetría interna como un método del cálculo estimado de la dosis absorbida en órgano comprometido, para ello se requiere de un programa que permita hacer dicha estimación, algunos programas tienen algoritmos matemáticos como el MIRD y fantoms computacionales como los establecidos por la ORNL, y el cálculo de dosimetría interna con OLINDA basado en RADAR, en este artículo se hace una validación del programa libre "image J" comparando resultados con un programa licenciado con el cual se puede realizar la cuantificación de imágenes, pues debido al auge de los tratamientos de iodoterapia a nivel nacional el objetivo de usar IMAGE J es poder realizar este procedimiento de una manera rápida y eficaz con la necesidad de que el paciente conozca sus resultados en el menor tiempo posible, para poder hacer la respectiva validación se utilizó un fantom rellenable, las imágenes adquiridas en formato DICOM son cuantificadas en el software licenciado y en IMAGE J, se comparan resultados de cuentas por pixel en cada ROI definido usando los algoritmos matemáticos propuestos en el MIRD y finalmente se evalúa la dosimetría interna haciendo uso del programa OLINDA que nos deja visualizar gráficamente resultados del decaimiento y así estimar la dosis absorbida.

ESTIMACIÓN DE LA DOSIS DEBIDO A LA INCORPORACIÓN DE ^{131}I DE LOS TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS EN EL SERVICIO DE MEDICINA NUCLEAR EN NICARAGUA

Somarriba Fredy*; Roas Norma; Castillo Andrea

Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua, Nicaragua.

* Autor responsable, email: fsomarri@yahoo.com

La dosimetría por incorporación en Nicaragua se estableció desde Noviembre del 2011 en el Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología (LAF-RAM), a través de un equipo captador de tiroides marca Capintec modelo CAPTUS 3000 que consta de dos detectores de yoduro de sodio NaI(Tl) de tipo sonda y pozo; con dimensiones de cristal de 5,1x5,1 cm. Este equipo tiene la capacidad de realizar múltiples aplicaciones entre ellas captación en tiroides, pruebas de frotis, análisis de multicanal etc. Este equipo fue obtenido bajo el proyecto de cooperación con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), RLA 9066 "Fortalecimiento y actualización de las competencias técnicas para la protección de la salud y la seguridad de los trabajadores expuestos ocupacionalmente a la radiación ionizante". La calibración de la eficiencia del sistema se realiza anualmente utilizando un simulador de tiroides con una fuente de ^{133}Ba considerando que la vida media del ^{133}Ba es alrededor de 10 años y con rangos de energías fotónicas parecidas a las del ^{131}I . Este trabajo muestra los resultados del monitoreo rutinario del personal ocupacionalmente expuesto del Servicio de Medicina Nuclear del Centro Nacional de Radioterapia (CNR), los resultados obtenidos de dosis efectiva comprometida E(50) promedio de 0,8 mSv en el período de noviembre 2011 a octubre 2014 lo que demuestran que los riesgos radiológicos debido a la incorporación de material radiactivo por la vía de inhalación es relativamente bajo y esto es debido a las buenas prácticas y utilización de los procedimientos de protección radiológica establecidos en la institución. La verificación del buen funcionamiento del sistema de captación de tiroides se realiza a través del programa de control de calidad con una periodicidad semanal, mensual y anual.

RESULTADO DE NICARAGUA EN LA INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRIA IN VIVO DE YODO 131 (¹³¹I) EN TIROIDES

Somarriba Fredy*; Roas Norma; Castillo Andrea

Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua. Nicaragua.

* Autor responsable, email: fsomarri@yahoo.com

Bajo el proyecto de cooperación técnica RAL9066 se llevó a cabo la Intercomparación de sistemas de medición in vivo para el monitoreo de los trabajadores ocupacionalmente expuestos al yodo con riesgo de incorporación interna, Nicaragua fue participante a través del Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología (LAF-RAM), UNAN-Managua para lo cual se utilizó el sistema de captación de tiroides Capitec CAPTUS 3000, donde se pudo verificar la capacidad de medición in vivo de yodo en tiroides del mismo, el cual está constituido de un detector de NaI CAPTUS 3000, de tamaño del colimador 5,1 x 5,1 cm (2" x 2"). En este ejercicio consistió en la determinación de la actividad de una fuente desconocida enviada por el Laboratorio de Monitoração In Vivo de IRD, se calibró el sistema utilizando una fuente patrón de ¹³³Ba ubicada en un simulador de cuello-tiroide a una distancia de 22cm, el factor de calibración fue de $3,09 \times 10^{-3}$ cps/Bq, posteriormente se determinó la actividad reportada de (3848 ± 114) Bq respecto a la actividad de referencia (3850±69) Bq, obteniendo la razón entre reportada y de referencia.

EVALUACIÓN DE DOSIS DEL PERSONAL DEBIDO A INCORPORACIÓN DE C-14

Viotto, Iván*; Lloret, Matías; Salas, Carlos

Nucleoeléctrica Argentina SA, Argentina.

* Autor responsable, email: mlloret@na-sa.com.ar

En el presente trabajo se describe el método de evaluación de C-14 en muestras de orina, su medición y el cálculo de dosis por incorporación de C-14 en operarios de la Central Nuclear de Embalse (CNE). De acuerdo al diseño de planta de CNE (Central Nuclear del tipo CANDU), el C-14 se encuentra en distintos sistemas en la forma de metano, de dióxido de carbono (en mayor proporción) y de monóxido de carbono. La producción de C-14 es el resultado de procesos de activación de distintos elementos con neutrones provenientes del proceso de fisión. Debido al semiperíodo biológico (aproximadamente 0,4 días) que presenta este radionucleido uno de los puntos críticos es la toma de muestras de orina. Es de suma importancia tomar las muestras lo más cerca posible de la fecha de incorporación por inhalación. Es muy importante definir los grupos críticos que puedan incorporar C-14 analizando las tareas a realizar sobre aquellos sistemas en los cuales se encuentre C-14. Luego hacer un seguimiento con muestreos de orina más frecuentes a cada persona del grupo crítico para tener exactitud de la actividad incorporada. Los factores dosimétricos utilizados para calcular la dosis por incorporación de C-14 varían de un día a otro y a su vez varían si la fecha de incorporación es conocida o si la misma es desconocida. Estos factores fueron extraídos de un programa de investigación realizado en Ontario Hydro, Canadá. Otro punto que debe destacarse es la calibración del equipo de centelleo líquido utilizado para medir las muestras de orina. Como conclusión podemos decir que en la actualidad en CNE se miden en forma simultánea el contenido de tritio y el eventual de C-14 a cada muestra de orina que realiza un trabajador de la Central. A su vez existe un protocolo especial para medir con mayor exactitud el C-14 en orina de una persona en caso de ser necesario o para corroborar aquellas mediciones en la cuales se sospeche presencia del mismo.

SEGUIMIENTO DOSIMÉTRICO A PERSONAL CON INCORPORACIÓN DE TRITIO EN CNE

Viotto, Iván*; Domínguez, Carina; Stoll, Esteban

Nucleoeléctrica Argentina SA, Argentina.

* Autor responsable, email: iviotto@na-sa.com.ar

En el presente trabajo se describe el seguimiento dosimétrico de una persona que debido a un venteo NO previsto tuvo una incorporación de vapores de agua pesada tritiada cercana a medio ALI. Así mismo se describe el tratamiento médico que se efectuó para lograr una reducción de la dosis efectiva comprometida respectiva. Como contramedidas se solicitó a la persona que bebiera rutinariamente abundante cantidad de líquidos y que diariamente ingiriera un comprimido de diuréticos. A lo largo de los días el servicio médico de Planta utilizó comprimidos de distintas marcas comerciales y diariamente se evaluaba la concentración de tritio en orina en muestras previas y posteriores a la ingesta del diurético. A partir de estos datos se elaboraron una serie de tablas con la fecha de los muestreos de orina, la concentración de tritio respectiva y la fecha y hora de la ingesta de los diuréticos. El seguimiento tuvo una duración de 27 días luego del cual se realizó el cálculo de dosis total. Dicha dosis es la suma de las dosis calculadas en tres períodos diferentes que coinciden con la variación del semiperíodo de decaimiento biológico del tritio en el cuerpo:

- 1.- Desde la incorporación hasta el primer muestreo de orina.
- 2- Desde el día del primer muestreo de orina hasta el día en que concluye sus tareas en CNE (último muestreo de orina).
- 3- Desde el último muestreo de orina en adelante (50 años).

Por último, se comparó la dosis efectiva comprometida calculada (7,78 mSv) con la dosis teórica que hubiera absorbido la persona sin haber recibido ningún tratamiento (12,78 mSv). Se concluyó que el tratamiento fue exitoso ya que se logró una reducción de dosis del orden del 40%.

INTERCOMPARISONS OF THYROID MEASUREMENT IN LATIN AMERICAN AND CARIBBEAN LABORATORIES

***Maranhão Dantas, Bernardo**; Almeida Dantas, Ana Letícia**

IRD-CNEN, Brasil.

* Autor responsable, email: bmdantas@ird.gov.br

El Laboratorio de Monitoreo In Vivo del Instituto de Radioprotección y Dosimetría, organizó tres ejercicios de intercomparación entre laboratorios de América Latina y el Caribe en el ámbito de proyectos de cooperación técnica del OIEA 9049 y 9066. Los ejercicios se llevaron a cabo en 2005, 2009 y 2013, con la participación de 8, 12 y 21 laboratorios respectivamente. El I-131 se ha identificado como un radionucleido de interés común en términos de exposición interna ocupacional ya que la mayoría de los países de la Región poseen clínicas de medicina nuclear en funcionamiento, lo que representa un riesgo de incorporación de I-131 por los trabajadores. Los participantes recibieron dos maniqués de tiroides; uno que conteniendo una actividad certificada de Ba-133, para ser utilizado en la obtención de su propio factor de calibración; y un segundo con una actividad desconocida a los participantes. Se ruega a los participantes reportar la actividad de Ba-133 contenida en el maniqué de tiroides de acuerdo con un protocolo de medición establecida en el ejercicio. Los resultados reportados por la mayoría de los participantes en los tres ejercicios mostraron una mejora significativa en la calidad de medición. Todos resultados reportados en la última intercomparación quedaron en un rango aceptable de acuerdo con los criterios del ANSI, mostrando la capacidad de los laboratorios para medir con precisión y exactitud las actividades en la tiroides. Sin embargo, es aconsejable mantener los esfuerzos continuos hacia la estandarización de los métodos de estimación de incertidumbre aplicados a este tipo de medición y la difusión de las técnicas de control de las exposiciones ocupacionales en la Región. Esto podría ser alcanzado a través de la organización de cursos de reciclaje bajo la coordinación y apoyo de los programas de cooperación técnica del OIEA en la Región.

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: CÁLCULO DE DOSIS

Rojo, Ana María*; Puerta, Nancy; Gossio, Sebastián; Gómez Parada, Inés

Autoridad Regulatoria Nuclear-ARN, Argentina.

* Autor responsable, email: arojo@arn.gob.ar

La estimación de dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de radionucleidos es un proceso complejo cuyo resultado depende de una serie de factores como son la cantidad y calidad de datos de medición, la habilidad del dosimetrista, las herramientas de cálculo disponibles y las hipótesis asumidas sobre el caso. Debido a que esta variedad de factores hacían que para un mismo caso de exposición interna distintos laboratorios obtuvieran resultados diferentes, el grupo Europeo de Dosimetría Interna (EURADOS) desarrolló las IDEAS Guidelines, con el objeto de armonizar los procesos de interpretación de los datos de medición. Con el fin de verificar la implementación de las Guías IDEAS, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN organizó en el 2014 un ejercicio de Intercomparación Nacional de Evaluación de Dosis por Incorporación de Radionucleidos, al cual convocó a laboratorios de dosimetría interna del país. En este ejercicio se propusieron cuatro casos simulados de exposición interna ocupacional de una complejidad particular en cada uno de ellos, involucrando incorporaciones de ^{131}I , ^{137}Cs y Tritio. Los LDI participantes fueron 4. Dichos participantes debieron interpretar los datos de medición para reportar los resultados de incorporación y de dosis efectiva comprometida. El análisis de desempeño de los participantes se evaluó mediante el estadístico z y los valores asignados de incorporación y dosis fueron definidos a partir de los resultados de la Intercomparación Regional de Cálculo de Dosis en la cual se evaluaron los mismos casos que en el presente ejercicio. En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LDI Nacionales, considerando que todos los inscriptos reportaron los 4 casos propuestos. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio superando en todos los casos el 63%.

INTERCOMPARACIÓN ARGENTINA DE DOSIMETRÍA INTERNA 2014: MEDICIÓN DIRECTA DE ACTIVIDAD EN TIROIDES

Rojo, Ana María*; Puerta, Nancy; Gossio, Sebastián; Gómez Parada, Inés

Autoridad Regulatoria Nuclear-ARN, Argentina.

* Autor responsable, email: arojo@arn.gob.ar

El Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la ARN, durante el año 2014, organizó un ejercicio de Intercomparación Nacional de Medición Directa de Actividad en Tiroides, al cual convocó a Laboratorios Nacionales (LN) que tienen previsto o que realizan regularmente el monitoreo individual de ^{131}I de los trabajadores. La finalidad de este ejercicio fue verificar las características experimentales de cada laboratorio, asegurar la confiabilidad de sus resultados de medición directa de ^{131}I en tiroides y las competencias en la evaluación de los mismos para el reporte de dosis efectiva comprometida. Los laboratorios participantes fueron seis. Dichos participantes efectuaron la medición de un simulador de tiroides siguiendo el procedimiento establecido en el protocolo de medición y posteriormente calcularon la dosis efectiva comprometida correspondiente a un caso simulado de exposición interna. El análisis de desempeño de los participantes incluyó el estudio de su límite de detección, la veracidad de la actividad hallada, el análisis de su repetibilidad, un estudio del reporte de actividad e incertidumbre y el análisis de los resultados de dosis E(50). La veracidad y la repetibilidad de las actividades reportadas por cada laboratorio se evaluaron mediante los criterios establecidos en la Norma ISO 28218. El reporte de actividad e incertidumbre se analizó mediante el método En-score. En este trabajo se analizaron los aspectos más destacables del desempeño de los LN. El porcentaje de resultados aceptados fue muy satisfactorio ya que el 100% de los laboratorios cumplen los criterios de veracidad y precisión, el 67% reporta actividad e incertidumbre de forma satisfactoria, y el 100 % de los LN reporta resultados de dosis efectiva comprometida.

DETERMINAÇÃO DE ISÓTOPOS DE URÂNIO EM AMOSTRAS DE URINA POR ICPMS E ESPECTROMETRIA ALFA

***Linhares Rosa, Mychelle Munyck^{1,2,3*}; Forin de Souza, Fernanda^{2,3};
Bonifácio, Rodrigo Leandro^{2,3}; Akiko Maihara, Vera^{1,2};
Tirollo Taddei, Maria Helena^{2,3}***

¹ IPEN, Brasil.

² CNEN, Brasil.

³ LAPOC, Brasil.

* Autor responsável, email: mychelle@cnen.gov.br

A determinação da concentração de isótopos de urânio em amostras biológicas, bioanálise “in vitro”, é um método indireto para avaliação de incorporação e quantificação desses radionuclídeos depositados internamente. Quando incorporados, esses radionuclídeos tendem a ser eliminados na excreta, sendo a urina a principal fontes de dados por serem coletadas e analisadas facilmente. Os métodos mais utilizados para a determinação dos isótopos de urânio (U-234, U-235 e U-238) são espectrometria alfa e ICPMS. Esse trabalho, apresenta um estudo comparativo da determinação de isótopos de urânio utilizando essas duas metodologias em amostras reais de trabalhadores ocupacionalmente expostos. Para validação da metodologia utilizou-se uma amostra do exercício de intercomparação promovido pela PROCORAD (Association pour la promotion du controle de qualite des analyses de biologie medicale em radiotoxicologie) e os resultados das amostras analisadas foram comparadas estatisticamente.

FACTORES DE DOSIS EN CONTAMINACIÓN INTERNA USANDO SIMULADORES VOXELIZADOS

Ocampo, Juan Camilo*; Puerta, Jorge Anselmo; Morales, Javier

Universidad Nacional de Colombia Sede Medellín, Colombia.

* Autor responsable, email: jcocampor@unal.edu.co

En el proceso de evaluación de la dosis debido a la incorporación de material radiactivo es necesario el empleo de modelos dosimétricos, que permitan cuantificar la energía absorbida en los órganos del cuerpo humano. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos de la evaluación de las fracciones de absorción específicas (SAF) en los phantoms computacionales del hombre y mujer adultos de la ICRP. Las simulaciones fueron realizadas usando el código MCNPX y calculadas para fotones y electrones monoenergéticos, se incluyeron una gran combinación de órganos fuente/blanco. Los resultados muestran en general una gran dependencia en la anatomía asociada a cada uno de los phantoms. Los factores calculados se constituyen en una base de datos de valores SAF para la evaluación de la dosis individual asociada la contaminación interna de órganos.

CALIBRATION OF IN VITRO BIOASSAY METHODOLOGY FOR DETERMINATION OF ^{131}I IN URINE

Carvalho, Carlaine^{1,2}; Hazin, Clóvis^{1,2}; Lima, Fabiana F.^{2*}

¹ UFPE, Brasil.

² CRCN-NE/CNEN, Brasil.

* Autor responsable, email: fflima@cnen.gov.br

The use of unsealed radioactive sources in institutions practicing Nuclear Medicine poses a significant risk of internal exposure of workers. In this context, handling of ^{131}I plays an important role in relation to other radionuclides due to its wide application, particularly in medical diagnosis and therapy of diseases related to the thyroid gland. Given the increasing number of services using ^{131}I in their examination protocols, the probability of accidental incorporation of this radionuclide has increased. The present study aimed to implement methodologies for in vitro bioassay at the Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE/CNEN) for internal monitoring of individuals occupationally exposed to ^{131}I . For in vitro system calibration, a coaxial HPGe detector model GC1018 and a standard ^{133}Ba source were used. Upon obtaining the calibration factor, it was possible to determine the minimum detectable activities (MDA) for the system by using direct measurements of distilled water simulating urine (in vitro). Then, by using the biokinetic models provided by the International Commission on Radiological Protection, edited with the AIDE software version 6.0, it was possible to estimate the Minimum Detectable Effective Dose (MDED). MDED values obtained were compared to the record level of 1 mSv recommended by the International Atomic Energy Agency in the urine compartment 24 h. The values found were lower than the record level of 1 mSv in all simulated incorporation scenarios: inhalation of vapor and particles with AMAD of 1 μm and 5 μm , type F compound, and ingestion. The results of this work show that the implemented technique is suitable for conducting internal monitoring of workers to ^{131}I . It is intended to continue the work aiming the monitoring of occupationally exposed individuals from Nuclear Medicine Services in Recife –PE.

CALIBRACIÓN DE EQUIPO PARA DOSIMETRÍA INTERNA DE TRABAJADORES OCUPACIONALES DE RADIOFARMACIA

Arciniegas Álvarez, Mauricio Andrés^{1*}; Sanchez Buitrago, Malory Johana²; Veloza, Luz Stella²

¹ Instituto Nacional de Cancerología E.S.E., Colombia.

² Universidad Nacional de Colombia, Colombia.

* Autor responsable, email: maarciniegasa@gmail.com

Este trabajo tiene como objetivo establecer un mecanismo de calibración cruzada usando una fuente de Ba-133 para un detector de NaI(Tl) usado para medición de captación tiroidea de I-131 en el proceso de dosimetría interna de trabajadores ocupacionalmente expuestos, en el cual la medición de la actividad mínima detectable por el mismo sea acorde al nivel derivado de registro, garantizando que esta medición se encuentre dentro de un rango de certidumbre adecuado. Con tal fin se quiere establecer un protocolo de calibración cruzada con Ba-133 para I-131, antes de cada medición a los trabajadores, con la sonda de un detector de NaI (Tl), un simulador físico certificado por la IAEA para tiroides y algunas correcciones pertinentes dadas por los problemas de retrodispersión, para consolidar y analizar los datos hallados en los trabajadores de una manera adecuada en el registro dosimétrico individual a través de una medición directa. Los resultados adquiridos en esta, son sometidos a un análisis acorde a los niveles de registro y de investigación definidos establecidos a partir del límite de dosis efectiva comprometida. Se estableció un procedimiento que permite seleccionar un canal de energía de 242 a 435 keV donde se garantiza una región de interés para que los espectros de Ba-133 y I-131 tengan la misma eficiencia, se realizó la corrección con retrodispersión por el método de doble ventana y la obtención de la actividad mínima detectable adecuada para satisfacer el nivel derivado de registro de 182 Bq para tiempos de 20 min. Cada caso evaluado se analizó de acuerdo a la medida de actividad incorporada interviniendo de acuerdo a la magnitud de la medida.

SIMULACIÓN CON GEANT-4 DE DETECTORES DE NAI(TL) USADOS EN MONITOREO DE TIROIDES

Muñoz, Ricardo*; Sevilla, Camilo; Agulles, Luis

Universidad Nacional de Colombia, Colombia.

* Autor responsable, email: rmunoz@unal.edu.co

Los protocolos de monitoreo para estimar la dosis equivalente comprometida por I-131 generalmente involucran el uso de sondas de captación equipadas con detectores de yoduro de sodio dopados con talio, NaI(Tl). El uso de este tipo de detectores produce incertidumbres en las eficiencias de conteo, que se originan a partir de diferentes factores geométricos relacionados con el sistema (detector-tiroides) que se está midiendo, y que por tanto se ven reflejados en la incertidumbre obtenida cuando se estima la dosis. Algunos de estos factores son la distancia de la fuente al detector, el grosor del tejido sobrepuesto sobre la fuente y la ubicación y rotación de la fuente con respecto al eje del detector. Su ya mencionada influencia en la eficiencia de conteo, plantea la necesidad de realizar caracterizaciones del detector que permitan calcular así la incertidumbre en la dosis estimada. En este trabajo se muestra el proceso seguido para simular un detector de NaI(Tl) usando el método Montecarlo GEANT-4, y por medio de la simulación se analiza la influencia de los diferentes parámetros mencionados anteriormente, tanto en la respuesta del detector, como en la incertidumbre obtenida al estimar la dosis equivalente comprometida. El trabajo realizado permite obtener parámetros para hacer más confiables los protocolos de monitoreo de tiroides y puede ser usado como una guía para la simulación y posterior caracterización de las sondas de captación con cristales de NaI(Tl), usadas en los protocolos de monitoreo de incorporación de I-131.

ANÁLISIS DOSIMÉTRICO DE IMÁGENES OBTENIDAS CON UN DISPOSITIVO ELECTRÓNICO DE IMAGEN PORTAL

Banguero, Yolma^{1,2*}; García, Marcia²

¹ Instituto Nacional del Cáncer, Chile.

² Universidad de la Frontera, Chile.

* Autor responsable, email: yolmaba@gmail.com

Los dispositivos portales son equipos adosados al acelerador lineal que tienen como función principal la verificación del posicionamiento de los pacientes en radioterapia. Múltiples investigaciones demuestran la utilidad de estas imágenes como elementos de información de dosis recibida por el paciente. En este trabajo se utiliza un portal irradiado con un acelerador lineal con fotones de 6MV y 18MV. Se analizan las imágenes en formato DICOM que entrega el dispositivo portal utilizando el programa matlab. Las imágenes corresponden a campos de irradiación de diversos tamaños y unidades monitor. Se realiza análisis de perfil y centro del haz de radiación con el fin usar esta información para realizar dosimetría de verificación de tratamiento. Las imágenes muestran una correspondencia entre las dosis irradiadas y la intensidad de la imagen. El procesamiento de imágenes realizado y la relación de este con la dosis aportan al desarrollo de la implementación de una metodología de dosimetría de verificación con dispositivo portal aplicado en pacientes con cáncer que reciben radioterapia como parte de su tratamiento.

ST 1.2

DOSIMETRÍA EXTERNA

DISERTACIÓN: SANTA CRUZ, GUSTAVO A.

MICRODOSIMETRÍA: PRINCIPIOS Y APLICACIONES

Departamento Coordinación BNCT. Gerencia Química Nuclear y Ciencias de la Salud.
Gerencia de Área Aplicaciones de la Tecnología Nuclear.
Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

santacr@cnea.gov.ar

La radiación ionizante deposita energía a través de eventos discretos, localizados espacialmente, como resultado de las interacciones que sufre la partícula ionizante con los átomos y moléculas que encuentra en su paso a través de un medio material. Estos depósitos de energía se distribuyen no uniformemente en el medio irradiado y su distribución microscópica depende fuertemente del tipo de radiación. En el caso de un material biológico, las estructuras blanco del daño también poseen una distribución espacial no uniforme y en consecuencia, por la conjunción de estos dos factores, los efectos producidos serán muy diferentes aún cuando cantidades promedio, como la dosis impartida, sean las mismas.

El reconocimiento de que sin el estudio sistemático y riguroso de estos aspectos es imposible establecer un vínculo entre la dosimetría convencional y los efectos biológicos de la radiación, dio lugar a una disciplina cuyo rol es central en la biofísica de las radiaciones: La Microdosimetría.

La Microdosimetría se centra en el estudio sistemático de los aspectos espaciales, temporales y espectrales del proceso estocástico de deposición de energía por la radiación en estructuras microscópicas.

Fundada en su totalidad por Harald H. Rossi (1917–2000), la microdosimetría ha demostrado la complejidad del problema de encontrar un índice relevante de la llamada “calidad de la radiación”. Las fluctuaciones de la energía depositada en sitios microscópicos son incorporadas a partir de la definición de distintas variables aleatorias, enmarcadas en sus correspondientes dominios espaciales y temporales.

En esta presentación recorreremos la historia, el formalismo, los aspectos experimentales y teóricos y finalmente mostraremos algunas aplicaciones de esta disciplina única de las ciencias de la radiación.

DISEÑO DEL MODELO DIGITAL PARA SIMULAR LA DOSIMETRÍA DE LA FUENTE DE COBALTO-60 DE LA EPN

Gómez, Jéssica; Santos, Roque; Luna, Maribel

Escuela Politécnica Nacional. Ecuador.

* Autor responsable, email: jessipaola_05@hotmail.com

En el presente proyecto se desarrolló un modelo digital en el programa MCNP que permitió simular la dosis entregada por la fuente de cobalto-60 de la Escuela Politécnica Nacional a en cualquier punto dentro de la cámara de irradiación y, se validó el modelo mediante la comparación con datos experimentales obtenidos por dosimetría Fricke. Se determinó la dosis absorbida a 20, 40, 60, 100 y 175 cm de distancia con respecto al centro de la fuente de Co-60 y, a 20 cm de altura con respecto al piso de la cámara de irradiación, el método que se utilizó para medir la dosis absorbida fue el sistema dosimétrico Fricke, el mismo que fue previamente calibrado. Con los datos de dosis absorbida se construyó un mapa de dosis, el cual fue utilizado para validar el modelo digital. Posteriormente, se definieron los datos de entrada en el programa MCNP para obtener el modelo digital inicial que permitió simular la dosimetría de la fuente de Co-60. Se compararon los resultados entregados por el programa con los datos experimentales y se realizaron los cambios oportunos que permitieron acercar el modelo digital a la realidad y alcanzar un error entre valores simulados y experimentales menor al 15%. El modelo digital obtenido entrega valores de tasa de dosis absorbida que difieren con los datos experimentales con un error menor al 15%, por lo tanto el modelo fue validado.

REALIZACIÓN DE LA UNIDAD DEL KERMA EN AIRE PARA LA ENERGÍA DEL ^{137}Cs CON FINES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA CON CÁMARAS PATRONES PRIMARIOS EN LSCD-ININ-MÉXICO

***Alvarez Romero, José Trinidad; Cabrera Vertti, Raymundo;
De La Cruz Hernández, Daniel; Tovar Muñoz, Víctor Manuel***

LSCD, ININ. México.

* Autor responsable, email:trinidad.alvarez@inin.gob.mx

El LSCD ha realizado la unidad de kerma en aire para Cs 137 mediante las cámaras patrones primarios BIPM CH M y BEV CC01 serie 131. Previamente se han determinado los valores y sus incertidumbres combinadas ($k=1$) de: a) los volúmenes efectivos de ambas cámaras siendo estos $V_{BEVCC01}= 1.0174 \text{ cm}^3 \pm 0.15\%$ y $V_{BIPMCHM}=6.8403 \text{ cm}^3 \pm 0.06\%$. b) los factores de corrección por pared de la cámara k_{wall} mediante técnicas de Montecarlo para dichas cámaras ($k_{wallBEVCC01}=1.0284 \pm 0.04\%$ y $k_{wallBIPMCHM}=1.0013 \pm 0.01\%$), usando la fluencia espectral de un irradiador Cesagamatron (Cs 137) simulada con la técnica de MC, y validada con la función PDD y el kerma de salida. c) factores de corrección por anisotropía radial del haz de radiación: $k_{rnBEVCC01}=1.0054 \pm 0.17\%$ y $k_{rnBIPM}=1.0008 \pm 0.17\%$. Las mediciones de las corrientes se realizan con un banco de capacitores conectado a un electrómetro en forma retroalimentada, tal que la corriente se determina como el producto del valor del capacitor por el cambio del voltaje en el tiempo. El valor de la rapidez de kerma en aire determinado con los patrones primarios es del orden de $1.326 \text{ Gyh}^{-1} \pm 0.29\%$ ($1\text{m}@,27/10/14$), adicionalmente también se ha medido el mismo campo con la cámara patrón secundario (calibrada en el BIPM) NE250 serie 538 obteniendo un valor de $1.320 \text{ Gyh}^{-1} \pm 0.31\%$, la diferencia entre ambos valores es del 0.45% y puede ser debida a la falla del factor de corrección por densidad del aire para altitudes de 3000 metros sobre el nivel del mar.

ANÁLISIS DE RESULTADOS DE 10 AÑOS DE EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE PARAGUAY

Dure Romero, Elsa Sirís

Comisión Nacional de Energía Atómica. Paraguay.

* Autor responsable, email: edure_py@yahoo.es

El Laboratorio de Dosimetría Personal Termoluminiscente (LDT) de la CNEA – UNA, es el único laboratorio que presta el servicio de monitoreo individual a los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOEs) a las radiaciones ionizantes en el Paraguay, abarcando tanto la capital como el interior del país, sean estos del área Médica, Industrial, Investigación, Docencia y otros.

El servicio cuenta con dos lectores manuales de Termoluminiscencia Harshaw – Bicron 4500 y Thermo 4500, realiza el control de las dosis en cuerpo entero para radiación fotónica. La magnitud evaluada es la dosis equivalente personal para cuerpo entero Hp(10).

En el trabajo se analizaron los registros de los valores dosimétricos personales y se exponen los resultados del servicio correspondiente al periodo comprendido entre los años 2004 y 2013; presentando datos relacionados con el número y distribución de trabajadores controlados por prácticas y su distribución demográfica en el país. Se analizaron los niveles de exposición ocupacional, mediante varios indicadores tales como: dosis promedio anual por prácticas, dosis máxima anual por prácticas, cantidad de trabajadores que reciben dosis anuales mayores que cero, y otros.

La cantidad de trabajadores expuestos experimentó una variación significativa desde el año 2004 a 2007 y de manera más suave posteriormente de un año a otro. El trabajo evidencia que en el país se garantiza la dosimetría personal en un 100% de los trabajadores expuestos asociados a aplicaciones industriales e investigación, en cuanto al área médica la cobertura es del 100 % solo para medicina nuclear y radioterapia; no así para radiodiagnóstico, cuya cobertura se estima estaría en un 50 %.

La dosis promedio anual para todas las prácticas se encuentra alrededor de 1 mSv. Solo para las prácticas del área médica de radiodiagnóstico y medicina nuclear se han presentado valores ligeramente superior, correspondiendo al máximo valor de dosis promedio de 1.46 mSv para radiodiagnóstico en el año 2005 y de 1.22 mSv para medicina nuclear en el año 2012. Se evidencia que los resultados de la exposición ocupacional están dentro de los requerimientos establecidos.

En cuanto a la dosis máxima por práctica, se muestra que en la práctica de radiodiagnóstico es la que presenta las mayores dosis individuales, en éste análisis están incluidos estudios dinámicos como sería la práctica de hemodinamia. Se observa una dificultad en cuanto al reporte de valores de dosis significativos en forma aislada para periodos de un mes de evaluación de algunos TOEs en particular, este hecho se presenta para diferentes instituciones y TOEs y expone una cierta duda en cuanto a si las dosis corresponden o no al trabajador, estos valores contribuye al incremento de los valores de dosis máxima evaluados, que de ser reales, reflejarían condiciones inadecuadas tanto de protección radiológica como entrenamiento.

Este análisis, permite orientar acciones tanto a nivel interno institucional en sus respectivos programas de protección radiológica, como así también a la Autoridad Reguladora Radiológica Nacional. Reconoce la necesidad de orientar esfuerzos de manera más eficiente en cuanto a las tareas de educación y difusión del programa de protección radiológica para reforzar las medidas de prevención.

ACTIVIDADES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA FÍSICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

***Discacciatti, Adrián; Carelli, Jorge; Menchaca, Ignacio;
Ferrufino, Gabriel; Reyes, Martín***

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

* Autor responsable, email: adiscacciatti@arn.gob.ar

El objetivo de este trabajo es presentar las actividades que desarrolla el Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). El LDF está formado por el Laboratorio de Calibración (LC) y el Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia (LDT). En el LC se realizan las calibraciones de los equipos portátiles de medición de dosis de la ARN para radiación alfa, beta, gamma y neutrones. Para ello cuenta con fuentes calibradas en tasa de dosis (^{137}Cs para gamma y ^{252}Cf , ^{252}Cf moderado y $^{241}\text{AmBe}$ para neutrones) y en actividad superficial (^{241}Am , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{137}Cs y ^{60}Co). Este laboratorio se encuentra acreditado frente al Organismo Argentino de Acreditación (OAA) desde el año 2008 bajo la norma ISO 17025[1]. En el LDT se realiza la dosimetría personal de los agentes de la ARN, de los inspectores del Organismo Internacional de Energía Atómica y de la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares y a los participantes de las carreras de especialización en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear que se dictan en la ARN. El LDT realiza el monitoreo ambiental de la Central Nuclear Atucha, de la Central Nuclear Embalse y de los centros atómicos Bariloche y Ezeiza, ubicados en la Argentina, con el objetivo de evaluar la tasa de dosis efectiva gamma. En la actualidad se encuentra en proceso de implementación de la norma ISO 17025 [1]. El LDF es organizador de intercomparaciones de dosimetría personal y de campo para neutrones y coorganizador junto con la Comisión Nacional de Energía Atómica de intercomparaciones anuales de dosimetría personal para fotones. El LDF además realiza mediciones de dosis de radiación en ambientes laborales en coordinación con el cuerpo de inspectores en las instalaciones reguladas por la ARN.

SEGUNDO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSÍMETROS PERSONALES DE NEUTRONES - 2014

Carelli, Jorge; Menchaca, Ignacio; Discacciatti, Adrián y López, Fabio

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

* Autor responsable, email: jcarelli@arn.gob.ar

El objetivo de este trabajo es presentar los resultados del segundo ejercicio de intercomparación regional de dosímetros personales de neutrones organizado en el año 2014 por la Autoridad Regulatoria Nuclear. Se invitaron a participar de este ejercicio de intercomparación a todos los laboratorios pertenecientes a organismos estatales y a empresas privadas de nuestro país, que prestan servicio de dosimetría personal para radiación neutrónica. Asimismo, se invitaron a organismos y empresas privadas de Latinoamérica. En total participaron 6 servicios de dosimetría y se irradiaron 99 dosímetros. Las irradiaciones se llevaron a cabo en el Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear, ubicado en el Centro Atómico Ezeiza, con 3 calidades de radiación: ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}+\text{D}_2\text{O}+\text{Cd}$, $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, cuyas dosis neutrónicas son trazables a los laboratorios primarios NIST y PTB. Las irradiaciones se realizaron sobre el maniquí descrito en la norma ISO 8529-3 y la magnitud dosimétrica utilizada fue el equivalente de dosis personal, $\text{Hp}(10)$ de neutrones. Los criterios de aceptación del ejercicio se definieron en base a la expresión analítica establecida en el documento IAEA N° RS-G-1.3. La meta principal de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los laboratorios que efectúan la dosimetría personal de neutrones.

TERMOLUMINESCÊNCIA DE LaAlO_3 DOPADO COM CARBONO INDUZIDA PELA RADIAÇÃO ULTRAVIOLETA

Alves, Neriene^{1}; Ferraz, Wilmar Barbosa², Faria, Luiz Oliveira²*

¹ Universidade Federal do estado de Minas Gerais. Brasil.

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Autor responsable, email: neire.radiologia@yahoo.com.br

O aluminato de lantânio possui excelente estabilidade química e térmica, durabilidade mecânica, além de propriedades óticas e eletrônicas exploráveis levando a um grande alcance de potenciais aplicações. Materiais luminescentes têm encontrado grande aplicação em dosimetria das radiações. Recentemente, monocristais LaAlO_3 crescidos sobre condições hidrotérmicas e codopados com átomos de Ce e Dy apresentaram alta intensidade termoluminescente (TL) quando expostos à radiação ultravioleta (RUV). Temos conhecimento que o óxido de Alumínio quando dopado com átomos de carbono possui excelentes propriedades TL quando submetidos à radiação X, UV e/ou gama. A estrutura cristalina do LaAlO_3 e Al_2O_3 é bastante semelhante. Assim, realizamos três diferentes sínteses do LaAlO_3 pelo método de reação do estado sólido a partir dos óxidos de alumínio (Al_2O_3) e lantânio (La_2O_3), dopando a mistura com 0,1% de carbono. Após a síntese foram realizadas medidas de difração de raios X, absorção ótica e obtenção das curvas de termoluminescência. Nesse trabalho objetivou-se a síntese do aluminato de lantânio em sua forma policristalina e investigar a sua termoluminescência induzida pela RUV.

DEVELOPMENT AND CHARACTERIZATION OF A DOSIMETRIC DEVICE FOR EXTERNAL X AND GAMMA INDIVIDUAL MONITORING SYSTEM

Santoro, Christiana; Antonio Filh, João; De Oliveira, Fernanda Lúcia

UFPE. Brasil.

* Autor responsable, email: chsantoro@gmail.com

There is a tendency in the individual monitoring of always being involved with refinements that are able to effectively simulate the reality in terms of radiological conditions in which workers are subjected when exposed to external sources of ionizing radiation. Calibration Laboratories provide a set of irradiation conditions very well defined and standardized which can be used in studies of the physical phenomena based on the recommendations: International Commission on Radiation Units and Measurements - ICRU; International Commission on Radiological Protection - ICRP and International Organization for Standardization - ISO. However, many discoveries can still be expected to contribute to ideals and satisfactory radiological conditions. Aiming to fill one of these gaps, a slab phantom, which is a human torso simulator, was used in order to assess the true personnel dose equivalent, $HP(d)$, for photographic dosimeters. The slab was adapted and on it two dosimeters holders were built and placed inside the phantom at a depth of 11 mm from the front surface. Later, dosimeters were calibrated for the personal dose equivalent $HP(10)$ at a depth $d = 10$ mm from the front surface. That is the position where the electronic equilibrium of the dosimetric system for radiation strongly penetrant occurs. Thus, it was possible to evaluate the dose considering the influence of the backscattering and absorption of ionizing radiation produced by the human body. The calibration curves for the personal dose equivalent $HP(10)$ were obtained from the data in the experiment when tested at doses from 0.2 to 50 mSv a ^{60}Co and ^{137}Cs radioactive sources, and X-ray beam on the wide (W) and narrow (N) spectra quality, as described by ISO 4037-1. The irradiation procedure with the dosimetric device will enable, among other applications, to test and calibrations for the purposes of scientific research and service to society.

IMPLEMENTAÇÃO DE ANÁLISE GRÁFICA E NUMÉRICA DE RESULTADOS DOSIMÉTRICOS NO SOFTWARE CALDOSE_X

José Wilson Vieira

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco. Brasil.

* Autor responsável, email: jose.wilson@recife.ifpe.edu.br

Para estimar a distribuição da dose absorvida pelos órgãos e tecidos radiosensíveis de pessoas submetidas às radiações ionizantes, é necessário realizar simulações Monte Carlo (MC) utilizando um Modelo Computacional de Exposição (MCE). Um MCE é composto por um fantoma (neologismo da palavra inglesa phantom normalmente usada para significar modelo antropomórfico) de voxels acoplado a um código MC que simula o transporte da radiação pelo fantoma, sua interação com os átomos dos meios, a avaliação da energia depositada em regiões de interesse e a subsequente estimativa da distribuição de dose absorvida. Em 2008, pesquisadores do Departamento de Energia Nuclear da Universidade Federal de Pernambuco (DEN-UFPE) desenvolveram o CALDose_X em C#, usando o tipo de projeto Windows Forms Application no ambiente de desenvolvimento do Microsoft Visual Studio. Desde então este software tem sido atualizado e a sua quinta versão está disponível na página <http://www.caldose.org/>. O software contém, armazenado como recurso, um arquivo de dados compactados de resultados das simulações para a maioria dos exames de radiodiagnósticos em adultos. O usuário do software pode escolher um exame particular e salvar um arquivo de texto com a distribuição de dose absorvida na região do exame. Neste artigo é apresentada uma nova ferramenta do CALDose_X para que o usuário possa realizar análises gráficas e numéricas de resultados dosimétricos selecionados. As análises podem ser feitas com gráfico de pizza da distribuição de dose do exame selecionado, gráficos 2D e tabelas com valores dos CCs em função de variáveis como distância fonte-detector, potencial e carga da máquina de raios X, e posição do plano detector.

IMPLICANCIAS PRÁCTICAS EN LA DOSIMETRÍA DEL PERSONAL DE CNE DEBIDO A LOS CAMBIOS PROPUESTOS POR EL ICRP 103

Stoll, Esteban; Lloret, Matías; Cia, Mauro; Salas, Carlos*

Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima. Argentina.

* Autor responsable, email: csalas@na-sa.com.ar

En el presente trabajo se describe como el cambio de factores W_t propuestos por el ICRP 103 del año 2007 influye en la Dosimetría personal por irradiación externa de los trabajadores de la Central Nuclear Embalse. En el pasado se informaba a los trabajadores que si el campo de radiación provenía principalmente desde el piso, los dosímetros personales EPD y TLD debían colocarse en los bolsillos inferiores de los mamelucos. De esta manera la dosis informada por los dosímetros citados NO era menor que la real dosis efectiva absorbida por el trabajador. Esta metodología surgió de un trabajo realizado en CNE en el año 1986 por el Lic. Esteban Thomazs quien con un fantoma antropomórfico pudo determinar en 5 recintos del Edificio del Reactor la relación entre las dosis informadas por los dosímetros y las dosis equivalentes efectivas respectivas. En ese momento se usaron los factores W_t de la época los cuales diferirían de los del ICRP 103. En este trabajo, se partió de las dosis equivalentes absorbidas por los diversos órganos que aportó el fantoma en aquella oportunidad y se aplicaron los nuevos factores W_t para re calcular nuevamente las dosis efectivas respectivas. De esta manera se pudo determinar que las dosis equivalentes en gónadas ya no pesan tanto en la sumatoria de la dosis efectiva cuando el campo de radiación proviene desde el piso por lo que los dosímetros usados en el tórax NO subestiman la dosis efectiva del trabajador.

IMPLEMENTACIÓN DE UN DATA MART PARA UN SERVICIO DE DOSIMETRÍA EXTERNA

***Manzano de Armas, José Francisco*; Molina Pérez, Daniel;
Castro Soler, Ailza***

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: manzano@cphr.edu.cu

El Laboratorio de Dosimetría Externa del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones cuenta con un sistema automatizado para la gestión de los resultados de los diferentes servicios de dosimetría externa recibidos por los trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes de la República de Cuba. Este sistema está diseñado y optimizado para el registro de los datos generados por el servicio y la emisión de los reportes con los resultados dosimétricos para los diferentes periodos de control. Sin embargo, no está diseñado para facilitar la exploración y análisis de los datos desde diferentes perspectivas para la creación de conocimiento y como soporte en la toma de decisiones. El objetivo del trabajo es el diseño e implementación de un Data Mart para facilitar el almacenamiento, exploración y análisis de la gran cantidad de datos contenidos en el sistema automatizado de gestión. Los Data Mart son almacenes de datos que están centrados en un tema y responden a los intereses de determinada áreas de negocio dentro de una organización. Se caracterizan por disponer de una estructura óptima de datos para analizar la información al detalle desde todas las perspectivas que afecten a los procesos de dichas áreas de negocio. Para el diseño del Data Mart se utilizó la metodología HEFESTO. Se cargaron y analizaron los datos mediante el empleo de cubos multidimensionales, utilizando herramientas libres como Mondrian Schema Workbench, Saiku Server y MySQL. Los resultados obtenidos contribuyen a tener una mejor comprensión del desempeño de los servicios de dosimetría externa en el pasado, monitorear las actividades actuales para responder rápidamente a los cambios, mejorar los procesos de los diferentes servicios, obtención de datos para la revisión de los programas de optimización y pronosticar nuevas posibilidades de ampliación de los servicios.

PRUEBAS TIPO A UN DOSÍMETRO TLD DE EXTREMIDADES PARA RADIACIÓN BETA

**Molina, Daniel^{1*}; Matos, Yanet²; Tamayo, José A¹.;
Castro, Ailza¹; García, Yoander¹**

¹ CPHR Cuba.

² CENTIS. Cuba.

* Autor responsable, email: daniel@cphr.edu.cu

El Laboratorio de Dosimetría Externa del CPHR trabaja en la introducción de la dosimetría de radiación beta, específicamente para el monitoreo de las dosis en extremidades. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos durante la realización de las pruebas tipo a un dosímetro de extremidades para la medición de la radiación beta. El dosímetro de extremidades consiste en un anillo metálico con un orificio circular donde se coloca un detector termoluminiscente (TLD) de LiF:Mg,Cu,P (modelo GR-200A, dimensiones 4.5x0.8 mm). Las mediciones se realizaron en un lector RADOS que utiliza el sistema de calentamiento por nitrógeno gaseoso. El proceso de lectura consiste en un calentamiento a una temperatura constante de 400 °C, con 1 s para el precalentamiento, 24 s para la lectura y 1 s para el borrado. Las irradiaciones se realizaron en las instalaciones del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del CPHR utilizando las calidades de radiación de referencia de la norma ISO 6980. Se empleó un patrón beta secundario trazable al PTB, con fuentes filtradas de ¹⁴⁷Pm, ⁸⁵Kr and ⁹⁰Sr/⁹⁰Y y en otras ocasiones un irradiador automático con una fuente de ⁹⁰Sr/⁹⁰Y. Las pruebas tipo fueron desarrolladas en base a la norma ISO 12794, siendo evaluadas: homogeneidad del lote, reproducibilidad, linealidad, auto-irradiación, umbral de detección y respuesta energética. Los resultados fueron comparados con los requisitos de desempeño establecidos en la norma ISO 12794.

PRUEBAS TIPO A SISTEMA TLD BASADAS EN LA NORMA IEC61066

Molina, Daniel*; García, Yoander; Castro, Ailza

CPHR. Cuba.

* Autor responsable, email: daniel@cphr.edu.cu

El Laboratorio de Dosimetría Externa (LDE) en el CPHR dispone de un sistema de dosimetría TLD automático para la realización del servicio de dosimetría personal. El sistema está compuesto por 2 lectores RADOS automáticos y dosímetros basados en detectores de LiF:Mg,Cu,P, modelo GR-200A. El LDE tiene implementado un sistema de gestión de la calidad en base a la norma ISO 17025. Las realización de pruebas tipo recomendadas por las normas internacionales son un elemento esencial para evaluar el funcionamiento del sistema completo y cuantificar las fuentes de incertidumbre. El sistema TLD del LDE fue sometido a las pruebas tipos recomendadas por la norma IEC 1066:1991 con resultados satisfactorios, durante la implementación inicial del servicio. La publicación de una versión revisada de esta norma en 2006 por parte de la ISO (norma ISO 61066), conllevó la necesidad de actualizar la caracterización del sistema dosimétrico del laboratorio. En el trabajo se describe la realización de las pruebas de: coeficiente de variación, linealidad, aditividad, respuesta energética y angular, reutilización, señal residual y saturación. Los resultados fueron evaluados en base a los requisitos establecidos por la norma ISO 61066.

DESARROLLO DE UN SISTEMA COMPUTARIZADO PARA EL REGISTRO DE DOSIS POR EXPOSICIONES MÉDICAS

López, Adlin^{1*}; Sáez, Saúñ²; Palau, Aley¹, Martín, Juan Miguel¹

¹ HCQ "Hermanos Ameijeiras". Cuba.

² INSTEC. Cuba.

* Autor responsable, email: adlin@infomed.sld.cu

Durante los últimos años, la introducción de nuevas tecnologías diagnósticas y terapéuticas que emplean radiaciones ionizantes, ha provocado un incremento significativo de la exposición médica. Cuantificar la magnitud de la dosis que reciben en total los pacientes es un importante objeto de estudio que permitirá caracterizar los efectos de la radiación. Los parámetros físicos medibles que se relacionan con la dosis absorbida que recibe el paciente son variados y responden de forma concreta a la técnica diagnóstica o terapéutica en específico, teniendo sólo un punto en común: la dosis efectiva. En las circunstancias actuales, conocer y registrar las dosis absorbidas de forma precisa por paciente no es posible, por lo que obtener una dosis acumulativa de cualquier tipo carece de sentido físico. El desarrollo de un sistema que registra las exposiciones que ha sufrido el paciente y suma las dosis efectivas promedio reportadas por la literatura; es una opción viable bajo las circunstancias actuales. Este programa utiliza una base de datos de las dosis efectivas típicas que producen los estudios más usados en Radiología y permite registrar las exposiciones del paciente por su Carnet de Identidad y estimar la dosis efectiva total que ha recibido por este concepto. Emplea en el caso de MN los valores de actividad y el radiofármaco administrado. El programa fue verificado utilizando los resultados de un estudio anterior de las dosis recibidas por 38 pacientes, la diferencia absoluta promedio fue ± 0.36 . Este programa permite estimar de forma global los montos de dosis que reciben los pacientes por diferentes conceptos y trazar políticas que favorezcan la protección radiológica de diferentes grupos de riesgo, aunque no se puede utilizar para estimar el riesgo individual del paciente. Se recomienda incorporar resultados de estudios cubanos que mejoren la estimación de dosis.

VOXELIZAÇÃO DE UM FANTOMA MESH PARA ACOPLAMENTO AO EGSnrc

***Ohana Monteiro Cabral, Manuela^{1*}; Wilson Vieira, José²;
Leal Neto, Viriato¹; Roberto De Andrade Lima, Fernando³***

1 UFPE – DEN. Brasil.

2 UFPE - DEN, IFPE, EPP – UPE. Brasil.

3 UFPE - DEN, EPP - UPE, CRCN-NE. Brasil.

* Autor responsable, email: manuela.omc@gmail.com

Modelos Computacionais de Exposição (MCEs) são utilizados para estimar valores de dose absorvida em indivíduos expostos à radiação ionizante, por meio de simulações Monte Carlo (MC). Para a caracterização de um MCE com resultados dosimétricos satisfatórios, o Grupo de Dosimetria Numérica (GDN), Recife/PE, tem utilizado fantasmas de voxels acoplados a códigos MC bem referenciados e simuladores de fontes emisoras de radiação gama. Os fantasmas são predominantemente construídos a partir de pilhas de imagens de ressonância magnética e tomografia computadorizada, ou a partir de técnicas de modelagem 3D. Para o desenvolvimento do fantoma mais recente do GDN, denominado MARIA (Modelo Antropomórfico para dosimetria das Radiações Ionizantes em Adultas), foram utilizadas técnicas de modelagem poligonal (Poly Modeling). Para a realização das avaliações dosimétricas apresentadas neste trabalho, os órgãos/tecidos mais extensos (pele, músculos, ossos e tecido adiposo) e os radiosensíveis da região abdominal (fígado, estômago, bexiga e ovários) do fantoma MARIA foram voxelizados. Os anexos embrionários (placenta e bolsa amniótica), o útero e o feto foram modelados na versão mesh e voxelizados. A versão final foi acoplada ao código MC EGSnrc e foram utilizados algoritmos de fontes externas AP (projeção anteroposterior) e PA (projeção posteroanterior) de corpo inteiro, disponíveis no endereço <http://www.caldose.org/> do Departamento de Energia Nuclear (DEN), para a validação do acoplamento e do fantoma. Os resultados são promissores e o fantoma MARIA na versão de malhas poligonais (mesh) será completamente voxelizado para simular os principais exames de radiodiagnóstico em mulheres grávidas nos próximos trabalhos do GDN.

CURVAS DE CALIBRACIÓN PARA DOSÍMETROS CaF:Dy EN TÉRMINOS DE H'(0.07;0°) IMPARTIDA POR CAMPOS PATRONES PARTICULAS BETA DE SrY-90

Alvarez Romero, José Trinidad*; Casas Castillo, Mario; Tovar Muñoz, M. Victor

LSCD, ININ. México.

* Autor responsable, email: trinidad.alvarez@inin.gob.mx

Se construyen tres de curvas de calibración CC: R(nC) vs H'(0.07), en el intervalo de 0.2 mSv hasta 100 mSv con dosímetros de CaF:Dy (TLD 200), irradiados con una fuente patrón de SrY 90 Nr 86 (Tipo 1 de 1854 Bq nominales) en un maniquí de PMMA de (30 cm x30 cmx15 cm).La fuente patrón se calibra en términos de la dosis de radiación beta de referencia para determinar la dosis equivalente direccional H'(0.07;0°); de acuerdo con la norma ISO 6980 parte 2 usando una cámara extrapolación patrón primario PTW 30360 series 23392-040 en el LSCD-ININ, el valor de la rapidez de H'(0.07), a una distancia de 30 cm sin filtro homogeneizador es de: 43.38 $\mu\text{Sv s}^{-1} \pm 1.3\%(k=2)$ (24/09/2014). Para cada curvas de calibración se realizan las pruebas de normalidad y por falta de ajuste; los parámetros de cada curva son: m1=332.16 mSv nC-1 y b1=9.23 nC ; m2=258.72 mSv nC-1 y b2=9.83 nC; m3= 304.08 mSv nC-1 y b3=8.54 nC donde para determinar la influencia del borrado térmico los dosímetros y la repetibilidad se leen los dosímetros ,en un lector Harshaw 3500, de las CC1 y CC3 a 3 tres días y la CC2 a 48 días después de la irradiación. Los 32 dosímetros se caracterizan irradiándolos a un Ka=300 mGy en un campo de Cs 137 para determinar su factor de corrección individual y así homogenizar su respuesta, además se corrige las lecturas por estabilidad del lector a partir de las lecturas de la luz de referencia, de los valores ajustados para H' las con las CC's son reproducibles dentro del $\pm 20\%$ de los valores de referencia

CONSTRUÇÃO DE OSSOS TRABECULARES SINTÉTICOS POR MÉTODO MONTE CARLO PARAMÉTRICO

**Melo Lima Filho^{1*}, José; Vieira, José Wilson²;
Leal Neto, Viriato¹; Melo Lima, Vanildo Júnior de³;
de Andrade Lima, Fernando Roberto⁴**

¹ IFPE. Brasil.

² IFPE, EPP. Brasil.

³ UFPE_Anatomia. Brasil.

⁴ EPP DEN-UFPE CRCN CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: josedemelo@gmail.com

Segundo o relatório 103 da ICRP, a medula óssea vermelha (Red Bone Marrow, RBM) e as células das superfícies dos ossos (Bone Surface Cells, BSCs) são os tecidos ósseos mais radiosensíveis. A maior dificuldade em avaliar a dose absorvida nestes tecidos consiste em representar, de modo realístico, a estrutura do osso trabecular. Nos modelos computacionais de exposição (MCEs) disponíveis na página www.caldose.org do DEN-UFPE, a representação foi obtida usando imagens micro-CT de regiões do crânio, coluna vertebral, esterno, pelve e fêmur de um adulto. Cada MCE contém um fantoma acoplado ao código Monte Carlo (MC) EGSnrc e 27 arquivos de dados que descrevem órgãos-fontes para avaliações dosimétricas internas. Neste trabalho foram organizados e executados dois MCEs: MSTA_OR e MSTA_NT. Nestas siglas, M representa o fantoma de voxels adulto masculino MASH (Male Adult meSH) do DEN-UFPE; STA corresponde à postura ortostática dos fantasmas; OR referencia amostras de Ossos Reais; e NT, amostras de ossos sintéticos obtidas por métodos Monte Carlo (MC) parametrizados pela função densidade de probabilidade (fdp) de Johnson do tipo SB (neste artigo também referenciada por fdp Normal Transladada). A fdp NT possui dois parâmetros que ajustam seu perfil nos limites entre a fdp exponencial e a fdp Normal. O MSTA_OR foi executado como disponível e serviu como base para a construção do MSTA_NT. Este MCE é similar ao MSTA_OR exceto no conjunto das matrizes micro-CT contendo as amostras de ossos, que então, foram obtidas a partir de imagens sintetizadas pela fdp NT e outros métodos MC de polimentos e ajustes das amostras. São apresentados resultados dosimétricos usando a tireoide como órgão-fonte, a RBM, as BSCs e tecidos trabeculares do corpo inteiro como órgãos-alvos para comprovar que a substituição das amostras OR por similares NT em simulações com os MCEs do DEN-UFPE produz resultados positiva e fortemente correlacionados.

**DOSIS DE ENTRADA EN GLÁNDULAS SALIVARES Y TIROIDES EN
RADIOLOGÍA ODONTOLÓGICA:
EXPERIENCIA EN EL MUNICIPIO DE SALVADOR, BAHÍA, BRASIL**

Lopez, Guillermo*; Oliveira, Marcus

IFBA. Brasil.

* Autor responsable, email: guillermolopez@ifba.edu.br

La radiación es una forma de energía, emitida por una fuente e transmitida a través del vacío, del aire y de medios materiales, siendo, por tanto, una energía en tránsito. El objetivo de este estudio es comparar las dosis de radiación obtenidas con dos equipos radiológicos de la marca Kodak, modelo 2200 Intra-oral X-ray System de características similares utilizados para radiografías peri apicales digitales. Se midieron las dosis de entrada en órganos utilizando un prototipo de cráneo con huesos secos y material equivalente al tejido humano. Para la medición se utilizó un sensor de estado sólido de la marca Radcal modelo Accu-Gold de radiodiagnóstico para medir las dosis efectivas e comparar las indicadas en el equipo con las capturadas en el sensor. Se utilizó tensión de 60 y 70 kV donde se obtuvieron los siguientes resultados: la media de dosis fue 0,033 mGy, en las glándulas parótidas 0,388 mGy, en las glándulas sublinguales y 0,470 mGy, en tiroides. Los resultados obtenidos fueron comparados con otros estudios con protocolos similares. Concluimos que es de suma importancia la utilización de dosis bajas y del adecuado posicionamiento para la realización de las incidencias radiológicas en exámenes peri apicales de la región maxilar y mandibular, minimizando los posibles efectos biológicos sobre estructuras de órganos radio sensibles.

DETERMINAÇÃO E SIMULAÇÃO MATEMÁTICA COM MC DA EC PARA ⁴⁰K

Paiva; Fernanda^{1*}; Fonseca, Telma²; Oliveira, Arno Heeren¹

¹ UFMG. Brasil.

² CDTN/CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: fgpaiva92@gmail.com

O Laboratório de Dosimetria Interna do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear em Minas Gerais, Brasil (LDI/CDTN) é responsável pela monitoração rotineira da contaminação interna dos Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOEs) da Unidade de Pesquisa e Produção de Radiofármacos (UPPR/CDTN) e do reator TRIGA IPR-R1/CDTN, ou sempre que houver risco de incorporação acidental e outras emergências radiológicas. Para a determinação de radionuclídeos emissores de fótons e suas respectivas quantidades no corpo humano, são necessárias técnicas de calibração confiáveis e seguras das geometrias de contagem (EC) calculadas experimentalmente e através de simulações matemáticas utilizando diferentes códigos de Monte Carlo (MC). As EC para a geometria do contador de corpo inteiro (CCI) do LDI/CDTN foram calculadas utilizando o simulador físico antropomórfico BOMAB (Bottle Mannikin Absorber) e uma solução concentrada de Cloreto de Potássio comercial (KCl). A solução foi preparada e a atividade de Potássio (40K) foi determinada, sendo de aproximadamente 2530 Bq/L. O BOMAB foi preenchido com a solução de KCl, somando um volume total de 57,5 L. Foram realizadas medidas em diferentes posições simulador-detector, num total de cinco séries de oito contagens consecutivas de 30 minutos, para cada posição. A primeira medida foi realizada a 10 cm a partir do topo da cabeça do simulador e a cama foi movida 20 cm longitudinalmente entre cada posição, permitindo assim a determinação da EC (em cps/Bq) para cada uma das oito posições ao longo do BOMAB. Os oito resultados das EC calculadas experimentalmente foram comparados com simulações realizadas utilizando três diferentes códigos MC (VMC, MCNPX e EGSnrs). Este projeto contribuirá principalmente para a primeira etapa da calibração do CCI/LDI e posteriormente para a melhoria da qualidade dos resultados de monitoração in vivo, disponibilizando um laboratório devidamente calibrado.

INCERTIDUMBRES ASOCIADAS A LA MEDICIÓN DE LA CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL

Discacciatti, Adrián*; Menchaca, Ignacio; Carelli, Jorge

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: adiscacciatti@arn.gob.ar

El propósito principal de la medición de la contaminación superficial es la detección de la misma y la determinación de su extensión y sus características. Generalmente se realiza a través de la medición de un flujo de partículas. Esta medición sirve además para evaluar la actividad superficial y de esta manera verificar si se exceden los límites establecidos. Sin embargo, la inferencia de la actividad superficial depositada a partir de un conteo de partículas es en general una tarea compleja debido a la influencia de los siguientes factores: energía, esquema de decaimiento, distancia de medición, extensión y geometría de la contaminación, autoatenuación y retrodispersión. El objetivo del presente trabajo es evaluar las incertidumbres asociadas a los factores que influyen en la estimación de la actividad superficial. Para llevar a cabo esta evaluación se midieron fuentes de calibración trazables a laboratorios primarios en las condiciones de trabajo esperables y se evaluó la influencia de la distancia fuente detector, la extensión de la contaminación, la retrodispersión en la propia fuente o en el soporte de la misma y la autoatenuación. Estas evaluaciones se realizaron para radiaciones alfa (con una fuente de ^{241}Am) y beta (con fuentes de ^{14}C , ^{36}Cl y $^{90}\text{Sr}^{90}\text{Y}$).

MASS ATTENUATION COEFFICIENTS OF X-RAYS IN DIFFERENT BARITE CONCRETE USED IN RADIATION PROTECTION AS SHIELDING AGAINST IONIZING RADIATION

***Almeida Jr.; Airton T.^{1*}; Rodrigues, Leticia L.C.²;
Nogueira Tavares, Maria S.³; Santos, Marcus A.P.⁴***

¹ Brazilian Institute for Safety and Health at Work – FUNDACENTRO. Brasil.

² Institute for Research and Nuclear Energy– IPEN / CNEN. Brasil.

³ Development Center of Nuclear Technology - CDTN/CNEN. Brasil.

⁴ Regional Center for Nuclear Science – CRCN / CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: airton.almeida@fundacentro.gov.br

The attenuation coefficient depends on the incident photon energy and the nature of materials. The barite concrete has been largely used as shielding material in installations housing gamma radiation sources as well as x-ray generating equipment, in order to minimize exposure to individuals. This study was conducted to evaluate the efficacy of different mixtures of barite concrete for shielding of diagnostic x-ray rooms. The mass attenuation coefficient (μ/ρ). The mass attenuation coefficients have been measured employing CdTe detector, XR-100T model. The distance between the source and the exposed surface of all samples was measured by SSD light indicator of machine which was 350 cm. The slope of the linear plot of the intensity transmitted versus specimen thickness would yield the attenuation coefficient. The mass attenuation coefficients (μ/ρ) were compared with tabulations based upon the results from the XCOM program. The rectangular barite concrete blocks with different thicknesses from were used for radiation attenuation test. The experimental values are compared with theoretical values WinXcom. The plots of the logarithm of transmitted intensity versus specimen thickness were linear for all the samples and the μ/ρ was obtained from the plots by linear regression over the 25% - 2% transmission range, under the good geometrical condition geometrical. There is a good agreement between theoretical and experimental value, within the 9%. In fact over the entire transmission range of 25–2% the experimental and theoretical values agree well for both the energies. The authors wish to thank the directors of the FUNDACENTRO, CRCN, CDTN and IPEN, by supporting on the implementation of this work. The authors also thank the FAPEMIG and Ministry of Science and Technology - MCT/Brazil, through the Brazilian Institute of Science and Technology (INCT) for Radiation Metrology in Medicine.

UNIDADE DE LIMPEZA ÓPTICA PARA DETECTORES CERÂMICOS α -Al₂O₃

***Evangelista-Silva, Claudete Roberta*;
Mendes, Maria Angelina; Rúbio Ferreira, Hudson; Meira-Belo, Luiz Claudio***

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Brasil.

* Autor responsável, email: claudeteroberta@gmail.com

No contexto da dosimetria das radiações ionizantes, luminescência é a emissão estimulada de luz a partir de um isolante ou semicondutor, após a absorção prévia de energia da radiação. Se o estímulo é fornecido por calor, a emissão é denominada Termoluminescência (TL) e, se é fornecido por exposição à luz, esta emissão é denominada luminescência opticamente estimulada (OSL). No presente trabalho foi construída uma unidade de apagamento óptico de dosímetros, capaz de substituir tratamentos térmicos para apagamento de sinais residuais por tratamentos ópticos, em detectores cerâmicos α -Al₂O₃ obtidos pelo processo sol-gel, calcinação, prensagem e sinterização em atmosfera altamente redutora, produzidos no CDTN. A unidade é composta por três pares de placas paralelas de 24×24 leds, com as cores azul (470nm), verde (534nm) e branca (com um pico estreito em 456nm superposto a um espectro largo com pico em 534nm). No espaço entre as placas é introduzido um suporte transparente, onde são acomodados até 121 detectores para tratamento óptico. A eficiência de apagamento foi investigada para as três cores de led citadas. Os testes de apagamento de sinal foram realizados com um grupo de dez detectores cerâmicos. Os detectores foram lidos em uma leitora HARSHAW 4500 até a temperatura de 250°C, para a limpeza inicial. A seguir foram irradiados em feixe de ¹³⁷Cs com doses de 5 mGy e iluminados na unidade de apagamento óptico de dosímetros. Após a iluminação, foi lida a termoluminescência residual usando a mesma leitora. Este processo foi repetido para diferentes tempos de iluminação. Foram feitas comparações com luz azul, verde e branca. O efeito de apagamento do sinal TL/OSL obtido por meio de tratamento óptico apresentou dependência tanto com a dose de radiação quanto com a cor de iluminação utilizada. O efeito de termoluminescência fototransferida (PTTL) será objeto de investigação na próxima fase deste projeto.

INSTRUMENTACIÓN DE ACCIDENTE PARA CENTRALES NUCLEARES

Matatagui, Emilio

Instituto Dan Beninson. Argentina.
UNSAM. Argentina.
SOLYDES S.A. Argentina.

Autor responsable, email: ematatagui@hotmail.com

Los Monitores de Radiación y Monitores de Efluentes que se utilizan usualmente en Centrales (y otras instalaciones) Nucleares son instrumentos altamente sensibles y que, en su oportunidad fueron diseñados para cubrir los niveles de operación normal de la instalación. De producirse un accidente severo, con niveles muy altos de radiación y o liberación radiactividad, estos equipo saturan, y no generan información útil. Tal sucede porque trabajan en modo pulso, y hay un límite en la tasa máxima a medir. Se hacen consideraciones sobre los criterios de diseño de un sistema de muy amplio rango de operación, con el que se miden las características estadísticas de la señal, tales como la media y la variancia, y se genera así la información necesaria. Este sistema debe ser lo suficientemente sensible para que, a bajos niveles, su señal se superponga con la señal convencional de la instalación y que, además, disponga de capacidad de medición de muchos órdenes de magnitud por encima de esos niveles. Se describen resultados experimentales sobre sistemas en desarrollo, en especial un Sistema Monitor de gases nobles radiactivos de muy amplio rango de medición y que, además, tiene capacidad de discriminar entre el Xe 133 y el Xe 135 y cuantificar las respectivas contribuciones de esos gases a la señal.

EVALUACIÓN Y REDISEÑO DEL BLINDAJE DE LA CÁMARA DE IRRADIACIÓN DE LA FUENTE DE COBALTO-60 DE LA EPN

Luna, Maribel; Montenegro, Jessica*; Santos, Roque

Escuela Politécnica Nacional. Ecuador.

* Autor responsable, email: jesssyal@gmail.com

La simulación es una herramienta ampliamente utilizada en la industria nuclear y sus aplicaciones, debido a la ventaja de trabajar en entornos virtuales cuyo comportamiento se aproxima a la realidad, eximiendo así los posibles riesgos asociados y la obtención de datos confiables. El objetivo del presente trabajo fue desarrollar un modelo digital en el programa Monte Carlo N-Particle (MCNP5) que permitió evaluar y rediseñar el blindaje de la cámara de irradiación de la fuente de Cobalto-60 de la Escuela Politécnica Nacional y se validó el mismo mediante la comparación de los datos obtenidos en simulación, con los datos experimentales de tasa de dosis tomados en puntos establecidos sobre las paredes del irradiador, al considerar una actividad de la fuente de 2 072,1 Ci. El modelo digital logrado en este proyecto fue utilizado para obtener el mapa de dosis del blindaje de la cámara de irradiación al considerar una actividad de la fuente de 100 000 Ci lo que permitió evaluar la condición del blindaje y proponer el diseño de un blindaje auxiliar, para el cual se calculó el espesor y el área que cubriría el material seleccionado para asegurar así la protección radiológica del personal ocupacionalmente expuesto y del público general en la instalación.

PERSONAL DOSIMETRY STATISTICS AND SPECIFICS OF LOW DOSE EVALUATION

Avila, Ricardo E.*; Gómez-Salinas, Roberto A., Oyarzún-Cortés, Carlos H.

Comisión Chilena de Energía Nuclear. Chile.

* Responsible author, email: ravila@cchen.cl

The dose statistics of a personal dosimetry service, over 70,000+ readings, display a sharp peak at low dose (below 0.5 mSv) with skewness to higher values. In spite of the non-normal distribution, approximately 98% of the doses fall below the average plus 2 standard deviations, an observation which may prove helpful to radiation protection agencies. Categorizing the doses by the practice of the exposed worker, that skewness increases with the average value over the specific practice. A correlation, given by a power function, is observed of the extremity (hand ring) doses to the equivalent personal dose. The low dose peak of the statistics, above, has focused our attention on the evaluation of LiF(Mg,Ti) dosimeters exposed at low dose, and read with Harshaw 5500 readers. The standard linear procedure, via an overall reader calibration factor, is observed to fail at low dose, in detailed calibrations from 0.02 mSv to 1 Sv. A significant improvement is achieved by a piecewise polynomials calibration curve. A cubic, at low dose is matched, at ~2 mSv, in value and first derivative, to a linear dependence at higher doses. This improvement is particularly noticeable below 2 mSv, where over 70% of the evaluated dosimeters are found. The use of Harshaw 5500 readers at high gain leads to frequent values of the glow curve that are judged to be outliers, i.e. values not belonging to the roughly normal noise over the curve. A statistical criterion is shown for identifying those anomalous values, and replacing them with the local behavior, as fit by a cubic polynomial. As a result, the doses above 0.05 mSv which are affected by more than 2% comprise over 10% of the data base.

ESPECTROMETRÍA GAMMA DE BAJA RESOLUCIÓN ANALIZADOR 1024 CANALES LUDLUM

Ibarra Hurtado, Carlos Joaquín; Pabón Riaño*, Víctor Manuel

Universidad Distrital Francisco José de Caldas. Colombia.

* Autor responsable, email: vitia01@hotmail.com

La espectrometría gamma de baja resolución es una técnica analítica nuclear no destructiva, sencilla, apropiada para hacer inducción en esta tecnología. Este trabajo se realizó con el multicanal 732 "Ludlum" de 1024 canales, acoplado a un detector de NaI(Tl) 732-1 del mismo fabricante; se centró en la calibración, que comprendió el establecimiento de los parámetros de: voltaje de trabajo (HV), ganancia gruesa (CG), nivel inferior de discriminación (LLD), calibración en energía, resolución y eficiencia, así como el estudio de atenuación de radiación gamma, con dos clase de acero, y la obtención de los espectros de energía del ^{241}Am , ^{60}Co y ^{226}Ra , de los cuales se analizaron los fotopicos, la dispersión Compton, y los picos de: rayos-X, retrodispersión, aniquilación y de escape. Por último se obtuvo el espectro de una fuente desconocida y el análisis estadístico, utilizando el fotopico de mayor intensidad del ^{60}Co (1,173 MeV), incluidas las pruebas de Smirnov-Kolmogorov, para confirmar si los contajes obedecen a una Distribución Normal.

CONSTRUCCIÓN Y CARACTERIZACIÓN DE TEJIDOS EQUIVALENTES MEDIANTE EL CÓDIGO PENELOPE

**Apaza Veliz, Danny Giancarlo^{1,2}; Cayllahua Quispe, Fredy¹;
Santos Flores, Cristina²; Echegaray Urrutia, Anuska²;
Vega Ramirez, José Luis¹**

¹ Universidad Nacional de Arequipa de San Agustín de Arequipa. Perú.

² Hospital Goyeneche. Perú.

* Autor Responsable, email: dgav02@gmail.com

Los tejidos equivalentes a tejido biológico como pulmón, tejido óseo, tejido adiposo y otro material como el agua sólida, fueron construidos en la Escuela Profesional de Física en área de Física Médica de la Universidad Nacional de San Agustín de Arequipa, estos tejidos que son equivalentes a los tejidos conformantes del cuerpo humano, son estudiados con respecto a su interacción con la radiación ionizante con características de igualdad de densidad y absorción, las densidades determinadas geoméricamente para cada uno de estos tejidos son: $\rho_{\text{hueso}}=(1,68\pm 0.01) \text{ g/ [cm]}^3$; $\rho_{\text{pulmon}}=(0,30\pm 0.01) \text{ g/ [cm]}^3$; $\rho_{\text{adiposo}}=(0,96\pm 0.01) \text{ g/ [cm]}^3$; $\rho_{\text{aguasolida}}=(1,03\pm 0.01) \text{ g/ [cm]}^3$, estos materiales fueron analizados por microscopia de barrido electrónico en el Departamento de Química de la Universidad de Sao Paulo Ribeirao Preto-Brasil dando el porcentaje por peso de cada uno de los constituyentes de cada material, los valores del análisis fueron introducidos el paquete de simulación del PENELOPE 2008 para crear estos materiales para la simulación. Mediante esta simulación pudimos caracterizar estos materiales encontrando los coeficientes de absorción por masa con respecto a la energía de los fotones incidentes y los parámetros dosimétricos de porcentaje de dosis a profundidad (PDP) y perfiles de campo de irradiación, para validar la simulación, fueron irradiados nuestros tejidos equivalente colocando una película radiográfica Kodak TMG, presa en medio de estos materiales para determinar las curvas de (PDP) y perfiles de campo, con una fuente de energías de fotones de 1,25 MeV por una Unidad de Cobalto Co-60 Modelo Equinox 100 (Theratron) del Hospital Goyeneche-Arequipa y para campos pequeños de irradiación dando una buena concordancia entre la simulación y la experimentación.

SISTEMA MONITOR DE GASES RADIATIVOS

Matatagui, Emilio; Egey, Julio*

SOLYDES S.A. Argentina

* Autor Responsable, email: jzegey@gmail.com

Se describe el sensor y su electrónica asociada, que fueron desarrollados para constituir un sistema monitor de la presencia de gases radiactivos en aire u otros portadores gaseosos. El sistema es de alta sensibilidad y de amplio rango de operación. El sensor es del tipo de cámara de ionización con circulación interna del gas a controlar y la electrónica asociada tiene una resolución menor a 10 E-15 A (fA) . Permite detectar en forma de pulso la desintegración alfa del radón y sus hijas. El sistema de medición está constituido por un sistema adquirente de datos comercial acoplado a una computadora. Se almacenan y se presentan los datos en forma gráfica para su seguimiento y procesamiento. Se dispone así de un sistema monitor simple y versátil. Se presentarán aquí resultados experimentales obtenidos.

SISTEMA DE CONTEAJE BETA “LUDLUM” CON DETECTORES GM

Chacón Díaz, Derly Katherine; Pabón Riaño*, Víctor Manuel

Universidad Distrital Francisco José de Caldas. Colombia.

* Autor Responsable, email: vitia01@hotmail.com

La Universidad Distrital Francisco José de Caldas de Bogotá, Colombia, desde hace varios años, tiene establecido en el programa de Licenciatura en Química la asignatura de radioquímica, y dada la carencia de instrumentación nuclear básica, adquirió algunos equipos para incentivar la formación en el campo de las aplicaciones de la ciencia y tecnología nuclear y llenar el vacío en la formación de los estudiantes, relacionado con el manejo de equipos, parámetros de protección y seguridad con las fuentes de radiación, principalmente en lo referente a su seguridad física, que a pesar de ser exentas, pueden representar algún riesgo. Por tanto, esta investigación se realizó con el fin de preparar y recopilar una serie de experimentos nucleares con el contador Ludlum (“Scaler Ratemeter”-2200) acoplado a detectores GM 44-7 de ventana terminal y 44-9 tipo torta para medición de radiación β del ^{90}Sr y en algunos casos ^{60}Co y ^{226}Ra , debido a la alta sensibilidad que tienen para esta radiación. Para cada detector se estableció el voltaje de trabajo a partir de la curva característica, el tiempo muerto, la eficiencia de detección, la actividad relativa del ^{90}Sr , el alcance beta máximo con láminas de aluminio y la ley del inverso cuadrado. Finalmente se realizó un análisis estadístico para establecer el grado de dispersión y la confiabilidad de los registros obtenidos a partir de una prueba de Smirnov-Kolmogorov, para determinar si cumplen o no con la distribución normal. Todos los experimentos estudiados, hacen parte de un manual para difundir las aplicaciones nucleares tanto en ciencias como en ingeniería.

COMPARACIÓN DE HERRAMIENTAS DE MCNP PARA EL CÁLCULO DOSIMÉTRICO

Beceyro Ferrán, Agustín^{1*}; Ramos, Ricardo¹; Sztejnberg, Manuel²

¹ Instituto Dan Beninson. Argentina.

² Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina.

* Autor Responsable, email: agustinbeceyro@gmail.com

La Terapia por Captura Neutrónica en Boro (BNCT) es un tratamiento para tumores malignos. Durante las tareas de investigación y de planificación de este tratamiento es necesario realizar un estudio dosimétrico consistente, ya que esto repercute directamente en la seguridad del paciente. Uno de los programas más utilizados en dicho cálculo es MCNP (Monte Carlo N-Particle), basado en los métodos numéricos Monte Carlo para simular el transporte de partículas en geometrías complejas. Con el modelado del tejido y de la fuente, esta herramienta permite el cálculo de distribuciones de dosis mediante diferentes rutinas. Existen en la actualidad, distintas versiones de MCNP y diferentes herramientas para el cálculo de dosis en cada una de las versiones. En este trabajo se estudiaron y compararon diferentes formas de calcular distribuciones de dosis en fantomas, utilizando las versiones de MCNP X 2.7.0, 5 1.6, 6 1.0 y 6 1.1 beta. Para realizar tal estudio, en primer lugar, se cuantificaron las diferencias en los resultados de las dosis obtenidas al realizar las simulaciones con las diferentes versiones de MCNP. En segundo lugar, se estudió la sensibilidad en los resultados al cambiar la semilla generadora de los números pseudoaleatorios utilizados para seguir la trayectoria de la partícula. Luego, se compararon los resultados de las dosis calculadas con diferentes tallies de MCNP. Finalmente, se estudiaron las diferencias en los resultados obtenidos al variar la composición del tejido, es decir, al utilizar diferentes bases de datos para la composición del tejido en el fantoma. Los resultados obtenidos permitieron cuantificar las diferencias existentes al utilizar diferentes formas de cálculo para las distribuciones de dosis, determinando en qué casos tales diferencias eran significativas.

ABSORBED DOSE IN FIBROTIC MICROENVIRONMENT MODELS EMPLOYING MONTE CARLO SIMULATION

***Rojas-Calderón, Eva Leticia¹; Zambrano-Ramírez, Oscar Daniel^{2*};
Azorín-Vega, Erika Patricia¹; Martínez-Caballero, Eduardo¹;
Ferro-Flores, Guillermina¹***

¹Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. México.

²Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. Instituto Politécnico Nacional. México.

* Autor Responsable, email: 8zambrano@gmail.com

The presence or absence of fibrosis and yet more, the multimeric and multivalent nature of the radiopharmaceutical have recently been reported to have an effect on the radiation absorbed dose in tumor microenvironment models. Fibroblast and myofibroblast cells produce the extracellular matrix by the secretion of proteins which provide structural and biochemical support to cells. The reactive and reparative mechanisms triggered during the inflammatory process causes the production and deposition of extracellular matrix proteins, the abnormal excessive growth of the connective tissue leads to fibrosis. In this work, microenvironment (either not fibrotic or fibrotic) models composed of seven spheres representing cancer cells of 10 μm in diameter each with a 5 μm diameter inner sphere (cell nucleus) were created in two distinct radiation transport codes (PENELOPE and MCNP). The purpose of creating these models was to determine the radiation absorbed dose to the nuclei of cells, based on previously reported radiopharmaceutical retain (by HeLa cells) percentages of the ^{177}Lu -Tyr3-octreotate (monomeric) and ^{177}Lu -Tyr3-octreotate-AuNP (multimeric) radiopharmaceuticals. A comparison in the results between the PENELOPE and MCNP computer codes was done. We found a good agreement in the results of the codes. The percent difference between the increase percentages of the absorbed dose in the not fibrotic model with respect to the fibrotic model of the codes PENELOPE and MCNP was found to be under 1% for both radiopharmaceuticals.

ANÁLISIS DE MATERIALES CONSTRUCTIVOS PARA BLINDAJE DE RADIACIÓN IONIZANTE

Di Nardo, Gloria¹; Senra, Daniela¹; Nigrelli, Agustín¹; Richard, Diego²; Giovannetti, Lisandro¹; Damonte, Laura C.^{2*}

¹ Dto. de Física, Fac.Cs.Exactas, UNLP. Argentina.

² Dto. de Física, Fac.Cs.Exactas, UNLP; IFLP, CCT, CONICET. Argentina.

* Autor Responsable, email: damonte@fisica.unlp.edu.ar

Uno de los objetivos de la protección radiológica es prevenir la sobreexposición a la radiación externa. Los peligros que entrañan la manipulación y el uso de fuentes de radiación exigen características especiales de diseño y construcción de las instalaciones que no se requieren en laboratorios de trabajo normales. El blindaje es importante para disminuir la exposición radiológica de los trabajadores de la instalación y del público en general. Los requisitos del blindaje dependen de varios factores, incluidos el tiempo que trabajadores o público en general están expuestos a las fuentes de radiación y el tipo y la energía de las fuentes de radiación y sus campos radiológicos. Es sabido que para la atenuación de fotones, es decir radiación X y gamma, los diferentes procesos de interacción de la radiación con la materia obedecen una ley de atenuación exponencial (Ley de Beer). Asimismo, los materiales adecuados para el blindaje de este tipo de radiación son materiales de alta densidad y número atómico. En los cursos de formación sobre protección radiológica son habituales los experimentos de absorción gamma por diferentes materiales para la determinación del coeficiente de atenuación lineal del material en cuestión. Generalmente se utilizan materiales tales como plomo, cobre, aluminio, hormigón, etc. Sin embargo, poco se conoce la eficacia de los materiales comunes de construcción tales como ladrillo común, ladrillo hueco, ladrillo de cemento, etc. frente a las radiaciones ionizantes. En este trabajo, presentamos un estudio de absorción gamma de una variedad de materiales constructivos, determinamos su composición como así también sus coeficientes de absorción lineal. Los resultados son analizados en términos de los diferentes procesos de interacción. Este análisis surgió de la necesidad de especificar los materiales adecuados para la construcción de un nuevo edificio que debe albergar un laboratorio de investigación y docencia de la UNLP.

EVALUATION OF TL RESPONSE AFTER OSL MEASUREMENTS OF BeO SAMPLES

Grosso, Daniela*; Caldas, Linda

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Brasil.

* Responsible author, email: daniela.piai.grosso@gmail.com

The ionizing radiations are applied with great success in different areas such as medicine (diagnostic radiology and therapeutic applications) and industry. The thermoluminescence (TL) and optically stimulated luminescence (OSL) are widely used as dosimetric techniques for many applications. Knowing exactly the main parameters that can influence the luminescent response of dosimeters, the best conditions for the measurements can be defined. In this work, initially BeO samples were irradiated using a beta source ($^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$) available in the Risø TL/OSL-DA-20 reader, which was also used to carry out the TL and OSL readings. The OSL measurements were taken between 20°C and 400°C. After each measurement, a thermoluminescent reading was realized. In the case of OSL, the response decreases as the temperature increases. The TL response obtained decreases as the OSL reading temperature increases. This study allowed the observation of the temperature effect on the charge release during OSL measurements, and to define until which temperature the TL response can be verified following OSL measurements of BeO samples.

CHALLENGES IN THE IMPLEMENTATION OF A QUALITY MANAGEMENT SYSTEM APPLIED TO RADIOMETRIC ANALYSIS

***Carrijo da Silva Dias, Danila**; *Leandro Bonifácio, Rodrigo;*
Roberto Lopes do Nascimento, Marcos; Carlos da Silva, Nivaldo;
*Tirollo Taddei, Maria Helena***

Brazilian Commission for Nuclear Energy. Brasil.

* Responsible author, email: danilacdias@gmail.com

The concept of quality in laboratories has been well established as an essential factor in the world of analytical techniques and the search for reliable results. Since its first version published in 1999, the ISO/IEC 17025 – General requirements for the competence of testing and calibration laboratories – has been applied in the industrial and research fields, in a wide range of laboratorial analyses. However, the implementation of a Quality Management System (QMS) still poses great challenges at many institutions and companies. The purpose of this work is to expose the constraints related to the implementation of ISO/IEC 17025 applied to analytical assays of radionuclides, which was accomplished by studying the case of the Poços de Caldas Laboratory of the Brazilian Commission for Nuclear Energy. In this lab, a project of accreditation of techniques involving determination of radionuclides in water, soil, sediment and food samples has been conducted since 2011. The challenges presented by this project arise from different facets such as the administrative one, where the governmental/public nature of the institution translates into unstable availability of financial resources; or the organizational one, whereas QMS requires inevitable changes in the organizational culture. It is important to point out that when it comes to accreditation of analysis involving radioactive elements, many aspects must be treated with special attention due to the unusual behavior of these elements. Among these concerns are the determination of uncertainties, accessibility to international proficiency studies (required by the system, yet not so commonly offered in the case of radionuclides), the study of parameters on the validation of analytical methods and finally the lack of extensive reference documents regarding radiometric analyses. Through an effective management system, the institution is overcoming these challenges, moving toward the ISO/IEC 17025 accreditation.

ONYX SAMPLES CHARACTERIZATION BY OSL TECHNIQUE FOR HIGH-DOSE DOSIMETRY

Teixeira, Maria Ines*; Caldas, Linda

IPEN Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Brasil.

* Responsible author, email: miteixeira@ipen.br

The possibility of application of Brazilian onyx samples for high-dose dosimetry was studied at IPEN, using the technique of optically stimulated luminescence. Different materials for high-dose dosimetry have already been studied in recent years at IPEN, using the thermoluminescence (TL), electronic paramagnetic resonance (EPR), optical absorption (OA) and optically stimulated luminescence (OSL) techniques. Onyx is a variety of chalcedony, a form of quartz. The colors of their tracks are white and/or black. The onyx stone is considered nobler than marble. In this work, the OSL properties of Brazilian onyx samples exposed to different doses of gamma radiation (^{60}Co) were studied. Onyx samples are found in nature in abundance in Brazil, they are of very low cost, and they have shown usefulness for high-dose dosimetry using the TL technique. The onyx stones were extracted from a Brazilian mine, Minas Gerais state. Pellets of onyx/Teflon were obtained for this study. The pellets were thermally treated for reutilization at $300^{\circ}/1\text{h}$. The irradiations were performed using a Gamma-Cell 220 system (^{60}Co). The irradiations were made at ambient temperature. The OSL emission curves were obtained during 60s. The following dosimetric parameters were obtained: dose-response curve between 50 Gy and 300 kGy, the reproducibility of OSL response and the minimum detectable dose.

DETERMINACIÓN DOSIS RADIACION IONIZANTE EN FONDO AMBIENTAL Y DE CONTENEDOR ADECUADO PARA ALMACENAMIENTO DE DOSÍMETROS

Lorenzo, Anny

Comisión Nacional de Energía. República Dominicana.

Autor Responsable, email: annymlorenzo@hotmail.com

Para determinar con precisión la dosis de radiación ionizante que recibe una persona en su área laboral se le suprime la dosis de radiación de fondo ambiental, así se prescribe la dosis a la que se expone una persona al trabajar en determinada área o equipo, que pudiera ser significativa o cercana a la dosis que recibe cualquier persona en el ambiente (el público en general). Sin embargo el dosímetro que se utiliza de fondo no siempre va acompañado del dosímetro personal, puesto que no puede estar expuesto a fuentes de radiaciones ionizantes distintas a la radiación cósmica (presente en todo el ambiente). Entonces ¿cómo comprobamos que la dosis de radiación ionizante de fondo ambiental que recibe el dosímetro de fondo es la misma que recibe el que utiliza el personal, si el dosímetro de fondo es colocado en “cualquier” lugar? Para responder esto se evaluará la dosis de radiación de fondo que reciben dosímetros colocados en diversas áreas de una instalación, ubicándolos en lugares abiertos, cerrados, a diversas condiciones de temperatura y de humedad. Así se comprobará si es factible asignar diversas cajas de un mismo material para las instalaciones usuarias para colocar el dosímetro de fondo y el del personal cuando no esté laborando. Si el personal se expone a dosis de radiación muy baja, dependiendo de la dosis de radiación que reporte el dosímetro de fondo, la dosis percibida puede dar menor que la del fondo dando como resultado una dosis negativa, la cual no indica la dosis del personal en su lugar de trabajo; puesto que en ocasiones colocan el dosímetro de fondo al aire libre pero el dosímetro personal en lugares encerrados para protegerlo o evitar pérdidas. Se empleará la técnica de dosimetría por termoluminiscencia en Lectoras Harshaw TLD modelo 4500.

HIGH-DOSE DOSIMETRY USING NATURAL SILICATE MINERALS

***Watanabe, Shiguo; Rao, T. K. Gundu; Gennari, Roseli F.;
Carmo, Lucas S.; Lucas, Natasha N.; Sato, Karina M.;
Cano, N.F; Barbosa; R. F***

Universidade Federal de São Paulo. Brasil.

* Autor Responsable, email: etoledo@dfn.if.usp.br

Radiation dosimetry is basic for Radiation Protection. The ionic crystals in Radiation Dosimetry since long became widely used due to several advantages such as, high sensitivity, reproducibility, low cost, easy to handle, etc. Silicate minerals abundantly found in Brazil are ionic crystals and exhibit a good TL response to the radiation, therefore, quite appropriate for radiation dosimetry. In this work we used green quartz, three varieties of beryl (goshenite-uncoloured, aquamarine-blue/green and emerald-green), jadeite and pink tourmaline. Fragments of these minerals have been crushed and sieved retaining grains with 0,080 to 0.180mm in size. They were annealed at 600°C for 30 minutes to eliminate previous radiation effect. Then they were divided into portions to be irradiated with gamma doses varying from tens of kGy up to 2000 kGy. The irradiated green quartz samples were measured by EPR and TL, all other samples by TL. The EPR and TL intensities were then plotted as function of dose. The resulting calibration curves indicate that these silicate minerals can be used in high to very high dose dosimetry. In practice there are many situations where high or very high doses are involved and these dosimeters would be valuable. High doses are present in high energy particles accelerator laboratories, in sterilization of medical objects facilities, in food and agricultural products preservation by irradiation center, in industry that use radioactive isotopes, etc.

RADIATION DOSIMETRY USING DECREASING TL INTENSITY VS RADIATION DOSE

***Carmo, Lucas S; Watanabe, Shiguelo; Rao, T.K. Gundu;
Oliveira, Leticia M.; Cano, N.F; Rocca, Rene Rojas***

Instituto de Física da Universidade de São Paulo. Brasil

* Responsible author, email: etoledo@dfn.if.usp.br

The Thermoluminescent Dosimetry (TLD) started in mid-20th century using ionic crystals. It started with LiF crystal doped with Mg and Ti, but several other crystals have been tried, some of them with success being used in practice. Radiation Dosimetry is very important for Radiation Protection. In abstract-I in this meeting we have shown that the increasing TL or EPR intensity as function of dose is used in dosimetry and usually this function either saturate or has a maximum at a dose D_m . D_m varied from crystal to crystal. It was then shown here that a silicate mineral irradiated with dose D_m is very stable and if it is irradiated with dose from low value up to 400-500 Gy its TL intensity decreases in many cases exponentially. This exponential curve is essentially a calibration curve, therefore the decreasing TL intensity can be used for Radiation Dosimetry. This fact is shown using quartz, beryl and tourmaline.

ENERGY DEPENDENCE EVALUATION OF A ZnO AS DIAGNOSTIC X-RAY DETECTOR

***Varela Valença, Cláudia Patricia^{1*}; Pereira Dos Santos, Luiz Antônio²;
Liborio Da Silveira, Matheus Augusto³; Andrade Macedo, Marcelo³***

¹ Universidade Federal de Pernambuco-UFPE. Brasil.

² Centro Regional de Ciência Nucleares do Nordeste-CRCN-CNEN. Brasil.

³ Universidade Federal de Sergipe-UFS. Brasil.

* Autor Responsable, email: claudia.cpvv@gmail.com

In the last decades the international organizations of human health and radiation protection have recommended certain care for using of the X-ray as a diagnosis tool to avoid any type of radiological accident or overdose to the patient. This can be done assessing the parameters of the X-ray equipment and there are various types of detectors available for that: ionizing chamber, electronic semiconductor devices, etc. These detectors must be calibrated so that they can be used for any energy range and such a procedure is correlated with what is called the energy dependence of the detector. In accordance with the stated requirements of IEC 61267, the standard radiation quality beams and irradiation conditions (RQRs) are the tools and techniques for calibrating diagnostic X-Ray instruments and detectors. The purpose of this work is to evaluate the behavior of the energy dependence of a detector fabricated from a zinc oxide (ZnO) nanofilm. A Pantak industrial X-ray equipment was used to generate the RQR radiation quality beams and test three ZnO detector samples. A 6430 sub-femto-ammeter, Keithley, was used to bias the ZnO detector and simultaneously perform the output readings. The results showed that the ZnO device has some increase in its sensitivity to the ionizing radiation as the X-ray effective energy decreases unlike other types of semiconductor electronic devices typically used as an X-ray detector. We can be concluded that, after calibration, the ZnO device can be used as a diagnostic X-ray detector.

DOSIMETRÍA EN PERSONAL DE RADIOFARMACIA PET

Fernandez Bordín, Joan¹; Arenas, Germán²

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina.

² FUESMEN. Argentina.

* Autor Responsable, email: joanfernandezbordin@gmail.com

Las actividades del personal ocupacionalmente expuesto en un laboratorio de radiofarmacia PET implican la manipulación de fuentes no selladas y exposición externa. Una correcta evaluación dosimétrica implica determinar niveles de dosis por incorporación interna y caracterizar la distribución de la dosis por irradiación externa en el trabajador. Se monitorearon y se relevaron tiempos y tasas de exposición de los trabajadores, se realizó dosimetría en cristalino, en torso y en extremidad. Además se relevaron los niveles de exposición por incorporación a los que se ven expuestos los trabajadores. Se calibró, caracterizó y se puso en funcionamiento un monitor continuo de niveles de contaminación en aire por isótopos emisores de positrones en el laboratorio de producción de radiofarmacia PET. Se encontraron aquellas subtarefas que mayor implicancia tienen en la dosis total de los operadores. Mediante la dosimetría TLD se encontró que la lectura Hp(3) informada por el dosímetro de cuerpo entero y que se reporta mensualmente al servicio, no representa fidedignamente la dosis en cristalino. Se generó un documento que será una referencia comparativa para las condiciones de exposición de los trabajadores cuando se modifiquen las condiciones actuales de operación, referencia que validará la optimización de los sistemas de radioprotección. Se determinó que el sistema de monitoreo continuo de aire caracterizado y calibrado tiene capacidad adecuada de alertar a los trabajadores ante una situación accidental que implique liberación de material radiactivo al ambiente.

LABORATORIO DE RADIOPROTECCIÓN DEL CENTRO REGIONAL DE REFERENCIA PARA DOSIMETRÍA

**Montaño Ortiz, Rene Gustavo*; Pérez, Gonzalo; Bedoya, Fabián;
Molina, Laura; Stefanic, Amalia**

Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina.

* Autor Responsable, email: montanio@cae.cnea.gov.ar

El Centro Regional de Referencia para Dosimetría (CRRD) es un Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD), perteneciente a la Red Internacional creada por el Organismo Internacional de Energía Atómica y la Organización Mundial de la Salud. Como miembro de esta Red, el CRRD asegura la trazabilidad entre los patrones dosimétricos primarios y el usuario de las radiaciones ionizantes, al cual proporciona un servicio de calibración de detectores de radiación, asesoramiento, y asistencia técnica. Por convenio entre el Instituto Nacional de Tecnología Industrial (INTI) y la CNEA, este instituto ha delegado en el CRRD la realización y custodia de los patrones nacionales para las magnitudes dosimétricas. Actualmente se brindan servicios de calibración de instrumentos en las magnitudes de dosis equivalente ambiental: H* y kerma en aire: K_{aire}, en energías de ¹³⁷Cs y ⁶⁰Co; irradiación calibrada de dosímetros personales en la magnitud de dosis equivalente personal: Hp(10), en energías de ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co y rayos X de energías W según norma ISO 4037. El CRRD participa como proveedor de la referencia de dosis en el ejercicio de intercomparación dosimétrica que lleva a cabo la Autoridad Regulatoria Nuclear. El CRRD tiene como objetivo ampliar las referencias metrológicas para otras magnitudes dosimétricas diferentes a las ya incorporadas por el laboratorio. En este sentido se está trabajando en la futura implementación de otros sistemas dosimétricos: irradiaciones en haces beta, calibración de instrumentos en el nivel radiodiagnóstico, calibración de detectores para contaminación superficial, e irradiación de dosímetros personales en haces N de rayos X, para lo cual se ha gestionado la adquisición de un nuevo equipo irradiador. Además se están ampliando y mejorando las instalaciones de los laboratorios a través de un Proyecto de Inversión Pública (BAPIN). Estas nuevas actividades se brindarán como servicios a usuarios, incorporándose paulatinamente a nuestro sistema de calidad basado en la Norma ISO/IEC 17025: 2005.

THE OSL RESPONSE OF THE CaF₂:Dy AND THE CaF₂:Mn

Medeiros, Beatriz; Alencar, Marcus

Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD/CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: vallim@ird.gov.br

The OSL dosimetry has become, in recent years, a successful technique in personal and environmental dosimetry due to high luminescence efficiency, excellent reproducibility, fast readout of signal and repeated and successive OSL measurements of the same dosimeter. Another factor that contributes to the increased use of OSL dosimetry is the use of the Al₂O₃:C as dosimeter. Developed initially as thermoluminescent dosimeter, the Al₂O₃:C has an excellent OSL sensitivity, high efficiency, good linearity, low fading and excellent stability with respect to environmental conditions. However, the use of only one type of dosimeter tends to create limitations on the use of OSL dosimetry because of the characteristics of this dosimeter, such as the OSL dose response for Al₂O₃:C to be linear only for low doses. For intermediate doses (doses in radiotherapy), the response is supralinear. Furthermore, the degree of supralinearity and the saturation value vary from sample to sample (~ 30-300 Gy). The objective of this work is the study of the OSL properties of other dosimetric materials. The dosimetric materials used in this work are the CaF₂:Dy and the CaF₂:Mn produced by Harshaw and known commercially as TLD-200 and TLD-400 respectively. The results demonstrate that both the CaF₂:Dy as the CaF₂:Mn have OSL signal and the OSL dose responses are linear from 10 Gy to 250 Gy for the CaF₂:Dy, and from 3 Gy to 120 Gy for the CaF₂:Mn. Therefore, the OSL dosimetry with these dosimeters can be used in the evaluation of doses of the order of grays to hundreds of grays.

STUDY OF THE HYDROXYAPATITE FOR APPLICATION IN OSL DOSIMETRY

Medeiros, Beatriz; Alencar, Marcus*

Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD/CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: vallim@ird.gov.br

In the last years, the hydroxyapatite, the principal mineral component of the bone and tooth enamel, has been one of the dosimetric materials more studied and used in the high dose and accidents dosimetry, as well as in the dating, by the technique of the Electron Paramagnetic Resonance (EPR). For this reason, the hydroxyapatite could also be used as Optically Stimulated Luminescence (OSL) dosimeter in the dosimetry of high doses and accidents, and also in the dating. This work presents a brief study of the Blue-OSL and IRSL behaviour of the radiation dose response of the B-type synthetic hydroxyapatite, observing the possibility to use this material in OSL dosimetry. The synthetic hydroxyapatite used in this work is the one of the B-type once your composition is the closest of the tooth enamel composition. The synthetic B-type hydroxyapatite used in this work was produced in the Laboratory of Bioceramics Materials of the CBPF. The hydroxyapatite has OSL signal to both types of stimulus lights. The Blue-OSL signal is larger than the IRSL signal, for the same values of dose. This implies that the photo-efficiency in inducing recombination depends on the energy (wavelength) of stimulating photons in this material. Therefore this synthetic hydroxyapatite can be used in OSL dosimetry for blue light stimulus. These results indicate, preliminarily, the possibility of this synthetic hydroxyapatite to be used as dose indicator material for the dosimetry of high doses and accidents using the OSL techniques.

NÊUTRONS MONOENERGÉTICOS A PARTIR DE ACELERADOR DE PARTÍCULAS TIPO CÍCLOTRON

***Angelo de Lucena Santos, Joelan; Correia Vilela, Eudice;
Roberto de Andrade Lima, Fernando***

CRCN-NE. Brasil.

* Autor Responsable, email: wellington.gandrade@gmail.com

Os feixes de íons leves e pesados produzidos por aceleradores são amplamente utilizados para o desenvolvimento tecnológico nas mais diversas áreas do conhecimento. Nos últimos anos, a necessidade de produção de radioisótopos para uso na medicina, fez com que mais aceleradores do tipo cíclotron fossem instalados no Brasil, e esses aceleradores podem viabilizar feixes caracterizados permitindo que técnicas experimentais utilizem esses feixes de maneira eficaz. Desta forma, feixes de nêutrons monoenergéticos podem ser implementados mesmo em aceleradores destinados a outros fins, como a produção de radiofármacos, desde que os mesmos possuam um dos seus canais destinado para pesquisa. As fontes de nêutrons são essenciais para estudos fundamentais em radiobiologia e dosimetria, para calibração de detectores, análise por ativação e nas mais variadas pesquisas. E nessa tocante a simulação em GEANT4 vem sendo utilizadas para estudar vários aspectos dos alvos. Este trabalho tem iniciado o estudo com alvos leves, como o berílio e o lítio, em um acelerador cíclotron para produção de radioisótopos instalado no Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN/CRCN-NE), possuindo a capacidade de acelerar um feixe de prótons em até 18 MeV. Esse feixe irá colidir com um alvo de berílio de volume igual a 1 cm³. Com essa colisão, serão gerados nêutrons que serão avaliados quanto ao seu sentido, direção vetorial e número emergente deste alvo. Sendo assim, é possível caracterizar grandezas tais como o fluxo, fluência e direção angular dos nêutrons, o que irá possibilitar classificá-los como feixes neutrônicos monoenergéticos. Espera-se que com os resultados obtidos em tais simulações auxiliem na construção de novos modelos de alvos, bem como, subsidiar informações para otimização na produção dos feixes de nêutrons monoenergéticos.

DEPENDENCIA ANGULAR EN LOS DETECTORES UTILIZADOS EN MEDICINA NUCLEAR

Barros, Frieda Saicla*; Silvestre Lopes, Pedro Henrique

UTFPR-CURITIBA. Brasil.

* Autor Responsable, email: saicla@utfpr.edu.br

Uno de los tipos de vigilancia aplicados en los servicios de medicina nuclear es el área con el fin de vigilar y estimar las dosis recibidas por los trabajadores, los pacientes y las personas del público. Los titulares y los empleadores son responsables de la evaluación de la exposición ocupacional de la OIE (personas expuestas ocupacionalmente). Esta evaluación debe basarse en la vigilancia radiológica individual y área según sea el caso. Está previsto en la norma técnica, la realización y el registro de supervisión radiométrica, con la máxima quincenal, teniendo en cuenta todos los puntos de las fuentes radiactivas y el valor de la radiación de fondo del área libre. Si el examen del estudio radiométrico indican que los niveles de dosis operacionales pueden ser superados en las áreas monitoreadas, el uso de escudos y la adopción de otras medidas de protección radiológica debe ser considerado. El trabajo descrito en este trabajo tiene como objetivo encontrar la dependencia angular del equipo para ayudar en la vigilancia de la radiación y la comprobación de la eficacia de este detector cuando se utiliza en el área de la vigilancia en los servicios de medicina nuclear. Las pruebas de dependencia angular muestran que la radiación gamma de baja emisión de energía de fuentes (alrededor de 100 keV), el tipo de detector Geiger-Müller no es apropiado (variación en la lectura de hasta 250%). Esto es debido al elemento detector principalmente por el tipo de material utilizado para la fabricación de la sonda de detección (hierro y aluminio de diferentes espesores) que actúa como un blindaje para las fuentes de radiación de baja potencia, interfiriendo considerablemente con las lecturas tomadas por la máquina.

DESARROLLO DE UN MODELO EN EL PROGRAMA MCNP5 QUE DETERMINA LA DISTRIBUCIÓN DE DOSIS ABSORBIDA POR UN INSUMO MÉDICO

Espín, María Belén*; Luna, Maribel; Gómez J.; Santos, Roque

Laboratorio de Tecnología de Radiaciones, Departamento de Ciencias Nucleares, Escuela Politécnica Nacional, Quito. Ecuador.

* Autor Responsable, email: maria.b.espin.z@gmail.com

En el presente estudio se desarrolló un modelo digital en el programa MCNP5 para simular la irradiación de un insumo médico, guantes de látex, con la fuente de cobalto-60 de la Escuela Politécnica Nacional, el mismo que permitió determinar la distribución de dosis absorbida máxima y mínima por el insumo médico y su tasa de uniformidad de dosis DUR. Poseer un programa que determina la DUR es de suma importancia para garantizar los resultados del proceso de irradiación, principalmente en insumos médicos y alimentos, en un irradiador gamma. Los datos obtenidos en el modelo digital fueron validados al compararlos con datos experimentales de dosis absorbida medidos con dosímetros red perspex que fueron calibrados con el dosímetro químico de referencia sulfato cérico ceroso, preparado y calibrado en la misma instalación. El valor promedio de error obtenido entre los datos experimentales y simulados no superó el 15%.

IRRADIAÇÃO DE SIMULADOR DE BULBO OCULAR COM PLACAS OCULARES

**Marquinho, Marcos Roberto Oliveira Costa¹; Epsztein Grynberg, Suely¹;
Prata Mourão Filho, Arnaldo²**

¹ Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

² Centro Federal de Educação Tecnológica de Minas Gerais. Brasil.

* Autor Responsable, email marcos.robertto@hotmail.com

Os tumores intraoculares são bastante raros. O melanoma de coróide é tipo mais comum em adultos. Para tumores grandes, a enucleação (retirada completa do bulbo ocular) é o tratamento mais indicado. Já para tumores médios o grupo norte americano COMS (Collaborative Ocular Melanoma Study) verificou que a taxa de sobrevivência de pacientes tratados utilizando braquiterapia ocular com ¹²⁵I e enucleação são as mesmas. Para um tratamento eficiente é muito importante avaliar a distribuição de dose de radiação no volume alvo do tratamento assim como em estruturas próximas a região tratada. O objetivo deste trabalho foi realizar o levantamento das doses no interior de um objeto simulador de bulbo ocular confeccionado através da usinagem de uma placa de Solid Water Gammex 457 usando dosímetros termoluminescentes, TLD-100. Duas configurações de sementes de placas comerciais de braquiterapia ocular foram utilizadas, a configuração de placa do grupo COMS com 12 mm de diâmetro e que utiliza oito sementes e a do grupo ROPES com 15 mm de diâmetro que utiliza dez sementes. Para realização do trabalho foram utilizadas dez sementes de ¹²⁵I, da marca oncossed modelo 6711. Foram avaliadas as doses absorvidas, nas seguintes distâncias do centro das configurações de sementes, sobre o eixo central, 5, 10, 15 e 20 milímetros. A 5 mm do ponto central das placas, a ROPES apresentou uma dose absorvida cerca de 25% maior que a da placa COMS, para 10 mm a diferença foi de 30%, para 15 mm foi de 35% e para 20 mm foi de 25%. Concluímos que a dose depositada no volume alvo depende entre outros fatores do número de sementes e da distribuição das mesmas nas placas. Trabalhos nesse ramo precisam continuamente ser realizados para melhorar a propedêutica no tratamento de tumores intraoculares.

ESTUDO PARA IMPLANTAÇÃO DE CAMPO DE NÊUTRONS DE ALTA ENERGIA

***Pinto, José Júlio de Oliveira¹; Federico, Claudio Antonio¹;
Pazianotto, Mauricio Tizziane²***

¹ IEAv. Brasil.

² ITA. Brasil.

* Autor Responsable, email: jjfilos@hotmail.com

Nas últimas décadas, com o desenvolvimento de aeronaves com teto de operação mais alto e maior autonomia, como também o problema do controle do nível de dose de radiação ionizante recebida pelos equipamentos sensíveis e tripulação, passou a ser gradualmente mais importante nas áreas proteção radiológica e segurança de voo, motivando diversos estudos sobre esse assunto, publicados na literatura especializada internacional. Poucas instalações são disponíveis para a realização de testes, e nenhuma delas se situa na América do Sul. É de interesse do Instituto de Estudos Avançados (IEAv) a criação de uma instalação capaz de produzir campos de radiação ionizante para a caracterização da resposta de dispositivos semicondutores, em especial à nêutrons, que são os principais responsáveis pelos efeitos do tipo SEE (Single Event Effect) em circuitos aviônicos. O presente trabalho descreve os resultados de um estudo baseado em simulação computacional por um modelo realista 3D do Laboratório de Radiação Ionizantes do IEAv/DCTA, utilizando o código MCNP5 (Monte-Carlo N Particle), com o objetivo de balizar a instalação de um gerador de nêutrons, produzidos por meio da reação ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$. O referido equipamento produzirá nêutrons com energia de 14,1 MeV, com fluxo total de 5×10^8 n/s em emissão 4 pi, que podem ser utilizados também para estudos de dosimetria de nêutrons. Foram avaliados os espectros e fluxos de nêutrons previstos em pontos previamente selecionados da instalação, julgados de interesse para avaliar a qualidade e espectro do feixe nas posições previstas para utilização em irradiação de amostras. Outros pontos foram incluídos para a avaliação do equivalente de dose ambiente, mediante a conversão apropriada dos espectros de nêutrons, de forma que possam ser feitas as adaptações necessárias para que a instalação seja consistente com as diretrizes de radioproteção e segurança radiológica, determinadas pelas normas da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

CARACTERIZAÇÃO DO PAR DOSIMÉTRICO 600H E 700H PARA DOSIMETRIA DE CAMPOS MISTOS

Santana dos Santos, Hanna Flavia*; Federico, Claudio Antonio; Lisboa Mendonça Garcia, Ana Maria

IEAv. Brasil.

* Autor Responsable, email: hannasantana.f@gmail.com

Nas últimas décadas, problemas relacionados ao controle de doses de radiação cósmica recebidas por tripulações e componentes aeronáuticos tornou-se uma necessidade evidente, além de um amplo tema de estudos e discussões. O uso de dosímetros passivos para o controle de radiações é uma alternativa promissora, por vezes associada a outros métodos, visto que atende as regras e protocolos de voo que limitam o uso de equipamentos de medição ativos a bordo de aeronaves. Mas, as baixas taxas de dose envolvidas em altitudes de voo implicam no uso de materiais dosimétricos de alta eficiência de detecção, de forma a permitir estudos de doses baixas acumuladas, resultantes de rotas curtas ou de menor altitude. O uso do par de dosímetros termoluminescentes de LiF: Mg,Cu,P se deve a eficiência de detecção cerca de quinze vezes superior ao LiF:Mg,Ti que servirá de suporte para ensaios e estudos de efeitos de baixas doses de radiação cósmica em dosimetria ambiental, aplicada no meio aeronáutico em altitudes usuais de voo e em tripulações. Apresenta como resultado o desenvolvimento e implantação da metodologia para dosimetria de baixas doses de radiação gama e nêutrons. Para obtenção dos resultados foi construído e configurado o setup de irradiação e tratamento térmico, estudados diferentes processos para análise da curva de luminescência, avaliados os parâmetros de sensibilidade intrínseca, limiar de detecção e fator de calibração para os dosímetros, a fim de maximizar a eficiência de medida do sinal e minimizar o ruído de fundo. A escolha da técnica de análise do sinal TL, visou a melhor precisão, acurácia e reprodutibilidade da medida, além do material ter sido calibrado em campos conhecidos de radiação gama e nêutrons. Os resultados demonstram uma sensibilidade significativa dos materiais e eficientes para a atividade proposta, sendo viável a implantação dessa metodologia para dosimetria de baixas doses.

SIMULACIONES DE MATERIALES SIN PLOMO PARA ATENUACIÓN DE RADIACIONES IONIZANTES

Plazas Jiménez, Sergio Enrique*; Cruz Salazar, Emeterio; Mayorga Betancourt, Manuel Alejandro

Universidad ECCI. Colombia.

* Autor Responsable, email: splazasj@ecc.edu.co

En este trabajo se presenta la fase preliminar de simulación y análisis teórico para el desarrollo materiales compuestos de base polimérica, cargados con elementos y compuestos atenuadores de radiaciones ionizantes libres de plomo, para uso como barreras rígidas, flexibles y en prendas de protección personal para uso en servicios de medicina nuclear y radiodiagnóstico. Las simulaciones fueron realizadas utilizando las bases de datos del National Institute of Standards and Technology, y el software WinXcom, el cual permite la simulación teórica de elementos, compuestos y sus mezclas, generando los respectivos coeficientes de atenuación. Los resultados se compararon contra los coeficientes de atenuación del plomo puro en el rango de energías de 30 keV a 1 MeV, rango comúnmente utilizado en el campo clínico. Se obtuvieron coeficientes de atenuación teóricos cercanos a los del plomo.

SIMULACIONES MONTE CARLO PARA EL CÁLCULO DE LOS CTDIs EN EL TOMÓGRAFO BRILLIANCE BIG BORE

Coloma, Alejandro¹; Defaz, Yolanda²; Bayas, Marco¹

¹ Escuela Politécnica Nacional. Ecuador.

² Hospital Oncológico Solon Espinosa Ayala SOLCA Núcleo de Quito. Ecuador.

* Autor Responsable, email: alejandrocolomae@gmail.com

En este trabajo se validaron los resultados de simulaciones Monte Carlo (MC) con la plataforma GATE para cálculos dosimétricos correspondientes al tomógrafo Brilliance Big Bore (BBB) del Hospital Oncológico Solón Espinosa Ayala, SOLCA Núcleo de Quito. La validación de las simulaciones se realizó mediante la comparación de los resultados de los índices de dosis calculados con GATE y aquellos medidos experimentalmente. Se estudiaron doce protocolos distintos para considerar una gran variedad de modos de operación del tomógrafo. Los índices de dosis calculados con simulaciones dependen de los parámetros de escalamiento del filtro bow-tie de Boone y también del ángulo del ánodo. Como resultado, se ha encontrado una región de parámetros aceptables. El uso de los valores de los parámetros de escalamiento y del ángulo del ánodo pertenecientes a esta región, para el cálculo de los índices de dosis con simulaciones, presenta errores menores al 20% respecto a los resultados experimentales. Lo cual se encuentra dentro de la tolerancia establecida para dosimetría en tomografía computarizada por la Asociación Americana de Físicos en Medicina.

CÁLCULO DE LA RESPUESTA DEL DETECTOR 10B+ZnS(Ag)

**Guzman Garci, Karen Arlet^{1*}; Gallego Díaz, Eduardo²;
Vega Carrillo, Héctor René³; Gonzalez, Juan A.⁴; Lorente Fillol, Alfredo²;
Ibañez Fernandez, Sviatoslav²**

¹Universidad Politécnica de Madrid, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales,
Departamento de Ingeniería Nuclear. España.

²Universidad politécnica de Madrid, Departamento de ingeniería nuclear. España.

⁴Laboratorio de Ingeniería Nuclear, ETSI Caminos, Universidad Politécnica de Madrid. España.

³Universidad Autónoma de Zacatecas, Unidad Académica de Estudios Nucleares. México.

* Autor Responsable, email: ingkarenguzman@gmail.com

Mediante métodos Monte Carlo se ha estimado la respuesta de un detector de centelleo para neutrones. El detector consiste en 4 bloques de polimetilmetacrilato (PMMA) (330 x 230 x 40 mm en total) en cuyas superficies de contacto tiene un capa de ¹⁰B+ZnS(Ag) de 0.017cm. Los neutrones se detectan a través de los centelleos producidos en el ZnS(Ag) por las partículas producidas durante la captura de neutrones en el ¹⁰B, que está enriquecido al 96%. Los pulsos de luz son conducidos a través del PMMA hasta un tubo fotomultiplicador. Con el código MCNPX versión 2.6.0, se calcularon las respuestas para 29 fuentes monoenergéticas de neutrones y para el ²⁵²Cf y el ²⁴¹AmBe. En los cálculos se estimaron las reacciones ¹⁰B(n, a)⁷Li y la fluencia de neutrones en cada capa de la zona activa del detector. Debido a que la sección eficaz para la reacción (n, a) depende de la energía del neutrón incidente, el estudio se extendió para la versión moderada del detector; así, se agregaron bloques de polietileno de alta densidad de diferentes espesores: 10, 12, 20, 24, 30, 40, 50, 60, 70, 80, 90 y 100 mm. A raíz de la escasez del ³He, este tipo de detectores se puede usar como una alternativa a los monitores, tipo pÓrtico, para la detección de material nuclear especial.

PARÁBOLAS DE ESTABILIDAD NUCLEAR

Pabón Riaño, Víctor Manuel

Universidad Distrital Francisco José De Caldas. Colombia.

Autor Responsable, email: vitia01@hotmail.com

Se presenta una explicación clara y sencilla sobre la selección de datos, para la realización de cálculos y gráficas de las parábolas de estabilidad nuclear de series isobáricas, con el fin de demostrar, cómo un núcleo inestable de un núclido busca la estabilidad por desintegraciones (β^-) y (β^+ , ϵ). Con la ecuación semiempírica de la masa de Weizsäcker se calculó la energía de enlace EB (MeV) para cada núclido de la serie, y con este valor, las masas nuclídicas M (MeVc⁻²), para luego graficar EB o M en función de la carga nuclear Z, dando como resultado en el vértice de la parábola, el núclido estable en la parábola doble con paridad (p-p), (i-i), y en la parábola sencilla con paridad (i-p), (p-i).

UN TIPO DE CINÉTICA NUCLEAR: EL EQUILIBRIO RADIATIVO

Pabón Riaño, Víctor Manuel

Universidad Distrital Francisco José De Caldas. Colombia.

Autor Responsable, email: vitia01@hotmail.com

Se hace el estudio de un tipo especial de cinética de transformaciones radiactivas: el equilibrio o desequilibrio radiactivo entre parejas padre/hija, escogidas de una tabla de núclidos, y las clases que se presentan, acorde con el cumplimiento de las condiciones que establecen diferentes autores acerca de si hay equilibrio o no, y si lo hay, qué tipo de equilibrio radiactivo es, así como la precisión, en qué casos la hija alcanza la actividad máxima (A_m) en su tiempo correspondiente (t_m), y en qué casos no. Se establecen las ecuaciones matemáticas para encontrar cómo varía la actividad (A) o el número de átomos radiactivos (N) a través del tiempo, en relación con el período de vida media (T) o con la constante de desintegración radiactiva (λ), tanto para el padre como para la hija. Este conocimiento es importante, por ejemplo, para comprender casos de equilibrio radiactivo que se observan en estudios de aplicaciones de generadores de radionúclidos (vacas radiactivas) en medicina nuclear; también puede ser de interés para los radiogeólogos en estudios de exploración de minerales radiactivos, especialmente de radionúclidos presentes en las familias radiactivas naturales de uranio y torio.

PHOTON SPECTROMETRY UTILIZING NEURAL NETWORKS

Silveira, R. *, Benevides, C, Lima, F., Vilela, E.

Comissão Nacional de Energia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: rena@cnen.gov.br

Having in mind the time spent on the uneventful work of characterization of the radiation beams used in a ionizing radiation metrology laboratory, the Metrology Service of the Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - CRCN-NE verified the applicability of artificial intelligence (artificial neural networks) to perform the spectrometry in photon fields. For this, was developed a multilayer neural network, as an application for the classification of patterns in energy, associated with a thermoluminescent dosimetric system (TLD-700 and TLD-600). A set of dosimeters was initially exposed to various well known medium energies, between 40 keV and 1.2 MeV, coinciding with the beams determined by ISO4037 standard, for the dose of 10 mSv in the quantity Hp(10), on a chest phantom (ISO slab phantom) with the purpose of generating a set of training data for the neural network. Subsequently, a new set of dosimeters irradiated in unknown energies was presented to the network with the purpose to test the method. The methodology used in this work was suitable for application in the classification of energy beams, having obtained 100% of the classification executed.

ST 1.3

EFFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES Y DOSIMETRÍA BIOLÓGICA

DISERTACIÓN: GÜERCI, ALBA*

EFFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES Y DOSIMETRÍA BIOLÓGICA

*Investigadora Adjunta. CONICET.
Profesora Adjunta. Radiobiología y Dosimetría.
Física Médica. FCE. UNLP.
La Plata. Argentina.

albaguerci@yahoo.com.ar

El cambio de paradigma actual, a través del cual la Radiobiología se abre paso desde un enfoque puntual hacia un marco holístico, permite re-interpretar los eventos iniciales de muerte celular y mutación génica en un contexto biológico más acabado y preciso, que involucra la necesidad de un diálogo molecular y celular entre los diferentes niveles de organización en los que se constituye el organismo. De esta manera, los efectos clásicamente descriptos a través de la *Teoría del Blanco* surgen como el puntal que da soporte a un fenómeno sistémico radioinducido. Bajo este enfoque, los conceptos modernos de *Efecto Bystander*, *Respuesta Adaptativa* e *Inestabilidad Genómica*, se logran incluir en procesos aún mayores como el *Efecto Abscopal* y la *Radiosensibilidad Intrínseca* y conjugan con nuevas tecnologías, como la radiogenómica, los microarreglos de expresión génica o la modulación de mecanismos epigenéticos, para intentar esclarecer con mayor detalle los fundamentos mecanicistas de los procesos radioinducidos.

De acuerdo a lo expuesto, se entiende que el mayor impacto del dominio en estas áreas es, sin duda, la aplicación *translacional* del conocimiento en sus ejes antagónicos consecuentes: la carcinogénesis radioinducida a nivel de riesgo y la eficacia curativa a nivel radioterapéutico. De esta manera, los tópicos actuales de estudio transcurren en evaluar la significancia de la respuesta inflamatoria y el estrés oxidativo como vías prioritarias de radiotoxicidad, los polimorfismos génicos y la impronta epigenética en la instauración de los mecanismos de radiosensibilidad, la caracterización de los factores clastogénicos liberados en el plasma luego de exposiciones radiantes y el desarrollo de nuevos bio-marcadores y dosímetros biológicos entre los puntos más importantes. Asimismo, considerando el tradicional interés en la clarificación del riesgo por exposición a dosis bajas, actualmente acrecentadas desde la vertiente médica, se pretende evaluar la implicancia de los efectos mencionados en los modelos vigentes de proyección del riesgo carcinogénico, asociado no sólo a exposiciones naturales sino también antropogénicas.

MODELOS DE RIESGO ABSOLUTO Y RELATIVO LINEALES PARA ESTIMACIÓN DE CÁNCER INDUCIDO POR RADIACIÓN IONIZANTE EN COHORTE MEXICANO DE PERSONAL OCUPACIONALMENTE EXPUESTO

Álvarez Romero, José Trinidad¹*; González Jiménez, Fernando²

¹ SSDL Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares México

² Estudiante de la Facultad de Ciencias de la UNAM Circuito Exterior. México

* Autor responsable, email: trinidad.alvarez@inin.gob.mx

A partir de la tasa de mortalidad natural por cáncer $ms(t)$ para cada 100 mil habitantes, modelada por un polinomio de cuarto grado en función de la edad para datos de la población mexicana (2011,[1]): $ms(t) = 1.4190E-5 \cdot t^4 - 0.0028298 \cdot t^3 + 0.20617t^2 - 5.9742 \cdot t + 61.368$, y suponiendo que: a) una relación de 1:5 de cáncer inducido por la radiación respecto al presentado espontáneamente, b) un tamaño de cohorte inicial $N_0 = 100$ mil POE's, c) una rapidez de HE = (2 ± 1) mSv/año recibida por los POE's desde los 18 años hasta los 65 años, d) una latencia de 8 años para la inducción de cáncer después de la irradiación, e) un tiempo de seguimiento del cohorte hasta los 75 años, f) y tomando los coeficientes riesgo absoluto y relativo de inducción de cáncer de los modelos BEIR II, [2] y VII [3] (excluyendo leucemia en ambos casos); se determina: para el BEIR II un número de 122 y 400 decesos por cáncer para los modelos lineal absoluto y lineal relativo respectivamente. Para el BEIR VII se tiene un número de casos fatales por cáncer de 338 y 890 decesos respectivamente para el modelo lineal absoluto y lineal relativo, respectivamente. Finalmente se hace una breve discusión de las incertidumbres involucradas en estos cálculos.

Referencias

[1] Sistema Nacional de Vigilancia Epidemiológica (SINAVE), Perfil Epidemiológico de los tumores malignos en México, (2011).

[2] Dorschel, Birgit, "The Physics of Radiation Protection". Nuclear Technology Publishing. (1996).

[3] Committee to Assess Health Risks from Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation, Health Risks from Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation: BEIR VII – Phase 2, National Research Council. (2006).

INDUCCIÓN DE FOCOS γ -H2AX EN LINFOCITOS HUMANOS POR EFECTO VECINDAD

**Mandina, Tania¹; Roch-Lefèvre, Sandrine²; Barquinero, Francesc³;
Roy, Laurence²; Voisin, Philippe²; Garcia, Omar¹**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba

² Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), Francia.

³ Universitat Autònoma de Barcelona (UAB), España.

* Autor responsable, email: tania@cphr.edu.cu

Los efectos biológicos que se producen en células no irradiadas a partir de la transmisión de señales desde células irradiadas es lo que se conoce como efecto vecindad (EV), a distancia o "bystander". Uno de los sistemas empleados para estudiar este efecto es la sangre debido a la presencia de numerosas células que viajan por todo el organismo que pueden ser portadoras de estas señales. En el presente trabajo se evaluó el EV en linfocitos humanos mediante focos γ -H2AX. Se irradiaron muestras de sangre humana de dos donantes con dosis de 0 Gy y 0.2 Gy de radiación gamma, se incubaron a 37°C una hora y a continuación se generaron 3 variantes de análisis. 1) Células control no irradiadas con su plasma, (CC) 2) Células irradiadas con su plasma (CI). 3) Células no irradiadas con plasma de células irradiadas (CEV). Seguidamente se analizaron los focos γ -H2AX después de 1 y 18 horas de incubación a 37°C. El número de focos/célula en las CEV y CC fue similar tras 1 hora a 37°C (0.32 ± 0.15 vs 0.38 ± 0.38 respectivamente) mientras que a las 18 horas, el número de focos/célula se incrementó en las CEV hasta 1.43 ± 0.77 . En las CI el número de focos/célula fue de 1.55 ± 0.28 tras 1 hora a 37°C y disminuyó hasta 0.67 ± 0.55 tras 18 h de incubación. Los resultados preliminares obtenidos muestran que el plasma aislado 1 h después de la irradiación con 0.2 Gy incrementa el número de focos γ -H2AX en linfocitos humanos no irradiados y que este efecto puede detectarse 18 h después de la transferencia del plasma.

CROMOSOMAS CONDENSADOS PREMATURAMENTE PARA LA DOSIMETRÍA BIOLÓGICA EN CUBA

Romero Aguilera, Ivonne*; Lamadrid Boada, Ana Ilsa; González Mesa, Jorge Ernesto; García Lima, Omar

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

* Autor responsable, email: ivonne@cphr.edu.cu

El objetivo del trabajo es presentar el estado de la implementación en el Servicio de Dosimetría Biológica de Cuba de los ensayos Anillos en Cromosomas Condensados Prematuramente mediante sustancias químicas y por fusión conocidos como PCC-R-ch y PCC-R-f por sus siglas en inglés respectivamente. Estos ensayos tienen aplicación para estimar altas dosis de radiación en accidentes radiológicos. La implementación del PCC-R-ch ha incluido: 1) La obtención de curvas dosis – respuesta con radiación gamma en el intervalo entre 5 - 25Gy y hasta 4Gy para neutrones. 2) La modelación de irradiaciones parciales in vitro en proporciones desde 10 a 90%, asociada al cálculo de una $D_0 = 10.9\text{Gy}$, demostrando la posibilidad de identificar con este ensayo la irradiación parcial, de estimar la fracción inicial de células irradiadas, así como de calcular la dosis que recibió dicha fracción. 3) La reducción del tiempo de cultivo hasta 40 y 42 h obteniéndose las curvas dosis – respuestas en el intervalo entre 1 y 10Gy y 4) Evaluar la reducción de volúmenes finales de cultivo hasta 500 μl , manteniendo la proporción 10:1 entre el volumen final de cultivo y el volumen de sangre, lo cual puede ser importante ante accidentes radiológicos masivos donde los insumos pueden resultar escasos. En la técnica de PCC-R-f los linfocitos fueron condensados prematuramente mediante fusión con células CHO a las 8 y a las 24h de irradiados a dosis entre 5 y 20Gy. Las frecuencias de anillos/célula se mantuvieron constantes entre los dos tiempos de reparación utilizados, obteniéndose una curva dosis – respuesta lineal para este intervalo de dosis.

EFFECTO DE DOSIS Y TASA DE DOSIS DE RADIACIÓN IONIZANTE EN LA INDUCCIÓN DE CATARATAS. ESTUDIOS “IN VITRO”

Michelin; Severino*; Rossini; Andrés; Dubner, Diana

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: smichelin@arn.gob.ar

El cristalino es uno de los órganos más sensibles a las radiaciones ionizantes. Se ha observado un aumento de la incidencia de cataratas en los sobrevivientes de Hiroshima, Nagasaki y Chernobyl, en pacientes por prácticas médicas y médicos, por exposiciones crónicas. El período de latencia y la severidad de los efectos dependen de la edad, de la dosis, la tasa de dosis y del fraccionamiento, sin tener en cuenta otros parámetros propios del individuo. Aunque la sensibilidad del cristalino a altas dosis de radiaciones ionizantes es bien conocida, aún existe cierta incertidumbre acerca de la relación entre la dosis de radiación y las cataratas a bajas dosis y tasas de dosis. Los objetivos de este trabajo son: Determinar con radiación beta, la mínima dosis absorbida y tasa de dosis, que permita demostrar la existencia de alteraciones precursoras de la opacidad del cristalino, en un sistema de cultivo de células del epitelio germinativo del cristalino de porcino. Determinar las alteraciones morfológicas en el cristalino “in vitro” por irradiación gamma

Metodología: consiste en el aislamiento de los cristalinos y cultivo de células germinativas, la irradiación con radiación beta con tasas de dosis menores a 20 mGy/hora para dosis finales menores a 2 Gy. El estudio de las alteraciones morfológicas por microscopia electrónica de barrido, se realizan sobre los cristalinos irradiados y fijados. Resultados: se establecieron las condiciones para el cultivo de las células germinativas, las condiciones de irradiación y la sobrevida a dosis menores a 2 Gy con tasa de dosis menores a 20 mGy/h. Se analizaron las alteraciones morfológicas de la estructura cristalina..

Conclusión: consideramos que estos estudios contribuirán a conocer aspectos básicos de la génesis de las cataratas inducidas por radiaciones ionizantes a bajas tasas de dosis y aportaran conocimientos que permitan ser aplicados en la radioprotección de trabajadores expuestos a radiaciones ionizantes.

EVALUACIÓN POR MICRONÚCLEOS DE DAÑOS EN ADN CON RAYOS-X

**Díaz Gómez; Laura Johana^{1*}; Hernández Victorino, Mayra Alejandra¹;
Molina Vargas, Adriana Katherine¹; Pabón Riaño, Victor Manuel^{1*};
Crane Urueña, Cecilia²; Bermúdez Fernández, Antonio José²**

¹ Universidad Distrital Francisco José de Caldas. Colombia.

² Instituto Nacional de Salud. Colombia.

* Autor responsable, email: vitia01@hotmail.com

Los micronúcleos (MN) son indicadores biológicos para evaluar los daños en el ADN por causa de la radiación ionizante. Esta técnica, al igual que la de aberraciones cromosómicas (AC), se realiza en cultivos “in vitro” de sangre periférica, como un complemento de la dosimetría física. Colombia no es ajena al uso de estas herramientas de diagnóstico y por tanto, estandarizar y validar la técnica de MN, es importante para contribuir al mejoramiento de la radioprotección del personal ocupacionalmente expuesto (POE) a rayos-X, así como en el caso de medicina nuclear y otras áreas de exposición. Este es el punto de partida para la construcción de una curva de dosis bajas en el rango de (0,0-3,0) cGy. Se hace el análisis estadístico de varios cultivos “in vitro” irradiados con el acelerador ELEKTA-AXESSE del Centro Oncológico Javeriano del Hospital San Ignacio de Bogotá. Se determinó que los parámetros de estandarización y validación (sensibilidad, especificidad, reproducibilidad, repetibilidad, valor predictivo positivo y negativo) fueron apropiados, tanto para la técnica como para los analistas, teniendo en cuenta el ciego y doble ciego con el fin de evitar sesgos en los resultados. La curva dosis-respuesta de rayos-X en el rango de dosis antes mencionado, sigue un comportamiento lineal cuadrático $y = 3,8564 + 4,5838D - 0,3674D^2$, con un R^2 de 0,9537; esta se realizó con el programa GraphPadPrism y se comparó con Excel. El trabajo se pretende continuar con la construcción de la curva hasta 50 cGy, para utilizarla en el diagnóstico médico y determinar las dosis de exposición de POE a rayos-X, pacientes, así como también en el caso de un accidente o incidente nuclear.

EVALUACIÓN ABERRACIONES CROMOSÓMICAS-MICRONÚCLEOS EN TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS A FOTONES X-GAMMA

**Martínez Perez, Adriana Marcela¹; Riaño Ayala, Ginneth Lorena¹;
Rodríguez Castro, Carlos Andrés¹; Pabón Riaño, Víctor Manuel¹;
Crane Urueña, Cecilia²; Castellanos López, María Esperanza³;
Bermúdez Fernández, Antonio José²**

¹ Universidad Distrital Francisco José de Caldas. Colombia.

² Instituto Nacional de Salud. Colombia.

³ Unidad Radioterapia-Centro Oncológico Javeriano. Colombia.

* Autor responsable, email: vitia01@hotmail.com

Las radiaciones ionizantes tienen aplicación en salud (radiodiagnóstico, medicina nuclear), radiografía industrial (gammagrafía, radiografía-X) e investigación básica. Sin embargo, el uso constante de estas radiaciones, puede causar enfermedades agudas o crónicas e incluso la muerte por los efectos adversos que generan en el material genético. En Colombia, muy pocos estudios se han realizado sobre los efectos producidos por exposición a bajas dosis de radiaciones ionizantes en trabajadores de la salud (rayos-X y medicina nuclear). Esta propuesta de investigación tiene como objetivo determinar la frecuencia de aparición de aberraciones cromosómicas (AC) y micronúcleos (MN) en dichos trabajadores, se seguirán los protocolos establecidos por el Instituto Nacional de Salud (INS), así como los recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), para el cultivo in vitro de sangre periférica, con el fin de realizar las lecturas correspondientes en las curvas dosis-respuesta previamente validadas y estandarizadas en trabajos anteriores, para la posterior determinación de las dosis de exposición.

RADIOSENSITIZING EFFECT OF RHOB PROTEIN IN MELANOMA CELLS

***Notcovich, Cintia^{1*}; Sanchez Crespo, Rodrigo²; Grissi, Cecilia³;
Delgado, Diana Catherine³; Molinari, Beatriz¹; Ibañez, Irene³; Duran, Hebe¹***

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Universidad Nacional de San Martín (UNSAM). Argentina.

³ Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET). Argentina.

* Responsible author, email: notcovich@cnea.gov.ar

Melanoma cells are highly resistant to chemo or radiotherapy. DNA damage agents such as ionizing radiation induce apoptosis involving RhoB protein. In a great variety of tumors the levels of this protein decrease along tumor progression. RhoB is considered a tumor suppressor gene due to its antiproliferative and proapoptotic effect. Considering the aforementioned, the aim of this study was to characterize the radiobiological response of different human melanoma cell lines, and to evaluate the possible correlation between RhoB expression, radiosensitivity and apoptosis. The human melanoma cell lines A375, MELJ and SB2 were gamma-irradiated (137Cs). Survival curves were obtained by clonogenic assay and fitted to the Linear-Quadratic (LQ) model. Radiosensitivity was evaluated by surviving fraction at 2 Gy (SF2). Results showed that MELJ was significantly more radioresistant (SF2=0.71) than A375 and SB2 (0.29 and 0.21 respectively). Expression levels of RhoB, evaluated by western blot, increased in all lines vs. non-irradiated control. SB2, the most radiosensitive cells, showed a greater induction ($p<0.05$) of RhoB. Finally, to study whether RhoB has a radiosensitizing effect, these cell lines were stably transfected with a wild type RhoB construction, a constitutively active RhoB mutant V14, or with the empty plasmid as control. For all cell lines higher expression level of this protein was found in RhoB or V14 transfected cells ($p<0.05$). Sensitization was evaluated by SF2. Significant radiosensitization was demonstrated in clones derived from A375 and SB2 ($p<0.05$), while for MELJ cells, radio-sensitization was only found in clones overexpressing V14. In conclusion, the increase of RhoB in melanoma cell lines, either by radiation or transfection has a radiosensitizing effect. Thus, we propose RhoB modulation as a potential therapeutic tool to improve the radiation response of radioresistant melanoma.

ADVANTAGES OF MICRONUCLEI ANALYSIS THROUGH IMAGES AUTOCAPTURING AND SCREEN SCORING

González, Jorge Ernesto¹; Martínez-López, Wilner^{2*}

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable (IIBCE). Uruguay.

* Responsible author, email: wilner_martinez@yahoo.com

The in vitro micronucleus (MN) test is a quantitative assay for genetic toxicity assessment. One of the advantages of the MN assay is that it is amenable for automation. Different type of cells has been used, such as, human lymphocytes and rodent cell lines (i.e. CHO, V79, CHL and L5178Y). The MN quantification is a time consuming process and several efforts has been conducted for its automation. Some of them include an operator checking step, like Path Finder Cell Scan System, or are fully automated such as MN Score from MetaSystems. Usually, fully automated systems detect two or three times less MN than visual scoring. In some cases, the impact of false positive detection is reduced with a visual detection step. In the present work we have tested a combination of image autocapturing of CHOK1 cells previously treated with bleomycin (0, 2.5, 5.0 and 10.0 µg/ml) or UVC (0, 4, 8 and 16 J/m²) with a screen scoring. Autocapturing images plus screen scoring render similar results in terms of MN cells frequency than microscopic live scoring. The resultant bias from the Bland–Altman analysis was -1.1% with confidence intervals between -2.2% and -0.1%, indicating an acceptable agreement between both MN scoring method. However, the mean time devoted to live microscope scoring per sample was 159 minutes compared to 39 minutes for microscope images autocapturing and screen scoring. Therefore, it become advantageous to combine autocapturing of microscope images plus screen scoring when many samples have to be analyzed for radiological biodosimetry purposes.

MUTAGÉNESIS POR RX DE DIFERENTES ENERGÍAS USADAS EN RADIOTERAPIA

Viera P.¹, Dufrechou G.¹, Vega C.¹, Rodríguez L.¹, Paolini G.², Lillo O¹

¹ Radiobiología-Biofísica, Facultad de Medicina. Universidad de la República, Uruguay.

² Instituto Nacional del Cáncer, Uruguay.

* Autor responsable, email: olgalillo@fmed.edu.uy

En el área de la protección radiológica se ha atribuido el mismo riesgo biológico a todas las energías de rayos-X. Sin embargo se han observado importantes diferencias entre la eficacia biológica relativa (EBR) de rX usados en diagnóstico (decenas de keV) y en radioterapia (MeV). En el presente trabajo se evaluó sobrevida y mutagénesis en función de dosis crecientes de rX (50,80 y 110 Gy) con energías usadas en la práctica Radio-Oncológica (6 y 10 MeV). Adicionalmente se evaluó EBR, tomando como radiación de referencia: γ 60Co [1.25 MeV], esperando encontrar diferencias entre energías tan cercanas principalmente nivel mutagénico. Se utilizó como modelo celular el eucariota *Saccharomyces cerevisiae*, cepa SC7K (auxotrófica para lisina en el locus *lys2-3*). Para las dos energías de rX seleccionadas se determinó la frecuencia relativa de sobrevivientes [$S=N^{\circ}$ sobrevivientes/ N° sembradas(No)] y la frecuencia mutagénica (reversión a prototrofia) con las dosis arriba señaladas. La frecuencia mutagénica [M] se obtuvo mediante la expresión $M(x)=Y(x)/S(x)$, donde $Y(x)$ es el rendimiento mutagénico ($Y=N^{\circ}$ mut/No); x es dosis. Las funciones de sobrevida presentaron diferencia significativa, entre 6 y 10 MeV, solamente para 110 Gy. La mutagénesis presentó diferencia significativa a partir de 80 Gy. La EBR fue cercana a 1 hasta 30% de sobrevida y en el rango de frecuencia mutagénica estudiado: 1.5×10^{-6} a 1×10^{-5} para ambas energías de rX. A nivel molecular, los resultados sugieren diferente intensidad de inducción de las mismas vías de reparación del ADN, por 6 y 10 MeV de rX. Se requieren experimentos con dosis mayores a las del presente trabajo para optimizar el ajuste de las pendientes de las curvas dosis-efecto, evaluando diferencias entre EBR de 6 y 10 MeV para mayor letalidad y mutagénesis. No hemos encontrado diferencias significativas entre 6 y 10 MeV que justifiquen un análisis diferencial, en relación a letalidad y mutagénesis, durante la planificación de tratamientos radiantes.

ESTUDIOS EXPERIMENTALES PARA OPTIMIZAR BNCT PARA TRATAR DISTINTAS PATOLOGÍAS

Trivillin, Verónica Andrea*; Garabalino, Marcela Alejandra; Monti Hughes, Andrea; Pozzi, Emiliano César Cayetano; Heber, Elisa Mercedes; Schwint, Amanda Elena

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: verotrivillin@gmail.com

La Captura Neutrónica en Boro (BNCT) es una terapia binaria que combina la administración de compuestos borados que se acumulan preferencialmente en el tumor y la irradiación externa con neutrones. La reacción de captura entre el ^{10}B y neutrones de baja energía genera partículas de alta transferencia lineal de energía, rango corto (5 a 10 micrómetros) y alta eficacia biológica relativa (RBE). Así, BNCT dañaría los tejidos tumorales sin producir daño significativo al tejido normal. Dado que los resultados de los ensayos clínicos son alentadores, pero pueden ser mejorados, surgió la necesidad de realizar estudios sistemáticos a nivel experimental que contribuyeran a comprender los distintos aspectos de la radiobiología de BNCT para optimizar su eficacia terapéutica, reducir su radiotoxicidad y explorar su posible aplicación a otras patologías. Dentro del marco del proyecto multidisciplinario BNCT que impulsa la CNEA, nuestro grupo trabaja desde el año 2000 en distintos modelos experimentales con el objetivo de contribuir al conocimiento de BNCT para el tratamiento de distintas patologías. Destacamos las valiosas colaboraciones con grupos dentro y fuera de CNEA, nacionales e internacionales, que hicieron posible nuestro trabajo. Nuestros estudios en los modelos experimentales de cáncer y precáncer bucal en la bolsa de la mejilla del hámster, en modelos en rata de metástasis hepáticas y, más recientemente, de metástasis difusas en pulmón, y en un modelo de artritis reumatoidea en conejos, permitieron establecer la eficacia terapéutica de BNCT para estas patologías y diseñar nuevas estrategias de tratamiento que potencien el control de la patología, reduciendo la toxicidad. Si bien hemos demostrado el potencial terapéutico de diversos compuestos borados de nueva generación, nuestros estudios priorizan la optimización del uso de compuestos borados aprobados para su uso en humanos, buscando acortar la brecha entre la investigación y la aplicación clínica.

INTERACCIÓN RADIACIÓN IONIZANTE-HISTAMINA: UN RETO A LA INVASIÓN TUMORAL

***Mohamad, Nora**; *Galarza, Tamara*; *Táquez Marquez, Mónica*;
Cricco, Graciela; *Martín, Gabriela***

Facultad de Farmacia y Bioquímica. Universidad de Buenos Aires (UBA). Argentina

* Autor responsable, email: mohamadnora@gmail.com

La radioterapia, un arma terapéutica para muchas enfermedades oncológicas, siendo efectiva puede tener asociados importantes efectos adversos. Las estrategias para mejorar la eficacia terapéutica se concentran en la entrega de la mayor Dosis al tejido tumoral manteniendo la menor Dosis en los tejidos sanos. Sin embargo, dos efectos adversos poco contemplados pueden manifestarse: la adquisición de radio-resistencia (con el aumento de recurrencias) y el incremento de la capacidad proliferativa e invasiva en las células tumorales que sobreviven a la irradiación (con la probabilidad de generar metástasis). La transición epitelial-mesenquimática (TEM) es un proceso que permite a las células epiteliales adquirir características mesenquimáticas. En las neoplasias epiteliales la inapropiada activación de la TEM contribuye a la invasión y metástasis, con cambios en la adhesión, activación de la motilidad y la capacidad para degradar la matriz extracelular, así como resistencia a la apoptosis. Previamente demostramos un efecto radiosensibilizante del tratamiento con histamina en líneas celulares tumorales mamarias estrógeno-dependientes e independientes, pero no en líneas de adenocarcinoma pancreático. Cuando todas las líneas se irradiaron (2 gray de radiación gamma) se observó un aumento de la actividad gelatinolítica, la migración y la expresión de marcadores mesenquimáticos (vimentina, N-cadherina, α -SMA). Asimismo se observó un aumento de la expresión nuclear de β -catenina y Slug. Estos resultados señalan una activación de la TEM por la radiación ionizante. El tratamiento de las células con histamina antes y durante la irradiación bloqueó estos efectos sugiriendo que, independientemente de su capacidad para modificar la radiosensibilidad intrínseca, la histamina puede impedir la inducción de procesos relacionados con la expresión del fenotipo invasivo por la radiación ionizante en líneas celulares tumorales de mama y páncreas. Así, la histamina podría mejorar la eficacia de la radioterapia a través de un abordaje múltiple del tratamiento que considere la radiorresistencia intrínseca y la la invasividad.

DAÑO AL ADN CAUSADO POR BNCT EN DOS LÍNEAS TUMORALES

**Rodriguez, Carla^{1*}; Carpano, Marina¹; Thorp, Silvia¹;
Curotto, Paula¹; Casal, Mariana^{1,2}; Pawlak, Eva¹; Juvenal, Guillermo^{1,3};
Pisarev, Mario^{1,3}; Dargosa, Alejandra^{1,3}**

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Instituto de Oncología Ángel H. Roffo. Argentina.

³ Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET) Argentina.

* Autor responsable, email: carla.rodriguez82@gmail.com

Introducción: La terapia por captura neutrónica en boro (BNCT) para el tratamiento del cáncer se basa en la reacción nuclear $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ en el tumor, y daña principalmente al ADN. Cuando afecta a ambas hebras, se activan sistemas de reparación especializados: la reparación por Recombinación Homóloga (HRR, Rad51) y la reparación por Unión de Extremos no Homólogos (NHEJ, Ku70). Previamente demostramos que BNCT puede ser una alternativa para los tratamientos del cáncer de tiroides y del melanoma cutáneo en estadios avanzados y con escasa respuesta a terapias convencionales. El objetivo de estos estudios fue caracterizar los mecanismos de daño y reparación inducidos por BNCT en cáncer de tiroides y melanoma in vitro.

Materiales y Métodos: células de las líneas humanas de carcinoma tiroideo (WRO) y melanoma (MEL J) fueron distribuidas en los grupos 1) BNCT; 2) Neutrones; 3) Gamma e irradiadas en el reactor RA-3 (flujo= 1.10^{10} n/cm² seg) o con un irradiador Gammacell con una dosis de 3 Gy ($\pm 10\%$). El daño fue cuantificado por inmunofluorescencia de la histona γH2AX y la expresión de ARNm de las enzimas Rad51 y Ku70 fue analizada por PCR.

Resultados: Las células del grupo BNCT presentaron los focos más grandes a partir de los 30 minutos postirradiación (N vs BNCT, *** $p < 0.001$) en ambos modelos. Los ARNm de Rad51 aumentaron luego del tratamiento con BNCT, en comparación con el grupo gamma o neutrones en ambos modelos luego de 2 horas de la irradiación. Los ARNm de Ku70 no mostraron cambios en tiroides mientras que hubo un leve descenso en el grupo gamma y un leve aumento en los grupos neutrones y BNCT 2 horas luego de la irradiación en el modelo de melanoma. Concluimos que la respuesta inducida por BNCT es diferente y específica para cada línea tumoral, pudiendo esto deberse a la radiosensibilidad propia de cada tejido.

APLICACIÓN DE LA TERAPIA BNCT EN UN MODELO DE MELANOMA

**Carpano, Marina^{1*}; Nievas, Susana¹; Olivera, María Silvina¹;
Santa Cruz, Gustavo¹; Rodriguez, Carla¹; Longuino, Juan¹;
Juvenal, Guillermo^{1,2}; Pisarev, Mario^{1,2}; Dagrosa, Alejandra²**

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.
Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET) Argentina.

* Autor responsable, email: marina.carpano@gmail.com

La terapia por Captura Neutrónica de Boro (BNCT) es una modalidad de tratamiento que permite destruir selectivamente células tumorales sin dañar al tejido normal circundante. En nuestro laboratorio hemos realizado estudios con la finalidad de optimizar BNCT para la aplicación individual de la misma al melanoma. Previamente hemos demostrado in vitro diferentes patrones de captación de borofenilalanina (BPA). En estudios in vivo encontramos una correlación positiva entre la captación de BPA, viabilidad celular y la temperatura tumoral. El objetivo de este trabajo fue evaluar si la correlación observada entre contenido intratumoral de boro y temperatura se traduce en una mejor respuesta a la irradiación con neutrones. Se utilizaron ratones NIH nude, implantados de forma subcutánea (sc) con células de la línea MELJ. Los animales fueron divididos en 3 grupos: Control; Neutrones (irradiados) y BNCT (irradiados más BPA). Cada animal fue individualizado y transportado al CAB para ser irradiado en el haz de neutrones térmicos del reactor RA6 (Flujo: 4.96×10^8 n/cm²seg). Se evaluó el crecimiento tumoral post irradiación. La temperatura tumoral de cada ratón fue medida por termografía infrarroja pre tratamiento, como un indicador no invasivo de cantidad de boro captado. Post tratamiento el grupo BNCT alcanzó un volumen relativo de 3.6 ($p < 0.001^{***}$) mientras que para el grupo NCT fue de 28.7 y para el grupo control de 30.8. Dentro del grupo BNCT los animales con temperatura tumoral más elevada ($29,23 \pm 1.17$ °C) presentaron un volumen tumoral menor ($263,58 \pm 0.05$ mm³). La respuesta al tratamiento a los 17 días post irradiación fue de 69.56 %, a los 20 días fue de 47.82 % y a los 27 días fue de 8.7%. La medición de la temperatura por termografía en cada ratón podría ser usada como un marcador predictivo del éxito terapéutico para la optimización individual de la terapia.

GENE EXPRESSION PROFILE ASSOCIATED WITH RADIORESISTANCE AND MALIGNANCY IN MELANOMA

Ibañez, Irene L.^{1,2}; García, Francisco M.³; Bracalente, Candelaria²; Zuccato, Camila F.⁴; Notcovich, Cintia¹; Molinari, Beatriz¹; Durán, Hebe^{1,2,3*}

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET) Argentina.

³ Universidad Nacional de San Martín (UNSAM). Argentina.

⁴ Universidad Argentina de la Empresa (UADE)

* Responsible author, email: hduran@cnea.gov.a

The incidence of melanoma has substantially increased over the last decades. Melanomas respond poorly to treatments and no effective therapy exists to inhibit its metastatic spread. The aim of this study was to evaluate the association between radioresistance of melanoma cells and malignancy. A melanoma model developed in our laboratory from A375 human amelanotic melanoma cells was used. It consists in two catalase-over expressing celllines with the same genetic background, but with different phenotypes: A375-A7, melanotic and non-invasive and A375-G10, amelanotic and metastatic; and A375-PCDNA3 (transfected with empty plasmid) as control. Radiosensitivity was determined by clonogenic assay after irradiating these cells with a Cs137 gamma source. Survival curves were fitted to the linear-quadratic model and surviving fraction at 2 Gy (SF2) was calculated. Results showed that A375-G10 cells were significantly more radioresistant than both A375-A7 and control cells, demonstrated by SF2 and α parameter of survival curves: SF2=0.32±0.03, 0.43±0.16 and 0.89±0.05 and α =0.45±0.05, 0.20±0.05 and 0 for A375-PCDNA3, A375-A7 and A375-G10 respectively. Bioinformatic analysis of whole genome expression microarrays data (Affymetrix) from these cells was performed. A priori defined gene sets associated with cell cycle, apoptosis and MAPK signaling pathway were collected from KEGG (Kyoto Encyclopedia of Genes and Genomes) to evaluate significant differences in gene set expression between cells by GSEA (Gene Set Enrichment Analysis). A375-G10 showed significant decrease in the expression of genes related to DNA damage response (ATM, TP53BP1 and MRE11A) compared to A375-A7 and controls. Moreover, A375-G10 exhibited down-regulated gene sets that are involved in DNA repair, checkpoint and negative regulation of cell cycle and apoptosis. In conclusion, A375-G10 gene expression profile could be involved in radioresistance mechanisms of these cells. Thus, this expression profile suggests that A375-G10 could escape from DNA damage-induced apoptosis with the consequent progression in the cell cycle resulting in genomic instability and increase of malignancy.

ST 2.1

RADIACIÓN NATURAL, NORM mTENORM

MEDICIONES DE LA CONCENTRACIÓN DE Rn 222 EN SÓTANOS DEL NUEVO PABELLÓN DE INGENIERÍA DE LA PUCP

***Rojas Hanco, Johnny Jonnatan*; Pereyra, Patricia; López, María Elena;
Vilcapoma, Luis; Pérez, Bertín***

Pontificia Universidad Católica del Perú. Perú.

* Autor responsable, email: jrojash@pucp.pe

La Pontificia Universidad Católica del Perú, en el contexto de los preparativos para celebrar su primer centenario ha previsto la construcción de un aula de 11 niveles (8 pisos y 3 sótanos) al interior de su campus universitario. Aprovechando esta nueva construcción, se busca obtener data histórica de la evolución de la concentración de Rn 222 en una edificación reciente teniendo en cuenta factores ambientales y otros que lo afecten, las mediciones se hacen en los 3 niveles de sótanos del edificio. Se muestran los primeros resultados de la historia de la concentración de Rn 222 en los sótanos de éste edificio, usados como estacionamiento vehicular. El monitoreo se ha realizado desde la primera semana en que se abrió al público. La técnica de huellas nucleares es aplicada sobre detectores de nitrato de celulosa (LR 115). Se evalúan las variaciones en la concentración de Rn 222 considerando aspectos como uso de extractores de aire, aumento en el número de vehículos, tiempo de construcción y parámetros estacionales.

MONITOREO AMBIENTAL DE Rn222 EN PERÚ: LOGROS Y PERSPECTIVAS FUTURAS

Pereyra, Patricia^{*1}; González, Susana²; López, María Elena¹; Vilcapoma, Luis¹; Pérez, Bertín¹; Rojas Hanco, Johnny Jonnatan¹

¹ Pontificia Universidad Católica del Perú. Perú

² Instituto Peruano de Energía Nuclear. Perú

* Autor responsable, email: pereyr@pucp.edu.pe

El radón 222 es la principal fuente de radiación natural presente en el medio ambiente. Se presenta el historial del monitoreo de Radón en recintos cerrados (viviendas y otros) realizados en el Perú y un resumen de los resultados de las mediciones efectuadas hasta el 2014 por las diversas instituciones de investigación y grupos de investigación, aplicando diferentes metodologías y técnicas. Además se expone el estado actual de la Regulación Nacional debida a la exposición a Rn 222 en el Perú. Se presenta el plan de acción nacional para tener una base de datos priorizando los lugares de mayor riesgo radiológico. Asimismo, la evaluación de las técnicas directas e indirectas utilizadas para aprovechar las capacidades nacionales y contar con datos validados. Se expone también la estrategia de difusión a nivel nacional y las acciones futuras a tomar.

LEVANTAMIENTO NACIONAL DE ESCENARIOS POTENCIALES DE EXPOSICIÓN OCUPACIONAL Y DEL PÚBLICO A MATERIALES RADIATIVOS DE ORIGEN NATURAL

***Fernández Gómez, Isis*; Capote Ferrera, Eduardo;
Carranza González, Jorge; Rodríguez Castro, Gloria;
Zerquera, Juan Tomás; Prendes Alonso, Miguel***

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

* Autor responsable, email: isis@cphr.edu.cu

En Cuba, la Resolución Conjunta: Reglamento Normas Básicas de Seguridad Radiológica, del 4 de enero de 2002, establece que toda exposición ocupacional a fuentes naturales de radiación debe ser controlada y sometida a los requisitos de seguridad radiológica, con vistas a proteger a los trabajadores ocupacionalmente expuestos. Situaciones de exposición ocupacional a fuentes naturales pudieran existir en la minería y manipulación de materiales con alto contenido de radiactividad natural, la presencia de materiales con radiactividad natural incrementada durante su procesamiento, como por ejemplo las incrustaciones en las tuberías de la industria del petróleo, la presencia de un fondo radiactivo ambiental elevado en el puesto de trabajo debido a los materiales de construcción, entre otras. Por esta razón se llevaron a cabo en el país diferentes actividades encaminadas a identificar y evaluar los posibles escenarios de exposición a fuentes naturales de radiación. En este trabajo se presentan los resultados del levantamiento nacional realizado de las principales actividades que en nuestro país pueden producir una exposición de los trabajadores por la presencia de materiales radiactivos de origen natural, así como la caracterización de un escenario tipo en cada una de las actividades identificadas, lo que permitió estimar el orden de magnitud de dichas exposiciones.

RADIONUCLÍDEOS EM ÁGUAS EM UMA REGIÃO DE ALTA RADIOATIVIDADE NATURAL

de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Barreto Espindola, Cleber²; Kelecom, Alphonse³; Xavier da Silva, Ademir⁴

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

⁴ Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

O município de Santa Quitéria possui uma região rica em fosfato com urânio e tório associados, sendo caracterizada como região com Naturally Occurring Radioactive Material (NORM). Foram analisados os radionuclídeos naturais mais importantes para a dose efetiva comprometida da população (U-nat, Ra-226 e Pb-210 na série do urânio, e Th-232 e Ra-228 da série do tório). Foram analisadas as águas superficiais em seis pontos do entorno da jazida de fosfato e os resultados avaliados por análise estatística multivariada para ordenação ambiental dos dados, utilizando a Análise de Componentes Principais (PCA) para identificar a relação entre as características dos dados. Foi utilizada a análise de cluster (agrupamento) como forma de corroborar ou refutar a ordenação feita pela PCA. A PCA identificou três agrupamentos: um grupo reúne os dois pais da série (U-nat e Th-232), outro grupo é formado pelo Ra-226 e Pb-210 e, por fim, o Ra-228 forma um grupo de um radionuclídeo só. Os grupos formados destoaram do comportamento ambiental conhecido desses radionuclídeos. A literatura descreve comportamentos distintos para urânio e tório, embora eles estejam agrupados nesta avaliação. Por outro lado, os isótopos de rádio (Ra-226 e Ra-228) deveriam ter o mesmo comportamento ambiental, mas estão em grupos diferentes. Já os Ra-226 e Pb-210 que deveriam ter comportamento diferentes, se encontram no mesmo grupo. Todas estas observações foram corroboradas pela análise de cluster. Tais agrupamentos anômalos precisam ser mais investigados nesta região para tentar explicar as razões dos radionuclídeos naturais estudados nos seis pontos da região NORM do Município de Santa Quitéria apresentarem comportamentos ambientais distintos daqueles normalmente encontrados na literatura.

URÂNIO EM ÁGUA NUMA REGIÃO DE ALTA RADIOATIVIDADE NO BRASIL

de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Barreto Espindola, Cleber²; Kelecom, Alphonse³; Xavier da Silva, Ademir⁴

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

⁴ Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A região de Santa Quitéria é uma região rica em fosfato associado com urânio, configurando uma região de Naturally Occurring Radioactive Material (NORM). Foi realizado um levantamento da concentração de atividade (CA) do urânio natural (i.e. urânio nas proporções isotópicas naturais) em água de superfície da região, para avaliar a distribuição do urânio das frações solúvel (que passa por filtro de 0,45 µm) e particulada (retida por filtro de 0,45 µm). Foram escolhidos seis pontos de coleta (01SQ a 06SQ) onde foram coletadas mensalmente amostras de água, de outubro de 2009 a dezembro de 2011, num total de 25 amostras por ponto. As amostras foram filtradas (veja acima) e o U-nat analisado pelo método do Arsenazo, nas frações solúvel e particulada. Os dados foram submetidos à Análise de Variância (ANOVA) para identificar diferenças entre os seis pontos de coleta e entre as frações. Por fim foi realizado um teste “t” de Student entre as frações de um mesmo ponto. A ANOVA, entre todos os pontos e frações indicou que pelo menos um conjunto ponto/fração possuía CA diferentes dos demais. Nesse caso, uma nova ANOVA foi realizada entre as CA do urânio de todos os pontos para a fração solúvel e outra para a fração particulada. Na fração solúvel, houve diferença entre as CA do U-nat nos pontos, situação oposta à ocorrida na fração particulada, que mostrou ser uma fração homogênea entre os pontos. O teste “t” de Student entre as CA do U-nat nas frações de um mesmo ponto mostrou que os pontos tiveram as CA na fração solúvel consideradas estatisticamente superiores às da fração particulada com exceção do ponto 04SQ. Concluindo, existe uma tendência das CA do U-nat na fração solúvel ser maior do que na fração particulada, com exceção do ponto 04SQ onde foram estatisticamente idênticas.

URÂNIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: I URÂNIO NA BAHIA, BRASIL

***de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Kelecom, Alphonse²;
Barreto Espindola, Cleber³; Xavier da Silva, Ademir⁴***

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Federal Fluminense. Brasil.

³ Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

⁴ Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A mina Cachoeira é uma mina de urânio em atividade, localizada em Caetité, no sudoeste baiano, numa região de Naturally Occurring Radioactive Material – NORM. Durante o período de 2000 a 2009 foram analisadas as concentrações de atividade (CA) do Urânio natural (U-nat, i.e. urânio nas proporções isotópicas naturais) em 12 materiais biológicos, totalizando 171 amostras. Foram analisados: caroço de algodão, farinha de mandioca, feijão, leite, mandioca e milho. Analisou-se ainda palma (cacto), pasto, peixe, ração animal (milho), silagem e vegetação (folhas de diversas árvores). As CA do U-nat foram determinadas pelo método do arsenazo que consiste na extração com solvente da fase aquosa e posterior espectrofotometria. Os dados foram analisados por estatística descritiva e análise de variância monofatorial (ANOVA), sendo a seguir agrupados pelo método de Tukey. O número de amostras analisadas variou de uma a 32 amostras. Embora as CA do urânio variassem em uma ordem de grandeza, de 0,012 a 0,121 Bq•kg⁻¹, a ANOVA não mostrou diferença entre as concentrações de atividades dos materiais biológicos analisados e a mesma conclusão resultou do teste de Tukey. Logo, de um ponto de vista radioecológico o quadro é bastante simples, podendo-se afirmar que todos os materiais biológicos analisados possuem concentrações de atividades estatisticamente idênticas. Porém, para o cálculo de dose, associados a modelos de estimativa de dose conservadores, devem ser utilizados os valores individuais de concentração de atividade.

URÂNIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: II URÂNIO NO CEARÁ, BRASIL

**de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Xavier da Silva, Ademir²;
Kelecom, Alphonse³; Barreto Espindola, Cleber⁴**

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

⁴ Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A jazida de Santa Quitéria é uma jazida de fosfato com urânio associado, caracterizando uma mineração NORM (Naturally Occurring Radioactive Material). Entre 2006 e 2008 foram analisados cinco materiais biológicos (MB): feijão (8 amostras), leite (11), milho (8), palma (3) e peixe (5). Foram analisadas ao todo 35 amostras. As concentrações de atividade (CA) do urânio natural (i.e. urânio nas proporções isotópicas naturais) foram determinadas pelo método do arsenazo, que consiste na extração com solvente da fase aquosa e posterior espectrofotometria. Os valores obtidos foram submetidos à análise estatística descritiva e após a uma Análise de Variância (ANOVA). Por fim, os materiais biológicos foram agrupados pelo método de Tukey. Os valores de CA variaram de 0,0234 a 0,1676 Bq•kg⁻¹. A ANOVA demonstrou diferenças entre as CA nos materiais analisados. O método de Tukey confirmou esse resultado, agrupando os materiais em três grupos: um com maior atividade, composto de peixe e palma e outro com menor concentração de atividade, representado por palma, milho, feijão e leite, além de um terceiro grupo composto apenas pela palma que está presente nos grupos de maior e menor concentração de atividade. Pode-se concluir que o comportamento radioecológico dos materiais biológicos analisados é simples havendo um grupo com maiores CA, onde estão peixe e palma, e outro de menor CA composto por palma, milho, feijão e leite. A palma ficou em uma posição intermediária servindo para separar os grupos, sendo neste caso considerado, do ponto de vista radioecológico, um grupo com CA intermediária. Com essa visão radioecológica temos três grupos de MB um de alta CA, outra de CA média e outro com CA baixa entre os MB estudados na região de Santa Quitéria.

URÂNIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: III URÂNIO EM MINAS GERAIS, BRASIL

**de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Xavier da Silva, Ademir²;
Kelecom, Alphonse³; Barreto Espindola, Cleber⁴**

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

⁴ Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A Mina Osamu Utsumi é uma mina de urânio desativada, em fase de descomissionamento, situada no município de Caldas, sendo uma mineração NORM (Naturally Occurring Radioactive Material). No período de 2000 a 2009, foram analisadas 63 amostras de 14 materiais biológicos (MB) para avaliação da presença de urânio natural (i.e. urânio nas proporções isotópicas naturais). As concentrações de atividade (CA) do urânio foram determinadas pelo método do arsenazo. Os dados obtidos foram submetidos a análise estatística descritiva e, a seguir, à Análise de Variância (ANOVA). Por fim, os MB foram agrupados pelo método de Tukey. Os valores de CA variaram de 0,0254 a 0,240 Bq•kg⁻¹, apresentando uma ordem de grandeza de amplitude. A ANOVA demonstrou diferenças entre as CA dos MB analisados. O método de Tukey indicou o mesmo resultado, agrupando os materiais em três grupos. Um de maior CA composto de peixe, chicória, escarola, silagem, batata, beterraba, pêssego, repolho, alface, couve e capim; outro grupo de MB com menor CA, representado por chicória, escarola, silagem, batata, beterraba, pêssego, repolho, alface, couve, capim, leite, cenoura, feijão; e um terceiro grupo composto por chicória, escarola, silagem, batata, beterraba, pêssego, repolho, alface, couve e capim que estão presente também nos grupos de maior e menor CA, ao mesmo tempo, podendo ser considerado, do ponto de vista radioecológico como um grupo de atividades intermediárias. Neste caso o peixe ficou com a maior CA; leite, cenoura e feijão com as menores CA, e finalmente chicória, escarola, silagem, batata, beterraba, pêssego, repolho, alface, couve e capim com as CA intermediárias. Esses dados apontam a necessidade de uso de outras ferramentas estatísticas para avaliação, como por exemplo, as análises multivariadas, como a análise de componentes principais (PCA). Concluindo, do ponto de vista radioecológico a existência de três grupos aponta para um comportamento radioecológico complexo.

TÓRIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: I TÓRIO NA BAHIA, BRASIL

***de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Kelecom, Alphonse²;
Barreto Espindola, Cleber³; Xavier da Silva, Ademir⁴***

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Federal Fluminense. Brasil.

³ Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

⁴ Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A mina de urânio Cachoeira, localizada em Caetité, caracteriza uma região de Naturally Occurring Radioactive Material – NORM. Foi analisado o ²³²Th em 11 materiais biológicos (MB), totalizando 181 amostras. O ²³²Th foi analisado pelo método do arsenazo. Realizou-se uma estatística descritiva e uma análise de variância (ANOVA). Após, os MB foram agrupados pelo método de Tukey. O número de amostras de cada material biológico variou de duas a 34 amostras. As concentrações de atividade (CA) do ²³²Th variaram de 0,0213 a 0,2151 Bq•kg-1. A ANOVA mostrou diferença entre as CA dos MB analisados. O mesmo comportamento foi mostrado pelo teste de Tukey. O primeiro grupo, considerado com as maiores CA foi composto pela vegetação, pasto, ração, farinha, silagem e palma. No segundo grupo, pasto, ração animal, farinha, silagem palma e peixe foram considerados com CA médias. O terceiro grupo com as menores CA foi composto: peixe, feijão, milho, mandioca e leite. O teste formou um quarto grupo com representante do grupo de concentrações de atividade mais alta e de concentração de atividade média (pasto). Formou um quinto grupo com um representante do grupo de CA média e baixa (peixe) e por fim criou o sexto grupo com representantes dos três grupos de CA (ração animal, farinha, silagem e palma). Isso torna o comportamento dos radionuclídeos nos MB avaliados complexos e de difícil interpretação. Esse comportamento radioecológico complexo necessita ser melhor estudado, apontando a necessidade de novas ferramentas de análise, provavelmente análises multivariadas, como a análise de componente principal (PCA) para auxiliar no entendimento da complexidade demonstrada pelos materiais analisados. Cabe resaltar que a avaliação das doses devida à ingestão desses materiais biológicos deve ser feita com as CA médias desses materiais, não importando o quadro radioecológico complexo que eles representam.

TÓRIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: II TÓRIO NO CEARÁ, BRASIL

***de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Xavier da Silva, Ademir², Kelecom,
Alphonse³; Barreto Espindola, Cleber⁴***

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

⁴ Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A jazida de Santa Quitéria é uma jazida de fosfato com urânio associado, caracterizando uma mineração Naturally Occurring Radioactive material – NORM. Entre 2006 e 2008 foram analisados cinco materiais biológicos (MB): feijão (8 amostras), leite (11), milho (8), palma (3) e peixe (5). Foram analisadas ao todo 35 amostras. As concentrações de atividade (CA) do ²³²Th foram analisadas pelo método do arsenazo. Foi realizada uma análise estatística descritiva e após uma Análise de Variância (ANOVA) e por fim os materiais biológicos foram agrupados pelo método de Tukey. Os resultados apontam que as CA de todos os materiais analisados se mostram idênticas estatisticamente. A Análise de Variância não apontou diferenças entre os MB, analisados, assim com o teste de Tukey. Nesse caso podemos concluir que o comportamento radioecológico do ²³²Th no MB analisado é bastante simples com todos os materiais apresentando mesma CA. Cabe ressaltar que para o cálculo de dose efetiva comprometida os valores médios anuais dos MB devem ser usados, independente das avaliações radioecológicas, que são utilizadas para o entendimento do comportamento da bioacumulação do radionuclídeo.

TÓRIO EM MATERIAL BIOLÓGICO: III TÓRIO EM MINAS GERAIS, BRASIL

***de Souza Pereira, Wagner^{1*}; Barreto Espindola, Cleber²;
Xavier da Silva, Ademir³; Kelecom, Alphonse⁴***

¹ Indústrias Nucleares do Brasil. Brasil.

² Universidade Veiga de Almeida. Brasil.

³ Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

⁴ Universidade Federal Fluminense. Brasil.

* Autor responsable, email: pereiraws@gmail.com

A Mina Osamu Utsumi, em fase de descomissionamento, no município de Caldas é uma mina de urânio desativada, caracterizando uma mineração Naturally Occurring Radioactive Material (NORM). Entre 2000 e 2009 foram analisados 14 materiais biológicos (MB). Foram analisadas ao todo 63 amostras. A concentração de atividade (CA) do urânio foi analisada pelo método do arsenazo. Foi realizada uma análise estatística descritiva e após uma Análise de Variância (ANOVA) e por fim os MB foram agrupados pelo método de Tukey. A ANOVA demonstrou que pelo menos uma CA de um MB era diferente das demais. O teste de Tukey agrupou os MB em três grupos (alta, média e baixa atividade) e cinco subgrupos distintos que são formados quando o teste estatístico não tem poder suficiente para classificar o MB em um grupo pela combinação de sua CA e número de amostras, ficando o MB entre os dois grupos, sendo classificados nos dois grupos. Com maior CA aparece a vegetação e ligando o grupo de alta com a de média CA o pasto. Participam dos três grupos a ração, farinha, silagem e palma (cacto). O peixe une os grupos de média e baixa CA. Já representando o grupo de baixa atividade, encontram-se feijão, milho, mandioca e leite. Estes resultados mostram um quadro radioecológico complexo, indicando que a bioacumulação do Th-232, nos MB analisados, é complexa. Os valores de CA, associados ao número de amostras analisadas, não permitiram diferenciar os grupos de alta, média e baixa CA. A metodologia de análise criou grupos e subgrupos, tornando difícil a análise dos resultados. Cabe ressaltar que para o cálculo de dose efetiva comprometida os valores médios anuais dos MB devem ser usados, independente das avaliações radioecológicas, que são utilizadas para o entendimento do comportamento da bioacumulação do radionuclídeo.

EXTERNAL DOSE RATES IN COASTAL URBAN ENVIRONMENTS IN BRASIL

***Magalhaes de Souza, Elder^{1*}; Rochedo, Elaine R.R.²;
Conti, Claudio C.C.³; Candeiro, Ricardo E.M.⁴***

¹ Instituto de radioproteção e Dosimetria. Brasil.

² Comissão Nacional de Energia Nuclear. Brasil.

³ Instituto de Radioproteção e Dosimetria: Brasil.

⁴ Comissão Nacional de Energia Nuclear – DIFOR. Brasil.

* Responsible author, email: eldermagalhaes@gmail.com

Along term activity aiming on assessing the exposure of the Brazilian population to natural background radiation is being developed at IRD/CNEN. Several research groups within IRD work in this activity, although mostly as a parallel work associated to main research lines followed by researches of the institution. One main activity is related to the raise of external gamma dose rates throughout the country. The objective of this work is to present results from recent surveys performed as part of the emergency preparedness for radiological emergencies during major public events in Brazil, such as the World Youth Day, held in Rio de Janeiro in 2013, and the Confederations Cup and the FIFA World Cup soccer games, in 2013 and 2014, respectively. In this work, only the recent (2014) coastal urban environments measurements were included. Average kerma rates for Fortaleza is 80 ± 23 nGy/h, for Vitoria is 96 ± 33 nGy/h and for Angra dos Reis is 147 ± 16 nGy/h. These results are then compared to previous results on other coastal urban towns (Rio de Janeiro, Niterói and Salvador), and with the high background coastal area of Guarapari town.

FLUCTUACIONES EN LA EMISIÓN DE RN222 DEL SUBSUELO DETECTADAS EN UNA ESTACIÓN METEOROLÓGICA EN LIMA PERÚ

***Vilcapoma, Luis*; Pereyra, Patricia; López, María Elena; Pérez, Bertín;
Rojas Hanco, Johnny Jonnatan***

Pontificia Universidad Católica del Perú. Perú.

Autor responsable, email: lvilcapoma@pucp.edu.pe

El radón 222 que tiene un carácter gaseoso se diluye con mucha facilidad con el aire cuando éste sale a la superficie, y el grado de concentración va a depender del volumen de aire que existe en el lugar de medición. Si queremos obtener valores de la concentración de radón proveniente del subsuelo, se debe realizar mediciones manteniendo constante un volumen de aire en la zona, este procedimiento se aplica en este trabajo de investigación. Presentamos resultados de mediciones correspondientes al primer semestre del 2014 usando detectores de nitrocelulosa LR 115, los resultados se comparan con los obtenidos en trabajos anteriores realizados en la misma zona. Los lugares de medición se encuentran dentro de la estación meteorológica “Hipolito Unanue” ubicado en el campus de la Pontificia Universidad Católica de la ciudad de Lima-Perú. Los valores obtenidos se pueden relacionar con el tipo de suelo, material o materiales que existen en el lugar de muestreo e incluso se busca relacionarlos con el número de sismos locales que pueden dar origen a fluctuaciones en la emisión del radón.

RADIOLOGICAL IMPACTS ANALYSIS WITH USE OF NEW ENDPOINT AS COMPLEMENTARY SAFETY INDICATORS

Peralta Vital, José Luis^{1*}; Gil Castillo, Reinaldo H.¹; Olivera, Jorge²; Fleites Estevez, Gema¹

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Instituto de Geofísica y Astronomía. Cuba.

* Responsible author, email: peralta@cphr.edu.cu

The paper shows the new safety indicators on risk assessment (safety assessment) to radioactive waste environmental management implementation (concentrations and fluxes of naturally occurring radioactive materials (NORM)). The obtained endpoint allows the best analysis of the radiological impact associated to radioactive waste disposal system. The common safety indicators for safety assessment purpose, dose and risk, are very time dependent, increasing the uncertainties in the results for long term assessment. The complementary and new proposed endpoints are more stable and they are not affected by changes in the critical group, pathways, etc. The NORM values on facility site were obtained as result of national surveys, the natural concentrations of U, Ra, Th, K has been associated with the variation of the lithologies in 3 geographical areas of the Country (Occidental, Central and Oriental). The results obtained are related with the safety assessment topics and allowed to apply the new complementary safety indicators, by comparisons between the natural concentrations and fluxes on site and its calculated values for the conceptual repository design. In order to normalize the concentration results, the analysis was realized adopting the criteria of the Repository Equivalent Rock Volume (RERV). The preliminary comparison showed that the calculated concentrations and fluxes in the Cuban conceptual radioactive waste repository are not higher than the natural values in the host rock. According to the application of new safety indicators, the reference disposal facility does not increase the natural activity concentration and fluxes in the environment. In order to implement these new safety indicator it has been used the current ²²⁶Ra inventory of the Repository and its natural concentration on the site.

MEDIDA DE LA CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD ALFA/BETA GRUESO EN BOGOTÁ

Zutta, Julián*; Puerta, Jorge

UNAL. Colombia.

* Autor responsable, email: julianzutta@gmail.com

La determinación de la concentración radiactiva en agua potable es obligatoria en los países de la Comunidad Europea. La Organización Mundial de la Salud, en su guía para la calidad del agua potable establece la medida de la concentración de actividad alfa y beta total como primera fase de control, tal que sí, las mediciones obtenidas son inferiores a 0.1 Bq/L para alfa y 1 Bq/L para beta, no es necesario realizar estudios más específicos. No hay información de medidas de radioactividad en el agua potable de la ciudad de Bogotá (Colombia). Por esta razón, se midió la concentración de actividad alfa beta total en 40 muestras de la ciudad, utilizando un contador proporcional de flujo de gas de bajo fondo (Canberra LB5500). La recolección de muestras, la preparación de las mismas y la medición, siguen protocolos que garantizan la fiabilidad de la metodología y de los resultados, en la evaluación de la calidad de agua potable en cuanto a aspectos radiológicos. Las mediciones obtenidas mostraron que las concentraciones de actividad alfa y beta total en agua potable se encuentran dentro del rango establecido por la Organización Mundial de la Salud, indicando, que las dosis efectivas individuales se encuentran por debajo de los niveles de referencia establecidos por dicha organización.

DOSES FROM THE USE OF ORNAMENTAL ROCKS AS BUILDING MATERIAL

Carmo Leal, André Luiz¹; da Costa Lauria, Dejanira^{2*}

¹ Instituto Federal do Rio de Janeiro – IFRJ. Brasil.

² Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: dejanira@ird.gov.br

The ornamental rocks are part of those materials for which above-normal levels of natural radionuclides have been found. The dose due to its use do not only depend on the concentrations of natural radionuclides in the building material, but also on the intrinsic proprieties of the material and the characteristics of environment in which this material is used. From the radionuclide concentrations in 180 samples, the radon concentration indoor and the external and radon inhalation doses arriving from the use of Brazilian rocks as floor covering in residential buildings were assessed. The radionuclide concentrations reached a wide range of values: Ra-228 concentrations ranged from <2 to 530 Bq.kg⁻¹, Ra-226 concentrations varied between <5 and 600 Bq.kg⁻¹, while the K-40 ones varied between 190 and 2797 Bq.kg⁻¹. The contribution of rocks for indoor Rn-222 concentration falls far of the recommend investigation level of 300 Bq m⁻³, or even the one that has been adopted by some countries of 200 Bq.m⁻³, since the estimated concentrations of Rn-222 ranged from 0.07 to 8.6 Bq m⁻³, (mean value of 0.77±1.04 and median of 0.45 Bq m⁻³). The mean radon inhalation dose of 0.006±0.009 mSv.year⁻¹ (range between 0.001 and 0.07 mSv.year⁻¹ and median value of 0.0004 mSv.year⁻¹) was far lower than the recommended level (10 mSv.year⁻¹). The value of the external dose due to use of ornamental rocks as floor covering in the residential scenario ranged between 0.01 and 0.61 mSv.year⁻¹, value of mean of 0.19±0.10 and median of 0.16 mSv.year⁻¹. The sensitivity analysis highlighted the importance of the ventilation rate and the emanation rate to the Rn dose, whereas for external dose the only parameters that affect the value of dose are the density of the material and the location of the receptor.

A SIMPLE MODEL TO ESTIMATE RADIATION DOSES TO AIRCREW DURING AIR FLIGHTS IN BRAZIL AND ABROAD

Heilbron, Paulo^{1}; Guerrero, Jesus¹; Heilbron, Rafael²; Amaral, Mario²*

¹ CNEN. Brasil.

² PUC. Brasil.

* Responsible author, email: paulo@cnen.gov.br

The objective of this article is to present the results obtained from the development of a simple model to estimate cosmic radiation doses from crew members taking into consideration the variation of the dose rates with the altitude and the latitude, airplane cruise velocity and other important parameters such as cruise height, takeoff time, landing time, takeoff angle, landing angle. The first Brazilian program for doses estimation was developed using the "mathematica" symbolic software and the data used to calculate the dose rates with altitude and latitude by the authors were based on the mean solar activity from January 1958 to December 2008 (51 years). In order to test the program three Brazilian flights were simulated by the program and the results compared with the doses measurements obtained by a professor from the Military Institute of Engineering using a radiation detector during these flights. Some international American flights were also simulated in the program and the results compared with other works found in literature. The program gives excellent results for the doses expected for the air crewmembers of the three national flights (between capitals cities in Brazil) when compared with the doses values calculated based on the radiation levels measured directly inside those flights. According to the results the doses expected for the Brazilian crews of domestic flights can, in some cases, depending on the number of annual flights, overcome the limit of 1 mSv/year established by the Brazilian competent authority in Brazil (Brazilian Nuclear Energy Commission- CNEN) for public annual exposure. In the case of the simulated international flights the results shows a good agreement with the results found in literature especially when considered the different database series used by the authors and by the other references for the solar activity.

ALFA BETA GRUESO EN AGUA POTABLE PARA MUNICIPIOS DE ANTIOQUIA

***Morales Aramburo, Javier de Jesús; Puerta, Jorge; Zutta, Julián;
Úsuga Hoyos, Yeimer Andrés; Muñoz López, Daniel****

Universidad Nacional de Colombia Sede Medellín. Colombia.

* Autor responsable, email: dmunozl@unal.edu.co

El presente estudio está enfocado en la medición de la concentración alfa y beta grueso en agua potable de 46 municipios del departamento de Antioquia (Colombia). La recolección de las muestras, su preparación y su medición fueron hechas siguiendo el protocolo EPA 600 para la obtención de resultados confiables. En su medición se utilizó un contador a gas proporcional de bajo fondo (Canberra LB5500). Los resultados obtenidos se compararon con los límites establecidos por la Organización Mundial de la Salud (OMS) de 0.1Bq/L para actividad alfa y 1 Bq/L para actividad Beta; estos arrojaron valores entre 0.01 Bq/L y 0.1Bq/L para alfa y, 0.08 Bq/L y 0.28 Bq/L para beta, cumpliendo con los estándares establecidos por la OMS. Los datos obtenidos servirán como referente para estudios futuros, debido a que este estudio no tiene precedentes en la región.

NATURAL OCCURRING RADIONUCLIDES IN NOVEL SAND BEACHES FROM ESPÍRITO SANTO, STATE, BRAZIL

Ribeiro de Aquino, Reginaldo**; *Roxana Soreanu Pecequilo, Brigitte

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Brasil.

* Responsible author, email: raquino@ipen.br

Due the geological conditions and millenary processes of sedimentation, the sand of Espírito Santo beaches contains minerals such as ilmenite, monazite, zirconite and rutile, sources of uranium and thorium natural radioactive minerals. In previous works, several beaches from Guarapari and Vitória regions were studied for natural radioactivity assessment. In this work, novel locations in Espírito Santo state, southeast Brazil, from the mouth of Itapemirim river (south of the state) to the mouth of the river Cricaré were collected and the natural radioactivity in the beach sand samples was determined by measuring the ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K concentration activities. In these sands, the minerals from the silica group (white up to yellow) represent the major concentration and the tonal variation is a strong indication of an anomalous radioactive region. Sand samples tightly sealed in standard 100 mL HDPE flasks were measured by high resolution gamma spectrometry after a resting time of approximately 4 weeks before counting, in order to ensure secular equilibrium of natural uranium and thorium series. The ^{226}Ra concentration was determined as the weighted mean from the average concentrations of ^{214}Pb and ^{214}Bi , the ^{232}Th concentration was determined as the weighted mean from the average concentrations of ^{228}Ac , ^{212}Pb and ^{212}Bi and the ^{40}K concentration by its single radiation of 1460 keV. The results show the higher concentrations for the south region, namely $4300\pm 500 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{226}Ra , $37000\pm 2600 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{232}Th and $5000\pm 570 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{40}K . For Great Vitoria central metropolitan region, the higher values were $3200\pm 200 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{226}Ra $20000\pm 1300 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{232}Th and $2200\pm 200 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{40}K . For the upstate region, the higher values were $30\pm 6 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{226}Ra , $111\pm 10 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{232}Th and $200\pm 10 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ for ^{40}K .

DETERMINAÇÃO DE RADIONUCLÍDEOS NATURAIS NUMA REGIÃO DE ELEVADA RADIOATIVIDADE NATURAL

Glacielen Faria Ribeiro^{1*}; Sueli Yoshinaga Pereira²; Nivaldo Carlos da Silva¹; Heber Luiz Caponi Alberti¹

¹ CNEN/LAPOC. Brasil.

² UNICAMP. Brasil.

* Autor responsable, email: glacielen.ribeiro@gmail.com

O presente estudo se propõe avaliar a qualidade das águas da bacia hidrográfica do Ribeirão das Antas que está sob influência do passivo ambiental da mineração de urânio e de elevada radioatividade natural. A bacia hidrográfica do Ribeirão das Antas está localizada no Planalto de Poços de Caldas, Minas Gerais, Brasil, região que apresenta uma formação geológica bem peculiar, caracterizada pela intrusão alcalina de um vulcão e anomalias radioativas, regiões com níveis de radioatividade natural acima daqueles usualmente observados na superfície terrestre, mundialmente conhecidas. Por meio de técnicas analíticas nucleares serão determinados os radionuclídeos U, Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra e ²¹⁰Pb em amostras de água coletadas na bacia hidrográfica em estudo. As amostras serão analisadas no Laboratório de Poços de Caldas LAPOC/CNEN. A determinação dos radionuclídeos Urânio e Tório será pelo método de Espectrometria de Massa por ICP-MS e os radionuclídeos ²²⁶Ra, ²²⁸Ra e ²¹⁰Pb será por Separação Radioquímica e suas atividades quantificadas em Contador Proporcional de Fluxo Gasoso Alfa e Beta Total. Com os resultados obtidos será pertinente investigar em que níveis de qualidade se encontram as águas da bacia hidrográfica do Ribeirão das Antas e se sofre diretamente influência do passivo ambiental da mineração de urânio. Os resultados preliminares evidenciarão a presença ou não de radionuclídeos nas águas, permitindo comparar com os limites legais estabelecidos pelos órgãos competentes. Espera-se que este estudo seja fonte de dados auxiliares às medidas de monitoramento da qualidade de águas superficiais em regiões caracterizadas pela ocorrência de radioatividade natural. Além de fornecer um diagnóstico geral sobre o estado do corpo d'água da bacia e facilitar a tomada de decisão para os órgãos competentes atuarem em medidas preventivas ou corretivas sobre os recursos hídricos.

MONITORAMENTO DE RADIAÇÃO EM MINA DE GRANITO, SANTA LUZIA-PB, BRAZIL

***Spacov, Isabel Cristina Guerra*; Amaral, Romilton dos Santos;
dos Santos Júnior, José Araújo; Bezerra, Jairo Dias;
de Araújo, Eduardo Eudes Nóbrega;
Santos, Josineide Marques do Nascimento***

UFPE. Brasil.

* Autor responsable, email: isabelspacov@gmail.com

O setor industrial de rochas ornamentais do Brasil produz uma grande variedade de granitos. Os granitos utilizados na construção civil servem para revestimento de pisos e paredes, além de outras aplicações interiores. Essas rochas ornamentais são classificadas pela origem geológica e composição mineralógica. Entretanto, não são classificadas quanto à emissão de radiação. Sabe-se que a maior fonte de exposição humana à radiação ionizante relaciona-se ao background natural, de forma que o estudo dos radionuclídeos em rochas graníticas é muito importante tendo em vista os riscos radiológicos associados. A radiação gama proveniente dos granitos é originada pelo decaimento dos radionuclídeos primordiais pertencentes às cadeias do ^{238}U e do ^{232}Th , além do ^{40}K . Informações a respeito das taxas de doses efetivas decorrentes dos granitos do município de Santa Luzia-PB não estão disponíveis na literatura. Para a monitoração radiométrica foi utilizado um detector portátil do tipo discriminador com sonda combinada NaI(Tl)-BGO. As medidas foram obtidas ao ar livre em triplicata, a uma distância de 1 metro da superfície. Os resultados das taxas de doses efetivas para um fator de ocupação de 0,3 variaram entre 1,06 a 3,48 mSv/a, caracterizando valores elevados quando comparados aos valores mundiais de referência ao ar livre (outdoor) estabelecidos pela UNSCEAR (2008) que é de 0,07 mSv/a. Como a mina analisada apresenta uma anomalia pontual, no que diz respeito aos níveis de radiação em minas de granito, há a necessidade de um estudo mais aprofundado quanto aos riscos associados a exposição dos trabalhadores à taxas de doses efetivas elevadas na área de estudo.

MEDICIÓN ALFA/BETA GRUESO EN AGUAS DE CONSUMO POR LSC, MEDELLÍN

Martín, Oscar*; Morales, Javier; Puerta, José Anselmo

Universidad Nacional de Colombia Sede Medellín. Colombia.

* Autor responsable, email: oamarin@unal.edu.co

La radioactividad natural llega a las aguas de consumo humano por diferentes mecanismos. Internacionalmente se ha establecido límites para la concentración de actividad para emisores alfa grueso de 0.5Bq/L y para emisores beta grueso de 1Bq/L, como criterios de potabilidad radiológica. La técnica de Contadores de Centelleo Líquido (Liquid Scintillation Counter LSC) ofrece una mayor eficiencia en la detección que la técnica utilizada tradicionalmente con contador proporcional a flujo de gas. Este trabajo puso a punto el Contador de Centelleo Líquido del laboratorio de Física Radiológica, Quantulus 1220 de Perkin Elmer y se diseñó el método analítico para la medición del parámetro alfa/beta grueso en las aguas de consumo humano, se tomaron muestras de manera aleatoria del Valle de Áburra, donde se ubica el área metropolitana de Medellín y municipios aledaños y de las principales fuentes de agua del sistema interconectado de acueducto de la ciudad, dichas muestras corresponden al segundo semestre del año, y como resultado se muestra que existe un indicio de relación entre el contenido de material radioactivo y las precipitaciones en las fuentes de agua.

AVALIAÇÃO DO IMPACTO RADIOLÓGICO DECORRENTE DA UTILIZAÇÃO DE FOSFOGESSO NA CONSTRUÇÃO CIVIL: EXPOSIÇÃO INTERNA E EXTERNA

N. Ferrari, Talita*; C. da Silva, Nivaldo

LAPOC /CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: talitanferrari@gmail.com

O fosfogesso é um material gerado, em grande escala, na produção de ácido fosfórico, que é um dos principais insumos utilizados na indústria de fertilizantes fosfatados. Por muito tempo o fosfogesso foi considerado um resíduo de difícil gerenciamento devido as grandes quantidades geradas durante o processo produtivo, pois cada tonelada de ácido fosfórico gera aproximadamente cinco toneladas de fosfogesso. O reaproveitamento do fosfogesso é de extrema importância tanto em caráter econômico como ambiental, e observa-se a sua reutilização em diversas áreas, dentre elas na indústria da construção civil. Embora a composição do fosfogesso seja basicamente sulfato de cálcio dihidratado, ele pode conter elevados níveis de impurezas com acréscimo da radioatividade natural, devido à presença de produtos de decaimento do urânio e tório, o que pode inviabilizar seu reuso como material de construção. Diante desta questão, foram publicadas algumas portarias e resolução que regulamentam o uso seguro do fosfogesso, dentre elas a Resolução CNEN 171/14, que prevê os níveis de isenção do uso do fosfogesso na construção civil. Assim, este trabalho teve como objetivo avaliar o impacto radiológico do uso do fosfogesso na construção civil, com a utilização do software Resrad Build. Foram estimadas doses internas e externas para indivíduos que potencialmente residiria em uma habitação construída utilizando este material, considerando a exposição decorrente da radiação gama externa assim como a inalação de ^{222}Rn e seus filhos.

MEDIDAS DA CONCENTRAÇÃO DE RADÔNIO-222 EM CIMENTO, FOSFOGESSO E GESSO

***Cristine Narloch, Danielle^{1*}, Anatolyevich Paschuk, Sergei¹;
Machado Casal, Juliana²; Nicolosi Corrêa, Janine¹;
Del Claro, Flávia¹; Macioski, Gustavo¹***

¹ Universidade Tecnológica Federal do Paraná. Brasil.

² Instituto Federal de Santa Catarina. Brasil.

* Autor responsable, email: daninarloch@hotmail.com

O ^{222}Rn pode ser encontrado nos materiais de construção como o cimento. Este material apresenta em sua composição o gesso natural que tem sido substituído pela indústria da construção civil pelo fosfogesso. O fosfogesso é um resíduo proveniente das indústrias de fertilizantes composto de algumas impurezas (metais, radionuclídeos e fluoretos) que podem contaminar o meio ambiente e serem inaladas pelos indivíduos expostos ao fosfogesso. Assim, quando os radionuclídeos presentes no fosfogesso se depositam no interior dos pulmões ocorre uma série de decaimentos radioativos gerando elementos como o ^{222}Rn que pode causar câncer. O objetivo deste trabalho é avaliar os níveis de concentração do ^{222}Rn em corpos de prova de cimento Portland, fosfogesso e gesso natural, e a partir desses valores estimar a concentração de ^{222}Rn em um ambiente indoor hipotético de área de 12 m^2 . Até o momento, nove corpos de prova foram confeccionados de acordo com a norma técnica NBR 7215-1996. Os mesmos foram lacrados em recipientes de vidro por 40 dias para a obtenção do equilíbrio secular entre o ^{226}Ra e o ^{222}Rn . As medidas da concentração do ^{222}Rn das amostras foram obtidas com o detector AlphaGUARD. Os corpos de prova apresentaram concentração média de ^{222}Rn de $830,9 \pm 249,7\text{ Bq/m}^3$ para o cimento, de $52,7 \pm 57,3\text{ Bq/m}^3$ para o fosfogesso e de $59,7 \pm 76,7\text{ Bq/m}^3$ para o gesso. A correlação dos valores obtidos de ^{222}Rn dos corpos de prova com a área do ambiente hipotético mostra que as concentrações indoor equivaleriam a $3274,7 \pm 984,11\text{ Bq/m}^3$, $207,7 \pm 225,8\text{ Bq/m}^3$ e $235,3 \pm 302,3\text{ Bq/m}^3$ caso o ambiente fosse composto por cimento, fosfogesso e gesso respectivamente. Esses níveis estão acima do limite de referência para a exposição ao ^{222}Rn em ambientes indoor recomendado pela ICRP. Contudo, deve-se considerar que as medidas obtidas neste trabalho foram realizadas em recipiente fechado, o que não ocorre em uma residência.

VALIDATION OF INDOOR Rn-222 MEASUREMENT USING SOLID STATE NUCLEAR TRACK DETECTOR

Leite das Chagas, Eduardo Galvão

Universidade Federal de Alfenas – UNIFAL. Brasil.

Responsible author, email: duglchagas@hotmail.com

Radon is a radioactive, colorless and odorless noble gas and its best known isotope is Rn-222 which emerges from the decay chain of uranium 238. This element is found in soils, rocks and building materials. Part of the radon gas generated amid these media and materials escapes to indoor environments through cracks and differential pressure. This way, radon is found in all places with various concentration levels, from the lowest in Middle Eastern countries to more elevated concentrations in European countries. With a half-life of 3.8 days, Rn-222 decays in radioactive metals, as Polonium, Lead and Bismuth, also known as radon daughters. This decay chain is the main concern related to the concentration levels of this gas in the air, since radon and its daughters can be inhaled and retained in the respiratory system, discharging an internal radiation dose. The annual effective dose due to radon gas and its decay products represents 50% of the effective dose of ionizing radiation from natural sources to which the world population is subjected. An atmosphere with radon excess is correlated to diseases of the respiratory system such as lung cancer. This relationship emerged from the records of high mortality observed in underground mine workers on the first decades of the 20th century. In the 1970's the existence of radon in human environments was confirmed, and since then this element has been considered a problem for public health. The measurement of this radionuclide in the interior of residences can be accomplished using various techniques, including solid state nuclear trace detector -SSNTD. This technique has been used by the Laboratory of Poços de Caldas/CNEN in evaluations of Rn-222 concentrations inside residences within the plateau of Poços de Caldas. A quality assurance program was implemented as a necessary and expected component of high quality radon measurements. The SSNTD validation procedure was the first stage of this process. The proceedings employed and the results obtained in this validation are presented in this paper. The following tests were performed: Repeatability / Precision, Accuracy / Bias, Linearity, Detection limit and Robustness.

RADON CHAMBER CALIBRATION WITH ACTIVE AND PASSIVE DETECTORS

***Rocha Ferreira, Paulo Roberto¹;
Santos de Souza, Poliana²; de Oliveira, Evaldo Paulo^{3*}***

¹ Divisão de Radioproteção Ambiental e Ocupacional IRD/CNEN. Brasil.

² Aluna do Mestrando 2014/2015, IRD/CNEN. Brasil.

³ Aluno do Mestrando 2014/2015, IRD/CNEN, Brasil.

* Responsible author, email: epoliveira@aluno.ird.gov.br

This paper describes the steps for calibration of a radon concentration chamber (^{222}Rn) using comparatively three radon detectors: Active Alpha Guard detector (PQ2000 PRO model - Genitron Instruments), passive detector plastic LEXAN (contained in chamber diffusion, with electrochemical revelation) and activated carbon liability detector (contained in metal containers and measured by gamma spectrometry). A radio standard was used (^{226}Ra) for the generation of ^{222}Rn in the exposure of the detectors inside the camera (NIST SRM 4973 source type). Appropriate measurements were made after completing the whole procedure exposure data were used to calculate the standard deviation and conclusion.

ST 2.2

RADIACIÓN NO-IONIZANTE

NIVELES DE RADIACIÓN NO IONIZANTE EN CAMAS SOLARES

Romero, Jorge Alberto^{1*}; Sosa, Carlos²

¹ Departamento de Salud Ocupacional, Radiofísica Sanitaria, Ministerio de Salud de la Provincia de Córdoba, Argentina.

² Grupo de Espectroscopía Atómica y Nuclear, Facultad de Matemática, Astronomía y Física (Fa.M.A.F.), Universidad Nacional de Córdoba, Argentina.

* Autor responsable, email: ing_jaromero@yahoo.com.ar

En este trabajo, se determinaron los niveles de radiación (medidos en densidad de energía: mJ/cm^2) a los que se exponen periódicamente las personas por cada sesión de bronceado artificial en todo su cuerpo (cuando se encuentran en el interior de una cama solar) o sólo en el rostro (cuando se sientan al frente de un equipo que solo les irradia el sector facial). Los mismos superan ampliamente los niveles máximos permitidos por normas internacionales para períodos de tiempo inferiores a 16 minutos de exposición. En el caso de las camas solares, la densidad de energía absorbida en la zona facial superó 86 veces el valor máximo permitido y en 18 veces en el resto del cuerpo, mientras que en los equipos destinados solamente para la irradiación facial, se superaron hasta 144 veces los límites permitidos. La notable diferencia de densidad de energía entre los distintos equipos se debe principalmente a la cantidad de tubos o lámparas que poseen, al diseño de fabricación, a las horas de uso y a la potencia individual de cada lámpara, entre otros factores. Otro parámetro de relevancia es la Irradiancia Efectiva Eritémica (IEE) (W/m^2) que permite determinar el índice UV para un equipo determinado y con ello, el intervalo de tiempo máximo al que pueden exponerse de manera continua y sin protección alguna los diferentes fototipos de piel presente en los seres humanos a fin de producir eritema. En este trabajo se midieron y calcularon los valores de IEE para los diferentes equipos. Por último, se evaluaron distintos tipos de filtros, que lograron disminuir notablemente las radiaciones UV de mayor energía (menor longitud de onda) como por ejemplo el tipo UVB y en menor proporción las UVA. Las radiaciones UV de bajas longitudes de onda contribuyen, en los seres humanos, a un efecto nocivo a largo plazo (melanoma) y a un evidente efecto biológico a corto plazo (eritema). Del análisis de los espectros obtenidos utilizando diferentes espesores de filtros, se observa que las radiaciones UV que se reducen considerablemente y en algunos casos se eliminan (las UVB), son las de menor longitud de onda (mayor energía) y que causan mayor daño en los seres humanos, quedando las radiaciones UVA de mayor longitud de onda (menor energía) para producir el bronceado, las cuales presentan menores efectos nocivos para la salud. Conclusión: el espectro obtenido en Laboratorio con los diferentes filtros utilizados, es un ejemplo que deberían adoptar las empresas que fabrican tubos y lámparas para equipos de bronceado, emitiendo radiación solo en el rango de los UVA de mayor longitud de onda, menos efectivo para lograr un bronceado duradero pero muy beneficioso para disminuir el riesgo de efectos nocivos en la salud humana.

TELEFONÍA CELULAR - ANÁLISIS ELECTROMAGNÉTICO Y EFECTOS TÉRMICOS EN SUS USUARIOS

**Llamosa Rincón, Luis Enrique^{1*}; Cano Uribe, Jennifer¹;
Pérez Camacho, María Isabel¹**

¹ Universidad Tecnológica de Pereira, Colombia

* Autor responsable, email: lellamo@utp.edu.co

Objetivo: analizar experimentalmente los efectos térmicos y electromagnéticos producidos por los teléfonos celulares sobre sus usuarios, en los rangos de frecuencias de las tres principales empresas prestadoras de este servicio en Colombia, comparando los resultados con la normatividad y recomendaciones existentes a nivel nacional e internacional.

Métodos: se implementaron protocolos experimentales basados en la termografía IR y en la medición de las intensidades de campo eléctrico, campo magnético y densidad de potencia, utilizando instrumentos especializados, comparando los resultados con la recomendación vigente de la Unión Internacional de Telecomunicaciones, UIT-T K.52, la cual se basa en las recomendaciones de la ICNIRP (International Commission On Non-Ionizing Radiation Protection).

Resultados: fueron encontrados para la región lateral de la cabeza, cercana al celular, aumentos de temperatura en los 30 sujetos del estudio que van más allá de los establecidos con base en recomendaciones internacionales. De manera general los niveles de intensidad de los CEM no sobrepasan los límites de la ICNIRP, salvo en algunos instantes de tiempo, en que la intensidad de campo magnético y la densidad de potencia de 9 de las pruebas (90) realizadas con 30 celulares, lo hicieron.

Conclusión: los resultados obtenidos demuestran que es necesario un estudio más profundo del efecto térmico de los teléfonos celulares en humanos, ya que los aumentos encontrados en la muestra de este estudio, son en promedio mayores a los que constituyen la base del ICNIRP para la formulación de las recomendaciones, la cual considera un incremento máximo de temperatura de 1,0 °C.

RADIACIONES NO IONIZANTES EN TELEFONÍA MÓVIL Y SUS POTENCIALES EFECTOS CANCERÍGENOS

Lachos Dávila, Alberto

Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas, Perú

Autor responsable, email: alachosd1271@yahoo.com

La telefonía móvil utiliza campos de radiofrecuencia entre 450-900 MHz. Los campos de radiofrecuencias de intensidad superior a 1MHz producen efectos térmicos(calentamiento). Campos mayores a 10GHz son adsorbidos por la superficie de la piel, para que produzcan efectos perjudiciales se requieren densidades de potencia mayores a 1000w/m^2 . La absorción por los tejidos de energías, procedentes de los campos de radiofrecuencia, se mide como COEFICIENTE DE ABSORCIÓN ESPECÍFICO (SAR) para campos de 1MHz-10GHz. Para que se observe algún efecto biológico el SAR debe ser mayor a 4W/kg. El nivel de SAR de los Smartphones no es mayor de 0,8 W/kg. No se conoce ningún mecanismo biológico por lo cual los campos de radiofrecuencia causen cáncer. El estudio Bioinitiative; no ha respaldado una clara asociación entre cáncer y el uso de teléfonos celulares. Sesgo de selectividad, inconsistencia en el proceso de revisión. El estudio Interphone, donde se observa un incremento de gliomas en usuarios que están en el decil más alto de horas de uso acumulados. Presenta deficiencias metodológicas inevitables de los estudios de caso-control que son retrospectivos, basados en el recuerdo, con sesgos que limitan la interpretación de sus hallazgos. Un estudio prospectivo de un millón de mujeres en Inglaterra, encontró que el uso de teléfonos celulares no estuvo asociado a un riesgo mayor de tumores cerebrales. El registro de incidencia de gliomas de Suecia, no muestra aumento de gliomas cerebrales en el periodo desde los años setenta hasta antes del inicio de uso de teléfonos celulares comparado al periodo comprendido en los últimos 25 años. En EE. UU. ha aumentado exponencialmente el uso de teléfonos móviles, sin embargo la incidencia de tumores cerebrales no ha variado desde los años setenta. Según GLOBOCAM, China se ubica en la mitad inferior y Japón en el penúltimo lugar en incidencia de tumores cerebrales en el mundo. Sin embargo, cuentan con el mayor número de teléfonos móviles.

EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD EN RESONANCIA MAGNÉTICA: ANÁLISIS BASADO EN UNA REVISIÓN DE INCIDENTES ADVERSOS

**Acosta Rengifo, Nora del Pilar^{1*}; Rivero Mendoza, Marco Antonio²;
Aguilar, David¹; Palomino, Raúl¹; Torres, Floricel¹; Obando, Danitza¹;
Huerto, Isabel¹**

¹ Hospital Nacional dos de Mayo, Perú.

² Hospital Central de la Fuerza Aérea del Perú, Perú.

* Autor responsable, email: noracesarsdiego@gmail.com

Introducción: la Resonancia Magnética es una potente herramienta para diagnosticar diversas enfermedades y para evaluar la eficacia de diferentes estrategias terapéuticas. Hoy tiene un papel fundamental en el tratamiento de numerosas enfermedades con importante impacto social y económico como el cáncer, las enfermedades cardiovasculares, las enfermedades neurológicas y las del sistema musculo-esquelético. Si bien la Resonancia Magnética emplea radiación no ionizante; hay que tener en cuenta que existen riesgos específicos y en su entorno riesgos potenciales no solo para los trabajadores y pacientes, sino para cualquier persona que pueda en un momento determinado acceder a la sala del RM; para utilizar la resonancia magnética en condiciones de máxima seguridad es necesario que el personal relacionado directa o indirectamente con la técnica sea consciente de sus mecanismos de funcionamiento y conozca adecuadamente los principales aspectos relacionados con la seguridad del equipo.

Objetivo: investigar el nivel de seguridad existente en las instalaciones de RM con campos magnéticos de alta intensidad; revisar los incidentes ocurridos así como la evolución a lo largo del tiempo de la política de seguridad de estas instalaciones.

Metodología: aplicación de encuestas a las personas involucradas con la operación del RM y con la atención del paciente, para la revisión y análisis de los incidentes ocurridos en hospitales públicos y centros privados; y encuestas dirigidas a los responsables administrativos y responsables de la seguridad para la evaluación de la política de seguridad y su evolución en el tiempo.

Resultados: los incidentes adversos presentados en los establecimientos evaluados, pudieron haberse evitado, la revisión de los mismos nos permitió identificar los riesgos y clasificarlos por su naturaleza causal y efectos, cuantificarlos y establecer las medidas preventivas en cada caso.

Conclusiones: la resonancia magnética es una técnica segura, sin embargo es necesario establecer una política de seguridad basada en medidas preventivas y formación del personal que minimice el riesgo de sufrir un incidente adverso o mitigue sus consecuencias.

EXPOSICIÓN A LA RADIACIÓN UVB SOLAR, EN REGIONES DE PARAGUAY

Coronel, Genaro^{1*}; More, Luis²

¹ Facultad Politécnica UNA, Paraguay.

² Comisión Nacional de Energía Atómica, Paraguay.

* Autor responsable, email: gcoronelster@gmail.com

La exposición eritematosa UV, es una medida de la posibilidad de daño biológico debido a la radiación solar ultravioleta. Este trabajo presenta resultados obtenidos de datos de Radiación UV (radiación no ionizante) del sensor OMI ubicado en el satélite AURA. Se analizaron niveles de la irradiancia solar ultravioleta (280-320 nm) para las regiones de mayor densidad poblacional sobre Paraguay (23 00 S, 58 00 O) y en lugares donde las personas están expuestos a recibir importantes irradiancia solar UV. Existe una variación estacional anual e interanual de las dosis eritémica (en J/m²) recibidas en la superficie, en el periodo de estudio es notoria. El más alto valor recibido fue en verano del 2005 (6732J/m²) en Asunción. El período de estudio abarco los años 2005 a 2012, y se basó en la evaluación y desarrollo de la climatología de la radiación UV, necesario para evaluar los riesgos de la exposición a la radiación ultravioleta (UV). Este trabajo pretende sensibilizar a los habitantes y las autoridades pertinentes del país del problema de la exposición no controlada a la radiación solar ultravioleta (UV), y motivada por la necesidad de contar con datos fidedignos para estudios epidemiológicos y clarificar los mensajes de prevención. El trabajo provee de datos científicos necesarios para apoyar la orientación hacia un régimen de exposición sensata y moderada a la exposición solar (UV), prevenir enfermedades, informar de las recomendaciones internacionales para tomar medidas que puedan reducir la probabilidad de sufrir quemaduras, daños oculares y enfermedades ocasionadas por exposición permanente. El trabajo se justifica por los altos valores de UVB y los crecientes números de casos de cáncer de piel en Paraguay (al año 2004, 311 de funciones por cáncer de piel fueron reportados en el país con datos del MSPyBS).

SISTEMA EMBARCADO APLICADO A PROTEÇÃO RADIOLÓGICA NAS TELECOMUNICAÇÕES

***Fernandes Beserra, Marcela Fernandes*;
de Cavalcanti Mello Filho, Mauro Otto***

Centro Federal de Educação Tecnológica do Rio de Janeiro (CEFET-RJ), Brasil

* Autor responsable, email: marcelatat@gmail.com

No último século a exposição humana a RNI de origem artificial tem aumentado de forma significativa, sendo que um dos segmentos que contribuem para o aumento destas exposições são os Sistemas de Telecomunicações. No Brasil, a ANATEL (Agência Nacional de Telecomunicações) elaborou o Regulamento sobre Limitação de Exposição a Campos Elétricos, Magnéticos e Eletromagnéticos na Faixa de Frequências (CEMRF) entre 9 kHz e 300 GHz, baseando-se nas diretrizes da ICNIRP (Comissão Internacional de Proteção Contra Radiações Não-Ionizantes). Os limites considerados no regulamento da ANATEL asseguram proteção contra os efeitos térmicos causados pela exposição à RNI para os trabalhadores e do público a CEMRF por faixa de frequência. Atentos a crescente demanda de Sistemas de Telecomunicações no Brasil, da necessidade do aumento da cultura sobre o tema no setor acadêmico e melhorias nos programas de controle radiológico neste segmento foi desenvolvido o projeto de um sistema embarcado que permite a quantificação dos níveis de intensidade de campo e que avalia a conformidade no atendimento aos limites de exposição ocupacional e do público por faixa de frequência segundo as recomendações da ANATEL. O projeto foi concebido podendo ser adaptado a outros limites regulatórios. Este artigo descreve os fundamentos teóricos, a metodologia de desenvolvimento, assim como propostas de projetos futuros que serão e/ou poderão ser adotados nas práticas de engenharia do Curso de Telecomunicações do Centro Federal de Educação Tecnológica do Rio de Janeiro (CEFET-RJ).

CONTEXTUALIZAÇÃO DOS PRINCÍPIOS DE RADIOPROTEÇÃO NAS TELECOMUNICAÇÕES

***Fernandes Beserra, Marcela Fernandes*;
de Cavalcanti Mello Filho, Mauro Otto***

Centro Federal de Educação Tecnológica do Rio de Janeiro (CEFET-RJ), Brasil

* Autor responsable, email: marcelatat@gmail.com

O termo Telecomunicações pode ser entendido, dentre as diversas definições existentes, como o compartilhamento de informações por sinais elétricos a uma dada distância. As telecomunicações pelo espaço livre são aplicadas a diversos sistemas como rádio-amadores, radiodifusão (rádio e TV), telefonia móvel, radar e outros sistemas de navegação, comunicação via satélite e redes de computadores. É inegável que as Telecomunicações desempenham um papel cada dia mais relevante na economia e na vida da população. A sociedade da informação depende cada vez mais da conectividade e da mobilidade. No Brasil, nos dois primeiros meses de 2014 as vendas de telefones celulares no Brasil atingiram 10,7 milhões de unidades segundo a ABINEE (Associação Brasileira da Indústria Elétrica e Eletrônica). Logo, a infraestrutura capaz de prover Telecomunicações às pessoas, lares e empresas deverá ser suficiente para suportar a esta crescente demanda. Este é um desafio que envolve a sociedade, governo e setor privado na conscientização e comunicação adequada da população dos efeitos biológicos eventualmente promovidos pelas radiações não ionizantes (RNI). Neste sentido, o objetivo deste artigo é contextualizar os princípios de radioproteção aplicado a área das Telecomunicações, considerando também resultados de dados divulgados a respeito de efeitos biológicos devido as RNI na faixa de RF e micro-ondas.

ST 3.1

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN
RADIODIAGNÓSTICO
(ORIENTADA A INTERVENCIONISMO)**

DISERTACIÓN: DURÁN, ARIEL*

INTERACCIÓN CON LA SOCIEDAD LATINOAMERICANA DE CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA (SOLACI)

* Servicio de Hemodinamia. Hospital de Clínicas, Uruguay

dr.arielduran@gmail.com

El número de procedimientos diagnósticos y terapéuticos vinculados a cardiología intervencionista crece año tras año en todo el mundo. El motivo de tal incremento es la creciente experiencia de los operadores lo que sumado al progreso tecnológico de los materiales y equipos utilizados redundan en una tasa de éxito en los procedimientos cada vez más alta.

La consecuencia directa de este hecho es la mayor dosis que reciben los trabajadores ocupacionalmente expuestos.

Por lo tanto toman mayor importancia las medidas de radioprotección que contribuyan a disminuir las dosis sin ir en detrimento de la calidad del diagnóstico e intervención.

Las líneas de trabajo en que estamos actualmente son la de valorar la utilidad o no de una falda plomada envolviendo al paciente durante los procedimientos intervencionistas por acceso radial derecho. El acceso radial es por lejos el más usado en los procedimientos diagnósticos e intervencionistas en Uruguay.

Dentro de la misma línea de trabajo, hay reportes que observan diferencia de dosis cuando el procedimiento se realiza por acceso radial derecho o izquierdo.

Comenzamos un estudio randomizado y prospectivo sobre la dosis que recibe el primer operador medida con dosímetro electrónico comparando ambos accesos.

En el marco del presente curso se mostrarán los resultados de ambas líneas de investigación.

ESTUDIO RELID 2014 EN BUENOS AIRES – ARGENTINA

***Papp, Cinthia^{1*}; Romano Miller, Mariana²; Descalzo, Amalia³;
Michelin, Severino⁴, Molinari, Ana⁴; Rossini, Andres⁴;
Plotkin, C⁵; Bodino, G⁵; Esperanza, Gabriela⁵; Di Giorgio, Marina⁴;
Touzet, Rodolfo¹***

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Sanatorio Otamendi. Argentina.

³ CACI. Argentina.

⁴ Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

⁵ Hospital Oftalmológico Santa Lucía. Argentina.

* Autor responsable, email: cpapp@cnea.gov.ar

Los altos niveles de radiación dispersa en la práctica médica intervencionista y el incremento del número y complejidad de los procedimientos, pueden conducir a opacidades en el cristalino de los profesionales, si no se utilizan los elementos de protección necesarios. Dichas opacidades presentan ciertas características particulares que permiten asociarlas a la radiación ionizante. En el año 2008 la OIEA inició a nivel internacional el estudio RELID (Evaluación Retrospectiva de Lesiones en el Cristalino y Dosis). En el año 2010 se realizó el estudio por primera vez en Argentina en el marco del Congreso de la Sociedad Latinoamericana de Cardioangiólogos Intervencionistas y recientemente, en el año 2014, se realizó por segunda vez en el marco del Congreso SOLACI-CACI 2014. En este estudio, se evaluaron los cristalinos de 115 profesionales: cardioangiólogos intervencionistas, técnicos y enfermeros; previamente completaron un cuestionario, y previa dilatación ocular, se observaron ambos cristalinos con lámpara de hendidura y se asignó un índice de opacidad de acuerdo a la escala de Merriam-Focht. El 91,5 % de cardioangiólogos intervencionistas, el 77 % de técnicos y el 100 % de enfermeros presentaron opacidades subcapsulares posteriores características, aunque no exclusivas, de la exposición a la radiación ionizante, de acuerdo a la estadificación de las lesiones a través del índice de Merriam-Focht. Cambios similares fueron encontrados en sólo 10-12 % de los individuos en los grupos control de los estudios RELID realizados con anterioridad. El estudio RELID 2014 Argentina, resulta de particular importancia, dado que permitió realizar el seguimiento a 10 profesionales evaluados en 2010, considerando los índices de opacidad y los cambios en las condiciones de protección. Los resultados obtenidos en la población estudiada resaltan la importancia de la disponibilidad y correcta utilización de los elementos de protección radiológica, así como también de la capacitación y entrenamiento del personal.

ESTIMACIÓN DE LA DOSIS DE ENTRADA EN PIEL DE PACIENTES ADULTOS SOMETIDOS A PROCEDIMIENTOS DIAGNÓSTICOS Y TERAPÉUTICOS DE CARDIOLOGIA INTERVENCIONISTA

Leal, José A¹*; Carrizales Silva, Lila¹; Leal, Carlos¹; Rodríguez, Víctor²

¹ Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas. Venezuela.

² Servicio de Hemodinamia, Hospital Universitario de Caracas. Venezuela.

* Autor responsable, email: ja0484@gmail.com

El uso de las radiaciones ionizantes en procedimientos de cardiología intervencionista puede traer consigo efectos eventualmente perjudiciales para el paciente, debido al empleo de tiempos muy prolongados de exposición. Por tal motivo se le realizó una vigilancia radiológica con Dosimetría Termoluminiscente (TLD) a 31 pacientes adultos, sometidos a procedimientos diagnósticos y terapéuticos en el Servicio de Hemodinamia del Hospital Universitario Caracas. Los TLD fueron colocados sobre la piel del paciente en diferentes puntos anatómicos. En la espalda se colocó una malla 30cm x 25cm con 30 TLDs para conocer la Dosis máxima en piel. Los resultados para la Dosis de entrada en piel en procedimientos diagnósticos estuvieron en el rango mínimo y máximo para cristalino de (0,03 a 8) E-2 mGy, tiroides (0,21 a 8,14) mGy, gónadas (0,00097 a 1,10) mGy, línea axilar media bilateral derecha (2,59 a 16,76) mGy, línea axilar media bilateral izquierda (0,20 a 8,74) mGy, cara anterior del tórax (0,28-8,56) mGy. En la espalda la Dosis máxima en piel obtenida fue de 728,21 mGy. Mientras que en procedimientos terapéuticos en cristalino (0,03 a 0,58) mGy, tiroides (0,48 a 28,35) mGy, gónadas (0,11 a 0,94) mGy, línea axilar media bilateral derecha (0,16 a 3,19) mGy, línea axilar media bilateral izquierda (1,05 a 29,15) mGy, cara anterior del tórax (2,04-29,34) mGy, en la espalda la Dosis máxima en piel fue de 970,61 mGy. La incertidumbre para todas las mediciones fue de ± 15 %. Las dosis obtenidas en ningún caso superaron los umbrales para efectos determinísticos en piel, sin embargo se comprobó que la TLD no es apropiada para el registro de la Dosis máxima en piel, debido al gran número de TLDs requeridos para el registro, concluyéndose que las películas radiocrómicas son el sistema de detección por excelencia para este fin.

NUEVAS TECNOLOGÍAS PARA DISMINUIR DOSIS DE RADIACIÓN EN CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA

Bonvini, Víctor*; Lamelas, Pablo; Nau, Gerardo; Padilla, Lucio; Pedernera, Gustavo; Belardi, Jorge; Lopez Ribulgo, Iván; Tricherri, Hernán; Cura, Fernando

Instituto Cardiovascular de Buenos Aires. Argentina.

* Autor responsable, email: victorbonvini@hotmail.com

Introducción: la reducción de dosis de radiación del paciente (PAC) y el operador es uno de los retos más importantes de la Cardiología Intervencionista. Phillips AlluraClarity incluye la tecnología Clarity IQ, la cual reduce la dosis de radiación sin perder calidad de imagen con respecto a Allura. Objetivo: Analizar la disminución de dosis de radiación durante la coronariografía (CG) y la angioplastia coronaria (ATC) con ambos angiógrafos.

Métodos: se realizó un análisis retrospectivo en el cual se incluyeron PAC que se realizaron CG, ATC o ambas, durante el período de noviembre de 2013 hasta marzo de 2014. Los valores de KERMA en aire y PDA fueron registrados al finalizar el procedimiento.

Resultados: se analizaron 1215 pacientes. 532 (44 %) se realizaron con AC y 683 (56 %) con ALL. La mediana de KA en los grupos All y AC fue de 930 mGy (RIC 517-1686) y 591 mGy (RIC 319-1173), respectivamente (reducción de 37% con AC, 95%CI 32 to 42%; $p < 0,001$). La mediana de PDA en los grupos All y AC resultaron de 98.959 mGy/cm² (RIC 52.944-174.757) y 59.042 Gy/cm² (RIC 32.382-106.784), respectivamente (reducción del 41% con AC, 95%CI 36 to 46%; $p < 0,001$). Figura A1 analizar exposición/min, con respecto al KA el equipo All obtuvo 114,3 mGy/min (RIC 82 – 152 KA/min) y AC 74,8 mGy/min (RIC 47 – 109 mGy/min), lo que es compatible con una reducción del 34,5% (IC 95% 29,65 – 39,5 %; $p < 0,001$). La mediana de PDA en el grupo All resultó de 11.805 Gy/cm²/min y del grupo AC de 5.895, lo que corresponde a una reducción de radiación del 50% (IC 95% 35 – 45 %).

Conclusión: se detectó una reducción significativa de la exposición a la radiación utilizando el angiógrafo AlluraClarity.

ESTIMACIÓN DE DOSIS EQUIVALENTE PERSONAL Y EFECTIVA EN PROCEDIMIENTOS INTERVENCIONISTAS

Leal, Carlos^{1*}; Leal, José A.¹; Carrizales Silva, Lila¹; Rodríguez, Víctor²

¹ Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas. Venezuela.

² Servicio de Hemodinamia, Hospital Universitario de Caracas. Venezuela.

* Autor responsable, email: cleal@ivic.gob.ve

Se realizó un monitoreo a 2 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE), pertenecientes al Servicio de Hemodinamia de la Gran Caracas, mediante Dosimetría Termoluminiscente, para estimar la Dosis Equivalente Personal Hp(0,07) promedio en extremidades por procedimiento, y la Dosis Efectiva (DE) durante un período de 2 semanas. Obteniéndose que Hp(0,07) para el TOE A en Cristalino fue de 56,75 μSv , Mano derecha 130,92 μSv e izquierda 691,97 μSv , Pantorrilla derecha 12,56 μSv e izquierda 25,84 μSv , Pie derecho 39,59 μSv e izquierdo 76,93 μSv . Mientras DE haciendo uso de doble dosimetría por varios métodos, NCRP 122 de 0,09 mSv y método de Clenix de 0,28 mSv. En lo referente al TOE B Hp(0,07) en Cristalino de 78,65 μSv , Mano derecha 59,41 μSv e izquierda 172,80 μSv , Pantorrilla derecha 45,27 μSv e izquierda 62,75 μSv , Pie derecho 66,57 μSv e izquierdo 92,23 μSv , la DE por el NCRP 122 de 0,44 mSv y Clenix de 1,45 mSv. Todas las mediciones tienen una incertidumbre de $\pm 15\%$. A pesar del poco tiempo en que se realizó la dosimetría externa se puede observar que ambos TOEs pueden superar el límite de dosis equivalente personal a nivel del cristalino de 20 mSv/año recomendado por ICRP, si consideramos 1000 procedimientos por año. En extremidades solo la mano izquierda de TOE A puede superar los límites. Es urgente la optimización dosimétrica ejecutada por físicos médicos especialistas en dosimetría y radiodiagnóstico, así como actualizar la normativa nacional vigente.

ESTIMACIÓN DE DOSIS MEDIANTE ALGORITMOS DE DOBLE DOSIMETRÍA EN PROCEDIMIENTOS INTERVENCIONISTAS

Carrizales Silva, Lila^{1*}; Leal, Carlos^{1*}; Leal, José A.¹; Rodríguez, Víctor²

¹ Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas. Venezuela.

² Servicio de Hemodinamia, Hospital Universitario de Caracas. Venezuela.

* Autor responsable, email: lcarriza@ivic.gob.ve

Se realizó un monitoreo mediante el uso de diferentes algoritmos de doble dosimetría en 16 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE), pertenecientes a un Servicio de Hemodinamia de la Gran Caracas, durante un período de un año, mediante la utilización de Dosimetría Termoluminiscente (TLD), con la finalidad de realizar la estimación de la Dosis Efectiva (DE) y comparar los diferentes algoritmos propuestos en la literatura, utilizándose los algoritmos propuestos por el NCRP 122 (NC), Clenix (C), Sherbini (S), Niklason (N), Franken (F) y Lachmund (L), colocando dos TLD, uno en el tórax debajo del peto y uno en tiroides fuera del protector. La estimación de los rangos de DE obtenidas para los TOEs empleando los diferentes algoritmos son las siguientes: NC (0,04 a 1,19) mSv/año, C (0,12 a 3,86) mSv/año, S (0,07 a 2,49) mSv/año, W (0,07 a 2,66) mSv/año, N (0,07 a 2,31) mSv/año, F (0,07 a 2,28) mSv/año y L (0,05 a 1,79) mSv/año, con una incertidumbre asociada de $\pm 15\%$. La estimación de DE mediante el uso de diferentes algoritmos, aunque en este estudio no supera los límites, presentan una notable diferencia, por lo que hay la necesidad de estandarizar los métodos de medición. Se recomienda realizar nuevas simulaciones por método de Montecarlo y dosimetría TLDs con en modelos físicos antropomórficos para realizar un mejor ajustar de los resultados y evitar la subdosificación de los TOEs que trabajan en procedimientos Intervencionistas.

DOSIS PEDIÁTRICA EN FLUOROSCOPIA CISTOURETROGRAFÍA MICCIONAL, ESÓFAGO, ESTÓMAGO Y DUODENO

**Peña, Vanessa¹; Puerta, Jorge Anselmo^{2*}; Morales, Javier²;
Salazar, Edison²**

¹ Clínica de las Américas. Colombia.

² Universidad Nacional de Colombia – Sede Medellín. Colombia.

* Autor responsable, email: japuerta@unal.edu.co

Este trabajo se realizó usando la base de datos recolectada en un centro hospitalario de la ciudad de Medellín, en el cual desde el mes de febrero del año 2013 al mes de agosto del 2014 se han evaluado 105 casos de Cistouretrografía miccional (CUM) y 52 casos de exámenes de esófago, estómago y duodeno (EED). Los estudios se dividieron de acuerdo a 4 rangos de edad, de recién nacido hasta un año, de un año a 5 años, de 5 a 10 años y de 10 años en adelante, siendo la población mayor la del primer grupo. De cada estudio se tuvo en cuenta el tiempo equivalente de exposición, la dosis de entrada en superficie de la piel, dosis acumulada por superficie corporal y el número de imágenes de fluoroscopia. A partir de esta información se obtuvieron curvas de distribución de dosis, para establecer las diferencias significativas entre los dos estudios, que sirvan de base para la determinación de niveles orientativos de dicho centro hospitalario.

ESTIMATION OF ORGAN DOSES OF PATIENT UNDERGOING HEPATIC CHEMOEMBOLIZATION PROCEDURES

Jaramillo Garzón, William^{1*}; Khoury, Helen¹; Kramer, Richard¹; Cassola, Vagner¹; Saito Monteiro de Barros, Vinicius¹; Andrade, Gustavo²

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² ANGIORAD. Brasil.

*Responsible author, email: wjaramig@gmail.com

Hepatic chemoembolization interventional procedures have been recognized for delivering high skin doses to patients. In many cases patients require repeated chemoembolizations to be performed for the same lesion. Re-irradiation of the skin and organs may significantly increase the probability of radiation effects. Several studies have reported the maximum skin dose and the air-kerma area product (KAP) for the assessment of patient radiation exposure for this procedure. However few investigations of organ and effective dose estimates have been done. In this study the organ and tissue absorbed doses, as well the effective dose for fifty patients undergoing hepatic chemoembolization procedures in two hospitals in the city of Recife-Brazil were estimated. For this purpose KAP to effective dose conversion factors were calculated using the mesh-based phantoms FASH and MASH coupled to the EGSnrc Monte Carlo code. Clinical, dosimetric and irradiations parameters were registered for all patients. The maximum organ doses found were 2439.2 mGy, 854.10 mGy, 758.94 mGy and 443.28 mGy for skin, kidneys, adrenals and liver, respectively.

DETERMINING OF BARRIERS IN CARDIAC ANGIOGRAPHY WITH COMPUTATIONAL TECHNIQUES

Lava, Deise Diana*; Diogo, da Silva Borges; Moreira, Maria de Lourdes; Ferreira Guimarães, Antonio Cesar

Instituto de Engenharia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: deisedy@gmail.com

The angiogram is a test made by dyes, used to detect heart problems. Building an effective barrier to interaction of ionizing radiation present in rooms where angiograms occur requires consideration of many variables, including: number of patients per week, Occupancy factor, Dose Limit, distance between the source and the barrier and secondary air Kerma. The computer code built from this data has the objective to identify and use variables in functions obtained by nonlinear regression graphics offered by the NCRP Report-147 (Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities) for the calculation of shielding of the room's walls. After this, is done one program validation by comparing results with a base case provided by this report. The thickness of the obtained values comprises various materials, such as: lead glass, dry wall, steel, wood and concrete. After validation, is made an application in a simulated case. Its visual construction was done with the help of software used in modeling of indoor and outdoor. The construction of the computational code for barriers rests on the need to possess a tool capable to calculate the thickness of barriers in angiography rooms according the dose limits established by CNEN-NN-3:01 published in September 2011.

DOSIS DE RADIACIÓN EN PROCEDIMIENTOS DE CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA PEDIÁTRICA

Ubeda, Carlos^{1*}; Vaño, Eliseo²; Miranda, Patricia³

¹ Universidad de Tarapacá. Chile.

² Universidad Complutense. España.

³ Hospital Luis Calvo Mackenna. Chile.

* Autor responsable, email: carlos.ubeda.uta@gmail.com

Objetivo: determinar experimentalmente los niveles de dosis a los pacientes y dosis dispersa en la posición del cristalino del cardiólogo en procedimientos intervencionistas de cardiología pediátrica (PICP).

Material y Método: se caracterizó (dosis y calidad de imagen) un angiógrafo Siemens Axiom Artis BC perteneciente al Hospital Luis Calvo Mackenna en Santiago de Chile. Se han realizado mediciones experimentales de las tasas de dosis y dosis por imagen de los modos de fluoroscopia baja y cine para 4, 8, 12 y 16 cm de polimetil metacrilato (PMMA), (para simular pacientes pediátricos de 0 a <1, 1 a <5, 5 a < 10 y 10 a <16 años, respectivamente). Se han registrado, los valores del tiempo de fluoroscopia (TF) y el número de imágenes de cine (NI), estimando a partir de ellos, el kerma aire en el punto de referencia en la superficie de entrada (ESAK) del paciente, el producto kerma área (PKA) y la dosis equivalente personal Hp(10) en la posición del cardiólogo (al nivel del cristalino, sin protección) para 10 tipos de (PICP) diagnósticos y terapéuticos.

Resultados y discusión: los rangos de TF y NI para los procedimientos diagnósticos fueron desde 7,3 a 17,9 min y desde 770 a 1114 imágenes. Para los procedimientos terapéuticos estos valores fueron desde 9.0 a 29.4 min y 337 a 1333 imágenes. Los rangos de valores de las magnitudes dosimétricas estimados fueron los siguientes: ESAK desde 2.0 hasta 84.4 mGy, PKA desde 0,3 a 8.6 Gy cm² y Hp (10) desde 1.0 a 88,2 μSv, para los procedimientos terapéuticos y ESAK desde 3.1 a 61.2 mGy, PKA desde 0,4 a 6.2 Gy cm² y Hp (10) desde 2.4 hasta 62,4 μSv (para los procedimientos diagnósticos).

Conclusiones: el procedimiento ductus arterioso persistente con coil presentó los menores valores de dosis en el estudio.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN TÉCNICAS PERCUTÁNEAS INTERVENCIONISTAS, PARA EL TRATAMIENTO DEL DOLOR

**Sanchez Zamora, Luis Rafael¹*; Martínez Gonzalez, Aina²;
Fernandez, Andres²; De la Mora, Roxana³; Diaz Diaz, Alien¹**

¹ Hospital Hermanos Ameijeiras (HHA). Cuba.

² Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

³ CEDMEC. Cuba.

* Autor responsable, email: lszamora@infomed.sld.cu

Las técnicas percutáneas para el tratamiento del dolor constituyen un proceder de rutina en el Hospital Hermanos Ameijeiras dichas técnicas son llevadas a cabo por especialistas de diferentes ramas de la medicina, sin conocimiento adecuados del trabajo con radiaciones ionizantes ni de protección radiológica, (PR) lo cual unido al elevado número de pacientes tratados anualmente, hace que estén sometido a un elevado riesgo radiológico. El trabajo muestra los resultados de una investigación realizada en la clínica del dolor donde se evidenció la aparición de un eritema en una de las manos del especialista principal. Las evaluaciones pusieron de manifiesto la ejecución rutinaria de procedimientos clínicos que adolecían de la adopción de medidas de protección radiológica adecuadas lo que podía conducir a que en el transcurso de un año fueran superados los límites de dosis para efectos deterministas en la piel fundamentalmente en las extremidades. La investigación constató que la capacitación del personal en esta materia y el control riguroso de la exposición ocupacional son fundamentales para lograr niveles de PR adecuados en estas prácticas.

Palabras Claves. Protección radiológica, exposición ocupacional, radiología intervencionista.

EXPOSICIÓN A RADIACIÓN DEL OPERADOR ENTRE ACCESO RADIAL DERECHO E IZQUIERDO

Batista, Ignacio*; Trujillo, Pedro; Vignolo, Gustavo; Durán, Ariel; Mila, Rafael; Lluberas, Rafael

Servicio Hemodinamia. Hospital de Clínicas UdelaR. Uruguay.

* Autor responsable, email: nachobatista@hotmail.com

Antecedentes: El acceso radial derecho (ARD) es el más utilizado en nuestro medio para CACG/ATC, ello se debe a la menor tasa de complicaciones vasculares y a la mayor comodidad para el paciente. Estudios previos mostraron resultados controvertidos de dosis de radiación recibida por el primer operador (PO) entre ambos accesos.

Objetivo: Comparar la exposición a radiación del PO entre ARD versus acceso radial izquierdo (ARD) durante procedimientos coronarios invasivos del mundo real.

Método: Estudio prospectivo y randomizado en curso. Se reclutaron pacientes (P) desde 2/2014 a 3/2015. Criterios de inclusión: P>18años con indicación de CACG/ATC. Criterios de exclusión: imposibilidad de lograr acceso vascular randomizado, CRM previa con AMI, IRC severa, FAV, preferencia del paciente. Se utilizó para radioprotección del paciente: falda plomada entre cintura y rodillas; para el PO: falda, chaleco, protector cervical, lentes plomados, mampara colgante y cortina bajo mesada. Se utilizó detector de radiación DMC3000 por fuera a la izquierda del protector cervical del PO. Se registraron variables clínicas y del procedimiento: duración, tiempo de fluoroscopia (TF-minutos), número de escenas (NE), producto dosis área (PDA- μGym^2), radiación total (RT- μGym) y dosimetría del PO (μSv). Se utilizó test de t para comparación de medias, con un valor $p \leq 0,05$.

Resultado: resultados preliminares (febrero-setiembre/2014). n: 69P, 41P hombres. Edad promedio 63.8 ± 11.4 años (26-83años). 26P se realizó ARI y 43PARD. Sin diferencia significativas entre grupos en: FRCV, IMC y presentación clínica. Las variables del procedimiento evidenciaron (ARI vs ARD): duración del estudio 42.0 ± 5.4 vs 32.1 ± 3.6 ($p=0.120$); NE 17 ± 2.0 vs 13 ± 1 ($p=0.037$); TF 13.9 ± 2.0 vs 9.9 ± 1.5 ($p=0.125$); PDA 11635.1 ± 1604.5 vs 6001.7 ± 669.9 ($p=0.003$); dosis total 2066.7 ± 306.4 vs 1094.7 ± 111.2 ($p=0.006$) y dosimetría del PO 66.6 ± 11.7 vs 29.7 ± 6.3 ($p=0.008$).

Conclusión: el uso de ARD se asoció con una disminución estadísticamente significativa en la dosis de radiación recibida por el PO en comparación con el ARI.

ESTUDIO PILOTO DE DOSIS EN CRISTALINO EN RADIOLOGÍA INTERVENCIONISTA

Castro, Ailza^{1*}; Fernandez, Andres¹; Molina, David²; Sanchez, Luis²

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Hospital Clínico Quirúrgico Hermanos Ameijeiras. Cuba.

* Autor responsable, email: cphrailza@ceniai.inf.cu

La radiología intervencionista (RI) implica considerable exposición para el personal expuesto. Las dosis abarcan un amplio rango según función del trabajador y complejidad del procedimiento. En cristalino y piel pueden alcanzarse valores que impliquen efectos deterministas de no cumplirse con medidas adecuadas de protección radiológica. Esto ha sido demostrado en investigaciones como el estudio retrospectivo de daños en cristalino del ojo y dosis (RELID, siglas en inglés). Su objetivo fue examinar prevalencia de opacidad en cristalino de trabajadores vinculados a cardiología intervencionista y correlacionarla con exposición ocupacional. Estos resultados contribuyeron a que la CIPR recomendara un nuevo límite anual de dosis equivalente para cristalino de 20 mSv. Para evaluar implicaciones operacionales para la vigilancia radiológica, se desarrolló un estudio piloto para determinar las dosis en los trabajadores vinculados a la RI en un hospital cubano. Fue utilizado un maniquí RANDO-ALDERSON, sobre el cual se colocaron dosímetros termoluminiscentes debajo y encima del delantal plomado, en diferentes posiciones a nivel del cristalino: encima, debajo y laterales del espejuelo plomado. El maniquí fue situado en las posiciones del especialista principal y enfermera que asiste. Se simularon procedimientos representativos según complejidad, tiempo y tasa de exposición. Los dosímetros utilizados fueron modelo RADOS para cuerpo entero con dos detectores termoluminiscentes GR-200 (LiF:Mg,Cu,P) para evaluar dosis equivalente Hp(10) y dosímetros para cristalinos con tres detectores para evaluar dosis equivalente Hp(3), sometidos a pruebas recomendadas por la Norma IEC 61066 (homogeneidad, reproducibilidad, respuesta energética, entre otras), seleccionados por su sensibilidad individual. Se utilizó el sistema de lectura automático TLD modelo RADOS del Laboratorio de Dosimetría Externa del CPHR, calibrado en función de la magnitud a evaluar. Se demostraron implicaciones operacionales que ha tenido el nuevo límite de dosis para cristalino, y se emitieron recomendaciones respecto al tipo de vigilancia radiológica individual y frecuencia de uso durante procedimientos intervencionistas.

RADIOPROTECCIÓN CON FALDA PLOMADA EN PROCEDIMIENTOS CORONARIOS INTERVENCIONISTAS. ESTUDIO 4P II

**Trujillo, Pedro*; Batista, Ignacio; Vignolo, Gustavo;
Durán, Ariel; Lluberas, Ricardo**

Centro Cardiovascular Universitario. Uruguay.

* Autor responsable, email: petruji67@gmail.com

Antecedentes: es controvertido si la protección pélvica plomada aplicada al paciente (4P) reduce la dosis de radiación recibida por el primer operador (PO) en cineangiogramas coronarios (CACG) o angioplastias coronarias (ATC) por acceso radial derecho (ARD).

Objetivo: evaluar el efecto del uso de 4P sobre la radiación recibida por el primer operador y el paciente (P) en procedimientos de CACG y/o ATC.

Método: Se realiza un estudio randomizado, prospectivo sobre 150 P (ampliando el estudio 4P) con falda plomada de 0,5mm colocada entre la cintura y las rodillas del P. Se utilizó en todos los casos falda, chaleco y protector tiroideo equivalente a 0,5mm de plomo, lentes plomados, mampara colgante y cortina plomada bajo camilla. La dosimetría del PO (DPO) fue realizada con un detector ubicado por fuera del protector tiroideo del PO. Se registraron variables epidemiológicas y del procedimiento, incluyendo DPO en μSv , producto dosis área (PDA) en μGym^2 , radiación total (RT) en μGym , tiempo de fluoroscopia (TF) y número de escenas (NE). Se utilizó test de t para comparación de medias, con un valor $\alpha=0.05$. Resultado preliminar: Se incluyó 47 P en el grupo con 4P y 53 pacientes en el grupo sin 4P, con edad promedio 64 años. No hubo diferencia significativa en las características basales de la población. Los valores para el grupo sin 4P vs con 4P fueron: PDA 8374.5 ± 1006 vs $8959,1$, $p=0.705$, DPO $40,4 \pm 5,9$ vs $36,7 \pm 5,4$, $p=0,642$, RT $1545,3 \pm 190,9$ vs $1649,6 \pm 219,8$, $p=0.724$, TF $11,6 \pm 1,4$ vs $10,7 \pm 1,4$, $p=0.654$, NE 14 vs 11, $p=0,98$.

Conclusión: el uso de 4P no se asoció con diferencias significativas en la dosis de radiación recibida por el PO ni por el P en CACG o ATC realizados por ARD.

DOSES OCUPACIONAIS EM PROCEDIMENTOS TERAPÊUTICOS DE QUIMIOEMBOLIZAÇÃO HEPÁTICA

**Castilho, Alvaro A.V.B.*; Murata, Camila. H.; Szejnfeld, D.; Fornazari, V.;
Moreira, A.C.; Medeiros R.B.**

UNIFESP- Universidade Federal de São Paulo. Brasil.

* Autor responsable, email: alvaro_vilasboas@hotmail.com

Introdução: dados sobre as doses ocupacionais em Quimioembolização Hepática para tratamento de carcinoma hepatocelular são limitados. O objetivo deste estudo é avaliar as doses efetivas recebidas pela equipe médica a fim de otimizar as condições de proteção radiológica.

Metodologia: foram utilizados dosímetros da MirionTechnologies, Inc. (InstadoseTM). Trinta pacientes foram submetidos a série de fluoroscopia e cinefluororadiografia de até 30s, com 2, 1 ou 0,5 fps para cada 10 s. As doses efetivas do operador na região temporal esquerda, tórax e tornozelo esquerdo foram registradas, bem como nas regiões anterior e posterior do tórax da equipe de enfermagem. Os valores do produto Kerma-área (KAP-Gy.cm²) para fluoroscopia e cinefluororadiografia foram registrados.

Resultados: os valores de terceiro quartil (mediana) para KAP foram 574 (386,8) Gy.cm² para a dose total, 400,6 (293,8) Gy.cm² para Cine e 189 (93) Gy.cm² para Fluoro. As doses ocupacionais, no médico titular, foram 0,28 ± 0.16mSv (cristalino esquerdo), 0,21 ± 0.16mSv (tórax) e 1,3 ± 1.5mSv (tornozelo esquerdo). Para equipe de enfermagem, foram: 0,053 ± 0.058mSv (região torácica anterior) e 0,011 ± 0.023mSv (região torácica posterior).

Discussão e Conclusão: uma grande desvantagem da Quimioembolização Hepática, comparando com outras embolizações como Mioma Uterino e Cerebrais, é a necessidade de se estudar a fase arterial e portal na mesma aquisição. Por necessidade fisiológica esta fase dura aproximadamente 30s, sendo assim, não temos como diminuir o tempo de radiação na fase diagnóstica. Porém, podemos reduzir a quantidade de fps e usar todas as ferramentas disponíveis do equipamento contribuindo para minimização das doses. Os valores obtidos na região do tornozelo são significativamente maiores do que em outras regiões, sugerindo a importância da instalação de saíote de chumbo na mesa de procedimento. Os valores de doses efetivas da equipe de enfermagem justificam o uso do avental plumbífero com proteção frontal e nas costas.

DOSE RATES IN REAL TIME FOR INTERVENTIONAL FLUOROSCOPY PROCEDURES

Lourenco, Jose Carlos¹; Paschuk, Sergei¹; Schelin, Hugo^{2*}; Denyak, Valeriy²; Santos, Cesar³

¹ Federal University of Technology. Brasil.

² Pelé Pequeno Príncipe Research Institute. Brasil.

³ Londrina State University. Brasil.

* Responsible author, email: schelin2@gmail.com

The objective of the present work was to develop a system to estimate the equivalent doses of ionizing radiation in real-time during interventional fluoroscopy procedures. We used the remote system fluoroscopy control manually operated at 50 kVp and 30 mA and the ionization chamber Ludlum Model 9DP. In the experimental phase a PMMA simulator was used to measure the scattered radiation. The dose rates were collected in 3D in relation to the main beam of 19, 38, 76 and 152 cm and the height with the same numeric values, corresponding to thirteen points with angles of 70°, 140°, 450°, adopting the inverse distance square law. The dose rates above 5 μ Sv/h were considered and the reproducibility of the measurements. The algorithm of the Chauvenet criterion was used to eliminate the discrepant measures, selecting the dose rates that were above the average. The resulting measures of these selections were used to build the isodose of the dose rates. To visualize the dose rates real-time in 3D an ionization chamber was placed on top of the fluoroscopy table. The collected data were sent to the computer for processing in order to determine the estimated dose rates indirectly in relation to the predetermined isodoses and to the positioning of the staff in the interventional procedures. The dose rates and the cumulative dose are shown in real time through a TV monitor placed in a visible place for the medical staff showing the intensities of the dose rates with visual indication of the color for the intensities of the dose rates in the medical staff. The estimated doses found by the system were: 1.4 0.5 mSv/h trunk; 4.5 0.5 mSv/h hands; 0.8 0.5 thyroid; and 0.28 0.5 mSv/h eyes. Work supported by CNPq, CAPES and Fundação Araucária.

IMPLEMENTATION OF RADIATION DOSE OPTIMIZATION IN HEMODYNAMIC ARC

Caggiano Santos¹; Sardinha, Wander¹; Dias, Silfayner¹; Trevisan, Fernando¹; Tenório, Guilon¹; Lourenco, Jose Carlos²; Schelin, Hugo^{2*}; Denyak, Valeriy³; Paschuk, Sergei⁴

¹ Londrina State University. Brasil.

² Federal University of Technology – Paraná. Brasil.

³ Pelé Pequeno Príncipe Research Institute. Brasil.

⁴ Federal University of Technology – Paraná. Brasil.

* Responsible author, email: schelin2@gmail.com

The objective of this study was to implement the Radiological Protection Optimization Principle for radiation doses received by the medical staff at the University Hospital of the State University of Londrina (HU/UDEL) in Angioradiology and Endovascular Surgery. For this the speed of the interventional procedure, the exposure rate fluoroscopy (eps) and the image quality and radiation dose rates were measured. The rates were calculated in interventional procedures performed by medical staff in the regions of interest. In the radiation dose tests two acrylic phantoms and a 280 cm³ air volume ionization chamber detector model 9DP - Ludlum were used. In these tests have been introduced the guide and catheter in the phantoms with speed of 5 to 15 mm/s, simulating regions of interest in interventional procedures. The fluoroscopic exposure rate varied from 5 to 15 eps, the radiation doses were measured on-line with the detector in a one second rate, and the quality of images studied. The results of these tests showed that it is possible to work with 7.5 eps fluoroscopy with no change in image quality for the Angioradiology and Endovascular Surgery specialty. It was found that with this optimization procedure, the radiation dose was reduced by 50% in the entire staff and in the patient. This technique is now being applied at the Hemodynamic Arc of the HU/UDEL. Work supported by CNPq, CAPES and Fundação Araucária.

EVALUACIÓN DEL USO DE GUANTES DE PROTECCIÓN EN CIRUGÍAS DE TRAUMATOLOGÍA GUIADAS POR FLUOROSCOPIA

**Rodriguez, Silvia; Acosta Rengifo, Nora del Pilar*;
Rivero Mendoza, Marco Antonio; Palomino, Raúl;
Bazan, Yovani; Guzman, Edson**

Hospital Nacional Dos de Mayo. Perú.

* Autor responsable, email: noracesarsdiego@gmail.com

Introducción: la Fluoroscopia permite apoyar en forma interactiva y en tiempo real, la ejecución de un número cada vez mayor de intervenciones quirúrgicas en traumatología para localizar la lesión o área de tratamiento, monitorear el procedimiento y controlar la terapia. El desarrollo de las técnicas quirúrgicas de traumatología guiadas por Fluoroscopia, el avance tecnológico de los equipos de rayos X y la gran demanda de estas exploraciones, hace necesario un riguroso control de los procedimientos de protección radiológica y del uso de dispositivos como los guantes plomados para la protección del especialista; si bien la utilización de este tipo de guantes es efectiva, es importante tener en cuenta la influencia que su presencia tiene en las técnicas fluoroscópicas del equipo cuando se sitúan en la zona que activa el control automático de exposición (CAE).

Objetivos: evaluar la protección radiológica en las intervenciones quirúrgicas de traumatología guiadas por Fluoroscopia y valorar el uso de guantes de protección por el medico traumatólogo.

Metodología: en este estudio se utilizarán dos Sistemas de Rayos X – Arco en C, un Set de control de calidad, una Cámara de Transmisión / DIAMENTOR E, una Cámara de Ionización 6000/530B, un Maniquí ANSI y el Test de Leeds TOR 18. Se estimará el Producto dosis – área y se realizará la medida de la tasa de dosis de entrada en el paciente.

Resultados: el análisis del uso de los guantes plomados durante los procedimientos realizados por los traumatólogos, verificará su efectividad frente a determinadas geometrías (posición de las manos, zona de activación del CAE, campo de radiación).

Conclusiones: la evaluación de los procedimientos de protección radiológica en las intervenciones quirúrgicas de traumatología permitirá establecer las acciones para minimizar el riesgo radiológico de los pacientes y profesionales traumatólogos; identificar las condiciones de uso seguro de los guantes plomados evitará que se incrementen de modo significativo la tasa de dosis de entrada en el paciente y por lo tanto en el medico traumatólogo.

IMPLEMENTACIÓN DEL SEGUNDO DOSÍMETRO EN HEMODINAMIA E INTERVENCIONISMO

***Sacc, Ricardo*; Gomez, Flavio; Herrero, Flavia; Sacc, Alejandro;
Sacc, Gabriela; Beltrame, Cristina; Zucca, Marcela***

CER Consultoría en Radiaciones. Argentina.

* Autor responsable, email: ricardo_cer@arnetbiz.com.ar

Desde hace 25 años, hemos recomendado el uso de un segundo dosímetro para una mejor estimación de las dosis ocupacionales de los profesionales que se desempeñan en las prácticas de Hemodinamia e Intervencionismo, dado el alto grado de inhomogeneidad de los campos radiantes que inciden sobre las partes del cuerpo protegidas por elementos de radioprotección personales, respecto a la incidencia sobre zonas sin protectores personalizados. El objetivo principal de su uso es poder proporcionar una mejor estimación de la dosis efectiva ocupacional, teniendo en cuenta que las variaciones de tasas de dosis en las zonas referidas son elevadas y normalmente, superan un orden de magnitud. La bibliografía internacional cita importantes mejoras en la estimación de dosis mediante el uso de dos dosímetros (uno por detrás del delantal plomado y otro sin atenuador alguno), pero advierte sobre algunas complicaciones al momento de adoptar los algoritmos de cálculos correspondientes, así como errores generados por el uso incorrecto de los mismos. El objetivo del presente trabajo, es comentar cuales fueron nuestros criterios al momento de la implementación oficial del uso de ambos, ya que desde inicios del año 2014, para usuarios que se desempeñan en procedimientos dinámicos, la Autoridad de Salud Pública, ha dispuesto la obligatoriedad del uso de los mismos.

MEDICIÓN DE LA CAPA HEMIRREDUCTORA, A TRAVÉS DEL VOLTAJE EN UN EQUIPO DE RADIODIAGNÓSTICO

Jaimes Santin, Uriel*; Calderon Becerra, Martha Angélica

Escuela Superior de Física y Matemáticas. México.

* Autor responsable, email: urieljs@yahoo.com

En la normativa mexicana, la capa hemirreductora de un haz de rayos X, se determina al medir la intensidad de un haz, después de atravesar diferentes espesores de una barrera, cuyo coeficiente de atenuación es previamente conocido. Sin embargo, y dado que justamente la intensidad del haz, está vinculada estrechamente al potencial del tubo, en el presente proyecto se realiza una estimación del potencial detectado luego de que el haz atravesó varios espesores, y se establece una correlación con la capa hemirreductora calculada previamente. Los resultados en cuestión, permiten hacer una estimación más acertada de la capacidad de penetración del haz, lo cual representa, una mejor calidad de imagen e incluso, la selección de los parámetros más adecuados, para reducir al mínimo posible las dosis.

JUSTIFICACIÓN DE LA SOLICITUD DE ESTUDIOS RADIOLÓGICOS EN EL CENTRO NACIONAL DE INTOXICACIONES (CNI)

Méndez, Marta María

Hospital. Alejandro Posadas. Argentina.

Autor responsable, email: martmarmendez@gmail.com

El Centro Nacional de Intoxicaciones (CNI), recibe consultas de todo el país, durante las 24 horas, todos los días del año. Se atienden pacientes adultos y pediátricos, en forma personal o telefónica. Sobre un promedio de 30.000 consultas anuales, el 51% corresponde a la población pediátrica de entre 0 y 14 años; y el 40% de éstos, son niños menores de 4 años. Por lo tanto los niños son los que más frecuentemente se intoxican, y constituyen la población más vulnerable a los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. En este trabajo se presentan las medidas implementadas en el CNI para solicitar sólo los estudios radiológicos, que sean absolutamente necesarios, para hacer un diagnóstico correcto, instalar el tratamiento adecuado y lograr la curación del paciente sin secuelas.

DETERMINACIÓN FRACTAL DEL ÍNDICE CARDIOTORÁCICO EN RADIOGRAFÍA DE TÓRAX

Colchado, Juan

EsSalud. Perú.

Autor responsable, email: jaca1952@hotmail.com

En la actualidad la radiografía de tórax es la técnica diagnóstica más utilizada para la detección y seguimiento de enfermedades cardiacas y pulmonares ya que evidencian cambios en la morfología del corazón, el mediastino, los pulmones, las paredes óseas y la vasculatura pulmonar. A pesar de que los procedimientos de evaluación actuales son útiles clínicamente, poco se ha hecho por desarrollar métodos suficientemente objetivos, de tal forma que actualmente la mejor indicación sobre el aumento del tamaño del corazón es una impresión subjetiva del observador. En consecuencia existe un problema que al calcular el índice cardiotorácico clínico (ICT) existe un rango de incertidumbre en el cual no es posible realizar afirmaciones diagnósticas en forma precisa porque las medidas realizadas por el observador son subjetivas, por lo que se debe hallar un índice cardiotorácico fractal. En una muestra de 101 radiografías de tórax de pacientes de diferente edad y sexo, se halló una relación del índice cardiotorácico (ICT) y la dimensión fracta (DF): $ICT = 0.097 DF + 0.246$. Para aplicar esta relación se tiene que hallar la dimensión fractal de la placa correspondiente a un examen radiográfico perdiéndose de esta forma la subjetividad del observador.

ANÁLISE COMPORTAMENTAL DO MAMÓGRAFO DIGITAL NA OBTENÇÃO DAS IMAGENS MÉDICAS

Oliveira, Sergio*; Fiocruz; Mantuano, Natalia

UFRJ. Brasil.

* Autor responsable, email: oliveirasr@fiocruz.br

A utilização de mamógrafos digitais tem sido mais frequente, principalmente por eficiência no diagnóstico médico, pois possibilita detecção precoce de anomalias. Entretanto, diversos pesquisadores buscam estudar o comportamento deste tipo de equipamento, explorando suas relações de dose. Entendemos a importância deste assunto, todavia sabemos que são as profissionais técnicas em radiologia que determinam indiretamente a dose sobre a paciente. Diante deste dilema, resolvemos pesquisar o comportamento do equipamento digital em relação à aplicação das técnicas radiológicas. No estudo, foram analisadas as exposições de 1279 pacientes, submetidas ao procedimento de rotina, sendo realizado 4 incidências básicas (duas crânio caudal e duas oblíquo médio lateral). Todas as exposições foram realizadas no ano de 2013, em uma única instituição de saúde e com o mesmo equipamento digital. As imagens obtidas foram classificadas de acordo com as técnicas de exposição disponíveis no equipamento (padrão, contraste e dose) e que devem ser selecionadas conforme a densidade mamária da paciente. Foram avaliados parâmetros como a combinação alvo/filtro de acordo com a espessura e a densidade mamária; a variação de técnica radiográfica em função da compressão mamária e as variações de dose em relação à espessura da mama. Os resultados encontrados apontam que a combinação alvo/filtro de molibdênio é mais eficiente para mamas extremamente adiposas. Observou-se que quanto menor a compressão mamária, maior era a carga (mAs), aumentando assim drasticamente a medida que aumentava a espessura da mama. Em relação aos parâmetros técnicos de exposição verificou-se que, para mamas mais densas as técnicas de contraste superavam o dobro da dose da técnica padrão, em se comparando com outras exposições para o mesmo tipo de tecido mamário. Com isso, concluímos que é necessário um aprofundamento maior e um estudo complementar a fim de parametrizar as técnicas radiográficas aplicadas às pacientes durante procedimentos de mamografia em aparelhos digitais.

DOSIS DE ENTRADA EN LA PIEL EN RADIOGRAFÍAS OBTENIDAS EN LOS SISTEMAS DE RECEPTORES DE IMÁGENES

Oliveira, Marcus^{1*}; Lopez, Guillermo; Andrade, Marcos Ely²; Batista, Wilson¹; Campos, Paulo³

¹ Instituto Federal da Bahia. Brasil.

² Departamemento de Energia Nuclear, UFPE. Brasil.

³ Universidade Federal da Bahia, FOUFBA. Brasil.

* Autor responsable, email: marcusradiology@gmail.com

Objetivo: evaluar las dosis de radiación en la superficie de la entrada en piel, e imágenes radiográficas de la articulación temporo-mandibular (ATM) obtenidas en distintos receptores de imagen.

Material y Métodos: el estudio se realizó con la utilización de un simulador antropomórfico de cabeza y cuello, fabricado por Radiation Support Devices (California, USA) modelo: RS-230. Se obtuvieron las imágenes de la ATM a través del posicionamiento del simulador antropomórfico para la técnica de Law modificada, en un sistema de detección tipo DR (Digital Radiography) y otro del tipo CR (Computed Radiography), siendo uno fabricado por PHILLIPS y el otro por ARESTREAM. El estudio dosimétrico se realizó a partir de once pares de dosímetros termoluminiscentes, TLD-100 (LiF:Mg,Ti), divididos en dos lotes de cinco pares, colocados en la superficie de los ojos, parótidas, submandibulares y tiroides.

Resultados: las dosis evaluadas variaron entre 0.01 mGy y 1.73 mGy para el sistema DR y 0.05 mGy y 1.85 mGy para el sistema CR, siendo este último considerado como el nivel más elevado y la región de la parótida izquierda seguido del ojo izquierdo como las más irradiadas.

Conclusión: en este tipo de exámenes debe buscarse la reducción de las dosis debido a los órganos sensibles como cristalino y tiroides que están siendo expuestos directamente al haz primario, sobre todo en equipos que dispongan de la tecnología CR.

RESULTADOS DE MEDIÇÕES DE GRANDEZAS DOSIMÉTRICAS EM MAMOGRAFIA

Feital, João Carlos^{1*}; Delgado, José Ubiratan¹; Tadeu Lopes, Ricardo²

¹ Instituto de Radioproteção e Dosimetria. Brasil.

² Coppe/UFRJ. Brasil.

* Autor responsable, email: jfeital@ird.gov.br

Neste estudo, em que o objetivo principal é a obtenção de resultados de dose glandular média e kerma no ar incidente, foram realizadas 21 medições em um simulador de mama para diferentes profundidades e espessuras de compressão. Utilizaram-se dosímetros termoluminescentes (LIF 100) devidamente selecionados e calibrados e câmara de ionização para medições da camada semi-redutora, além de um mamógrafo digital utilizado para procedimentos de radiografia computadorizada (CR) em pesquisa e desenvolvimento. Após as devidas comparações com dados da literatura para tais grandezas, os resultados obtidos neste estudo indicam a possibilidade de validação da metodologia.

INDICADORES DE LA RESPUESTA INFLAMATORIA EN SINDROME CUTÁNEO RADIONDUCIDO (SCR)

Molinari, Ana¹; Portas, Mercedes²; Rossini, Andres¹; Michelin, Severino¹; Dubner, Diana^{1*}

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

² Hospital de Quemados. Argentina.

* Autor responsable, email: ddubner@arn.gob.ar

Las lesiones radioinducidas en piel (SCR) pueden tener severas secuelas, disminuyendo la calidad de vida de personas expuestas accidentalmente, constituyendo también motivo de preocupación en ámbitos de la radioterapia y radiología intervencionista. El SCR se basa en una combinación de procesos inflamatorios y alteración de la proliferación celular, cuya evolución depende de varios factores. En el marco de un acuerdo entre el Hospital de Quemados GCBA y la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), se encuentra en ejecución un protocolo para el diagnóstico y tratamiento del SCR. Ligado al mismo se desarrolla este estudio cuyo objetivo es identificar biomarcadores del proceso inflamatorio, y su utilidad como indicador de la evolución y la respuesta de los pacientes al tratamiento terapéutico. La expresión de las moléculas de adhesión ICAM-1 y β 1-integrina en granulocitos y linfocitos, así como cambios en subpoblaciones de linfocitos T y el nivel plasmático de Proteína C Reactiva (PCR), fueron evaluados en 14 pacientes con SCR por prácticas de radiología intervencionista. Se observa un significativo aumento de la expresión de β 1-integrina en linfocitos de pacientes con lesiones grado 3-4 de acuerdo al sistema RTOG/EORTC, en buena correlación con la evolución del paciente. Asimismo revela una tendencia al aumento de su expresión en granulocitos en el mismo grupo. El análisis de subpoblaciones linfocitarias muestra una alteración en la homeostasis de los linfocitos T. Los niveles de PCR se comportan como indicadores del proceso inflamatorio agudo. Los parámetros analizados en combinación con otros indicadores de inflamación, podrían ser utilizados como potenciales marcadores para el seguimiento del proceso de inflamación radioinducida, así como disponer de un mayor conocimiento radiopatológico de la respuesta de los tejidos normales en escenarios de exposición radiológica accidental, permitiendo aportar información adicional al médico tratante para guiar el tratamiento terapéutico en forma personalizada.

EVALUACIÓN DE PROTOCOLOS EN RADIOGRAFÍA PANORÁMICA UTILIZANDO PKL, PKA Y DOSIS EFECTIVA

Batista, Wilson Otto

Instituto Federal de Educação, Ciencia e Tecnologia da Bahia. Brasil.

Autor responsable, email: wilsonottobatista@gmail.com

La radiología odontológica viene siendo ampliamente utilizada especialmente, después de la consolidación de las técnicas de implantes dentarios. Aunque, radiología odontológica siempre fue considerada como una técnica de baja dosis, este escenario sufrió drástico cambio con la introducción de nuevas tecnologías, (receptores digitales), de las técnicas volumétricas y nuevos factores publicados en la ICRP#103. Para comparar los valores de dosis relacionados con la utilización de diferentes tecnologías en la adquisición de imágenes panorámicas dentarias, elegimos los parámetros: (a) dosis efectiva calculada a través de dos factores de conversión; (b) valores del producto kerma en el aire-longitud, PKL y (c) valores del producto kerma en el aire-área, PKA. Veinticuatro equipamientos que obtén la imagen panorámica en odontología fueron evaluados y distribuidos en tres categorías: (i) 19 unidades de rayos-x panorámicos (receptor convencional y digital); (ii) 3 equipamientos de tomografía computadorizada de haz cónico (TCHC), que tiene un sensor específico para la obtención de imágenes panorámicas y (iii) 2 unidades de TCHC que sólo poseen sensor para adquisición volumétrica, y la obtención de imágenes panorámicas es realizada a través reconstrucción software. En la obtención de las medidas utilizamos una cámara de ionización tipo lápiz para determinación del valor de PKL y consecuente evaluación del PKA en rayos x panorámicos y medidor de PKA para medidas directas de PKA en TCHC. La dosis efectiva fue obtenida a través de factores de conversión: E/PKL y E/PKA, son los coeficientes de conversión de PKL y PKA para dosis efectiva respectivamente. Los resultados muestran que los valores de PKA y de la dosis efectiva fueron mayores para los equipamientos que utilizan receptores de imagen digitales y aquellos que obtienen la imagen panorámica a través de reconstrucción por software. Se concluye que los procedimientos de optimización y análisis crítico deben ser siempre aplicados al adoptar nuevas tecnologías.

CONTROL DE CALIDAD Y DOSIS GLANDULAR MEDIA EN MAMOGRAFÍA CON SISTEMA CR

Souza dos Santos, Livia Raine; Batista, Wilson Otto*

Instituto Federal de Educação, Ciencia e Tecnologia da Bahia. Brasil.

* Autor responsable, email: wilsonottobatista@gmail.com

Objetivo: evaluar parámetros de control de calidad aplicables fundamentalmente al conjunto equipamiento generador de rayos X y receptor de imagen, a través de metodología simple y validada por entidades internacionales. Confrontar la evaluación de control de calidad con los valores de dosis glandular media, DG.

Materiales y Métodos: a través de la obtención de imagen del simulador antropomórfico y de una serie de láminas en PMMA formando los espesores de: 20 mm; 30 mm; 40 mm; 45 mm; 50 mm y 60 mm. Los parámetros de exposición (kV, mAs y combinación blanco/filtro) utilizados en modo automático de exposición para estas adquisiciones fueron reproducidos en modo manual en tres equipamientos de mamografía, (Mammomat 3000, Mammomat 3000-Nova e Lorad-MIV), para obtención de los datos dosimétricos. Los tres equipamientos utilizan el sistema de Radiografía Computadorizada, CR (CareStream). Las imágenes en formato DICOM fueron utilizadas para determinar la Razón Contraste Ruido (CNR), la Razón Señal Ruido (RSR). Los datos dosimétricos, adquiridos con el medidor RADCAL Rapidose, fueron utilizados para calcular la Dosis Glandular Media (DG). La Dosis Glandular Media fue determinada utilizando el método de Dance (2000) y considerando las actualizaciones presentadas por el protocolo europeo.

Resultados y Discusiones: los parámetros CNR y RSR para los tres equipamientos satisfacen las recomendaciones del protocolo europeo. Pero, para la dosis glandular media los resultados contrarían las recomendaciones. Pues, el control automático de exposición seleccionó sólo una combinación blanco/filtro de Mo/Mo lo para todos los espesores de mamas, lo que resultó en valores de DG por encima de los límites recomendables en el protocolo europeo para los espesores mayores que 45 mm con valores máximos (2,53 mGy; 3,02 mGy y 5,60 mGy).

Conclusiones: la metodología aplicada permitió de manera simple y eficaz evaluar la DG y asociarla a otros factores de calidad de la imagen mamográfica digital.

OPTIMIZACIÓN DE PROTOCOLOS EN TOMOGRAFÍA DENTAL COMPUTADORIZADA DE HAZ CÓNICO

***dos Santos Gonçalves, Marcel; de Souza Vasconcelos, Rebeca;
Batista, Wilson Otto****

Instituto Federal de Educação, Ciencia e Tecnologia da Bahia. Brasil.

* Autor responsable, email: wilsonottobatista@gmail.com

Objetivos: este estudio visó desarrollar un objeto simulador que permita evaluar resolución espacial en alto contraste; caracterizar dosimétricamente protocolos de imagen en Tomografía Computadorizada de Haz Cónico (TCHC) y calcular la dosis efectiva con el objetivo de proponer la optimización de esos protocolos de modo a reducir los niveles de exposición sin pérdida en la calidad de la imagen.

Metodología: evaluamos una plantilla de equipamiento, el tomógrafo CareStream CS 9000 3D. Inicialmente seleccionamos los protocolos preestablecidos y en la secuencia variamos los parámetros de adquisición: corriente, tensión y tamaño de voxel. Para evaluar la calidad de la imagen escogemos el parámetro resolución espacial en alto contraste y razón señal ruido como indicadores. En cada condición se adquirió imágenes del objeto simulador. También caracterizamos cada protocolo midiendo el kerma en la superficie de entrada y el producto kerma en el aire-área, PKA. Para calcular la dosis efectiva utilizamos un software comercial PCXMC y una rutina de entrada de datos elaborada en el contexto de este trabajo.

Resultados: las diferentes imágenes fueron evaluadas observándose los siguientes aspectos: resolución espacial de alto contraste, razón señal-ruido (RSR) y producto kerma-área (PKA) de cada protocolo. La razón señal ruido en él se encuentra en el intervalo de 1,04 a 4,4; la resolución espacial entre 8 y 10 pl/cm y la resolución espacial evaluada y los valores de PKA en el intervalo de: 87 a 234 mGy.cm². La dosis efectiva calculada está dentro del intervalo de 9,0 a 15,7 μSv. Comparando los valores de dosis para imágenes aceptables se verifica que pequeñas variaciones en la tensión representan variaciones significativas en la calidad de la imagen con pequeña influencia en el PKA. Para la corriente se verifica comportamiento significativamente diferente.

Conclusión: se concluye que el parámetro resolución espacial es extremadamente útil para optimizar protocolos en TCHC y que los protocolos pre-establecidos necesitan de idoneidad cada realidad y biótipo del paciente.

MONTE CARLO ESTIMATION FOR PEDIATRIC BARIUM MEAL PROCEDURES

**Filipov, Danielle^{1*}; Reuters Schelin, Hugo²; Deniak, Valeriy²;
Paschuk, Sergei¹; Legnani, Adriano²; Ledesma, Jorge Alberto²;
Sauzen, Jessica¹; Yagui, Akemi¹; Jamil Houry, Helen³**

¹ Universidade Tecnológica Federal Do Paraná. Brasil.

² Instituto De Pesquisa Pelé Pequeno Príncipe. Brasil.

³ Universidade Federal De Pernambuco. Brasil.

* Responsible author, email: dfilipov@utfpr.edu.br

Fluoroscopic barium meal (BM) or upper gastrointestinal (UGI) series involve an X-ray examination of the esophagus, stomach, and duodenum, by the use of a contrast media – the barium sulfate. They are widely used to observe digestive functions or to diagnose abnormalities such as ulcers; tumors; inflammation of the esophagus, stomach, and duodenum; malrotations; vascular rings; and gastroesophageal reflux disease (a common ailment in children). However, this procedure uses long fluoroscopy times and multiple radiographies, resulting in high effective doses to pediatric patients, whose radiosensitivity and life expectancy are higher than in adults. Based on those data, the aims of the current study are to: determine KAP (kerma-area product) values, on the patient chest area, and the effective doses to 5 and 10 years old children. Thirty-two different pediatric patients were studied and stratified into two group sizes: 5 and 10 years old. For each procedure, the following data was recorded: sex, age and upper chest thickness, from the patients; technical parameters of the procedure, distances (focus-detector and focus-table) and field size on the examination table. Three pairs LiF:Mg,Ti thermoluminescent dosimeters were positioned at the center of the child's sternum. After that, upper chest thickness was subtracted from focus-table distance, so focus-patient distance was obtained. Using the field size on the table and applying similar triangles concepts, the field size on the patient was measured, which was multiplied by the mean kerma (from the dosimeters), so that KAP could be determined. To estimate the effective dose, KAP and technical parameters of the procedure (kV, total filtration, focus-detector distance and field size on the patient) were written in a Monte Carlo software simulation. The results of KAP and effective doses were higher than studies used for comparison, even the ones performed in adults, which shows the importance of an optimization implementation.

CARACTERIZACIÓN DE LiF600H PARA DOSIMETRÍA EN RADIODIAGNÓSTICO

***Merma Velasco, Fiorela¹; Levanon, Izhar²;
Gatius, Ramiro²; Andres, Pablo^{2*}***

¹ Instituto Balseiro. Argentina.

² Centro Atómico Bariloche – CNEA. Argentina.

* Autor responsable, email: andresp@cab.cnea.gov.ar

Los dosímetros termoluminiscentes LiF600H con impurezas de Mg, Cu y P tienen una sensibilidad mayor a la que presentan, por ejemplo, los LiF100. Esta característica es fundamental en aplicaciones de radiodiagnóstico que deberían entregar dosis relativamente bajas a los pacientes, como es el caso de neonatología y mamografía. En primer lugar, se caracterizaron los dosímetros, determinando el tratamiento térmico adecuado (temperatura de recocido y perfil tiempo-temperatura) y los parámetros de forma de la curva glow (energía de activación, orden cinético y factor de frecuencia) por métodos analíticos (deconvolución de la curva glow) y gráficos. Luego se construyeron dos fantasmas de PMMA ad hoc, uno para mamografía y otro para neonatología, siguiendo las recomendaciones de organismos internacionales competentes. Para la estimación de la dosis de entrada en superficie (ESD) y la dosis glandular media (DGM), se siguieron los pasos indicados en el documento TRS457 del OIEA. Se tomó como punto de partida la información suministrada por el personal a cargo en cada uno de los servicios y por el último control de calidad realizado a cada equipo (HVL, filtros, etc.). También se midió la radiación dispersa y de fuga debida a estos estudios diagnósticos. Los valores de ESD y DGM calculados fueron comparados con los niveles de referencia para radiodiagnóstico recomendados por la ICRP y pasarán a formar parte de los registros del Programa de Protección Radiológica del Paciente. Las mediciones se realizaron en los servicios correspondientes del Hospital Zonal Bariloche. Si bien los resultados fueron alentadores, son sólo preliminares. Es necesario incluir a más instituciones de la ciudad y zona y continuar con la tarea de concientización y educación en protección radiológica tanto para el personal hospitalario involucrado como para los pacientes.

CONTROL DE CALIDAD Y OPTIMIZACIÓN RADIOLÓGICA EN EL HOSPITAL GARRAHAN

**Blanco, Susana^{1*}; Andisco, Daniel²; Lipsich, José³; Rizzi, Ana³;
Sierra, Sergio³; Otero, E.³; Alonso, J.³; Crido, Silvina³**

¹ CONICET-UB-SAR-INC. Argentina.

² INC-Univ. Favaloro. Argentina.

³ Htal. de Pediatría Juan Garrahan. Argentina.

* Autor responsable, email: susana.blanco2006@gmail.com

Durante los años 2012-2014 se realizó un ejercicio de control de calidad y de estimación de dosis entregadas a los pacientes en las diferentes técnicas radiológicas y una posterior optimización, en el la Coordinación de Diagnóstico por Imágenes del Hospital de Pediatría S.A.M.I.C. "Prof. Dr. Juan P. Garrahan". Se relevaron equipos de radiología fijos y móviles, los dos Tomógrafos Computados (TC) y sistemas de fluoroscopia de uso en intervencionismo y hemodinamia como así también controles dosimétricos ambientales en quirófanos. Se efectuaron en primer término los Controles de Calidad de imagen y dosis siguiendo los documentos aprobados por el Organismo Internaciones de Energía Atómica. Posteriormente a esta etapa se calcularon las dosis entregadas en los protocolos más habituales en cada una de las técnicas y se compararon con las dosis recomendadas para pediatría surgida de documentos actualizados reconocidos internacionalmente. En hemodinamia e intervencionismo se verificaron las dosis entregadas en diferentes clases de procedimientos verificándose con estándares internacionales Como trabajo de optimización, algunos de los protocolos de TC fueron modificados para lograr una mejora en la modulación del tomógrafo y se ha propuesto una diferente escala de pesos y edades a la propuesta por la base de datos del equipo.

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA: A IMPORTÂNCIA DOS CUIDADOS COM IDOSOS NO RADIODIAGNÓSTICO

Derech, Rodrigo^{1*}; Huhn, Andrea²; Medeiros, Laurete²

¹ Prefeitura Municipal de Florianópolis. Brasil.

² Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Santa Catarina. Brasil.

* Autor responsável, email: dagostiniderech@gmail.com

Estudo qualitativo, exploratório e descritivo que utilizou dados da revisão narrativa da literatura para subsidiar os resultados da pesquisa. O envelhecimento populacional foi uma grande conquista da humanidade obtida devido à queda nas taxas de fecundidade e mortalidade, no processo conhecido como transição demográfica. A população mundial, que alcançou o número de 7,2 bilhões de pessoas em meados de 2013, está projetada para alcançar 8,1 bilhões em 2025, 9,6 em 2050 e 10,9 bilhões em 2100. Este aumento de 3,7 bilhões de indivíduos, dar-se-á praticamente todo nos países em desenvolvimento e será distribuído fundamentalmente nas faixas etárias entre 15-59 anos (1,6 bilhões) e 60 anos ou mais. Percebe-se que é grande a demanda de exames de radiodiagnóstico para pacientes idosos. O objetivo desse estudo é apontar os cuidados necessários que os profissionais das técnicas radiológicas devem observar para a proteção radiológica dos idosos, durante os exames de radiodiagnóstico. Os resultados mostram que as radiações ionizantes causam danos no tecido humano e muitas vezes a displicência dos profissionais, por se tratar de paciente idoso, não realizam a ideal proteção radiológica dos mesmos. Além da displicência com a proteção, dependendo da fragilidade do idoso, o peso da vestimenta plumbífera pode ser um fator de impedimento para seu uso. São poucos os relatos da literatura que enfatizam especificamente a proteção radiológica em idosos, o que demonstra a importância de gerar estudos nessa temática.

Palavras-chave: Radiação Ionizante. Idosos. Proteção Radiológica.

DOSIMETRIA EM CRIANÇAS SUBMETIDAS A EXAMES RADIOLÓGICOS DOS SEIOS PARANASAIS

Villa-Chan, Beatriz*; Carvalho, Aline; Andrade, Marcos; Silva, Clemanzi; Barros, Vinícius; Khoury, Helen

DEN/UFPE. Brasil.

* Autor responsable, email: beatrizvillachan@gmail.com

Nos exames radiológicos da face, diversos órgãos radiosensíveis estão expostos à radiação, representando riscos aos pacientes, em especial aos pacientes pediátricos. O objetivo deste trabalho é de estimar os valores de kerma no ar na superfície de entrada da pele do paciente ($K_{a,e}$) e de kerma no ar na região de órgãos radiosensíveis, devido às radiografias dos seios da face em pacientes pediátricos. Foram coletados os dados dos pacientes e parâmetros de irradiação utilizados em exames de seios da face de crianças com idade de 0 a 15 anos, em dois hospitais infantis do Recife, Brasil. Os valores de $K_{a,e}$ foram estimados a partir do conhecimento dos rendimentos dos tubos de raios X e dos parâmetros de radiação utilizados. Os valores de kerma no ar nas regiões dos olhos e tireoide foram estimados utilizando dosímetros termoluminescentes (TLD-100). Os resultados mostraram que os valores de $K_{a,e}$ variaram entre 0,065 mGy e 1,446 mGy, para radiografias cavum, e entre 0,104 mGy e 7,298 mGy, para radiografias nas incidências Caldwell e entre 0,113 mGy e 7,824 mGy, para radiografias nas incidências Waters. Os valores do kerma no ar na região dos olhos variaram entre 0,001 mGy e 0,968 mGy, nas radiografias cavum, e 0,011 mGy e 0,422 mGy, nas incidências Caldwell e Waters. Na região da tireoide, os valores de kerma no ar variaram entre 0,005 mGy e 0,932 mGy, para as radiografias cavum, e 0,002 mGy e 0,972 mGy, para as incidências Caldwell e Waters. Os resultados mostraram altos valores de $K_{a,e}$ devido ao fato de que os procedimentos foram realizados utilizando grade antiespalhamento, que não é recomendada para radiografias pediátricas, e a falta de uso de cilindros colimadores.

USO DE DELANTALES PLUMBÍFEROS EN ODONTOLOGÍA Y SU EMPAQUE

Barros, Frieda Saicla*; Miguel, Cristiano

UTFPR-CURITIBA. Brasil.

* Autor responsable, email: saicla@utfpr.edu.br

La radiología diagnóstica es la causa principal de la exposición humana a las radiaciones ionizantes y las exposiciones de la radiología dental representan el 20% de la exposición médica en el mundo. El número de procedimientos que impliquen el uso de la radiación con fines de diagnóstico ha crecido en promedio un 10% por año en Brasil. La Portaria nº 453/1998 del Ministerio de Salud de Brasil requiere una serie de revisiones de control de calidad en radiología. Entre ellos está la evaluación de la integridad de la protección radiológica, el factor definitivo para la protección de la seguridad de los pacientes durante el curso de las radiografías intraorales. Dicha norma también requiere que cada sala de examen tiene por lo menos un delantal de protección radiológica y que están empacados en medios adecuados para garantizar la integridad del elemento interno de protección. Los delantales cuando están doblados, con el tiempo, tienen su elemento interno de la protección que muestra grietas debido a acción mecánica. A través de la investigación de campo, se realizó un estudio de la existencia de plumbíferos delantales y comprobando su presentación en 88 consultorios dentales ubicados en 58 lugares privados en la ciudad de Curitiba - PR. Los resultados de la verificación muestran que el 81% de las oficinas dentales tienen delantales plumbíferos. Sin embargo, el 19% no proporcionan protección a los pacientes durante las radiografías. Delantales utilizados en la mayoría de las oficinas se guardan de manera errónea y no llevan a cabo revisiones periódicas de control de calidad. Los resultados demuestran que los pacientes cuando se exponen a los rayos X dentales están expuestos a la radiación innecesaria, incluso utilizando estos delantales que, al ser doblada y no ser evaluado, no garantizan la integridad del elemento de protección interna. Se concluyó que existe una falta de conocimiento de los dentistas con respecto a la protección radiológica, determinado por el mal uso de este equipo de protección personal.

A INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA E DO POTENCIAL HIDROGENIÔNICO DOS QUÍMICOS RADIOGRÁFICOS COM A DOSE DE ENTRADA NA PELE

Vasconcelos, Rebeca*; López, Guillermo; Ramos, Fernando; Oliveira, Marcus; Monção, Maurício

IFBA. Brasil.

* Autor responsable, email: rebeca.souza@ifba.edu.br

O objetivo deste trabalho é realizar um estudo acerca da influência do potencial hidrogeniônico (pH) e da temperatura dos químicos radiográficos na dose de entrada na pele (DEP). O estudo foi realizado com os químicos utilizados em 03 instituições públicas que dispunham de revelação automatizada (processadora). Foi utilizado um pHmêtro com termômetro da marca HANNA, modelo 21 pH/mV meter, calibrado em solução própria para medições alcalinas (pH 10) e ácidas (pH 4), um objeto simulador (phantom) antropomórfico, modelo PIXY RS-111, Radiology support devices, utilizado para simular técnicas radiológicas para estudo do tórax, software Caldose_X versão 5.0 para quantificar a dose de entrada na pele (DEP) e software Image J, versão 1.49e para avaliação da qualidade da imagem. Os critérios observados foram: mensuração da temperatura e pH dos químicos degradados e após sua troca, parâmetros técnicos utilizados nas exposições e valores de DEP. A diferença dos pHs e da temperatura dos químicos resultou na degradação da qualidade da imagem demandando incremento nos fatores de exposição para garantir-lhe maior nitidez. A alteração da temperatura e do pH, traduzem saturação dos químicos, exigindo como fator compensatório, a elevação dos critérios de exposição, resultando em maior DEP.

CONTROLES DE CALIDAD EN MAMÓGRAFOS Y NEGATOSCOPIOS DE BUENOS AIRES

Pirchio, Rosana^{1*}; Leccese, Marcela²; Arbo, Marina³; Garraza, Soledad¹; Sanchez, Horacio¹

¹ Comisión Nacional Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Hospital Nacional Prof. Alejandro Posadas. Argentina.

³ Cruz Roja Argentina.

* Autor responsable, email:pirchio@cae.cnea.gov.ar

La Comisión Nacional de Energía Atómica, CNEA, en el marco del Proyecto de Cooperación Técnica con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) "ARG/6/013 Implementing a Dosimetric System in Diagnostic Radiology to Minimize Doses Received by Patients" por el bienio 2012-2013, realizó estudios de control de calidad en equipos de mamografía y en negatoscopios. De 44 negatoscopios analizados solamente 2 mostraron un valor máximo de luminancia superior a 3000 cd/m² y 14 mostraron homogeneidad inferior al 30%. Respecto a la iluminancia de las salas de diagnóstico, solamente 4 fueron superiores a 50 lux. Los negatoscopios y las lupas, en general, estaban sucios y algunos mostraban rayas. 60 mamógrafos fueron controlados en diversos aspectos, especialmente en la Dosis Media Glandular (Dmg). Los límites internacionales de Dmg deseables son inferiores a 2 mGy por vista y aceptables hasta 2,5 mGy. Para esto se utilizaron dosímetros termoluminiscentes y una placa de acrílico de 45 mm. Las Densidades ópticas (DO) fueron medidas en los films expuestos, siendo el rango sugerido entre 1,5 – 1,9. Estos valores son los adecuados para hacer el diagnóstico en un negatoscopio - sala con condiciones óptimas. El 34% de las DO fueron inferiores a 1,5; el 10% estuvo entre 1,5-1,9 y el 56% fueron superiores a 1,9. El 59% de las Dmg en la condición Molibdeno Molibdeno 28 kVp 80 mAs fueron inferiores a 2 mGy, el 34% estuvieron entre 2-2,5 mGy y el 7% fueron superiores a 2,5 mGy. El 53% de las Dmg en modo CAE o manual, para la placa de acrílico, fueron inferiores a 2 mGy, el 13 % estuvieron entre 2-2,5 mGy y el 34 % fueron superiores a los 2,5 mGy. Como conclusión, pocos negatoscopios cumplen con las normas internacionales. Más del 90% de los films mostraron artefactos. Las Dmg en general son satisfactorias.

MAMOGRAFÍA, ¿CÓMO TRABAJAR PARA DISMINUIR LA DOSIS EN LOS PACIENTES?

Leccese, Marcela Alicia

Hospital Nacional Prof. Alejandro Posadas. Argentina.

Autor responsable, email: lecmar3@gmail.com

Introducción: la mamografía es una técnica radiológica especialmente compleja debido a la arquitectura de la mama conformada por tejido adiposo, fibro-conectivo y glandular; distribuidos sin seguir un patrón fijo, variando de mujer a mujer y con la edad. La mamografía es una radiografía de tejidos blandos, es la técnica radiológica de mayor exigencia en los parámetros convencionales de Imagenología: resolución espacial y contraste, consecuencia del tipo de tejido y tamaño de las estructuras que queremos visualizar. Su uso creciente como método de tamizaje en Cáncer de mama impone el requisito adicional de alta consistencia y calidad permanente de sus imágenes. El desafío es lograr la mejor imagen con la mínima dosis de radiación posible, basándonos en las Recomendaciones Internacionales IAEA, ACR, Protocolo Europeo de Dosimetría y Control de Calidad en Mamografía (2 a 3 mGy por Proyección Mamográfica).

Objetivos: elaborar Manual de procedimientos que contenga: 1. Responsabilidades definidas y procedimientos claros para las pruebas de Aseguramiento y Control de la Calidad. 2. Registro de las pruebas de Control Calidad hechas por quien corresponda. 3. Procedimientos para el uso adecuado y mantenimiento de los equipos. 5. Técnicas radiográficas que serán utilizadas, información sobre posicionado, compresión, receptores de imagen adecuados, combinación kVp-blanco-filtro, calidad de imagen y dosis glandular promedio con esas técnicas. 6. Protección radiológica adecuada para el público, el paciente y el operador. 7. Funciones y responsabilidades de los empleados en cuanto al monitoreo de las radiaciones. 8. Registro de las pruebas de AC/CC, mantenimiento y reparación de los equipos y reuniones de CC. 9. Procedimientos de limpieza y desinfección del equipo de mamografía. Conclusiones: Trabajar con una Carpeta de Control de Calidad, con técnicas y normas preestablecidas hizo que se optimizara nuestro trabajo, se redujeran las repeticiones por errores técnicos, se evitara la realización de nuevas proyecciones, lo que llevó a una reducción de las dosis recibidas por las pacientes y a que nuestra labor se inclinara hacia la excelencia de la misma. La puesta a punto del Equipamiento y su calibración aseguran éxito en el trabajo y el beneficio directo hacia y por el paciente.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE: PAUTAS PARA UN PROGRAMA NACIONAL

***Cárdenas Herrera, Juan^{1*}; Martínez González, Alina¹;
Fernández Herrera, Andrés¹; Machado Tejeda, Adalberto²;
Sánchez Zamora, Luís³; López. Bejerano, Gladys¹; Alonso, Gilberto¹;
Acosta, Nancy¹; Márquez Yero, Guillermo⁴***

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Centro Estatal de Control de Equipos Médicos. Cuba.

³ Hospital Hermanos Ameijeiras. Cuba.

⁴ Centro Provincial de Higiene y Epidemiología Holguín. Cuba.

* Autor responsable, email: cphrcardenas@ceniai.inf.cu

Las exposiciones médicas tienen diversas aplicaciones en el diagnóstico y tratamiento médico aportando beneficios a la salud humana, causa por la que durante tiempo se le prestó menor atención que a otras formas de exposición, pese existir potencialidades de reducción de dosis a los pacientes. Con frecuencia las exposiciones médicas están matizadas por aplicaciones improductivas y de baja calidad, que no satisfacen las expectativas por las que fueron utilizadas. Las razones anteriores han suscitado en la comunidad científica una justificada preocupación por la exposición médica, emprendiéndose un intenso programa, encaminado al perfeccionamiento de la protección del paciente, adoptándose en tal sentido un Plan de Acción Internacional para la Protección Radiológica del Paciente con la finalidad de promover su seguridad. En este marco el OIEA ha auspiciado varios proyectos regionales en el área temática sobre protección radiológica de pacientes en exposiciones médicas. El trabajo expone los resultados obtenidos en la adecuación del proyecto regional, al entorno nacional, mediante la implementación de actividades para abordar la problemática de la justificación y la optimización de las exposiciones médicas en radiología diagnóstica e intervencionista en niños y adultos. En las acciones realizadas participaron diversas instituciones académicas, hospitalarias, reguladoras y científicas. Las actividades de proyecto incluyen evaluaciones de dosis y calidad de imagen en estudios seleccionados. Las evaluaciones de los valores de dosis obtenidos para los estudios de tórax pósteroanterior y Columna lumbosacra anteroposterior y lateral, difieren de los valores recomendados en las Normas Básicas Internacionales y de los obtenidos para estos estudios por otros países de la región. La información obtenida resulta de utilidad en la adopción de una estrategia y un programa nacional de protección radiológica en materia de radiología diagnóstica e intervencionista.

RIESGO DE CÁNCER EN PACIENTES SOMETIDOS A ESTUDIOS DE MAMOGRAFÍA

Vega Cabrera, Bedher Omar^{1*}; Acosta Rengifo, Nora Del Pilar²

¹ QC DOSE S.A.C. Perú.

² Hospital Nacional Dos de Mayo. Perú.

* Autor responsable, email: bovc_red_cientifica@outlook.com

Introducción: en Radiodiagnóstico, los riesgos en la salud a los pacientes se estiman a niveles bajos de radiación ionizante, por ello el Comité Biological Effects of Ionization Radiation (BEIR) series VII Phase 2 [1] del Consejo Nacional de Investigación-USA publicó en el 2006 estudios de los efectos a la salud por las exposiciones médicas para identificar aquellas que proporcionan información para la estimación cuantitativa del riesgo, con particular énfasis en la estimación de los riesgos de leucemia, cáncer de pulmón, mama, tiroides y de estómago comparadas con las estimaciones derivadas de otras poblaciones expuestas, en particular los supervivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki. Objetivos: Estimar los riesgos de cáncer en mama en pacientes sometidos a estudios de mamografía convencional computarizada mediante modelos matemáticos establecidos por el BEIR VII.

Metodología: en este trabajo se estimarán los riesgos de cáncer [2,3] a partir de la dosis glandular media (DGM) y dosis efectiva (DE) calculadas a una muestra de 100 pacientes atendidas en el área de Mamografía del Hospital Nacional Dos de Mayo de la ciudad de Lima a lo largo de los últimos 5 años. Inicialmente se realizará un exhaustivo control de calidad [4] al equipo de rayos X mamográfico Planmed – Sophie Classic y sistema de adquisición de imágenes, para la verificación del correcto funcionamiento de los parámetros del equipo.

Resultados: las estimaciones de los riesgos dependerán de la edad de la exposición en años, edad de la paciente, calidad del haz, parámetros de ajuste propio del modelo y del control de calidad del equipo.

Conclusiones: dichas estimaciones nos permitirá analizar el grado de detrimento causado en las pacientes por causa de la radiación, con el reto de involucrar a los profesionales de la institución a justificar y optimizar de manera correcta los exámenes.

ESTIMACIÓN DE DOSIS GLANDULAR MEDIA Y CALIDAD MAMOGRÁFICA EN SAN LUIS

Olguin, Osvaldo; Mugetti, Paula Diamela*

Ministerio de Salud de la Provincia de San Luis. Argentina.

* Autor responsable, email: paulamugetti@gmail.com

El principio ALARA (as low as reasonably achievable), de optimización de la protección radiológica establece que es preciso lograr imágenes de alta calidad con dosis tan bajas como razonablemente sea posible. La mamografía se ha consolidado como la técnica más efectiva para la detección temprana del cáncer de mama. La efectividad del diagnóstico del mismo depende de la obtención de mamografías de alta calidad. El requisito fundamental es que las mamografías contengan suficiente información diagnóstica, es decir, se necesita hacer visibles en la imagen detalles tan sutiles dentro de la arquitectura de la mama que obliga a potencializar el contraste y la resolución. Para lograr estos objetivos, muchas veces se debe inevitablemente administrar más dosis de radiación. Debido a esta situación planteada, y con el objeto de conocer, informar y modificar (si fuese necesario) el estado de los equipos mamográficos que existen en todo el territorio provincial, se realizaron evaluaciones utilizando un protocolo de calidad, basado en normativas Nacionales e Internacionales, con el fin de garantizar a los pacientes un estudio de alta calidad justificando la dosis de radiación recibida. En este trabajo se evaluaron 2 (dos) indicadores globales de la calidad diagnóstica, a saber, la Dosis Glandular Media (DGM) y la calidad de imagen de un fantoma. Para estimar el Kerma en aire (ESAK) y la dosis en superficie de entrada (ESD), y con esto calcular la dosis absorbida por el tejido glandular (Dosis Glandular Mamaria Media) se utilizó el equipo de control de calidad en radiodiagnóstico, marca KEYTHLEY (Modelo 10100 A, y para la determinación de la calidad de imagen se empleó el fantoma de acreditación de la ACR.

TECHNICAL KNOWLEDGE ASSESSMENT IN RADIOLOGY IN PATIENTS PROTECTION IN COLLECTIVE ENVIRONMENTS AND MORE RADIOSENSITIVE ORGANS

Costa, Rogério Ferreira

Federal Institute of Goiás – IFG Câmpus Uruaçu – rua formosa Qd.28/29, Loteamento Santana.
CEP: 76400-000. Uruaçu-Go, Brasil.

Responsible author, email: rogercosta1@hotmail.com

The use of X-rays in medical fields has increased significantly in recent years, since various therapeutic procedures can be performed without the need for surgery, which presents the greatest risk to the patient. An example of this increase is the practice of cardiac catheterization, this procedure fluoroscopy is used for placement of central venous catheters and temporary pacemakers, and long-term use increases the risk of exposure to X-rays to the patient, doctor and his assistants. This has been observed with concern by many researchers, since many companies did not fit the standards of radiation protection. This failure can lead to exposure of professionals, patients and caregivers. It is therefore of fundamental importance, the use of personal protective equipment such as aprons and thyroid plumbíferos protectors, for dose reduction produced by the primary and secondary radiation. This study evaluated the knowledge of radiology professionals in Goiânia, on the use of lead apron in collective environments and use of guards in sensitive parts of patients to radiation. Through an information gathering technique based on a questionnaire with closed questions. From dista and focuses on the knowledge of professionals. The results showed that there is a serious deficiency as regards the most radiosensitive organ protection of patients when they are exposed to X-ray beams.

AN OVERVIEW OF DENTAL RADIOLOGY IN CITIES OF BRAZIL

Menezes, F.L.¹, Ferreira, F.C.L.², Belinato, W.^{3,4} and Paschoal, C.M.M.^{1*}

¹ Universidade Estadual Vale do Acaraú (UVA), Sobral, Ceará, Brazil.

² Universidade Federal do Sul e Sudeste do Pará (UNIFESSPA), Marabá, Pará, Brazil.

³ Universidade Federal de Sergipe (UFS), São Cristóvão, Sergipe, Brazil.

⁴ Instituto Federal da Bahia (IFBA)/Campus Vitória da Conquista, Vitória de Conquista, Bahia, Brazil.

* Responsible author, email: cinthiam.paschoal@gmail.com

In Brazil, the National Ordinance No. 453/1998 of the Ministry of Health regulates the operation of medical and odontological diagnostic radiology services. However, the inspection of periapical dental X-ray equipment is not carried out by some Sanitary Surveillances. This study intended to determine the suitability to the ordinance of the dental offices of Sobral-CE, Northeast of Brazil, and to compare the results with literature data for other cities of Brazil, giving a view of dental radiology of this country. It was performed tests of radiation field and image quality, and it was applied questionnaires to the professionals of Sobral-CE. For the image quality test, it was used a dental phantom and the processing of the films was performed in the clinics and at the laboratory (standard). The questionnaire assessed physical parameters that interfere on the radiation protection and on the quality of images. The results show that the ordinance is not being properly followed and that it is necessary to inspect the periapical X-ray equipments. Moreover, in general, it is observed that dental professionals should have better training on ionizing radiation and on radiation protection.

RADIATION PROTECTION IN MEDICAL DIAGNOSTIC RADIOLOGY IN THE CITY OF SOBRAL, BRAZIL

Menezes, F.L.²; Ferreira, F.C.L.², Alcantara, M.C.³; Paschoal, C.M.M.^{1*}

¹ Universidade Estadual Vale do Acaraú (UVA), Sobral, Ceará, Brazil.

² Universidade Federal do Sul e Sudeste do Pará (UNIFESSPA), Marabá, Pará, Brazil.

³ MCA- Soluções em Radioproteção e Radiodiagnóstico, Aracaju, Sergipe, Brazil.

* Responsible author, email: cinthiam.paschoal@gmail.com

The objective of this study was to evaluate the suitability to radiation protection of four diagnostic radiology medical services in the city of Sobral-CE, Northeast of Brazil, and to analyze results of the literature for the cities of Rio Branco-AC, North of Brazil, and Rio de Janeiro-RJ, South-east of Brazil. In Sobral-CE, it was performed interviews and direct observations with reference to Brazilian law, the National Ordinance No. 453/1998 of the Ministry of Health that regulates the operation of medical and odontological diagnostic radiology services. The results show the occurrence of many items in disagreement with the standard. The technical and operational infractions have basically due to unfamiliarity with the legislation, the lack of preventive maintenance of equipment and the lack of investment in training and/or professional development courses.

ST 3.2

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN
RADIODIAGNÓSTICO
(ORIENTADA A TOMOGRAFÍA COMPUTADA)**

DISERTACIÓN: KODLULOVICH RENHA, SIMONE*

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN RADIODIAGNÓSTICO CON ÉNFASIS EN TOMOGRAFÍA COMPUTADA

* CNEN, Brasil.

simone@cnen.gov.br

Las nuevas tecnologías de imagen están cada día más presentes en los centros de salud de América Latina. Las aplicaciones avanzan rápidamente, no solamente en el campo de la radiología diagnóstica, sino también en la medicina nuclear y la radioterapia. Los beneficios para el diagnóstico y la terapia son bien conocidos. Todavía las exposiciones médicas continúan siendo una preocupación real para todas las personas involucradas en estas prácticas. Los datos de UNSCEAR evidencian el aumento de la frecuencia de exámenes y de las dosis efectivas colectivas. Una contribución importante a estas dosis puede atribuirse al aumento significativo del número de tomógrafos y el consecuente incremento en el número de procedimientos realizados. De esta manera, para maximizar el beneficio de estas técnicas, tenemos que asegurar que se cumplan los principios de protección radiológica y que las medidas de seguridad estén implementadas. En nuestra región, es fundamental evaluar cómo nos estamos preparando para trabajar con estas tecnologías y cuáles son sus principales impactos para nuestros países. ¿Los profesionales están debidamente entrenados? ¿Los programas de garantía de calidad y de protección radiológica están implementados? ¿Tenemos todos los recursos necesarios? ¿La legislación está actualizada? Acompañar el avance tecnológico en el área médica constituye un desafío constante que debemos enfrentar en beneficio de los pacientes, profesionales de salud y la población en general.

EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DE IMAGEN EN TOMOGRAFÍA COMPUTADA EN URUGUAY

López, Aníbal¹*; Blanco, Daniel²; Perera, Jorge³; Nader, Alejandro³

¹ Hospital Pasteur – ASSE. Uruguay.

² Centro de Investigaciones Nucleares - Facultad de Ciencias – UDELAR. Uruguay.

³ Autoridad Reguladora Nacional en Radioprotección – ARNR. Uruguay.

* Autor responsable, email: anibal8lopez@gmail.com

Este trabajo tiene como objetivo la evaluación de los parámetros relevantes asociados a la calidad de las imágenes obtenidas en tomógrafos del Uruguay. El mismo se ha desarrollado en el marco de los Proyectos Regionales para América Latina de Cooperación Técnica del OIEA - Organismo Internacional de Energía Atómica correspondientes al Área Temática TSA-3 sobre Protección Radiológica del Paciente, en los cuales ha participado Uruguay. La calidad de imagen en Tomografía Computada (TC) depende de cuatro factores a saber: el contraste de la imagen, la resolución espacial, el ruido de la imagen y los artefactos. Para esto se utilizó el fantoma desarrollado por el American College of Radiology (ACR), ACR-CT Accreditation Phantom Gammex. Se incluyeron equipos con capacidad para un corte y multicortes, de instituciones públicas y privadas y de diferentes niveles de atención de la salud. Los parámetros específicos evaluados para medir el desempeño técnico de los tomógrafos fueron: posicionamiento, espesor de corte, exactitud del número de TC, resolución de bajo y alto contraste, la uniformidad de la imagen y la presencia de artefactos. Los resultados obtenidos se presentan para cada prueba realizada con sus respectivos análisis, encontrándose incumplimientos en la exactitud de los valores del número de TC para distintos materiales, en la visualización de estructuras de bajo contraste así como la aparición de artefactos, cuya estadística es analizada para el total de la muestra. Este estudio ha permitido lograr una mejora en la calidad del diagnóstico de los pacientes optimizando las dosis a valores tan bajos como fue posible y por tanto un beneficio para la práctica radiológica en general sin generar exposiciones innecesarias. Como consecuencia de los resultados obtenidos en este trabajo la Autoridad Reguladora está analizando la aceptación del uso de este fantoma para realizar dichos controles en el área de la Tomografía Computada.

COMPARISON BETWEEN FILM-SCREEN AND COMPUTED RADIOGRAPHY SYSTEMS IN BRAZILIAN MAMMOGRAPHY

**de A. Vieira, Leandro^{1*}; Nogueira, Maria do Socorro²;
V. Barbosa, Nayra¹; Oliveira, Jeyselaine Rocha¹**

¹ Superintendência de Vigilância Sanitária. Secretaria de Estado da Saúde de Minas Gerais – SES/MG – Belo Horizonte, MG. Brasil.

² Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: leandro.vieira@saude.mg.gov.br

Since 2004 the Public Health Office of the State of Minas Gerais in Brazil has established the Image Quality Control Program in Mammography. It evaluates the image quality based on an accredited phantom of the Brazilian College of Radiology (CBR). This phantom follows international standards such as masses, specks, fibers, contrast details and spatial resolution. The contrast index (CI) is accessed through optical density (OD) measurements. Although OD is defined under film-screen (FS) scope, among all accessible mammographic systems under the health office surveillance, almost 80% are computed radiography (CR) based. A necessity to adapt the protocol has emerged to consider OD as a conformity parameter. Objective: To verify the OD accessibility under CR's printed out films and the feasibility to calculate contrast index, in comparison with FS's. Results: A total of 56 images were evaluated with three different CBR phantom-models. They were equally divided into FS and CR systems and a densitometer was used to read out their OD values. The correlation between their contrast-to-noise ratio (CNR) was found to be in the order of 0,98 (σ of 0,17). The samples were not significantly different (inside 5% incertitude) for every phantom. The CNR correlation coefficient was 0,871. For OD, correlation coefficient was 0,989 and a log-fit function has shown good agreement with detector response. The OD-normalized standard deviation difference between CR and FS was 36.6%, 2.8% and 20.2%. Conclusions: Different phantoms models were successfully tested in both CR and FS to evaluate the feasibility in use contrast index as a conformity parameter since their correlations are strictly related to calibration curve, as provided by phantom manufacturer. The relative CR-FS OD σ -difference provides a spreading indicator, where the first and last phantoms are considerably out of expectation. Such differences are probably due to their batch production.

COMPARATIVE EVALUATION OF AVERAGE GLANDULAR DOSE AND IMAGE OF DIGITAL MAMMOGRAPHY AND FILM MAMMOGRAPHY IN MINAS GERAIS, BRAZIL

Nogueira, M.S.^{1*}; Rodrigues, L.L.C.²; Oliveira, M. A.³; Joana, G. S.⁴; Silva, S.D.⁵; Leyton, F.⁶

¹ Development Center of Nuclear Technology – CDTN/CNEN. Brasil.

² Institute of Energy and Nuclear Research - IPEN/CNEN. Brasil.

³ Department of Oncology / Clinics Hospital of Uberlândia - UFU – Uberlândia. Brasil.

⁴ Post-graduate in Nuclear Science and Technology / Department of Nuclear Energy, Federal University of Minas Gerais - DEN/UFMG. Brasil.

⁵ Post-graduate in Nuclear Science and Technology / Department of Nuclear Energy, Federal University of Minas Gerais - DEN/UFMG. Brasil.

⁶ Development Center of Nuclear Technology – CDTN/CNEN. Brasil

* Autor responsable, email: mnogue@cdtn.br

Breast cancer is the most common cancer among women, and early detection is critical to its diagnosis and treatment. Mammography is the best method for breast-cancer screening and is capable of reducing mortality rates. To date, the most effective method for early detection of breast cancer has been x-ray mammography for which the screen/film (SF) technique has been the gold standard. Digital mammography has been proposed as a substitute for film mammography given the benefits inherent to digital technology. The purpose of our study was to compare the technical performance of digital mammographic and screen-film mammography. A PMMA phantom with objects to simulate breast structures. For the screen/film (SF) technique the results showed that 54% mammography units did not achieve the minimum acceptable performance as far as the image quality. Besides, 67% services showed inadequate performance in their processing systems, which had significant influence on the image quality. At the mean glandular dose only 44% of digital systems evaluated were compliant in all thicknesses of PMMA. The Dg was 60 % higher than in screen/film systems.

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN MÉDICA EN ESTUDIOS DE CARDIO-TC

Machado Tejeda, Adalberto^{1*}; Alfonso García, Suxer²

¹ Centro para el Control Estatal de Medicamentos Equipos y Dispositivos Médicos (CECMED). Cuba.

² Instituto Superior de Ciencias y Tecnologías Avanzadas (InsTec). Cuba.

* Autor responsable, email: adalberto@cecmecmed.cu

Este trabajo tiene como objetivo evaluar la calidad de imagen y dosis impartida a pacientes adultos durante la realización de estudios cardiacos mediante el empleo de la Tomografía Computarizada (angiografía coronaria), valorando además la utilización de algoritmos de reducción de dosis. La investigación se llevó a cabo en una institución de salud de la capital cubana que posee un equipo de TC helicoidal multicorte de doble fuente Siemens Definition. La muestra abarcó un total de 37 pacientes, de los cuales a 20 se les realizó una cuantificación del nivel de calcio (score calico) y a 17 una angio-TC (estudio retrospectivo). El análisis de la calidad de imagen fue realizado de forma independiente por tres especialistas del servicio, obteniéndose una apreciable correlación de criterios interobservador. El valor medio estimado del Índice de Kerma Volumétrico en Tomografía Computarizada (Cvol) y del Producto Kerma Longitud (PKL,CT) para el Score de Calcio fue de $4,38 \pm 1,31$ mGy; $67,61 \pm 21,18$ mGy.cm respectivamente, comparado con $22,08 \pm 10,12$ mGy y $354,57 \pm 2,15$ mGy.cm para la angiografía. Los valores de Dosis Efectiva obtenidos para ambos casos fue $0,95 \pm 0,30$ mSv (score) frente a $4,96 \pm 2,15$ mSv (angio). Se comprueba que los valores de Dosis Efectiva obtenidos son inferiores a los reportados por otros autores cuando se utilizan sistemas multidetectores de una sola fuente de radiación. Para el caso de exámenes de AngioTC en 11 pacientes (78,5%) con IMC ≤ 25 kg/m² se empleó una reducción de la tensión (kV) implicando una disminución de la dosis aproximadamente del 20% frente al resto de las personas. Para la totalidad de la muestra se utilizaron algoritmos de reducción de dosis tales como utilización del control automático de exposición y la modulación de la corriente del tubo. Palabras claves: Exposición Médica, Angiografía Coronaria, Índice de Kerma Volumétrico en Tomografía Computarizada, Producto Kerma Longitud, Dosis Efectiva.

NIVELES DE EXPOSICIÓN EN TOMOGRAFÍA EN HOSPITALES DE LA HABANA

Fernández Herrera, Andrés Omelio*; Martínez González, Alina

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: andres@cphr.ed.cu

Existe creciente preocupación por las dosis a pacientes en tomografía computarizada, que implican exposiciones con elevados parámetros. Se han introducido equipos helicoidales, multicortes que abarcan mayores rangos en tiempos menores, y se desarrollan nuevas aplicaciones que causan aumento del número de pacientes y estudios. Igualmente existen amplias e injustificadas variaciones en la ejecución de los exámenes. Cuba no está ajena a esta situación, se produjo una modernización del equipamiento del Sistema Nacional de Salud, incluyendo 80 nuevos tomógrafos. Se observa falta de comprensión de las dosis por parte de médicos que prescriben; más aún, tecnólogos y especialistas no están debidamente entrenados para adaptar técnicas a indicaciones y características de pacientes. No existen antecedentes de estudios de dosis de radiación en exámenes de TC a pacientes reales. Los niveles orientativos vigentes fueron adoptados de las NBIS. El objetivo del trabajo fue determinar niveles de exposición de pacientes en exámenes de TC en tres hospitales de La Habana, como primera aproximación para optimizar los procedimientos. Se colectaron parámetros técnicos y datos demográficos de 20 pacientes sometidos a estudios de cráneo, tórax y abdomen. Se incluyeron dos equipos Shimadzu monocortes y un Philips de 40 cortes. Se evaluaron cualitativamente las imágenes según las guías europeas de calidad de imagen. Se evaluaron los índices de kerma en aire en CT Ca,100, CPMMA,100,c y CPMMA,100,p, utilizando una cámara tipo lápiz y maniqués de cabeza y tronco, según recomendaciones del TRS 457. Se calcularon Cw y PKL, se estimó la dosis en órganos utilizando coeficientes de conversión de Montecarlo. Se obtuvieron valores de dosis y se comparan con los vigentes en Cuba. Se correlaciona dosis con índice de masa corporal y con calidad de imagen. Se discuten posibilidades de disminución de dosis, teniendo en cuenta dimensiones de pacientes y calidad de imagen para el diagnóstico.

CARACTERIZACIÓN DOSIMÉTRICA DE PELÍCULAS RADIOGRÁFICAS UTILIZADAS HABITUALMENTE EN RADIODIAGNÓSTICO

Lopez Espinoza, Analiz*; Gomez Grance, Fredy Julián

FACEN – UNA. Paraguay.

* Autor responsable, email: ana_liz_87@hotmail.es

El presente trabajo tiene como objetivo, la caracterización metrológica de las películas radiográficas habitualmente utilizadas en radiodiagnóstico, para emplearlas como un dosímetro de radiaciones ionizantes. La caracterización consiste en la determinación de curvas dosimétricas, que relacionan densidades ópticas con las dosis absorbidas en las películas evaluadas. Estas curvas, se obtienen siguiendo un protocolo de exposición de las películas radiográficas a diferentes calidades de Rayos X, lo cual permite, la implementación de un maniquí de PMMA. Este maniquí fue diseñado para ubicar el dosímetro de estado sólido, las películas, filtros y atenuadores de PMMA de manera compacta, cubierto por un campo de radiación de 10 cm x 12 cm, a una distancia foco - película (DFP) de 80 cm. De este modo, las películas expuestas para cada filtro y conjunto de 12 atenuadores de PMMA, presentan 12 densidades ópticas (D.O.) diferentes, las cuales son evaluadas por densitometría y cuyos valores son relacionados con las dosis medidas por el dosímetro para cada espesor de atenuador. Las curvas de Dosis vs. D.O. así obtenidas, constituyen las curvas dosimétricas con las que se construyen las curvas de calibración. Con estas curvas se estiman las dosis absorbidas en un prototipo de dosímetro filmico, irradiado a dosis conocidas. La incertidumbre asociada a la estimación de las dosis absorbidas fue del $\pm 30\%$ respecto a las dosis conocidas. Estos resultados, en las condiciones experimentales del trabajo, demuestran que las películas radiográficas de uso en radiodiagnóstico, pueden implementarse como dosímetros personales o de área en Servicios de Radiodiagnóstico. Sin embargo, el porcentaje de error puede reducirse disminuyendo la contribución de las incertidumbres, debido a la calibración de los tubos de Rayos X utilizados en los Servicios de Radiodiagnóstico.

USO DO DIP PARA CONSTRUÇÃO DE FANTOMA COMPUTACIONAL PATOLÓGICO MAMÁRIO

***Rosane Monteiro da Silva, Isis^{1*}; Wilson Vieira, José²;
Aurélio Pereira dos Santos, Marcus³; Macelina Almeida da Silva, Malana¹;
Roberto de Andrade Lima, Fernando^{1,3}***

¹ DEN-UFPE. Brasil.

² DEN-UFPE, IFPE, UPE. Brasil.

³ CRCN-NE/CNEN, ESBJ/PE. Brasil.

* Autor responsable, email: isinhamonteiro@hotmail.com

As imagens médicas de Tomografia Computadorizada (TC) são sequenciadas e contribuem anatomicamente com o mais próximo do real para construção de fantasmas antropomórficos. Neste artigo é apresentado um fantoma patológico construído com 78 imagens transversais de TC, da região torácica feminina que possui um tumor na mama direita. A escolha de um fantoma patológico complementa o banco de dados de fantasmas computacionais de diversos caracteres, disponíveis no Grupo de Dosimetria Numérica (GDN – Recife-PE), com a finalidade de realizar avaliações dosimétricas. As imagens de TC foram adquiridas no Google - code Dicompyler no endereço eletrônico do <https://code.google.com/p/dicompyler/>, e foram melhoradas para atender às especificidades do trabalho. As modificações que foram realizadas pelo software DIP (Digital Image Processing), ferramenta desenvolvida pelo GDN, compreendeu principalmente técnicas como transformação para pilha SGI, quantização, filtros de mediana e segmentação. Realizadas as etapas de processamento pode-se obter seu volume tumoral calculado através da contagem de voxel. Após a realização destes passos o fantoma patológico será utilizado na área de dosimetria numérica em simulações com técnicas de Monte Carlo para avaliar doses de fontes internas ou externas.

COMPARANDO DOIS MÉTODOS DE SEGMENTAÇÃO PARA CONSTRUÇÃO DE FANTOMAS TOMOGRÁFICOS

de Andrade, Pedro Henrique A.^{1}; Vieira, José Wilson¹;
de Andrade Lima, Fernando Roberto²*

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² Comissão Nacional de Energia Nuclear, Centro Regional de Ciências Nucleares -
CRCN-NE. Brasil.

* Autor responsable, email: andrade.pha@gmail.com

Um dos principais problemas enfrentados por pesquisadores em dosimetria numérica das radiações ionizantes consiste em obter simuladores antropomórficos (fantomas) realísticos para usar nos modelos computacionais de exposição. A forma destes fantomas varia desde simples cilindros até pilhas de imagens CT (Computed Tomography). As imagens CT devem ser transformadas para serem acopladas aos códigos responsáveis por simular o transporte e a interação da radiação com a matéria. Os métodos de processamento de imagens digitais (PID) comumente usadas nas transformações visam diminuir ruídos inerentes ao processo de aquisição, corrigir defeitos oriundos da calibração do tomógrafo, apagar artefatos indesejáveis, aumentar contrastes entre regiões do corpo humano representadas, detectar fronteiras entre órgãos e tecidos de interesse e, por fim, segmentar e classificar cada órgão ou tecido no corpo virtual que seja crítico para o problema que se deseja simular. Neste trabalho foi utilizada uma imagem CT da cabeça de um adulto masculino para comparar a eficácia de dois métodos de segmentação por tom de cinza limiar. O primeiro método utilizado é baseado na estatística da distribuição dos tons de cinza da imagem; o segundo baseia-se em um modelo físico para interação de partículas conhecido como Modelo de Potts. As operações necessárias para a aplicação do primeiro método já estavam implementadas no software DIP e no desenvolvimento deste trabalho foram implementadas as operações necessárias para o segundo método e, para comparar o resultado das segmentações, foi obtida a imagem de diferença. O software DIP é uma ferramenta computacional para processamento de imagens digitais que está em constante aprimoramento desde 2007, pelo Grupo de Pesquisa em Dosimetria Numérica (GDN) de Recife-PE. O grupo tem utilizado a linguagem C#, no Microsoft Visual Studio para aprimorar diversas técnicas de processamento de imagens digitais úteis para estudantes e pesquisadores.

AVALIAÇÃO DOSIMÉTRICA DE CAMPOS DE RADIOTERAPIA MAMÁRIA EM SIMULADOR FÍSICO DE TÓRAX

Silva, Sabrina^{1*}; Nogueira, Luciana¹; Oliveira, Marcio²; Dias, Humberto²; Campos, Tarcisio¹

¹ Universidade Federal de Minas Gerais. Brasil.

² Hospital do Câncer em Uberlândia. Brasil.

* Autor responsável, email: sadonatosilva@hotmail.com

Segundo a Organização Mundial de Saúde (2014) a neoplasia de mama é a principal causa de morte por câncer de mulheres no mundo. O maior desafio da radioterapia no tratamento de neoplasias é depositar a totalidade da dose prescrita de forma homogênea na mama, poupando os tecidos adjacentes. Dentro desse contexto, o objetivo desse trabalho foi reproduzir campos paralelos opostos utilizados no tratamento de neoplasias mamárias em um simulador de tórax e avaliar experimentalmente a distribuição de dose obtida nessa modalidade terapêutica. O simulador de tórax, composto de material tecido equivalente (TE), foi previamente desenvolvido pelo Grupo NRI (Núcleo de Radiações Ionizantes). O planejamento radioterápico (TPS) no simulador de tórax foi realizado no sistema ECLIPSE da Varian Medical Systems através de tomografias computadorizadas, e as irradiações foram reproduzidas no acelerador linear Varian, modelo SL-20 Precise, de 6 MV. A distribuição dosimétrica experimental foi gerada através de filmes radiocrômicos posicionados no interior do TE glandular e no TE pele do simulador de tórax. A distribuição espacial de dose mostrou equivalência com o TPS. Conclui-se que a distribuição de dose atingiu o valor preconizado de dose na mama de 180 cGy. A dose média encontrada nos filmes radiocrômicos posicionados na pele variaram de 49 a 79% e 39 a 49% na aureola mamária, em relação a dose prescrita. Tais achados nos direcionaram a analisar possíveis ocorrências de reações adversas na pele referenciadas pelo limiar de doses e dose de tolerância máxima. Tais efeitos são dependentes do tipo de pele, do esquema de fracionamento, da classificação dos efeitos como agudos ou tardios, da dose e taxa de dose, entre outros.

DOSIS EN TOMOGRAFÍA PARA TRATAMIENTOS DE RADIOTERAPIA REPORTE AAPM TG111

**Garrigo, Edgardo^{1*}; Descamps, Caroline¹; Venencia, Daniel¹;
Almada, María José¹; Germanier, Alejandro²**

¹ Instituto de Radioterapia Fundación Marie Curie. Argentina.

² Subsecretaría CEPROCOR, Ministerio de Ciencia y Tecnología, Córdoba. Argentina.

* Autor responsable, email: egarrigo@radioncologia-zunino.org

Introducción: el paradigma actual para evaluar la dosis administrada durante el procedimiento de Tomografía (TC) es el índice de dosis en tomografía (CTDI). El cual se mide con una cámara de ionización (CI) tipo lápiz en maniquí de PMMA, pero estas medidas no incluyen contribución de la radiación dispersa. El informe AAPMTG111 utiliza una cámara de ionización pequeña en maniquí lo suficientemente grande para establecer el equilibrio.

Materiales y Métodos: se utilizó un tomógrafo Siemens, Somatom PowerSpirit, cámara PTW30013, electrómetro PTW UNIDOSE. Se diseñó un fantoma de agua de 30cm de diámetro y 50cm de largo para permitir la posición de CI en el centro o en el eje periférico. Las mediciones se realizaron para cada protocolo clínico siguiendo las recomendaciones de la AAPM. Se evaluó la longitud de exploración mínima necesaria para obtener el equilibrio de dosis. La dosis de equilibrio se midió y se comparó con los valores de CTDI informado por el escáner. Con el fin de validar las mediciones, se contrastó con sistema de Dosimetría Termoluminiscente (TLD).

Resultados: la diferencia entre las dosis medidas con TLD y CI fue inferior al 1% y la repetibilidad de las mediciones fue de 0,44%. Las mediciones mostraron que la longitud de exploración necesaria para alcanzar el equilibrio de la dosis es de 450 mm y 380 mm para el eje central y periférico respectivamente, lo que justifica la longitud fantoma. Para cada protocolo clínico, las dosis medidas fueron aproximadamente un 30% más altos que los formados por el escáner. La dosis de equilibrio medido para el protocolo de mama fue 12.3mGy con CI, 12.4mGy con TLD, y 9.1mGy CTDI por escáner

Conclusión: para las nuevas generaciones de TC con mayor tamaño del detector longitudinal o con tecnología de haz cónico, el CTDI informado tiende a infravalorar la dosis administrada.

SIMULACIÓN GEOMÉTRICA DEL CABEZAL DEL MAMÓGRAFO ALPHA-RT PARA DOSIMETRÍA, USANDO EL CÓDIGO PENÉLOPE

***Romero Coripuna, Rosario Lissiet*, Cayllahua Q., Fredy;
Vega Ramirez, José***

UNAS. Perú.

* Autor responsable, email: rosariolrc@gmail.com

En el área de física médica de la Universidad Nacional de san Agustín, se ha realizado la simulación geométrica del cabezal del mamógrafo alpha RT usando el código de simulación PENELOPE-2008, basado en el método montecarlo. En este trabajo se ha obtenido el espectro de radiación del tubo de rayos x del mamógrafo alpha RT, cuyo espectro nos permitio hallar los parametros dosimétricos clínicos tales como dosis a diversas profundidades de órgano mamario (donde el parametro a variar es el grosor de la mama), el campo de radiación (donde se representa a una mama que contiene anomalias de diversas formas), se verifican estos resultados al realizar una mamografía virtual y real con los porcentajes por peso de los elementos químicos que componen el material equivalente a la mama y con los maniquis contruidos y analizados en el área de Física medica de la UNSA. Con el espectro obtenido del tubo de rayos x por simulación se podra realizar muchas aplicaciones clínicas que se hace en las rutinas en radiodiagnostico, simular tambien las curvas de distribución de dosis en el tratamientos de tumores en radioterapia.

IMPLEMENTACIÓN DEL LABORATORIO NACIONAL DE DOSIMETRÍA PERSONAL EXTERNA DEL MINISTERIO DE SALUD DE VENEZUELA

Molina, Daniel¹; Martínez, Edwards^{2*}; Castro, Ailza¹; Verdecia, Maribel¹; Giron, Carmen²; Gutierrez, Stefan¹

¹ CPHR. Cuba.

² DSR. Venezuela.

* Autor responsable, email: edwards74@yahoo.es

La Dirección de Salud Radiológica (DSR) del Ministerio del Poder Popular para la Salud (MPPS) de la República Bolivariana de Venezuela y el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), perteneciente al Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA) de la República de Cuba ejecutaron el proyecto “Protección Radiológica a Trabajadores Expuestos a Radiaciones Ionizantes” en el marco del Convenio Integral de Cooperación Cuba – Venezuela. El objetivo principal del proyecto era la implementación de un servicio de dosimetría externa que permitiera al MPPS dar cobertura al personal ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes (POE) en las instituciones de salud. Como resultado del proyecto quedó implementado en la DSR el Laboratorio Nacional de Dosimetría Personal Externa (LNDPE) del MPPS de Venezuela. En el trabajo se exponen los elementos tomados en cuenta para el diseño del Laboratorio, así como su montaje y puesta en marcha, entre los que se incluyeron su estructura organizativa, personal, equipamiento e instalaciones. Se describen además la implementación del servicio, que incluyó la calibración del sistema dosimétrico, la documentación de los procedimientos de trabajo y la preparación del personal del Laboratorio. El servicio quedó implementado y se comenzó a ejecutar, cubriendo una parte del universo de POE identificado.

SISTEMA AUTOMATIZADO PARA LA CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS DE RADIODIAGNÓSTICO

Romero Acosta, Andy Luis*; Gutierrez Lores, Stefan

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

* Autor responsable, email: andy@cphr.edu.cu

Los procedimientos de calibración de dosímetros de radiodiagnóstico incluyen mediciones de carga y corriente que son a menudo complejas y repetitivas. Sin embargo, para realizar estas mediciones, usualmente se emplean electrómetros modernos que incluyen una interfaz RS-232, la cual hace posible controlar estos equipos desde una computadora. En este trabajo se presenta un sistema automatizado para las mediciones en el proceso de calibración de dosímetros de referencia de radiodiagnóstico. Se confeccionó una aplicación informática que realiza la adquisición de los valores medidos de carga eléctrica, calcula el coeficiente de calibración y automatiza la emisión del certificado de calibración. Estos valores son guardados en un fichero en una computadora. El método de calibración empleado fue calibración por sustitución. El uso de la aplicación mejora el control sobre el proceso de calibración y contribuye a humanizar el trabajo. El sistema automatizado desarrollado ha sido aplicado en la calibración de dosímetros de radiodiagnóstico, en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones.

CARACTERIZACIÓN DEL MANIQUI REX PARA IMPLEMENTACIÓN DE CONTROLES DE CALIDAD DE EQUIPOS GENERADORES EN RAYOS X

***Roas, Norma*; Somarriba, Fredy; Castillo, Andrea;
Villegas, Edith; Canales, Gema***

Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua. Nicaragua.

* Autor responsable, email: roaszuniga@yahoo.com

El maniquí REX es utilizado para realizar controles de calidad a equipos generadores de rayos X de grafía y fluoroscopia, con el se puede evaluar la calidad de imagen y parámetros dosimétricos de los equipos. El propósito de este trabajo es implementar el uso de este maniquí en los controles de calidad de forma rutinaria, para esto se evaluaron cuatro equipos para comprobar su funcionalidad y caracterización. Se utilizaron dos equipos fluoroscópicos marca Siemens y Phillips y dos rayos X, un móvil marca Toshiba y un fijo marca Phillips. Se tomaron placas radiográficas a 60, 70 y 81 kV, estas se digitalizaron para ser analizadas con el programa ImageJ. Se hicieron pruebas de resolución, contraste y ruido sobre las imágenes digitalizadas. Los parámetros dosimétricos evaluados fueron los factores de transmisión, atenuación y la dosis de entrada, en cuanto a la calidad de imagen se evaluó el contraste, control automático de dosis en los equipos de fluoroscopia, se midieron las densidades ópticas sobre la placa de 70 y 81 kV según recomendaciones de fabricante para realizar la curva sensitométrica de la película así como la resolución de cada equipo y estimación del punto focal de los equipos de fluoroscopia. A partir de los datos obtenidos de los equipos y los calculados se pudo comprobar que estos están dentro de los valores de referencia establecidos por el fabricante.

ESTANDARIZACIÓN DE PROTOCOLOS DE TOMOGRAFÍA COMPUTARIZADA DE CEREBRO EN PACIENTES PEDIÁTRICOS, BASADO EN LA DISMINUCIÓN DE DOSIS Y LA MANTENCIÓN DE LA CALIDAD DE LA IMAGEN

***Allende Nuñez, Felipe; Vásquez Martínez, Andrea*;
Goye Appelgren, Loreto***

Universidad Mayor. Chile.

* Autor responsable, email: andrea.vasquez@mayor.cl

La Tomografía Computarizada se basa en un haz de rayos X finamente colimado que va dirigido hacia el paciente, donde la radiación es atenuada a medida que pasa por los tejidos, para luego llegar a las unidades de detección donde se convierte en una señal. La señal se basa en el coeficiente de atenuación de cada región y es representada en un monitor mediante distintos niveles de grises que darán una imagen final, reconstruida a partir de múltiples proyecciones. La introducción de los grandes avances en Tomografía Computarizada ha aumentado la utilización en pediatría, así como también la preocupación por los efectos de la radiación. Por esto es importante desarrollar protocolos con bajas dosis, disminuyendo parámetros de adquisición que influyen en la dosis, pero siempre permitiendo que la calidad de imagen se mantenga y sea aceptable. Se realizó un estudio prospectivo, donde la población a estudiar fueron pacientes pediátricos menores de 15 años a los que se les realizaron exámenes de Tomografía Computarizada de cerebro. Los pacientes pediátricos se subdividieron en cuatro grupos dependiendo de sus edades y se crearon nuevos protocolos, modificando los parámetros de adquisición para cada subgrupo de edad. Se realizaron mediciones de ruido y también se aplicó una encuesta a los Médicos Radiólogos para evaluar la calidad de imagen diagnóstica. Con los protocolos propuestos fue posible reducir las dosis de los exámenes de Tomografía Computarizada de Cerebro, sin afectar significativamente el Ruido, ni presentar problemas para el diagnóstico a los médicos radiólogos. Esto se ve reflejado estadísticamente en los exámenes de los pacientes menores a 1 año, con la reducción de un 47,58% del CTDI.

DOSE NA MAMA EM MDCT COM PROTOCOLO TROMBOEMBOLISMO PULMONAR

***Carmo, Katiane Costa¹; Pedrosa De Figueiredo E Silva, Katia^{1*};
Nogueira, Maria Do Socorro²***

¹ Pós-graduação em Ciências e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais - CDTN/CNEN. Brasil.

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. CDTN/CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: katia_ped@yahoo.com.br

O aumento da utilização da tomografia computadorizada para protocolo de tromboembolismo pulmonar tem contribuído significativamente para o aumento da dose nas mamas, que embora não seja o objetivo do estudo diagnóstico, são diretamente irradiadas. Foram realizadas medições em um Fantoma Antropomórfico Alderson que representa um mulher de 155 cm de altura e 50 kg de peso, em 3 Tomógrafos de 4, 16 e 64 canais, cujos códigos são MG4, MG16 e MG64, respectivamente, para protocolo de embolia Pulmonar, segundo rotina clínica de cada serviço. 56 TLD's LiF 100H foram distribuídos entre as mamas de 600 ml a 1cm de profundidade. Para leitura dos TLD's, utilizou-se a leitora Harshaw, modelo 5500. Os valores encontrados não mostraram diferenças estatisticamente significativas entre as mamas direita e esquerda, sendo $p=0,002$, $0,003$ e $0,005$ para os serviços MG4, MG16, MG64, respectivamente, mas observam-se diferenças nas doses para o mesmo procedimento. As doses médias foram de $10,3 \pm 2,51$; $10,16 \pm 1,86$; $7,68 \pm 2,65$ para os serviços MG4, MG16, MG64, respectivamente. Observou-se uma variação de parâmetros técnicos utilizados entre os serviços, o que refletiu na dose absorvida nas mamas. Portanto, é possível concluir que uma alteração nesses protocolos, poderia trazer uma redução significativa na dose recebida sem comprometer a segurança diagnóstica. Agradecimento: A CAPES pelo incentivo da bolsa de Mestrado. Este trabalho foi financiado pela FAPEMIG e pelo Ministério da Ciência e Tecnologia - MCT, através do Instituto Nacional da ciência e Tecnologia – INCT, para Metrologia das Radiações na Medicina.

PARÂMETROS DE INFLUÊNCIA NA QUALIDADE DA IMAGEM EM TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA

Alonso, Thêssa Cristina^{1*}; Mourão, Arnaldo Prata²; Santana, Priscila C.³; Da Silva, Teógenes Augusto¹

¹ CDTN/CNEN. Brasil.

² CEFET/MG. Brasil.

³ Faculdade de Medicina UFMG. Brasil.

* Autor responsable, email: alonso@cdtn.br

Programas de controle de qualidade em tomografia computadorizada, TC, devem ser continuamente revistos visando assegurar uma melhor qualidade de imagem com a menor dose possível no paciente submetido ao processo de diagnóstico. O ruído de imagem, a espessura de corte (resolução do eixo Z), a baixa resolução de contraste e a resolução de alto contraste, bem como, a dose de radiação podem ser afetados pela seleção dos parâmetros técnicos nos exames de TC. Este estudo busca verificar como alterações nos protocolos de aquisição modificam a qualidade da imagem, tendo em conta a redução da dose de radiação no paciente. Medidas foram realizadas em um aparelho de TC de 16 canais, modelo BrightSpeed da GE. O objeto simulador cilíndrico, modelo CATPHAN-600, foi utilizado para gerar e avaliar a qualidade das imagens de cortes axiais em pontos específicos no eixo longitudinal do mesmo. Os testes de espessura de corte, resolução de alto e baixo contraste, ruído e uniformidade foram realizados considerando a variação dos parâmetros de exposição. No teste da resolução de alto contraste para os parâmetros, 80–140 kVp, 200 mAs, 1,25 mm de espessura de corte, as imagens foram reconstruídas com os filtros standard, para o tecido mole e para o osso. Uma análise qualitativa fundamentou a investigação da influência das reconstruções dos filtros apontando a melhor resolução em alto contraste. Os resultados apresentados mostram que o equipamento analisado está em conformidade com os valores estabelecidos pela legislação brasileira.

DETERMINATION OF THE EFFECTIVE VOLUME OF AN EXTRAPOLATION CHAMBER FOR X-RAY DOSIMETRY

Tanuri de Figueiredo, Marcus Tadeu*; Da Silva, Teógenes Augusto

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: mttf@cdtn.br

Determination of the effective volume of an extrapolation chamber for x-ray Dosimetry M.T.T. Figueiredo¹; T.A. da Silva^{1,2} ¹ Post graduation Course on Science and Technology of Radiation, Minerals and Materials, CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil ²Development Center of Nuclear Technology, CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil **Keywords:** Extrapolation chamber, low energy x-ray, chamber effective volume The measurement of air kerma in low energy x-rays is performed at primary calibration laboratories with free-in-air ionization chamber. Although an extrapolation chamber is designed to be used for beta radiation dosimetry it may also be feasible for low energy x-ray since its small changeable volume makes possible to comply the Bragg-Gray cavity principle. An inherent capacitance is associated with any parallel-plate ionization chamber; therefore, there should be a well-defined relationship among the capacitance, the effective collecting area and the electrode spacing of an extrapolation chamber. In this work, a critical analysis of the methodology for determining the air sensitive volume of an extrapolation chamber through its capacitance in standardized condition was done. Low energy filtered x-rays were used with different tube currents and potentials; the relationship between the capacitance and the effective volume of a 23392 Böhm model PTW ionization chamber was analyzed within 0.4 to 5.0 mm electrode distances.

AVALIAÇÃO DO USO DO PROTETOR DE BISMUTO EM VARREDURAS DE TC DA COLUNA CERVICAL

Mourao, Arnaldo*; Aleme, Carolina

CEFET-MG. Brasil.

* Autor responsable, email: apratabhz@gmail.com

A Tomografia Computadorizada (TC) é hoje uma das técnicas de geração de imagens mais utilizadas para avaliações não invasivas de estruturas internas do organismo humano. Todavia, a exposição dos pacientes à radiação pode acarretar danos a sua saúde. O presente trabalho tem como objetivo avaliar a variação da qualidade das imagens em varreduras da coluna cervical por TC, quando se utiliza o protetor de bismuto para reduzir a dose de radiação depositada na tireoide. Em um aparelho de tomografia Bright Speed da GE de 32 canais foram realizadas duas varreduras da região do pescoço, com o objetivo de gerar imagens diagnósticas da coluna cervical de um objeto simulador masculino, com e sem o uso do protetor de bismuto. As doses de radiação nos órgãos foram registradas utilizando dosímetros termoluminescentes e parâmetros de controle da qualidade da imagem foram observados utilizando o software image J. O uso do protetor de bismuto resultou em uma redução da dose na tireoide de cerca de 26%, ao passo que gerou uma pequena degradação na qualidade da imagem gerada, principalmente nas estruturas anteriores, mais próximas da superfície onde se encontrava o protetor de bismuto. Assim, o uso do protetor de bismuto trouxe para o processo diagnóstico permitindo uma diminuição da dose sem comprometer a qualidade da imagem diagnóstica das estruturas ósseas do pescoço.

USABILIDADE EM SOFTWARE NA OBTENÇÃO DA MTF EM IMAGENS MAMOGRÁFICAS

Jornada, Tiago*; Alves, Marcos; Murata, Camila; Bitelli, Regina

Universidade Federal de São Paulo/Escola Paulista de Medicina (Unifesp/EPM) Setor de Física e Higiene das Radiações.Brasil.

* Autor responsable, email: tiagosjornada@gmail.com

A obtenção da Modulation Transfer Function (MTF) é, atualmente, o modo mais elegante e eficiente para representar a qualidade diagnóstica de imagens radiológicas. Porém para sua obtenção é necessário o uso de softwares dedicados que muitas vezes tem um alto custo financeiro. Há softwares livres disponíveis que expressam graficamente a MTF, mas sem o devido auxílio de um serviço pago. O objetivo do presente trabalho é testar a Usabilidade de um plugin no software livre Image J para a obtenção da MTF em imagens mamográficas. As imagens foram obtidas em um mamógrafo modelo Performa da G.E, sendo usada placas de alumínio e três combinações de filtros: Mo/Mo, Mo/Rh e Mo/AI. Não houve grandes dificuldades para acessar o site e baixar o plugin. No manual há informações básicas de instalação e descrição das funções, porém para a troca das imagens para a análise a dificuldades. Além disso, na seleção das ROI há limitação, faltam informações sobre os procedimentos para a obtenção das imagens, o gráfico não foi completamente apresentado e os valores da MTF próximo a 0% não são mostrados. Apesar dessas dificuldades, o plugin apresentou facilidades desde a instalação até o seu manuseio. Testes futuros estão serão realizados para uma melhor avaliação e a validação dos valores para a MTF fornecidos pelo Plugin.

TOMÓGRAFO DE POCAS VISTAS APLICADO A PATOLOGÍAS A LA RODILLA

Tantaruna Bonilla, Jose^{1*}; Carita Montero, Raúl Félix²

¹ INEN. Perú.

² UNMSM. Perú.

* Autor responsable, email: jose_cf77@hotmail.com

La rodilla viene hacer la articulación más grande de nuestro cuerpo. Es también la más vulnerable, porque soporta enormes cargas de presión. Debido a ello es propenso a sufrir fracturas producto de golpes fuertes. Además se ha comprobado clínicamente que el 50% de tumores a los huesos, afectan a la rodilla, es decir se presentan en la parte inferior del fémur y en la parte superior de la tibia. Denominamos vistas a la geometría formada entre la fuente y detector para cada disparo de la fuente de RX. Un tomógrafo convencional es un tomógrafo con aproximadamente 3600 vistas. Los denominados de pocas vistas son aquellos con menos de 100 vistas. La ventaja de un tomógrafo de pocas vistas en relación a un tomógrafo convencional, es la reducción de irradiación al paciente, superior a un centenar de veces; y tiene como desventaja una menor resolución en la imagen, debido a que los coeficientes de atenuación son similares entre los tejidos blandos. Para el caso de la rodilla la mayoría de los diagnósticos están basados en observar cómo se encuentran los huesos. Estas pueden ser fracturas de fémur, tibia y patologías como condroblastoma. El coeficiente de atenuación del hueso difiere al doble de los tejidos blandos, de su entorno, por tanto es posible reconstruir una imagen de buena calidad.

Palabras claves: tomografía de pocas vista, RX, TC en la rodilla.

CARACTERIZATION OF THE MOSKIN DOSIMETER FOR DIAGNOSTIC X-RAY CT BEAMS

***Mendes Pereira, Lenon^{1*}; Jamil Khoury, Helen¹; B. Rosenfeld, Anatoly²;
Cutajar, Dean²; Ely Andrade, Marcos¹***

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² University of Wollongong. Australia.

* Responsible author, email: lenonmendes@gmail.com

MOSFET detectors became popular as radiation dosimeters in radiation therapy. The advantage of MOSFET dosimeters is that they offer real-time dose determination, along with a very small dosimetric volume. One of its recently designs is called MOSkin, designed by the Centre for Medical Radiation Physics at the University of Wollongong to measure the real-time dose delivered to the basal layer (0.07 mm below the skin surface). Some studies have investigated its use in radiation therapy and it has previously been shown to be suitable for the measurement of skin doses for this application. However, the use of the MOSkin in Computed Tomography radiation beam has not being sufficiently investigated. Thus, the aim of this research was to characterize the response of the MOSkin dosimeter for x-ray CT beams and to evaluate its application for patient dosimetry and quality control program. Tests were performed to investigate the sensitivity, energy dependence, reproducibility of the dose response for the device. All the experiments were carried at Laboratory of Ionization Radiation Metrology (LMRI) of Federal University of Pernambuco using an industrial x-ray unit. The dosimeter's response was evaluated for standard radiation qualities RQT 8, RQT 9 and RQT 10, which simulates the unattenuated beam used in CT. The results have shown that the MOSkin response was linear with doses up to 6.9 cGy and reproducible (98.52%). Energy dependence varied up to a factor of 1.68 among the tested x-ray energies. As expected, the OSkin sensibility was found to decline with the dose history. For a MOSkin irradiated at a tube potential of 120 kVp the sensitivity at its end live (Threshold Voltage above 10 Volts) was 4.76% smaller than the sensitivity at the beginning of its lifetime. Also, pulsed current annealing was proved to be successful to recover the threshold voltage and sensibility.

QUALIDADE MAMOGRÁFICA PARA DIAGNÓSTICO PRECISO DENTRO DOS PRINCÍPIOS DA RADIOPROTEÇÃO

Lima Gonzalez, Kethyllém*; Moura Oliveira, Cláudia; Rodrigues Junior, Claudio Lucindo; Santana de Moraes, Carolinne; Cunha Santos, Helena; Richard de Melo, André

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco. Brasil.

* Autor responsable, email: kethyllemkt2@gmail.com

O câncer de mama é um tumor maligno que se desenvolve como consequência de alterações genéticas em alguns conjuntos de células da mama, que passam a se dividir descontroladamente. Ocorre o crescimento anormal destas células, tanto do ducto mamário quanto dos glóbulos mamários. Apesar de desenvolver-se também em homens, o carcinoma mamário é o tipo de câncer que mais acomete as mulheres em todo o mundo, sendo em torno de 1,38 milhões de novos casos e 458 mil mortes pela doença por ano, segundo a Organização Mundial de Saúde (OMS). Amamografia é um exame radiológico para avaliação das mamas, feita com um aparelho de raio-X chamado mamógrafo, sendo ele analógico ou digital. Podem-se identificar lesões benignas e cânceres, que geralmente se apresentam como nódulos, ou calcificações. Este trabalho tem como objetivo, considerando a importância deste exame para a detecção precoce de alterações das células da mama, avaliar os fatores que interferem na qualidade do exame para um diagnóstico mais preciso, que atenda os princípios da proteção radiológica do paciente e também do profissional ocupacionalmente exposto. Para isso, foi feito um estudo teórico, com uso de literatura específica associada à verificação de aplicações práticas para análise. Os estudos mostram que os principais elementos que interferem para obtenção de uma boa imagem mamográfica que contribuam ao máximo para a proteção radiológica individual do paciente e trabalhadores são a composição do alvo do todo de raios X feita de molibdênio, um ponto focal menor possível, filtração correta, posicionamento adequado e que diminua o efeito anódico do tubo, boa compressão mamária, uso de grades antidifusoras e o controle automático de exposição.

IMPLEMENTACIÓN DE PROGRAMA DE CONTROL DE CALIDAD PARA MAMOGRAFÍA DIGITAL Y BIOPSIA ESTEREOTÁXICA DIGITAL

Cerda Castro, Ailyne Katherina; Suárez Silva, Magdalena Sofía

Universidad Mayor. Chile.

* Autor responsable, email: ailyne.cerda@mayor.cl

El cáncer de mama es una patología de alta incidencia mundial, es por esto que la utilización de la mamografía de tamizaje es el principal método asociado a la detección de lesiones en la mama de forma temprana. La llegada de la tecnología digital y la evolución de los equipamientos usados en mamografía necesitan de pruebas de control de calidad, pero al ser una modalidad relativamente nueva no existen protocolos de control de calidad aplicados a estos equipos en muchos servicios de imágenes de nuestro país, si no que siguen siendo los mismos controles de calidad que existen para el sistema de mamografía pantalla/película sin atender a las características presentes en los equipos digitales. Es por lo anterior que, basados en el “Programa de aseguramiento de la calidad para mamografía digital” IAEA 2011, se realizaron pruebas de control de calidad en los equipos del Servicio de Imágenes de la Mama de la Clínica Las Condes. La metodología del estudio se realizó, ocupando fantasmas de mamografía, para obtener mediciones de los parámetros presentes en el protocolo. Luego de tener un registro gráfico y escrito de los pasos a seguir en cada prueba, se le entregará al servicio el Programa de Control de Calidad en formato de manual para ser implementado en este. Los resultados obtenidos al realizar el programa evidenciaron que algunas de las pruebas efectuadas se encontraban fuera de los parámetros de tolerancia, lo cual fue informado de inmediato al servicio técnico para tomar las acciones correctivas correspondientes. Este estudio permitirá lograr un análisis continuo de la calidad para el servicio, junto con esto obtener imágenes diagnósticas de alta calidad con la menor dosis para los pacientes. También permitirá que otros servicios de imágenes con similares características se animen a seguir esta iniciativa.

EVALUATION OF IMAGE SYSTEM SPATIAL RESOLUTION USING TEXTURE ANALYSIS IN THE BCR BREAST PHANTOM MAMMOGRAPHIC IMAGE

**Viloria, Carolina^{1*}; Leyton, Fernando¹; Paixão, Lucas²;
Nogueira, Maria do Socorro³**

¹ Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares.
Universidade Federal de Minas Gerais. Brasil.

² Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia das Radiações. Centro de Desenvolvimento da
Tecnologia Nuclear. Brasil.

³ Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: cmvb@cdtn.br

Mammography is the main radiographic technique for imaging the breast, being indicated for cancer diagnosis and clinical monitoring. The Brazilian College of Radiology (BCR) developed the Quality Program in Mammograph (QPM). This program provides reference levels for radiation exposure and evaluates the image system quality through a visual inspection of images obtained with the BCR phantom. Texture is an important characteristic in a given region. Texture analysis technique can be used to obtain spatial resolution results from phantom's grids present in the images. Therefore, the aim of this work is to develop texture analysis algorithms to perform an automatic quality evaluation of BCR phantom images. For this study, BCR phantom images were collected from different facilities in Belo Horizonte, Brazil. The methodology consists in selecting a region of interest (ROI) and then performing image background subtraction and filtration. Thereafter, statistical values are calculated to quantify the gray level spatial distribution. Spectral parameters are useful to differentiate between models of periodic and non-periodic texture. They were used to quantify the differences between periodic models. These algorithms were developed in MATLAB and the test objects evaluations were made following the QPM parameters. The visual and computerized evaluations were compared. The results showed that the developed algorithms can differentiate the four different grids of BCR phantom. The use of these digital image processing techniques in the test object images allows an objective evaluation executed by the computer. Therefore, the developed algorithms help to improve the evaluation performed by quality assurance programme specialists.

Keywords: Mammography, Digital Image Processing Texture Analysis.

DESEMPENHO E QUALIDADE DAS IMAGENS MAMOGRAFICAS GERADAS EM UNIDADES MÓVEIS

***Senise, Paulo*; Matsuhashi, Liliam; Artioli, Bárbara;
Santana, Elisabete; Medeiros, Regina Bitelli***

Fundação IDI. Brasil.

* Autor responsable, email:paulo.senise@hotmail.com

Em quatro unidades móveis foram instalados mamógrafos para atender diariamente 50 moradores de locais com menor acesso a exames. Os equipamentos são da marca GE modelo ALPHA ST, com tensão máxima de 35kV e corrente de 100mA. Possuem alvo e filtro adicional de molibdênio. Os sistemas digitalizadores são de fabricação AGFA, modelo CR 30XM. Este projeto denominado Mulheres de Peito, iniciado em 2013, está sendo patrocinado pela Secretaria da Saúde do Estado de São Paulo, e tem como objetivo a conscientização da população sobre a importância da detecção precoce de doenças mamárias. Além disto, permite facilitar o agendamento e tratamento após a confirmação do diagnóstico. Foram realizados no período de 6 meses, testes mecânicos e de qualidade da imagem com o propósito de verificar se deslocamentos de no mínimo 100Km, causam variações que podem interferir no desempenho do equipamento e do sistema de imagem, bem como na dose de radiação. Os parâmetros de qualidade da imagem avaliados foram CNR, SNR, linearidade do detector e uniformidade dos IPs. Foram analisadas imagens do phantom CIRS 11A para verificar a possibilidade de detecção de pequenos objetos como microcalcificações, fibras e massas tumorais de diferentes dimensões. As doses médias glandulares (DMG) foram estimadas para diferentes espessuras simuladas por placas de PMMA. Os testes de angulação, deslocamento do gantry, colimação e força de compressão atenderam os requisitos das normas, assim como os testes de desempenho (tensão, camada semi-redutora, e linearidade da taxa de Kerma no ar). A tolerância de 15% para SNR (125mAs, 28kV e 5cm PMMA) foi atendida, porém os valores de CNR relativo, para espessuras de PMMA superiores a 6cm, não foram aceitáveis. As DMG (4,5cm PMMA) variaram de 2,2 a 2,5mGy. Não foram detectados problemas relacionados ao deslocamento das carretas, capazes de influenciar o desempenho dos equipamentos e a qualidade das imagens.

CALIDAD DE IMAGEN Y BAJA DMG COMBINANDO PARÁMETROS TÉCNICOS EN MD

***Suarez, Magdalena^{1*}; Olivares, Jeny¹; Ponce, Karen¹;
Rodríguez, José Luis²***

¹ Universidad Mayor. Chile.

² Clínica Las Condes. Chile.

* Autor responsable, email: magdalena.suarez@mayor.cl

La utilización de la mamografía de tamizaje ha demostrado ser por años el principal método asociado a la disminución de la mortalidad por cáncer de mama. La evolución del equipamiento usado en mamografía ha permitido mejorar la calidad de imagen diagnóstica siendo la dosis en la mama una preocupación pendiente. La llegada de la tecnología digital ha permitido obtener una mejor resolución en las imágenes, pero se observa que en la práctica los parámetros técnicos utilizados para la adquisición de la imagen siguen siendo parecidos a los utilizados en la mamografía pantalla/película sin atender a las características y ventajas presentes en el detector digital. Es por lo anterior que deseamos investigar como la optimización en la combinación de algunos de los parámetros técnicos usados en dos sistemas de mamografía digital (MD) permiten un mejoramiento de la calidad de imagen para el diagnóstico clínico, pudiendo disminuir a la vez la dosis media glandular (DMG) de las pacientes. Para el estudio se utilizaron dos sistemas de mamografía digital (DR y CR), dos fantasmas de mamografía con distintos espesores y se emplearon diferentes kV y combinaciones ánodo/filtro para obtener mediciones de los parámetros que afectan a la imagen y la DMG de la mama. El análisis cuantitativo fue mediante la figura del mérito (FOM) que relaciona los parámetros de la imagen versus la dosis media glandular. Los resultados obtenidos en la DMG, relación contraste/ruido (SNR) y FOM fueron menores al aumentar el kilovoltaje y el espesor cuando se utilizó una combinación Mo/Mo en ambos sistemas. Para la combinación Mo/Rh esta relación se mantiene en el sistema DR. Este estudio permitió lograr una recomendación práctica para el trabajo en MD, utilizando la mejor combinación de parámetros técnicos, en la obtención de una imagen diagnóstica de calidad con la menor dosis.

ANÁLISIS DE RECHAZO DE PELÍCULAS RADIOGRÁFICAS EN SERVICIOS DE RADIODIAGNÓSTICO

Roas, Norma*; Pichardo, Donald; Alvarez, Erikson; Martinez, Sergio

Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua, Managua. Nicaragua

* Autor responsable, email: roaszuniga@yahoo.com

El estudio de la tasa de rechazo de películas radiográficas en los servicios de diagnóstico con equipos convencionales, permiten identificar de forma genérica las necesidades más urgentes de actuación en lo que respecta a los controles de dosis y calidad de imagen. En este sentido desarrollado numerosos trabajos con la finalidad optimizar dichos parámetros, al respecto en nuestro país también se hacen esfuerzo por mantener una estadística en el tema por ello el trabajo más reciente fue en el año 2007 en donde se aportaron datos para la realización del TECDOC 1646 del OIEA (Establecimiento de Niveles Orientativos en Radiografía General y Mamografía). En esta ocasión se realizó un estudio en dos instituciones de la capital Managua, un centro hospitalario del sector público con aproximadamente con 300 camas y una clínica del sector privado de servicio ambulatorio, se contabilizaron más de 3000 y 300 placas respectivamente en ambas instituciones en un periodo de un mes, se efectuó una análisis de comparación entre ambas instituciones considerando la cantidad de estudios, dicho proceso se llevó a cabo recolectando diariamente las películas rechazadas y contabilizando las procesadas, se clasificaron según la causa del rechazo y los tipos de estudios. En los resultados obtenidos se puede constatar que el porcentaje de rechazo para ambas instituciones está por debajo del límite recomendado el cual es del 10% y por encima del valor deseable que es del 5%, además la causa mayor de rechazo son las malas técnicas utilizadas y el estudios que más se rechaza es el de tórax, la clínica privada muestra una taza de rechazo del 7.3% y el centro hospitalario del sector público un 7.1%

ÍNDICE DE REJEITO RADIOGRÁFICO UTILIZANDO O CONTROLE ESTATÍSTICO DE PROCESSO

**Marques Bianchi Savi, Matheus Brum^{1*}; dos Santos, Antonio José²;
Camozzato, Tatiane Sabriela¹; Penna Soares, Flávio Augusto¹;
Menegaz Nandi, Dorival¹**

¹ Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Estado de Santa Catarina. Brasil.
² UNISOCIESC. Brasil.

* Autor responsable, email: matheus.savi@ifsc.edu.br

O Índice de Rejeitos Radiográficos (IRR), um dos itens constantes no Programa de Controle de Qualidade ditado pela Portaria 453/98, deve ser realizado, no mínimo, a cada semestre. No intuito de extrair maiores e melhores quantidades de informações do IRR, este estudo apresenta o Controle Estatístico da Qualidade aplicado ao índice de rejeitos por meio do Controle Estatístico de Processo (Gráfico de Controle por Atributos p – GC) e do Gráfico de Pareto (GP). A coleta de dados foi realizada durante 9 (nove) meses, dos quais nos últimos 4 (quatro) esta se deu de forma diária. Os Limites de Controle (LC) foram estabelecidos e o software Minitab 16 utilizado para criação dos gráficos. Obteve-se o IRR do período correspondente à margem de $8,8\% \pm 2,3\%$, e, ainda, procedeu-se à análise dos gráficos gerados. Informações relevantes, tais como ordens de serviço para equipamentos de raios-X e processadoras, foram cruzadas a fim de identificar a relação entre os pontos que ultrapassaram os LC e o estado dos aparelhos à época. O GC demonstrou capacidade de prever falhas de equipamentos, e o GP indicou, de forma clara, quais as causas mais recorrentes IRR.

COMBINACIÓN DE PARÁMETROS TÉCNICOS EN MD: DOSIS Y CALIDAD DE IMAGEN

Suarez, Magdalena^{1*}; Masman, Daniela¹; Rodriguez, José Luis²

¹ Universidad Mayor. Chile.

² Clínica Las Condes. Chile.

* Autor responsable, email: magdalena.suarez@mayor.cl

La mamografía es la técnica de elección para el diagnóstico precoz del cáncer de mamas en mujeres asintomáticas contribuyendo eficazmente a la reducción de la mortalidad. El uso de radiaciones en mamas de mujeres mayoritariamente sanas plantea un aseguramiento de la calidad de modo de utilizar la menor dosis en la obtención de la imagen diagnóstica (ALARA). La nueva tecnología de mamografía digital (MD) permite una nueva combinación de los parámetros técnicos utilizados en la adquisición de imagen que estén de acuerdo a este sistema de detección, por lo que el objetivo del estudio fue determinar un protocolo en base a la combinación de parámetros técnicos, que disminuyan la dosis y mantengan la calidad diagnóstica de la MD. Se utilizó un mamógrafo con detector digital directo y fantomas de mama de distintos espesores, donde se combinaron los factores técnicos (kilovoltaje, miliamperaje, ánodo-filtro y espesor de mama). Para cuantificar la calidad de la imagen se utilizó el cálculo de la relación Contraste-Ruido (CNR) y la dosis se evaluó con la medición de la Dosis Media Glandular (DGM) y ambos parámetros se relacionaron mediante la Figura de Mérito (FOM). Los resultados muestran que a medida que aumenta el espesor la CNR disminuye y la DGM se mantiene. Cuando aumenta el kV la CNR se mantiene y la DMG aumenta en forma discreta y al aumentar el mAs la CNR aumenta significativamente al igual que la DMG. Estas variaciones son independientes de la combinación ánodo/filtro utilizada. La FOM demostró una tendencia a disminuir con el espesor y a no experimentar variaciones significativas con el aumento del kV y mAs. Este análisis permite proponer las mejores combinaciones de los factores técnicos estudiados para los distintos espesores de mamas, con el fin de obtener una buena calidad de imagen logrando la menor dosis de radiación.

ASSESSMENT OF ORGAN DOSE IN PEDIATRIC PATIENTS UNDERGOING CT EXAM

***Porto, Lorena¹; Paschuk, Sergei¹; Schelin, Hugo^{2*};
Filipov, Danielle²; Denyak, Valeriy²; Ledesma, Jorge²;
Legnani, Adriano²; Andrade, Marcos³; Khoury, Helen³***

¹ Federal University of Technology. Brasil.

² Pelé Pequeno Príncipe Research Institute. Brasil.

³ Federal University of Pernambuco. Brasil.

* Responsible author, email: schelin2@gmail.com

Pediatric CT dosimetry has been a matter of great study lately in the scientific community because the dose is higher than in most of the radiographic procedures. This study was performed at the Little Prince Children's Hospital in Curitiba-Brazil, using a GE fifth-generation CT scanner, model BrightSpeed. Data were collected from 724 patients divided into 5 age groups, 0 year, 1 year, 2-5 years, 6-10 years and 11-16 years, according to the recommendation of the European Commission. The dose for different ages was analyzed and compared with international protocols regarding the CTDIvol, DLP and organ dose for a cranial, abdomen and chest CT. The dose values were collected from the equipment. The results obtained were compared with computer analysis values. They were used in this study to calculate the organ dose and to compare with the reference dose levels established by the European Community. Using the computer simulation program of the Caldose group and the EUR MSCT protocols, the relevant radioprotection magnitudes to the study, which are the organ dose values related to the procedure, were determined. The level of dose length product (DLP), using the CTDI100, air previously established, was also obtained and compared with the dose reference level established by the European Community and the Good Practice Guide from the UK. The CTDIvol values are in the range of 1.37 to 6.08 mGy, the DLP values are between 19.71 and 279.12 mGy.cm. The values found so far are within the limits of the reference levels. Work supported by CNPq, CAPES and Fundação Araucária.

PATIENT DOSIMETRY IN DIGITAL MAMMOGRAPHY IN BRAZIL AND COSTA RICA

**Xavier, Aline^{1*}; Villachan, Beatriz¹; Andrade, Marcos¹;
Alves, Fátima²; Pires, Silvio²; Bitelli, Regina²; Mora, Patrícia³;
Barros, Vinícius¹; Khoury, Helen¹**

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² Universidade Federal de São Paulo. Brasil.

³ Centro de Investigación en Ciencias Atómicas, Nucleares y Moleculares. Costa Rica.

* Responsible author, email: alinecx90@gmail.com

Digital mammography systems are spreading across Latin America in the last years, but their use is not always followed by the irradiation protocols' optimization. This may result in higher radiation absorbed doses to the mammary gland. Regarding this, it is important to know the radiation doses delivered to patients due to these procedures. The objective of this work is to estimate the mean glandular dose to patients undergoing digital mammograms in Costa Rica and two regions of Brazil. Mammographic examinations were performed using four CR and four DR systems, as follows: Siemens Mammomat 3000 Nova with Carestream Kodak DirectView (CR) and Hologic Lorad Selenia (DR), located in Recife, Brazil; Hologic Lorad MIV and GE Performa with Carestream Kodak Direct View Elite (CR) and GE Senographe DS (DR), located in São Paulo, Brazil; Agfa Healthcare (CR) MM3.0 and Planmed Nuance (DR), located in Costa Rica. The irradiation parameters (kVp, mAs and anode/filter combination), compressed breast thickness and the patient age were collected during the examinations. Tube output and half-value layer for several kVp values were measured using ionization chambers calibrated at mammography radiation quality. Mean glandular dose (MGD) for each mammogram was determined on the basis of the conversion factors estimated by Dance and the incident air kerma calculated from the tube output. The results showed that the MGD values for breasts with thickness from 4 cm to 6 cm varied from 1.08 mGy to 6.75 mGy at CR systems and from 1.09 mGy to 8.80 mGy at DR systems. The MGD values are included within the CEC reference levels, but some MGD values are higher than the European reference levels, indicating the need to optimize the irradiation protocols.

DOSIS EN FANTOMA DE PELVIS PARA EQUIPOS DE RADIOLOGÍA DIGITAL

Reyes Nahuelpán, María Fernanda*; Suárez Silva, Magdalena Sofia

Universidad Mayor. Chile.

* Autor responsable, email: Marief.reyesn@gmail.com

En el último tiempo las exploraciones médicas han aumentado considerablemente, esto significa que las personas están recibiendo una dosis mayor de radiación, un dato altamente preocupante si consideramos que estas fuentes artificiales proporcionan el 95 % de la dosis total de un individuo. La radiología digital posee el potencial para disminuir las dosis que se les proporcionan a los pacientes, aunque los estudios han demostrado que estas han aumentado y es muy bien conocido que la radiación ionizante es acumulativa y produce daños biológicos. La protección radiológica es un tema muy importante en el ámbito del diagnóstico por imágenes, por este motivo es necesario conocer la Dosis en la Superficie de entrada (DSE) que entregan los distintos equipos al paciente, tener conocimiento de si los factores técnicos utilizados por los Tecnólogos Médicos en la práctica entregan dosis adecuadas según los niveles de referencia europeos disponibles. La medición de la dosis al paciente se realizó en el Servicio de Diagnósticos por Imágenes de La Clínica las Condes, usando un fantoma que simula las características de la sección pelviana del cuerpo humano, evitando así exponer innecesariamente a las personas, lo que nos ayudará a estandarizar la medición y disminuir el margen de error, además se utilizaron bloques RW3 para simular la absorción y atenuación de un paciente real. El equipo con el cual se realizaron las mediciones, Accu-pro, es un dispositivo calibrado que permite evaluar la dosis para la Proyección Radiológica en estudio, en este caso Radiografía de Columna Lumbar Anteroposterior (AP) y Lateral (LAT), junto con Pelvis Anteroposterior (AP). Se puede verificar que los niveles de dosis impartidos por los funcionarios cumplen con los estándares establecidos, pero existe un déficit al momento de tener técnicas estandarizadas para cada equipo, provocando un amplio rango de dosis en la superficie de entrada.

OTIMIZAÇÃO DE DOSE EM TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA E SUA VIABILIDADE

***Siqueira da Silva, Islane Cristina^{1*}; Prado Pereira, Mariana Elisa¹;
Barros Cavalcante, Bruna¹; Lucena Barros, Juliana Patricia²;
Barbosa de Oliveira, Pamalla²; Monteiro Mariz, Beatriz¹***

¹ Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE. Brasil.

² Instituto Federal de Ciência Educação e Tecnologia. Brasil.

* Autor responsable, email: islanecristina94@gmail.com

A tomografia computadorizada (TC) tem revolucionado os estudos radiológicos de imagens, por ser um método complementar de diagnóstico onde se tem a visualização das estruturas nos planos sagital, coronal e axial. Porém a dose de radiação recebida pelos pacientes submetidos a este exame pode chegar a ser 100 vezes maior do que a recebida em uma radiografia comum para visualização das mesmas estruturas. Consideram-se tecidos no esqueleto em risco quando expostos à radiação ionizante a medula óssea vermelha (MOV). A MOV é encontrada principalmente nos ossos pélvicos, no esterno, nas costelas e na clavícula. O objetivo desse trabalho é evidenciar que é possível reduzir a dose no paciente sem causar detrimento a imagem e a viabilidade de sua aplicação nos serviços de radiodiagnósticos. Foram realizados métodos de otimização de dose em pacientes submetidos à TC de tórax devido à radiosensibilidade da região. Também foram realizadas entrevistas com representantes de 10 clínicas de radiodiagnóstico com a intenção de conhecer seus projetos de proteção radiológica e saber se o mesmo está interessado em otimizar ainda mais as doses submetidas aos pacientes. Os resultados deste trabalho foram satisfatórios com relação à otimização da dose em pacientes submetidos à TC, apresentando uma redução dentro do esperado dependendo da quantidade de métodos adotados, porém, as entrevistas apontaram que a maioria dos serviços de radiodiagnóstico não pretende utilizar parâmetros de redução, pois julgam as doses, já estabelecidas suficientes para proteção do paciente e a qualidade da imagem. Concluímos que pode se realizar significativas reduções de dose nos exames de TC, porém os centros de diagnósticos por imagem não estão interessados em realizá-las, pois se sentem confortáveis e seguros diante da estimativa de dose de um paciente durante a realização do mesmo.

CRITERIOS PARA IMPLEMENTAR UN PROGRAMA DE QC EN RADIODIAGNÓSTICO

Ruggeri, Ricardo*; Bregains, Federico; Sacc, Ricardo

C.E.R. Consultoría en Radiaciones. Argentina.

* Autor responsable, email: ricardoruggeri@gmail.com

El avance de la tecnología en radiodiagnóstico ha impulsado la necesidad de implementación de Programas de Aseguramiento de Calidad (QA) con los correspondientes Controles de Calidad de los equipos (QC). Estos programas han sido implementados durante años en diferentes países; sin embargo, en gran parte de Latinoamérica existe una deficiencia importante en esta área. El objetivo del trabajo es presentar un proceso simplificado del Programa de QC, desarrollando cada procedimiento y los criterios a considerar para poder implementarlo en diversas instituciones de salud. Los mencionados criterios incluyen la realización correcta del relevamiento de equipos, la selección del equipamiento dosimétrico adecuado, los controles de calidad de imagen, la elección de los protocolos y demás tópicos importantes a considerar. La presentación se encuentra basada en la experiencia realizada y futuras implementaciones de Programas de QC en importantes instituciones de salud de Argentina y tiene como resultado esperado incentivar a los profesionales Médicos y Físicos Médicos a participar e implementar

EVALUACIÓN DE DOSIS EN EXPLORACIONES PEDIÁTRICAS DE TOMOGRAFÍA COMPUTARIZADA MULTIDETECTOR

Acosta Rengifo, Nora del Pilar*; Rivero Mendoza, Marco Antonio; Palomino, Raul; Hoyle, Suhail; Huerto, Isabel; Rodriguez, Silvia

Hospital Nacional Dos de Mayo. Perú.

* Autor responsable, email: noracesarsdiego@gmail.com

Introducción: la utilidad y eficacia de la Tomografía computarizada multidetector (TCMD) están más allá de la duda en situaciones clínicas específicas en pediatría, sin embargo la facilidad de obtener resultados por este medio y la frecuente tentación de supervisar la evolución o desechar la posibilidad de una complicación médica debe ser moderada, por el hecho que los exámenes repetidos pueden administrar dosis efectivas del orden de 100 mSv, para la cual existe evidencia epidemiológica de carcinogenicidad. Por ello es imprescindible recordar a los médicos pediatras los principios fundamentales para la protección radiológica del paciente pediátrico: la justificación (valorar los beneficios frente al riesgo y uso de otras alternativas) y la limitación del uso de la TCMD en niños, por el aumento del riesgo debido a la mayor esperanza de vida.

Objetivo: estimar las dosis en exploraciones de TCMD indicadas con más frecuencia en niños (cráneo, tórax y abdomen), para optimizar la dosis impartida y minimizar el riesgo radiológico de los pacientes pediátricos.

Metodología: se utilizarán Sistemas de TCMD de tres instituciones públicas pediátricas, un Set de Control de calidad para TC, maniquí de calidad de imagen, maniquí cilíndrico de PMMA de 16 cm y una cámara de ionización tipo lápiz. Se estimará los valores de las magnitudes dosimétricas específicas de TCMD (CTDIvol y PDL) y las dosis efectivas en una muestra de 50 pacientes por indicación.

Resultados: Mostrarán si, en las TCMD pediátricas, se utilizan protocolos concretos en función de las características del niño y si las dosis de radiación recibidas pueden optimizarse sin alterar la calidad diagnóstica.

Conclusiones: La optimización de las dosis impartidas a los pacientes pediátricos garantiza la seguridad del procedimiento y esta se logra utilizando los protocolos específicos para niños. Una medida simple y eficaz de protección radiológica es la supresión de exámenes inútiles y esto está en función del uso racional de la TCMD por parte de los médicos pediatras.

NIVELES REFERENCIALES DIAGNÓSTICOS LOCALES EN RADIOLOGÍA DIGITAL PARA CHILE

**Nocetti, Diego^{1*}; Ubeda, Carlos¹; Figueroa, Ximena¹; Córdova, Lorena²;
Alarcon, Renato²; Inzulza, Alonso³, Palleros, Herman⁴;
Loo, Cristian⁴; Mamani, Nelson⁵**

¹ Universidad de Tarapacá, Chile.

² Hospital Dr Juan Noé Crevani. Chile.

³ Clínica San José. Arica. Chile.

⁴ Clínica Arica. Chile.

⁵ Centro Medico Central. Arica, Chile

* Autor responsable, email: diego.nocetti.g@gmail.com

Objetivo: establecer los primeros Niveles Referenciales Diagnósticos Locales (NRDL) para procedimientos de radiología digital en Chile, utilizando dosimetría termoluminiscente (TLD).

Material y Método: se midió en 8 equipos de rayos X digitales (dos directos y seis indirectos) la magnitud kerma en aire en la superficie de entrada con retrodispersión (KASE), utilizando tres cristales TLD-100, posicionados a la entrada del haz central de radiación. Para el estudio se seleccionaron los exámenes radiológicos de tórax postero/anterior (TPA), lateral (TL), columna lumbar antero/posterior (CLAP) y lateral (CLLAT). Los pacientes fueron simulados con dos fantasmas antropomorfos de tórax y pelvis, respectivamente. Para calibrar los cristales se utilizó un irradiador Sr90/Y90 marca Thermo Scientific, modelo 2210 y, estos fueron leídos en una lectora Marca Harshaw, modelo 5500. Para establecer en NRDL por examen, se utilizó al valor del percentil 75 de todas las medidas realizadas.

Resultados y discusión: los rangos de KASE (en mGy) para los procedimientos fueron: TPA desde 0,10 a 0,67; TL desde 0,53 a 1,87; CLAP desde 3,99 a 9,17 y CLLAT desde 6,30 a 32,85. Los NRDL alcanzados para cada procedimiento (en mGy) fueron: TPA 0,31; TL 1,58; CLAP 8,93 y CLLAT 22,97. Conclusiones: El presente estudio constituye el primer esfuerzo por establecer NRDL en Chile mediante un sistema TLD, se requiere determinar niveles referenciales en otras localidades del país a fin de establecer un nivel referencial diagnóstico nacional e iniciar un proceso de optimización de la dosis utilizada en exámenes radiológicos digitales.

CAMADAS SEMIRREDUTORAS DE RAIOS-X DE BAIXA ENERGIA: MEDIDAS COM CÂMARA DE EXTRAPOLAÇÃO

Bastos, Fernanda M.*; Da Silva, Teógenes A.; Figueiredo, Marcus Tadeu T.

CDTN. Brasil.

* Autor responsable, email: fernanda_mbastos@yahoo.com.br

Este trabalho visou investigar a viabilidade de uma câmara de extrapolação para determinar a CSR de feixes de raios-X com energia inferior a 30 keV. Feixes similares aos recomendados pela norma ISO 4037 foram gerados na máquina ISOVOLT HS320 Pantak-Seifert. As medidas foram realizadas com uma câmara de extrapolação PTW modelo 23392 de volume variável, com espaçamento entre os eletrodos de 1,0 a 4,0 mm em incremento de 1,0 mm. Para fins de comparação, medidas também foram feitas com uma câmara de ionização Radcal, modelo RC-6M, usada para dosimetria em feixes de mamografia. As correntes de ionização medidas foram corrigidas para os efeitos de polaridade e espaçamento nulo-real da câmara de extrapolação e para as condições ambientais de referência. As CSR foram determinados para as radiações N15, N20 e N25, a partir das medidas da intensidade do feixe de raios-X sem atenuação e atenuado por filtros de alumínio de alta pureza. A contribuição da radiação espalhada foi investigada com medidas para um campo de radiação não colimado e outro colimado para o diâmetro da janela de entrada da câmara. Na condição de feixe colimado, os resultados não indicaram nenhuma tendência nos valores das CSR em função do espaçamento dos eletrodos; porém, eles apresentaram diferenças máximas de 3,2%, 2,4% e 1,3% em função das radiações N15, N20 e N25, respectivamente. Em relação ao feixe não colimado, as diferenças máximas foram 4,6%, -2,0% e 0,9% e na comparação com a câmara Radcal RC-6M, as diferenças máximas das CSR foram 4,5%, 3,0% e 1,4%, para as mesmas radiações. Os resultados mostraram que a câmara de extrapolação é um instrumento viável para determinação da CSR, com incerteza máxima de até 5% para radiação com energia máxima de 15 keV, tendendo a diminuir até próximo a 1%, à medida que a energia aumenta.

OCCUPATIONAL EXPOSURE OF APPRENTICES IN RADIOLOGY IN THE FIELD OF PROFESSIONAL TRAINING

Costa, Rogerio

Universidade Estadual De Goias. Brasil

Responsible author, email: rogercosta1@hotmail.com

The good economic moment of our country has been providing an increase of courses in technical area mainly in the field of radiology, which has raised the number of apprentices in the field of stage in clinics and hospitals. However, the shortage of placements and the fact that many of these students are workers, has forced the institutions of technical education to seek alternatives for the students to meet the workload of the stage in a time as short as possible. For this reason, often the students are obliged to comply with up to 10 hours of internship in a single day, in companies that often are not in accordance with the standards of radiological protection. What has worried the authorities, because they believe that this exposure can raise the damage caused by radiation. It is known that every person who works with x-ray diagnostics should use, during their work day, individual dosimeter reading indirect, changed monthly. However, in practice these apprentices do not use the meter for monitoring of doses in probationary period. In This way, we measure the doses received us trainees using monitors TLDs in the thoracic region with and without plumbiferous apron on stage with total workload of 150 hours, performed daily from Monday to Friday for 6 hours per day during 5 weeks and performed to Saturday and Sunday for 10 hours daily in 7.5 weekends, with X-ray equipment conventional. The results reveal that in none of the cases the dose reached the value of 0.2 mSv, which is the minimum limit of reading dosimeter. We conclude then that the stages of weekends, taken the preventive measures of radiological protection are safe and can be performed without any prejudice with regard to the dose received, when compared to those of lower daily hourly load.

AVALIAÇÃO DA EXPRESSÃO DE GENES DA TRANSIÇÃO EPITÉLIO-MESENQUIMAL EM CÉLULAS MAMÁRIAS IRRADIADAS EM FEIXE DE MAMOGRAFIA

Pereira, L.^{1}; Ferreira-Machado, S.C.^{2,3}; Almeida, C.E.B¹; de Almeida, C.E.²*

¹ Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

² Laboratório de Ciências Radiológicas (IBRAG/UERJ). Brasil.

³ Universidade Federal Fluminense (GBG/UFF). Brasil.

* Autor responsável, email: leslie@ird.gov.br

Introdução: A radiação ionizante é utilizada na área saúde tanto no diagnóstico quanto na terapia. Trata-se de um agente físico capaz de causar alterações nas células do tecido exposto a radiação. Estudos recentes demonstram que células de mama irradiadas com doses de 1 a 2 Gy podem passar por uma transição epitélio-mesenquimal. Esse processo é definido como mudanças morfológicas e moleculares da célula de um fenótipo epitelial para mesenquimal, caracterizado pela redução na expressão de marcadores epiteliais (E-caderina e CK-18) e indução de marcadores mesenquimais (fibronectina e vimentina), relevantes na progressão tumoral e metástase. Hoje, as informações sobre câncer radioinduzido são provenientes, em especial, de estudos epidemiológicos com sobreviventes das bombas atômicas, ou seja, altas doses. Existem limitações metodológicas para quantificar diretamente os riscos de câncer em populações humanas expostas a doses abaixo de 100 mGy, como na mamografia que utiliza dose absorvida de aproximadamente 8 mGy para cada exposição. Esse trabalho teve como objetivo avaliar a expressão de marcadores epiteliais e mesenquimais em células de mama expostas doses de radiação de 8 mGy e 16 mGy.

Metodologia: A linhagem celular epitelial de mama MCF-10 foi irradiada em mamógrafo convencional com doses de 8 mGy e 16 mGy, e analisada 4 e 72 h após a exposição. No grupo controle para ambos os tempos as células não foram irradiadas. As células foram irradiadas em garrafa de cultura de 25 cm² posicionadas no interior de um fantoma de acrílico. A análise da expressão dos genes E-caderina, CK-18, vimentina, MMP-9, GAPDH (constitutivo) foi feita através da técnica de PCR em tempo real.

Resultados: Não houve diferença significativa ($p < 0,05$) na expressão dos genes analisados nos grupos irradiados em relação ao grupo controle.

Conclusão: A exposição da linhagem celular MCF-10 a baixas doses de radiação, nas condições experimentais propostas, não induziu a expressão de genes ligados transição epitélio-mesenquimal.

DEVELOPMENT AND APPLICATION LIVER OF PHANTOM ANTHROPOMORPHIC FOR USE IN RADIOLOGY

**Melo, M.G.¹; Silva, L.F.¹; Cunha, C.J.²;
Paschoal, C.M.M.³; Ferreira, F.C. L^{1*}**

¹ Universidade Federal do Sul e Sudeste do Pará. Brasil.

² Universidade Estadual Vale do Acaraú. Brasil.

³ Universidade Federal de Sergipe. Brasil.

* Responsible author, email: fernacarluan@gmail.com

The use of artificial ionizing radiation has also been employed in several areas, namely: medicine, agriculture, industry, ink curing, etc. However, the use of radiation for medical purposes of diagnosis or therapy is being treated with more attention due to its increased use and the use of simulators object for quality control and training of professionals. The phantoms and are used to aid radiographic procedures, they may simulate a part of the body, both in its form as mass, density, and attenuation. The objective of this work was the development and application of liver anthropomorphic phantom for use in diagnostic radiology and training professionals. The construction of the liver anthropomorphic phantom was through literature and it was noticed that the use of phantoms are relatively low. For the construction of the mold of the phantom was used an adult human liver with early cirrhosis that was preserved in formalin for teaching demonstrations in Prof. Osvaldo Cruz, Human Anatomy Museum collection of the Federal University of Sergipe. With this work, we emphasize the need for the control rogram and quality assurance in radiology doctor to ensure image quality and low exposure of patients and professionals, since the radiological examinations are extremely important, because its contribution decisively in medical diagnosis.

DEVELOPMENT OF PHANTOM PERIAPICAL FOR CONTROL QUALITY

Mendes, J.M.S.¹; Sales Junior, E.S.¹; Paschoal, C.M.M.²; Ferreira, F.C.L.^{1*}

¹ Universidade Federal do Sul e Sudeste do Pará, Brasil.

² Universidade Estadual Vale do Acaraú, Brasil.

* Responsible author, email: fernacarlaluan@gmail.com

This study aimed to develop a dental phantom with cysts for evaluation of periapical radiographs that was tested in private dental offices in the city of Marabá, northern Brazil. Through some tests with the object simulator (phantom) were obtained 12 periapical radiographs (one in each of the offices visited) that waking up to the standards of Ordinance No. 453 were visually evaluated by observing the physical parameters of exposure (kVp and mA), time revelation of the radiographic film, later the other radiographs were visually compared with C6 ray set as the default. Among the results, it was found that only two of the twelve rays cysts could not be viewed and, therefore, these two images were deemed unsuitable for accurate diagnosis in the 10 images the cysts could be displayed, however according the images have different qualities comparisons. In addition, it can be concluded that the performance of the phantom was highly satisfactory showing to be efficient for use in quality control testing of dental X-rays, the quality control of radiographs and continuing education of dental professionals for a price much more accessible.

ST 3.3

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN MEDICINA NUCLEAR

EVALUACIÓN DE LA DOSIS ABSORBIDA EN TIROIDES - NEONATOS DEBIDO A I-123 / I-131 y Tc-99m

**Vasquez A., Marcial¹*; Rojas A., Roberto¹; Idrogo C., Julio¹;
Gavidía I., Jesús¹; Ilquimiche M., Jorge²; Castillo D., Carlos¹**

¹ Universidad Nacional Trujillo. Perú.

² Universidad Nacional Callao. Perú.

* Autor responsable, email: marvva@hotmail.com

Se estima la dosis absorbida por la tiroides durante estudios de su función, a través del análisis de la biocinética de los radiofármacos que contengan el I-131/ I-123 (yoduros) o el Tc-99m (pertechnetato). Utilizando el formalismo MIRD y la representación Cristy-Eckerman para la tiroides de un paciente neonato, se demuestra que la dosis absorbida por la glándula debido a las emisiones del I-131/ I-123 (yoduros) es su auto dosis, dado por 5305,5 mGy/MBq / 39,15 mGy/MBq respectivamente. La contribución dosimétrica de órganos que hacen parte de su biocinética (excluyendo la tiroides), no es significativa en el estimado de dosis. La dosis absorbida por la glándula debido a las emisiones del Tc-99m (pertechnetato) es 0,329 mGy/MBq; el 5,30 % de dicha dosis corresponde a contribuciones dosimétricas de órganos que hacen parte de su biocinética (excluyendo la tiroides), y es muy significativa en el estimado de dosis.

EVOLUTIONARY AND COMPARATIVE STUDY OF EQUIPMENT OF NUCLEAR MEDICINE (SPECT)

***Monteiro Mariz, Beatriz*; Barros Cavalcanti, Bruna;
Rafaelly Barbosa de Oliveira, Pamalla; Cristina Siqueira da Silva, Islane;
de Jesus Lopes Filho, Ferdinand***

IFPE. Brasil.

* Responsible author, email: bya93_mm@hotmail.com

Nuclear medicine comes increasingly technologically advancing, an example of this is the range of camera SPECT (single photon emission computed tomography) device that performs the anatomic and physiological study of organs, which are increasingly improved. Its precursor was the known by thyroid mapping. Through this mapping could see the functioning of parts of the gland. Later, Benedict Cassem created the linear scintigraph, which produced macroscopic anatomical images expressing also the molecular dimension function. In 1957, Hal Anger scintillation camera created. The image was recorded on photographic film, but in the decade of 70, David e Kuhl created the above-mentioned equipment. The first device consisted of two scintillation detectors. The current equipment models have more than one head thus, capture greater radiation area, making examination time is decreased. The most used equipment currently are from GE, Philips and Siemens and their most advanced models of SPECT are respectively: Infinia Hawkeye 4, BrightView XCT, Symbia Intevo. Some of these studies, show that the evolution of the image capture equipment, was of great importance in nuclear medicine, which currently counts with modern equipment. And it was concluded that all models of SPECT presented highly sophisticated technologies have, thus, important acquisitions for the nuclear medicine clinics.

CALIBRACIÓN DE CÁMARAS GAMMA PARA OPTIMIZACIÓN DEL TRATAMIENTO CON I131 EN HIPERTIROIDISMO

**López, Adlin^{1*}; Raynosa, Reyse²; Palau, Aley¹; Martín, Juan Miguel¹;
Castillo, Jorge³; Torres, Arocha³**

¹ HCQ "Hermanos Ameijeiras". Cuba.

² INSTEC. Cuba.

³ CIC. Cuba.

* Autor responsable, email: adlin@infomed.sld.cu

La optimización y verificación de los tratamientos paciente-específico con fuentes abiertas de I-131 es objeto de investigación constante y constituye un hito desde el punto de vista médico y de protección radiológica. Con el objetivo obtener una metodología para la estimación combinada de los parámetros necesarios para el tratamiento paciente específico del hipertiroidismo y su verificación post-tratamiento, se estudiaron las características funcionales de tres equipos (Captor de Yodo, Cámara Gamma Philips Forte con colimador de pin-hole, Cámara Mediso Nucline con colimadores de alta energía propósitos generales para estudios planares y SPECT) y se realizó una calibración cruzada. Se verificó la linealidad de la respuesta a la actividad en condiciones clínicas, obteniéndose índices de correlación del ajuste superiores a 0.99 para actividades diagnósticas y terapéuticas. Se evaluó la concordancia de los parámetros calculados por los diferentes equipos y se encontró una discrepancia menor del 6% para los índices de captación en actividades terapéuticas y del 1.1% para las diagnósticas. Se estableció y verificó una metodología que permite que con una sola administración de I-131 se pueda desarrollar la cuantificación dosimétrica 2D y 3D para pacientes hipertiroides, con un uso racional de los equipos imagenológicos y una discrepancia máxima del 3% entre la actividad aparente y la calculada.

DOSE RATE ESTIMATION FOR I¹³¹ ABLATIVE TREATMENTS

Lucena Barros, Juliana Patrícia Pereira^{1*};
Rodrigues Júnior, Cláudio Lucindo¹; Jesus Filho, Ferdinand Lopes¹;
Geraldo de Lemos Aragão Filho²; Ivan Eufrázio de Santana³;
Vandeisson Henrique Coutinho da Silva¹;
Jeffersson Henrique dos Santos¹; Islane Cristina Siqueira da Silva¹

¹ Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE. Brasil.

² PROCAPE. Brasil.

³ CEMUPE. Brasil.

* Autor responsable, email: julianaabarro@gmail.com

A clinical procedure made after the thyroid gland removal surgery (thyroidectomy) is the Radioactive Iodine Therapy. That procedure consists in the administration, by orally, of Radioactive Iodine (I¹³¹ or I¹²³) ablative doses, in order to destroy cancer cells and thyroid tissue remaining after surgery. The goal of this paper is to evaluate the variation in the exposure rate in patients who underwent the procedure and are hospitalized into the Medicine Nuclear service, due to the high activity had been administered, and its possibility to conduct a dosimetric estimate. A digital Geiger-Muller counter was used as the measuring method, based on the parameters settled by CNEN, the Brazilian institution regulates applications in Nuclear Medicine all over the country, by the norm 3.05 (about requirements of safety and Radiation Protection for Nuclear Medicine services). Some patients undergoing ablative doses were selected for this study in a Brazilian Medicine Nuclear service. During the course of data collection, those patients were evaluated at different distances: direct contact, 0,5, 1 and 2 meters from the patient, and three different measurement times: 10 minutes after the Iodine administration, 24 hours and 48 hours. As the result, the relationship of the measurements were satisfactory, it was possible in a practical and comparative analysis of the provided parameters by CNEN NN 3:05 and its recent changes. Therefore, we conclude the related numerical differences to exposure and dose rate for those patients does not exceed over 0.03 mSv/h from the public, as provided in the regulatory norm.

ANÁLISIS DE DIFERENTES TÉCNICAS DOSIMÉTRICAS DE ¹³¹I EN ÁMBITOS HOSPITALARIOS

**Terán, Mariella ^{1*}; Langhain, María²; Fernández, Leticia¹;
Castromán, Gabriela²; Tochetto, Yanella²; Hermida, Juan Carlos²**

¹ Facultad de Química-Cátedra de Radioquímica. Uruguay.

² Hospital de Clínicas-Centro de Medicina Nuclear. Uruguay.

* Autor responsable, email: mteran@fq.edu.uy

El objetivo fundamental de la dosimetría de médula ósea es predecir el nivel de toxicidad a partir de una terapia con radionucleidos y por lo tanto administrar una dosis eficiente con un mínimo nivel de efectos secundarios para el paciente. Este trabajo muestra un estudio comparativo de los resultados obtenidos al aplicar diferentes técnicas de adquisición de datos para la estimación de dosis en pacientes tratados con ¹³¹I por cáncer de tiroides. Se trabajó con 15 pacientes (14 mujeres y 1 hombre) quienes habían sido sometidos a cirugía por cáncer de tiroides. Antes de recibir terapia ablativa con ¹³¹I, se estimó las dosis individuales más adecuadas. El procedimiento implicó la administración de una dosis trazadora de ¹³¹I de 5mCi y luego de un período de biodistribución de 60 minutos sin micción se realizaron mediciones de actividad y toma de muestras de 2 mL de sangre. El proceso se repitió durante 5 días previa micción antes de ser medido. Se utilizaron 4 métodos de adquisición de datos: 1) Medidas de cuerpo entero en gamma cámara SophyCammera sin colimador en posiciones anterior y posterior. 2) Medidas de cuello con sonda de captación tiroidea en un equipo Captus 3000. 3) Adquisición y cuantificación de imágenes planares adquiridas en gamma cámara Mediso con colimador HE con corrección de scatter y atenuación. 4) Estimación de dosis mediante actividad en sangre. Los métodos aplicados se basaron en las EANM Guidelines para la calibración de equipos, la adquisición de datos, la estimación de dosis a médula ósea y a cuerpo entero. Con esos datos y aplicando el sistema MIRD se estimaron las dosis en busca del método más adecuado para nuestro sistema hospitalario. Los métodos utilizados no revelaron diferencias significativas en lo cuantitativo siendo el N°2 el más rápido y fácilmente adaptable a la rutina hospitalaria.

FACTOR VARIABLE DE CORRECCIÓN POR RADIACIÓN DISPERSA DE LA ACTIVIDAD

Torres-García, Eugenio^{*} ; Díaz-Díaz, Jorge

Universidad Autónoma del Estado de México. México.

* Autor responsable, email: eugenio_tg@yahoo.com.mx

La radiación dispersa es un problema típico para el cálculo de actividad en una región fuente, se ha reportado que este parámetro puede ser considerando constante. Sin embargo, experimentalmente no lo es. Por lo que, el objetivo de este trabajo fue determinar la cantidad de radiación dispersa de una fuente con Tc-99m, que llega a la cámara gamma y afecta la cuantificación de la actividad a un tiempo dado. Se reprodujo con gel de agar la geometría específica de un órgano humano (Riñón) y se calculó experimentalmente la contribución de la radiación dispersa producida por agua (H₂O) a la actividad de una fuente de Tc-99m a un tiempo dado, mediante un método matemático desarrollado a partir del método de vistas conjugadas y el método de doble ventana del MIRD. Con imágenes conjugadas estáticas de una gamma-cámara adquiridas en intervalos de tiempo de 5 minutos para maniquís con tres volúmenes distintos a tres alturas diferentes variando la profundidad de las mismas. Dando como resultado maniqués de gel de agar que presentan efectos de autodispersión menores al 1%, 3% y 5%. Se determinó la magnitud de la cantidad de radiación dispersa que afecta a la cuantificación de la actividad en función del espesor del medio dispersor y el grosor de la región fuente. Fue determinado un factor de dispersión "d", definido en términos de la ventana adyacente al fotopico, lo que permite suponer que es un factor que siempre estará relacionado con la cantidad de radiación dispersa producida por el medio, el cual no es un valor constante como se menciona regularmente en la literatura.

PARÁMETROS QUE INFLUYEN EN LA UNIFORMIDAD INTRÍNSECA DE CÁMARAS GAMMA

Oviedo Mejía, John Jairo*; Díaz Londoño, Gloria María; García, Marcia; Coca Perez, Marco

Universidad de la Frontera. Chile.

* Autor responsable, email: ojohn4@gmail.com

La uniformidad es la capacidad de una cámara gamma para formar una imagen produciendo una respuesta uniforme cuando ésta se somete a un flujo de radiación homogéneo. La evaluación de la uniformidad intrínseca es una prueba de aceptación y de control de calidad que se realiza rutinariamente en las cámaras gamma de las unidades de Medicina Nuclear; para ello se han establecido protocolos por la NEMA (National Electrical Manufacturer's Association), la AAPM (Asociación Americana de Físicos en Medicina), IAEA HUMAN HEALTH SERIES 6 y otras asociaciones internacionales. El propósito de este trabajo fue estudiar algunos parámetros que influyen en la uniformidad integral intrínseca, tales como: tamaño de la matriz, tasa de conteo, estimación del tiempo muerto, variación de las ventanas del analizador de altura de pulsos y número de cuentas colectadas en la imagen. Para el análisis de los datos adquiridos en las pruebas anteriores, se elaboró un programa en Matlab 7.11.0.584 R2010b, que se validó con los programas profesionales dedicados al análisis de control de calidad en cámaras gamma ALFANUCLEAR y OASIS. Las diferencias entre los resultados reportados por estos programas no fueron muy significativas. Con el estudio anterior definimos una metodología óptima para la evaluación de la prueba de uniformidad en la cámara gamma GE Starcam 4000i XR/T de la Unidad de Medicina Nuclear del Hospital Dr. Hernán Henríquez Aravena, en la ciudad de Temuco, Chile.

Palabras claves: Uniformidad integral, cámara gamma, control de calidad, Medicina Nuclear.

VIDA: VOXEL-PHANTOM-BASED SOFTWARE FOR INTERNAL DOSE ASSESSMENT

Ocampo, Juan Camilo^{1*}; Petoussi-Henss, Nina²; Zankl, María²

¹ Universidad Nacional de Colombia Sede Medellín. Colombia.

² Helmholtz Zentrum München. Germany.

* Autor responsable, email: jcocampor@unal.edu.co

A new user-friendly computer program with graphical user interface was developed to estimate the organ and effective doses to the patient resulting due to nuclear medicine examinations. The developed program is expected to be a useful tool for the medical and paramedical personnel who are involved with patient (and hence risks) calculations and counselling patients, among them pregnant women who may be concerned about in utero exposure of their fetuses. In contrast to other programs that utilize a single adult male and a single adult female stylized phantom of reference size, the new software is employing the HMGU library of pre-calculated Specific Absorbed Fraction -SAF- of photons and electrons, based on several anthropomorphic adult and pediatric voxel phantoms, as well as the ICRP SAFs, for the reference male and female computational phantoms for photons, electrons, alphas and neutrons. Furthermore, the software is using the most recent nuclear decay data of ICRP Publication 107. The main utility of this program is the calculation of internal radiation dose estimates for radionuclides used in nuclear medicine once the kinetic model is defined. Patient-specific organ masses are considered and the calculation of organ doses for individuals of different age and size is attempted.

METHODOLOGY FOR CONSTRUCTION OF HOLLOW SPHERES USED IN PHYSICAL PHANTOMS

***Oliveira, Alex^{1*}; Oliveira, Fernanda Gonçalves²;
Vieira, José Wilson²; Lima, Fernando³***

¹ Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN/NE), Recife, Universidade Federal de Brasil. Brasil.

² Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco. Brasil.

³ Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN/NE). Recife. Brasil.

* Responsible author, email: baby.oliveira@hotmail.com.br

The phantoms are usually constructed with the purpose of performing both equipment quality control in diagnostic radiology as dosimetric evaluation of ionizing radiation. Quantitative positron emission tomography (PET) is generally focused on determination of accurate values for local tracer concentration as a prerequisite for further quantification, either via standardized uptake value (SUV) or tracer kinetic modeling. For quantitative evaluation of spatial resolution/object size, attenuation and scatter effects is often used phantoms with hollow spheres. Fillable, plastic-walled spheres are commercially available in several sizes. Radioactive solutions in any concentration can be injected into the spheres. Hollow spheres have several desirable traits, including repeatable, consistent use, and standardization across measurements at different institutions, since identical items are distributed by a single manufacturer. The objective of this work is to describe a methodology for construction of hollow spheres using rapid prototyping. Rapid prototyping is a group of techniques used to quickly fabricate a scale model of a physical part or assembly using three-dimensional (3D) computer aided design (CAD) data. Construction of the part or assembly is usually done using 3D printing or "additive layer manufacturing" technology. RP components are built-up gradually in layers until the final geometry is obtained. It was used the software SolidWork (2014) to create the 3D models of the hollow spheres. These models were based on hollow spheres of PET-CT Phantom™ (Model PET/CT/P). There are 5 hollow spheres with inner diameter of 10 mm, 13 mm, 17 mm, 22 mm, and 28 mm. It was used the 3D printing Cubex Duo (3D Systems) to build the hollow spheres. The material used was the ABS (acrylonitrile butadiene styrene) resin. The models of the hollow spheres were validated by comparative analysis of PET images of the phantom PET-CT Phantom™ with its original spheres and with the built spheres.

DOSE RATE MEASUREMENT FOR I¹³¹ OUTPATIENT TREATMENT

Rodrigues Junior, Cláudio Lucindo*; Lopes Filho, Ferdinand de Jesus; Lucena Barros, Juliana Patrícia Pereira; Aragão Filho, Geraldo de Lemos; Moura Oliveira, Cláudia Florencio; Santana de Moraes, Carolinne Santana; Vanderlei Pinto, Alan Munis

Instituto Federal de Ciência Educação e Tecnologia. Brasil.

* Responsible author, email: claudio.rd.ifpe@gmail.com

Radioactive Iodine Therapy is a therapeutic procedure for the purpose to combat several diseases affecting the thyroid, carrying out by the I¹³¹ or I¹²³ orally administration. The goal of this study was to quantify and estimate if the exposure rate and the dose rate from Iodine (I¹³¹) intake by the patient was at the appropriate level for release, according to the regulatory norm of Brazilian Nuclear Medicine services, Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), at the moment that patient is released after the use of the radionuclide activity below 1.85 GBq (50 mCi). To the search, patients who underwent this treatment in a Nuclear Medicine service were evaluated. A digital Geiger-Muller counter was used as the measuring instrument. In order to obtain measures about distances between the detector and the patient, they were fixes in 2m, 1m, 0,5m and directly in contact with the patient. Those measurements were performed in a free area from radiation. The results showed a satisfactorily relation with the Brazilian norms, referring to the release of the patient when therapeutic doses have been administered.

COMPARACIÓN DE LA ACTIVIDAD MEDIDA CON EL ACTIVÍMETRO DEL SERVICIO DE MEDICINA NUCLEAR DEL CENTRO NACIONAL DE RADIOTERAPIA Y EL EQUIPO CAPTUS 3000 DEL LABORATORIO DE FÍSICA DE RADIACIONES Y METROLOGÍA DE LA UNAN – MANAGUA

**Somarriba, Fredy^{1*}; Pérez, Ricardo¹; Díaz, José¹;
Hernández, Yamalí¹; Arana, Leana²**

¹ Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua, Managua. Nicaragua.

² Centro Nacional de Radioterapia. Nicaragua.

* Autor responsable, email: fsmarri@yahoo.com

El servicio de medicina nuclear del Centro Nacional de Radioterapia de Nicaragua, cuenta con un activímetro (FHG-LAF) con el que se mide la actividad de la dosis que se le aplica a los pacientes ya sea para diagnóstico con Tecnecio (^{99m}Tc) o tratamiento con Yodo (¹³¹I), por otro lado el Laboratorio de Física de Radiaciones y Metrología de la UNAN – Managua posee un detector de Ioduro de Sodio activado con Talio (NaI (TI), CAPTUS 3000) utilizado para realizar dosimetría por incorporación entre otras actividades, el objetivo de este trabajo es realizar una comparación entre ambos detectores, utilizando una muestra con una actividad conocida proporcionada por el servicio de medicina nuclear. Con el propósito de cumplir con el mismo se realizaron diferentes geometrías de medición con el CAPTUS 3000, hasta encontrar la más adecuada, procurando que el porcentaje de tiempo muerto fuera el mínimo posible para minimizar las incertezas en el valor reportado. La actividad medida por el activímetro fue 1.37×10^7 Bq y la medida con CAPTUS 3000 fue de 1.30×10^7 Bq considerando el decaimiento del ¹³¹I de 4.25 horas se obtuvo una diferencia de 3.96 % y un coeficiente R calculado de 0.962 pudiéndose observar que está dentro del criterio ANSI ($0.75 < R < 1.25$).

MODELO MATEMÁTICO DEL COSTO DE LA INSTALACIÓN PARA UN PET

**Villagrana-Velázquez, Jose G.^{1*}; Vélez-Donis, Verónica H²;
Martínez-Hernández, Guadalupe¹**

¹ Universidad Autónoma Metropolitana Unidad Azcapotzalco. México.

² Instituto Nacional de Enfermedades Respiratorias "Ismael Cosío Villegas", INER. México.

* Autor responsable, email: jovive@prodigy.net.mx

Introducción: en cumplimiento del Programa Sectorial de Salud 2013-2018 el INER, apegado a su misión institucional de mejorar la salud respiratoria de los individuos y las comunidades desarrolló el proyecto de instalación de un equipo PET, donde la Oficina de Seguridad Radiológica, el Servicio de Medicina Nuclear y la UAM-A, trabajaron en el desarrollo del modelo Matemático que describiera el costo de dicha instalación y Optimizara la Seguridad Radiológica.

Objetivo: desarrollar el modelo Matemático que describa el costo de la instalación para un equipo PET en el INER y que permita optimizar la Seguridad Radiológica.

Metodología: se identificó la relación entre las variables a considerar durante la planificación de la Instalación para un equipo PET: Distribución, Operatividad, Acabados, Blindaje, Seguridad y Funcionalidad; se desarrolló el árbol de fallas considerando la interrelación entre dichas variables y con base en éste, se desarrolló el modelo Matemático para el costo de la instalación, considerando también el sobre costo por errores constructivos y de planeación.

Resultados: el modelo Matemático desarrollado permite describir y minimizar el costo de la instalación para un equipo PET optimizando la Seguridad Radiológica, ya que al considerar en el análisis las variables Blindaje, Acabados, Distribución y Operatividad se cumple lo estipulado en la Normativa Nacional y se atiende las recomendaciones Internacionales en materia de Protección y Seguridad Radiológica.

Conclusión: contar con un modelo Matemático que interrelaciona las variables involucradas en un proyecto de construcción y/o remodelación de una Instalación para un equipo PET garantiza la eficiencia, la eficacia, la Seguridad Radiológica y la optimización de recursos económicos y tiempos ya que al identificar las rutas críticas es posible enfocarse en los aspectos sensibles del proyecto de instalación del equipo. El contar con recomendaciones sustentadas en un análisis Matemático permitió un trabajo multidisciplinario armónico y corresponsable de los profesionales encargados del proyecto.

RADIATION PROTECTION RECOMMENDATIONS FOR RELEASING PATIENTS TREATED WITH ¹³¹I FOR THYROID CANCER: A PATIENT SPECIFIC APPROACH

Mora Ramirez, Erick* ; Salas Ramirez, Maikol

Caja Costarricense del Seguro Social. Costa Rica.

* Autor responsable, email: erick.mora.ramirez@gmail.com

The Nuclear Medicine Department at the San Juan de Dios Hospital has considered radiation protection guidelines given by the IAEA for releasing patients after ¹³¹I Treatments for Thyroid Cancer; in the Safety Report Series No. 63, "Release of patients after radionuclide therapy", published in 2009. However IAEA guidelines are based on the administrated activity and it does not take into account bio-kinetics of ¹³¹I into patient body, distance between patients and its relatives, etc. Our goal is to establish patient specific recommendations considering dose limits to relatives and caregivers, also bio-kinetics of thyroid - extra-thyroid compartments; taking into account NUGREG-1556, Vol 9, Rev. 2 from USNRC considerations. For 15 patients (Female 14), age range from 79-24 years old (mean 37); thyroid and extra-thyroid compartments effective half-life have been estimated, occupation factor, distance and effective dose have been set. Preliminary results for average data showed good agreement with IAEA guidelines for ablation patients in restrictions for children under 2 years old, time off work and sleep apart, however restrictions for children from 2 to 11 years old are not similar; on the other hand follow-up patients, in our case means patients with recurrence or metastatic diseases, results are very different from the IAEA guidelines for all restrictions which means that patients specific behavior have to be take it into account. Therefore a method to establish patient specific radiation protection recommendations can be applied in a Nuclear Medicine Department taking into account bio-kinetics of ¹³¹I.

AVANCES EN LA DOSIMETRÍA INTERNA DE NUEVOS RADIOFÁRMACOS MARCADOS CON ^{177}Lu DE PRODUCCIÓN LOCAL PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LOS PACIENTES EN MEDICINA NUCLEAR

Puerta, Nancy*; Rojo, Ana; Gossio, Sebastián

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: npuerta@arn.gob.ar

El estudio de radiofármacos terapéuticos marcados con Lutecio-177 está siendo actualmente impulsado por el OIEA en diversos países, incluyendo a Argentina, gracias a que se postulan como una alternativa potencial para el tratamiento de diversos tipos de tumores neuroendócrinos, gastroenteropancreáticos y metástasis óseas. Desde el 2006, la División de Radiofarmacia de la CNEA ha venido realizando estudios relativos a la obtención, marcación, control de calidad y biodistribución en ratones NIH de varios radiofármacos marcados con ^{177}Lu de producción local, entre los que se incluyen: ^{177}Lu -EDTMP, ^{177}Lu -DOTMP, ^{177}Lu -DOTA-Sustancia P, ^{177}Lu -DOTA-Minigastrina y ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab. El Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN, con el propósito de contribuir con el aseguramiento de la protección radiológica del paciente, ha estado complementando el estudio preclínico de éstos cinco nuevos radiofármacos mediante una evaluación dosimétrica. Este estudio incluyó para éstos radiofármacos de producción local, el análisis de su biodistribución en ratones NIH, la estimación de la dosis absorbida en órganos sanos de interés utilizando la metodología MIRD, la extrapolación de los resultados obtenidos en ratones a humanos, la identificación de los órganos sanos de mayor riesgo y la estimación de la actividad máxima que se le puede administrar a un paciente sin exceder el umbral de radiotoxicidad en los órganos sanos. Finalmente, los resultados dosimétricos analizados en este trabajo constituyen los antecedentes necesarios para pasar a la etapa siguiente de estudios clínicos con estos radiofármacos. La estimación de la actividad a administrar al paciente podrá ser tomada en cuenta en la determinación de los parámetros de tratamiento más adecuados, que posibilitan una mayor protección a los órganos sanos, evitando exceder el umbral radiotoxicológico de éstos y por lo tanto garantizando la protección radiológica de los pacientes.

APLICAÇÃO DE MONITORES PORTÁTEIS PARA MONITORAÇÃO INTERNA EM MEDICINA NUCLEAR

***Marques de Oliveira, Salomão*; Cruz de Assis, Jânima;
A. Dantas, Ana Letícia; M. Dantas, Bernardo***

Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD. Brasil.

* Autor responsable, email: salomao.marques@ymail.com

Nos Serviços de Medicina Nuclear (SMN), profissionais especializados manipulam rotineiramente radiofármacos para fins de diagnóstico e terapia. O controle das incorporações de radionuclídeos pelos trabalhadores pode ser realizado por meio de técnicas de dosimetria interna, como parte integrante do programa de proteção radiológica da instalação. O uso de radiofármacos para fins terapêuticos e diagnósticos in vivo e in vitro, no Brasil, é regulamentado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) recomenda a implantação de programas de monitoração interna de trabalhadores sujeitos ao risco de exposição a doses efetivas anuais superiores a 1 mSv. Cabe ressaltar que, atualmente, existem disponíveis apenas cinco laboratórios capacitados a prestar serviços de monitoração interna em todo o território brasileiro. Caso a exigência de monitoração interna dos trabalhadores fosse aplicada pela CNEN, a oferta de serviços de monitoração interna não seria suficiente para atender toda a demanda dos SMN. Com o objetivo de contornar esta situação, este trabalho apresenta o desenvolvimento de uma metodologia simples e de baixo custo para realizar a monitoração in vivo de I131 na tireoide. A técnica consiste na utilização de monitores portáteis de contaminação superficial, equipamento amplamente utilizado e de posse obrigatória por todos os serviços de medicina nuclear do Brasil. Os monitores avaliados foram calibrados com simulador de pescoço-tireoide desenvolvido no Laboratório de Monitoração In Vivo do IRD. Foram testados cinco modelos e suas incertezas foram estimadas com base nos parâmetros de calibração. Todos os modelos avaliados se mostraram adequados para aplicação em monitoração ocupacional in vivo de iodo-131 na tireoide. Esta conclusão baseia-se no fato de que, em todos os modelos, o sistema de detecção apresenta sensibilidade suficiente para a monitoração in vivo até sete dias após a incorporação de I131 em valores que resultem em doses efetivas inferiores a 1 mSv, considerando os cenários de exposição mais comuns na rotina de trabalho de serviços de medicina nuclear.

COMPARACIÓN DOSIMÉTRICA PRECLÍNICA DE ¹⁷⁷LU-DTPA-SCN-RITUXIMAB CON ENSAYOS CLÍNICOS INTERNACIONALES

Crudo, José Luis^{1*}; Nevares, Noemí Nélide¹; López Bularte, Ana Clarisa¹; Trotta, Marisa¹; Zapata, Alfredo Miguel¹; Perez, Juan Horacio¹; Alfaro Agüero, Pablo; Puerta Yepes, Nancy²; Gossio, Sebastián²; Rojo, Ana María²

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: jlcrudo@cae.cnea.gov.ar

¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab y ¹⁷⁷Lu-DOTA-SCN-Rituximab se proponen como sustitutos del Zevalin®, anticuerpo monoclonal anti CD20 marcado con ⁹⁰Y para el tratamiento del linfoma no Hodgkin (LNH). Con el kit de producción local de ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab se realizaron los estudios de biodistribución que permitieron establecer los parámetros biocinéticos para completar la evaluación dosimétrica. El cálculo de la dosis absorbida en los órganos de ratones NIH se realizó utilizando la metodología MIRD (Medical Internal Radiation Dose) y se aplicaron los coeficientes dosimétricos específicos para ¹⁷⁷Lu en ratones NIH. La extrapolación de los resultados a seres humanos se hizo por el método de escalación por tiempo. Se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA. En este trabajo, se presenta el análisis comparativo de los resultados dosimétricos del ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab, obtenidos en ratones NIH normales y extrapolados a seres humanos, con valores de bibliografía de estudios clínicos del ¹⁷⁷Lu-DOTA-SCN-Rituximab. Se comparan la máxima actividad tolerable (MAT) extrapolada a seres humanos para ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab con la MAT para ¹⁷⁷Lu-DOTA-SCN-Rituximab obtenida de bibliografía. Así mismo se comparan los valores de dosis absorbida estimadas con el ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab con los valores de dosis absorbida resultantes de la administración de la MAT aprobada para el uso de Zevalin®. Los cálculos de MAT del radiofármaco ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab usado en ensayos preclínicos han mostrado resultados similares a los del ¹⁷⁷Lu-DOTA-SCN-Rituximab empleados en pacientes. El estudio dosimétrico comparativo permite concluir que el radiofármaco ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab es una alternativa promisoriosa al uso del Zevalin®.

QUALITY CONTROL F ACCEPTANCE OF THE SCINTILATION CAMERA

***Barros Cavalcanti, Bruna**; *Lopes Filho, Ferdinand de Jesus*;
Eufrázio de Santana, Ivan; *Aragão Filho, Geraldo de Lemos*;
Barbosa de Oliveira, Pamalla Rafaelly ; *Monteiro Mariz, Beatriz*;
*Siqueira da Silva, Islane Cristina***

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE. Brasil.

* Responsible author, email: brunabarroscavalcanti@gmail.com

The nuclear medicine is a medical specialty that utilizes an equipment called of gamma camera, which consists of detect and map the origin of the rays falls arising from of the administration of radiopharmaceuticals in the patient. For it guarantee the good operation of the equipment are carried out quality controls in defined periods. With the equipment already installed is fundamental the acceptance tests achievement of the equipment, verifying like this itself all of reference, about the which Will be based the tests of routine, based by the references international of the international Agency of atomic Energy (IAEA) and NEITHER (National Equipment you manufacture Association), in the predicted Brazilian application in the norm regulatory for the service of nuclear medicine. This work aimed at the achievement of the tests of acceptance in an equipment of the kind SPECT (single photon emission computed tomography), of the Mark Siemens, model Symbia AND Dual. The results obtained show normality with the parameters supplied by the manufacturer, this adapting a parameter for comparison with future tests of routine maintaining to satisfactory precision of the information of the equipment.

MATRICES DE RIESGO EN MEDICINA NUCLEAR. MODELACIÓN EN SEVRRRA

Duménigo, Cruz^{1*}; Guerrero, Mayka²; López, Ramón³; Paz, Angel B.³

¹ CNSN. Cuba.

² CIMEQ. Cuba.

³ CNSNS. México.

* Autor responsable, email: cruz@orasen.co.cu

La experiencia ha demostrado que, en la práctica de Medicina Nuclear, pueden ocurrir accidentes radiológicos que afectan a pacientes, trabajadores y público en general. El Foro Iberoamericano de Reguladores desarrolló la metodología de Matrices de Riesgo para ser aplicada en Radioterapia y a su vez elaboró la herramienta SEVRRRA para facilitar la aplicación de esta metodología en servicios de Radioterapia. Tomando en cuenta esos desarrollos en el presente trabajo hemos adaptado la metodología de matrices de riesgo para ser aplicada en la práctica de Medicina Nuclear y hemos modelado un servicio de medicina nuclear hipotético dentro de la herramienta SEVRRRA. Al modelar los riesgos de un servicio de medicina nuclear en SEVRRRA fue necesario aplicar la técnica FMEA para identificar todos los errores humanos y fallos de equipos que deben ser considerados sucesos iniciadores de accidente. Al mismo tiempo fueron identificadas las defensas que pudieran servir para prevenir, detectar, controlar y mitigar la ocurrencia de potenciales accidentes. El trabajo permitió identificar, para la práctica de medicina nuclear diagnóstica, un total de 85 sucesos iniciadores, 76 barreras directas, 42 reductores de frecuencia y 20 reductores de consecuencias. En coordinación con los autores de la herramienta SEVRRRA pudimos modelar un servicio de Medicina Nuclear hipotético que se corresponde con el nivel de seguridad con que se realiza esta práctica en Iberoamérica. Se realizó también una aplicación piloto de "SEVRRRA Medicina Nuclear" en un servicio que opera actualmente. Los resultados de esta aplicación piloto permitió encontrar las secuencias accidentales de mayor riesgo y las defensas que más inciden en la reducción del riesgo. Con la modelación de SEVRRRA para medicina nuclear estos servicios tienen la posibilidad de contar con una herramienta que les facilita realizar evaluaciones de riesgo requeridas como parte de la evaluación de seguridad según la legislación vigente en Cuba.

PROTOCOLO PARA CUANTIFICAR LA INCORPORACIÓN DE MIBI-TC99M EN TUMORES CEREBRALES

Borges Guerra, Rocío*; Martín Escuela, Juan Miguel

Hospital Hermanos Ameijeiras. Cuba.

* Autor responsable, email: rocioborges@infomed.sld.cu

La amplia disponibilidad de técnicas de imagen metabólica y molecular, como la SPECT, permite acceder a la información fisiológica y bioquímica relacionada con el metabolismo tumoral, tasa de proliferación e invasividad, facilitando la diferenciación entre enfermedades no específicas y grados tumorales, delimitación precisa de volúmenes tumorales y diferenciación entre los cambios inducidos por tratamiento y recidiva. Debido a que no se ha establecido un método de cuantificación lo suficientemente factible para la estimación de actividad y volumen en tumores cerebrales se diseñó un maniquí con esferas en su interior a diferentes distancias y profundidades que simulaban lesiones de diversos tamaños y actividades, similares a las clínicas, con el objetivo de establecer un protocolo de adquisición y procesamiento, que permita cuantificar la incorporación de MIBI-99mTc en tumores cerebrales. Se emplearon diferentes condiciones de adquisición y procesamiento que incluyeron método de corrección de dispersión y atenuación y dos tamaños de matriz (64*64 zoom 1.40, 128*128). Se realizó el cálculo de sensibilidad tomográfica y se verificó la linealidad de la respuesta a la actividad en condiciones clínicas, obteniéndose índices de correlación $R^2 \leq 0.99$ para actividades diagnósticas y terapéuticas. Se calculó la actividad y la discrepancia con la actividad aparente de diferentes lesiones para cada método, y se obtuvieron discrepancias hasta un 43%. El mejor resultado se obtiene para la combinación del método de corrección de dispersión por triple ventana, con corrección de atenuación y matriz 128x128, en todas las condiciones clínicas simuladas. Esta combinación arroja las menores discrepancias con la actividad de referencia (estimación del volumen tumoral (este protocolo de adquisición y procesamiento aplicable al servicio de medicina nuclear.

EVALUACIÓN EXPERIMENTAL DE LA TASA DE DOSIS AMBIENTAL EN UNA INSTALACION DE MEDICINA NUCLEAR

Gastelo Díaz, Elmer Manuel*; Acevedo Toralva, Edwin

ONCOIMAGEN S.A.C. Perú.

* Autor responsable, email: elemanuel182@gmail.com

En una instalación de medicina nuclear, se cuentan con diferentes ambientes involucrados en el procedimiento de diagnóstico y tratamiento, tales como: Sala de adquisiciones, cuarto caliente, sala de pacientes inyectados, sala de inyección, y recepción. Durante los procedimientos de diagnóstico, el paciente que ya ha sido previamente administrado con material radiactivo, (Tc-99m por ejemplo), ingresa a la sala de adquisiciones para el correspondiente estudio. Esto hace que los niveles de tasa de dosis ambiental alrededor de la sala de adquisición sean elevados. Ya que es un importante problema de estudio tener una idea acerca de estos niveles de radiación, en este trabajo, se ha realizado la medición de la tasa de dosis ambiental durante el procedimiento de diagnóstico con Tc-99m, para ello se ha simulado el estudio considerando un fantoma de llenado para pruebas de uniformidad extrínseca y se ha realizado la medición de tasa de dosis ambiental en los alrededores de la sala de adquisición, usando un detector tipo Geiger Müller propio de la instalación marca ECOTEST modelo MKS-05. Los resultados obtenidos, varían desde $0.17 \pm 0.04 \mu\text{Sv/h}$ a $0.70 \pm 0.05 \mu\text{Sv/h}$, para sala de adquisiciones y cuarto caliente respectivamente. Asimismo, se encontró un valor inusual en el baño del personal de $0.41 \pm 0.09 \mu\text{Sv/h}$. Además como un resultado adicional, se determinó la dosis por estudio diagnóstico de un personal expuesto durante el procedimiento diagnóstico, obteniéndose un valor de $0.51 \pm 0.07 \mu\text{Sv/estudio diagnóstico}$ con Tc-99m de una actividad de $21.4 \pm 0.02 \text{ mCi}$.

METROLOGICAL ASPECTS IN EFFECTIVE DOSE ESTIMATION IN NUCLEAR MEDICINE PATIENTS

Ruzzarin, Anelise¹*; Xavier, Ana Maria²; Iwahara, Akira¹; Tauhata, Luiz¹

¹IRD/CNEN. Brasil.

² CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: anelise@bolsista.ird.gov.br

In order to investigate the performance of routine measurements in nuclear medicine services, LNMRI/IRD has been conducting, since 1998, a comparison program of activity measurements of radiopharmaceuticals administered to patients in nuclear medicine. Correction factors are determined from the result of performance analysis in order to determine with better accuracy the activity to be administered to the patients. The present study shows how the correction factor is determined by the ratio between the measurement of the activity at the nuclear medicine center and the activity determined by the LNMRI, which is adopted as reference. It is essential that the dose calibrator be calibrated with standards traceable to national metrology laboratories, so that the activity administered to the patient is neither greater nor smaller than the appropriate value. The corrected values of the activities can be used to calculate with greater accuracy the effective doses received by the patients as well as the risk of cancer. Information related to radiopharmaceuticals and administered activities, type of exams and patient data of three Brazilian hospitals were collected for 1496 adults and 202 children submitted to diagnostic exams employing ^{99m}Tc and ¹³¹I. Results showed that a considerable difference between the administered activity and the activity corrected until 30% and 13% above the reference value, respectively, for the ¹³¹I and ^{99m}Tc was detected. The consequences of these differences were not very critical in this study since the activity read in dose calibrator before administration was lower than the activity corrected, thus causing a lower effective dose in patients. However, this reduction in activity may result in problems in obtaining the image and consequently, failure diagnosis, delaying correct diagnosis. On the other hand, the overestimation would be worse, mainly in therapeutic applications, because an unnecessarily high absorbed dose would be delivered to the patient.

EVALUACIÓN DE BLINDAJES ESTRUCTURALES, DE MANIPULACIÓN Y PROTECCIÓN PERSONAL PARA RADIONÚCLIDOS USADOS EN MEDICINA NUCLEAR

Huérfino Correa, Maximiliano*

Universidad Nacional de Colombia. Colombia.

* Autor responsable, email: mhuerfanoc@unal.edu.co

En uno de los centros de medicina nuclear del país, se hizo una evaluación de los blindajes estructurales, de protección y manipulación, se evaluó la efectividad de los blindajes en cada zona y en los viales que contienen el material radiactivo, el punto de partida fue conocer la máxima actividad que se maneja semanalmente y diariamente en cada zona de los radionúclidos ^{99m}Tc y ^{131}I que por su energía y tiempo de vida media son los más usados para diagnóstico y tratamiento, esto con el fin de garantizar que tanto los viales, protectores de jeringas, guardianes y demás elementos que sirven de protección cumplan con los requerimientos básicos de protección radiológica; la efectividad del blindaje se evaluó con la mejor distribución dosimétrica en cada zona, es decir el valor de la tasa de dosis equivalente que debe recibir el trabajador ocupacionalmente expuesto y el valor de la tasa de dosis que debe recibir una persona considerada público, el objetivo del estudio es garantizar niveles óptimos de radiación dispersa teniendo en cuenta que son fuentes abiertas y no selladas, y poder establecer un diseño seguro de la instalación, los resultados medidos como valores experimentales se comparan con los valores teóricos reportados en el diseño de construcción del centro de medicina nuclear y valores teóricos calculados a partir de la máxima actividad manipulada, algunos valores como el coeficiente de atenuación lineal ha sido calculado de tablas con su respectivo coeficiente de atenuación másico, finalmente los resultados del cálculo de la efectividad fueron satisfactorios evidenciando seguridad radiológica y manipulación segura en cada zona, sin embargo se hicieron recomendaciones en el uso de algunos elementos de protección ya que presentan bremsstrahlung, es muy importante realizar monitoreos a las instalaciones donde se manipula material radiactivo, ya que en algunos casos el ente regulador no hace vigilancia y control periódicamente.

ANÁLISE DE IMPUREZAS RADIONUCLÍDICAS UTILIZANDO O RADIOFÁRMACO NAI123 UTILIZANDO ESPECTROMETRIA GAMA

***Ferreira de Araújo, Miriam Tainá^{1*}; Lins da Silva, Ronaldo¹;
Poledna, Roberto¹; Delgado, José Ubiratan¹;
Lima de Andrade, Érica de Araújo²; Oliveira, Antonio Eduardo de¹;
Laranjeiras, Adilson da Silva¹; Silveira Braghirolli, Ana Maria¹***

¹ IRD. Brasil.

² IEN. Brasil.

* Autor responsable, email: miriam@bolsista.ird.gov.br

Durante o processo de fabricação de um Radiofármaco podem ser geradas impurezas de natureza radionuclídica. Com a necessidade de atender os padrões da ANVISA que recomenda aplicações de doses em pacientes tão baixas quanto exequíveis, advém à preocupação com uma “dose extra” que pode provir dessas impurezas radionuclídicas geradas no processo de produção e ou manipulação. Para o Na[¹²³I] fornecido pelo IEN é importante quantificar sua principal impureza, ¹²¹Te, bem como conhecer com maior precisão os parâmetros relacionados ao esquema de decaimento, uma vez que os dados constantes na literatura apresentam discrepâncias.

RADIATION RISK TO PATIENTS FROM NUCLEAR MEDICINE PROCEDURES IN CUBA

***Brígido, Osvaldo^{1*}; Barreras, Aldo²;
Montalván, Adelmo¹; Hernández, José²***

¹ Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey. Cuba.

² Hospital Provincial Docente de Oncología "Marie Curie". Cuba.

* Responsible author, email: O.Brigido@ciac.cu

Population radiation dose estimation due to administration of radiopharmaceuticals in Camagüey and Ciego de Ávila provinces was carried out using Medical Internal Radiation Dose scheme (MIRD). Data were gathered on the type of radiopharmaceuticals used, the administered activity, the numbers of each kind of examination, and the age and sex of the patients involved during the period 2000 – 2005. The average annual frequency of examinations was estimated to be 3.65 per 1000 population. The results show that imaging nuclear medicine techniques of thyroid and bone explorations with 13.3 and 12.8%, respectively and iodide uptake with 50% are the main techniques implicated in the relative contribution to the total annual effective collective dose which averaged 95 man.Sv for the studied period. Radiation risks for the Camagüey-Ciego de Avila population caused by nuclear medicine examinations in the period studied were calculated: the total number of fatal and non-fatal cancers was 34.2 and the number of serious hereditary disturbance was 7.4 as a result of 24139 nuclear medicine procedures, corresponding a total detriment of 1.72 per 1000 examination.

QUALITY CONTROL OF RADIOPHARMACEUTICAL DOSE CALIBRATORS IN NUCLEAR MEDICINE UNIT

***Cláudia, Oliveira^{1*}; Ferdinand, Lopes²; Cláudio, Rodrigues¹;
Geraldo, Aragão¹***

¹ Instituto Federal de Pernambuco. Brasil.

² Universidade de Pernambuco. Brasil.

* Responsible author, email: claudiamoura.042@gmail.com

As part of the program to ensure quality in nuclear medicine unit, in addition to diagnostic procedures, are evaluated activity meters, which is intended to measure the aliquot of radiation of radionuclides and / or radiopharmaceuticals that are administered to patients undergoing diagnostic investigation and / or therapeutic treatment. The good operating condition of dose calibrators is essential to ensure efficiency, safety and reliability of the measurements, once the lack of accuracy in the responses of these equipments can cause significant errors in the activity administered to the patient and may result in poor quality images resulting in the repetition of exams and interference in the successful treatment of the patient. This study aims to, considering the need for constant evaluation of the functioning of the activity meters and the fact that this issue be part the responsibilities of the professional of radiology, perform quality control testing of these instruments in relation to the most recent norm of National Commission of nuclear Energy (CNEN-NN 3:05) in Brazil, that is also in according to the international standards and reference values established during acceptance testing of these instruments in a nuclear medicine service. For this, was made a review of specific literature and the use of barium, cobalt and cesium to the tests in a nuclear medicine service of the state of Pernambuco in Brazil. The obtained results of the specific tests utilized to verify the correct working of the dose calibrators show coherency with the resolutions of the CNEN-NN 3:05 and are also in agreement with the international standards to that the measurement of activities be made with accurate results and thereby contribute to the proper functioning of nuclear medicine service.

PUREZA RADIOQUÍMICA DO ^{99m}Tc- MIBI COM A QUANTIFICAÇÃO DA ATIVIDADE EM FÍGADO E CORAÇÃO

Angelo De Lucena Santos, Poliane^{1*}; Pereira Dos Santos, Luiz Antônio²; Lima, Fabiana F.²

¹ Universidade Federal de Pernambuco- UFPE. Brasil.

² Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste-CRCN. Brasil.

* Autor responsable, email: polianeangelo@gmail.com

Dentre os procedimentos de diagnósticos da medicina nuclear, a cintilografia de perfusão do miocárdio tem se destacado para a detecção de doenças arterio-coronarianas. Para a realização desta cintilografia, utiliza-se o radiofármaco ^{99m}Tc-MIBI, onde o MIBI consiste em um kit liofilizado para uso parenteral e é marcado com ^{99m}Tc nos serviços de medicina nuclear (SMN). Segundo a Agência Nacional de Vigilância Sanitária – ANVISA, na Resolução da Diretoria Colegiada nº 38 de 2008, antes da administração do radiofármaco em pacientes, um mínimo de testes devem ser realizados para garantir a correta biodistribuição do radiofármaco e, conseqüentemente, a boa qualidade do exame. Diante disso, este trabalho objetivou avaliar a pureza radioquímica (PRQ) do radiofármaco ^{99m}Tc-MIBI em três SMN da cidade de Recife-PE/Brasil, relacionando com a quantificação da atividade presente nos órgãos alvo (Coração e Fígado). No teste de qualidade, foi avaliada a PRQ tanto do gerador ^{99m}Mo/^{99m}Tc como do radiofármaco ^{99m}Tc-MIBI por meio de cromatografia em camada delgada, seguindo o protocolo existente na bula dos fabricantes. Para avaliar a biodistribuição, foram adquiridas imagens estáticas de 5 minutos da região do tórax/abdômen de 20 pacientes por SMN, quantificadas as atividades presentes no coração e no fígado e calculadas as relações Afígado/Acoração. Os resultados mostraram que amostras do radiofármaco ^{99m}Tc-MIBI, em dois dos SMN avaliados (B e C), apresentaram PRQ fora dos limites de aceitação (≥90%). Em relação à quantificação da atividade na razão fígado/coração, um serviço (A) apresentou quatro imagens com razão acima de 1, enquanto os outros, duas imagens cada. Apesar do serviço C ter apresentado percentuais de PRQ abaixo de 90% em 3 kits marcados, ele apresentou uma proporção Afígado/Acoração média menor que os outros serviços. Isso parece mostrar que a proporção Afígado/Acoração não é um fator que depende da pureza radioquímica.

ANALYSIS ABOUT QUALITY CONTROL OF GAMMA CAMERA SPECT TYPE

***Barbosa de Oliveira, Pamalla Rafaelly*; Lopes Filho, Ferdinand de Jesus;
Barros Cavalcanti, Bruna; Aragão Filho, Geraldo de Lemos;
Eufrázio de Santana, Ivan; Monteiro Mariz, Beatriz;
Siqueira da Silva, Islane Cristina***

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE. Brasil.

* Responsible author, email: pamallarboliveira@gmail.com

Nuclear medicine is a medical specialty which purpose is to diagnose and treatment by using radioisotopes in the form of non-sealed radioactive sources. Those radionuclides and/or radiopharmaceuticals, radiation emitters, are administered to the patient making them a temporary source. The Gamma Camera is a device used to detect radiation emitted by the patient, so the radiation is converted into electrical signals, generating, at the end of the process, an image. Therefore, quality control of Gamma Camera is a vital component evaluating the quality of the equipment to produce scintigraphic images, because during the processes in order to acquire those images are measured possible failures that can directly affect their integrity. Intending that importance, the goal of this paper is to perform the quality control settled by International Atomic Energy Agency (IAEA), National Equipment Manufacturers Association (NEMA) and Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), the national normative and supervisory institution of Brazil, on an equipment SPECT (Single Photon Emission Computed Tomography) type in a Brazilian Nuclear Medicine service. The tests were performed, recorded and evaluated to ensure they are within the standards required by the named agencies. The results indicate the obtained values are within the parameters established by the IAEA, NEMA and CNEN. By that, it's evidenced the equipment has its complexity and it's extremely important in a Medicine Nuclear service, being necessary an efficient program of quality control in order to ensure the proper functioning of the equipment and avoid erroneous diagnosis.

99MTC-CIPROFLOXACINA: SU PUREZA RADIOQUÍMICA, BIODISTRIBUCIÓN E IMPLICANCIAS EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

**Calcagni, Laura¹; Sanz, Vanesa¹; Rozanskas, Sergio²; Illanes, Luis¹;
Chain, Cecilia^{1*}**

¹ Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional de La Plata. Argentina.

² CIMED-Alta Complejidad Médica. Argentina

* Autor responsable, email: yamil.chain@gmail.com

La ciprofloxacina marcada con ^{99m}Tc es uno de los radiofármacos más utilizados en nuestro medio para la detección de procesos infecciosos. Este antibiótico está disponible como un liofilizado para su posterior marcación radiactiva con ^{99m}Tecnecio en los servicios de medicina nuclear. Su utilización ha sido impulsada por su bajo costo en comparación con otros radiofármacos como el citrato de ⁶⁷Galio, o los antibióticos marcados con ¹¹¹Indio, destinados al mismo propósito diagnóstico. Sin embargo, pese a su abundante utilización, persisten controversias sobre su rendimiento diagnóstico, su sensibilidad y especificidad. En la práctica médica se observa que las imágenes obtenidas con dicho radiofármaco evidencian, en muchos casos, una falta de selectividad en la localización de la marca radiactiva que conlleva dificultades en la realización de un diagnóstico adecuado. Entre las posibles causas de la falta de selectividad pueden contarse mecanismos de localización inespecíficos así como malas marcaciones del fármaco. Aún con estas limitaciones, su uso sigue siendo la opción más plausible para muchos especialistas. El objetivo de este trabajo es evaluar conjuntamente la pureza radioquímica de preparaciones de ^{99m}Tc-ciprofloxacina (mediante cromatografía de adsorción) y la biodistribución del radiofármaco (a través del análisis semicuantitativo de los centellogramas) tratando de establecer una relación entre ellas. Los resultados se analizarán en función de la protección radiológica del paciente.

PREDICCIÓN DE LA TOXICIDAD HEMATOLÓGICA EN EL TRATAMIENTO DEL CÁNCER DIFERENCIADO DE TIROIDES CON ¹³¹I

Namías, Mauro*; Arroñada, Guillermo; Cragolino, Daniel

Hospital Universitario Austral, Argentina.

*Autor responsable, e-mail: mnamias@gmail.com

Objetivos: predecir el grado toxicidad hematológica que sufrirá un paciente con cáncer de tiroides al ser tratado con ¹³¹I, empleando el esquema de dosimetría interna pre-terapéutica para médula ósea de la EANM.

Método: se realizaron cálculos de dosimetría interna pre-terapéutica en 33 pacientes con cáncer diferenciado de tiroides de riesgo intermedio y alto, siguiendo las SOP para dosimetría de médula ósea y sangre de la EANM. Se realizaron hemogramas automatizados pre-tratamiento y 1, 3, 5, 7 y 14 semanas post-tratamiento. Se realizó una regresión multivariada para el porcentaje de disminución de plaquetas y leucocitos en el nadir (5 semanas post-tratamiento), tomando la dosis de radiación en médula ósea y los recuentos basales como predictores independientes.

Resultados: la dosis en médula ósea post tratamiento fue de 71±32 [24-162] cGy. Los leucocitos en el nadir disminuyeron al 69±12 [44-93]% y las plaquetas 76±14 [48-98]%. Tanto para plaquetas como para leucocitos, los recuentos basales y la dosis de radiación en médula resultaron ser predictores independientes y significativos de los recuentos en el nadir ($p < 0.001$). Empleando gráficos de Bland-Altman, se encontró que los recuentos pueden ser predichos con un desvío estándar de $0.36 \times 10^3 /\mu\text{l}$ y $23.1 \times 10^3 /\mu\text{l}$ para leucocitos y plaquetas respectivamente en el rango de dosis mencionado.

Conclusiones: se encontró una correlación significativa entre la dosis recibida en médula y los recuentos de plaquetas y leucocitos basales con la disminución de los recuentos en el nadir, pudiendo emplear esta relación para adaptar la toxicidad del tratamiento a cada paciente en vez de usar el límite fijo de 200 cGy en sangre recomendado por la EANM. Este esquema puede ser útil para predecir la probabilidad de toxicidad del tratamiento para pacientes de alto riesgo que requieran la administración de actividades elevadas de ¹³¹I.

LICENCIAMIENTO Y CONTROL DE INSTALACIONES PET EN ARGENTINA

Rivero, S.*; Defilipi, L.; Almiron, A.; Chilliutti C.

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

*Autor responsable, e-mail: srivero@arn.gob.ar

El objetivo del presente trabajo es describir el proceso de licenciamiento y los controles posteriores que se realizan en las instalaciones de medicina nuclear para el propósito de uso de fuentes no selladas para instalaciones PET, para diagnóstico en seres humanos. En la actualidad la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) cuenta en sus registros con 27 instalaciones, titulares de Licencias de operación para PET. El Proceso de licenciamiento consiste en la evaluación de la distribución edilicia, las condiciones de seguridad radiológica, el equipamiento, la dotación mínima del personal y el sistema de calidad con el que operarán. El solicitante de la licencia de operación debe demostrar que las condiciones normales de operación de la instalación PET dan cumplimiento a las restricciones de dosis para trabajadores y miembros del público, para lo cual deben presentar una memoria técnica que es evaluada por la ARN en forma independiente. Una vez aprobada dicha memoria técnica se autoriza la construcción del nuevo servicio. Finalizada la construcción y aprobadas todas las instancias mencionadas anteriormente, el sector de inspectores de la ARN planifica la realización de una inspección en donde verifica que las condiciones de seguridad radiológica coincidan con la presentadas en la memoria técnica aprobada. Una vez que la instalación PET cumple con todo lo requerido por la normativa vigente, la ARN procede a emitir una Licencia de Operación con 5 años de vigencia y durante ese período la ARN verificará la seguridad radiológica de la instalación con inspecciones rutinarias.

ST 3.4

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN RADIOTERAPIA

EVALUACIONES DE SEGURIDAD MEDIANTE LA UTILIZACIÓN DEL MÉTODO DE LA “MATRIZ DE RIESGO” EN TRATAMIENTO

Sanchez Zamora, Luis Rafael*; Diaz Diaz, Alien; Correa Pablos, Tamara; Gonzalez Perez, Yelina

Hospital Hermanos Ameijeiras (HHA). Cuba.

* Autor responsable, email: lszamora@infomed.sld.cu

Para garantizar la prevención de posibles accidentes en radioterapia se deben controlar las causas y secuencias que pudieran conducirnos a ellos, fue nuestro objetivo realizar la evaluación de la seguridad al proceso de tratamiento en este servicio e identificar sus posibles causas, para pacientes, trabajador o público. Se utilizó el método de las Matrices de Riesgo, utilizando el sistema SEVRRRA, este permite realizar un análisis combinado de la frecuencia de ocurrencia del suceso iniciador, la probabilidad de errores humanos o fallas de barreras y la gravedad de las consecuencias. El método permite clasificar la probabilidad de accidentes en niveles, lo cual resulta suficiente para establecer prioridades. Como resultado obtuvimos que para el Co60 el 77 % de los tratamientos, se realiza con riesgo bajo o medio y el 23 % con riesgo alto; la carga de trabajo, que en nuestro caso es alta, en segundo y tercer lugar, la no realización de una imagen portal en la primera sección de tratamiento. De todos los sucesos analizados solo uno tiene incidencia para el trabajador. Para el LINAC solo el 7 % representa el riesgo alto, y no tiene relación con sucesos de consecuencias graves o catastróficas, no contar con la dosimetría in vivo, es la barrera que mayor contribuye a ello, ya sea en la primera sesión de tratamiento o en el seguimiento semanal, el otro de mayor influencia, es no contar con un programa de mantenimiento programado como reductor de frecuencia. Concluimos que los puntos vulnerables, relacionados con el tratamiento que se brinda, se trabajan sobre ellos, para lograr disminuir los iniciadores con riesgo alto y garantizar que los que se evaluaron con riesgo medio no evolucionen a la categoría superior. El trabajo demostró que los errores humanos son la principal causa que puede desencadenar una secuencia accidental de riesgo alto.

Palabras claves: Matriz, Riesgo, Seguridad

OPTIMIZACIÓN DE LA DOSIS EN PACIENTES DE RADIOTERAPIA DURANTE IGRT BASADA EN 4D-CBCT

Alfonso, Rodolfo^{1*}; García-Yip, Fernando²; Castillo, Dayana¹; Ascención, Yudy¹; Argota, Raúl²; Linares, Haydee¹

¹ Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas (InSTEC). Cuba.

² Instituto Nacional de Oncología y Radiobiología (INOR). Cuba.

* Autor responsable, email: rodocub@yahoo.com

El empleo de sistemas tomográficos basados en haces cónicos de fotones de kilovoltaje (kV-CBCT) para verificar la exactitud del posicionamiento de los pacientes en tratamientos de radioterapia externa se ha expandido en los últimos años, con el aumento de la disponibilidad de aceleradores lineales con sistemas para administrar radioterapia guiada por imágenes (IGRT) basada en sistemas de kV-CBCT, incorporados en el propio gantry del equipo. Diversos estudios han evaluado las dosis colaterales recibidas por los pacientes en tratamiento que son posicionados empleando estos sistemas. Recientemente la firma Elekta ha desarrollado una solución para manejar los efectos de los movimientos respiratorios y reducir los márgenes internos que afectan el volumen blanco de planificación (Symmetry™), la cual se basa en la adquisición de estudios tomográficos dinámicos (4D-CBCT), posibilitando el estimar la posición temporal promedio del blanco en cada tratamiento, sin necesidad de emplear métodos de gatillado o "tracking". Estos estudios 4D requieren sin embargo una mayor cantidad de imágenes por ángulo del gantry, lo cual potencialmente implica una mayor dosis administrada a los pacientes, aparte de la dosis propiamente del haz de tratamiento. En el presente estudio se ha investigado una metodología para evaluar los índices de dosis en 4D-CBCT (4D-CBDI), empleando instrumentación dosimétrica y maniqués como los que suelen disponerse en departamentos de radioterapia. Se comparan las dosis recibidas con diferentes técnicas, empleando como criterios de mérito la calidad de imágenes y la exactitud geométrica global alcanzada en el posicionamiento y en los márgenes internos. Los resultados demuestran que es posible reducir la dosis administrada a los pacientes en los estudios de CBCT estáticos y dinámicos, sin afectar significativamente los objetivos de los mismos en términos de exactitud geométrica.

ESTUDIO DOSIMÉTRICO DE UN ACELERADOR LINEAL CLÍNICO VARIAN 600 C/D UTILIZANDO EL CÓDIGO MCNPX 2.6

***Batista Cancino, Jorge Luis*; Mello da Silva, Clarysson Alberto;
Verdolin de Sousa, Rômulo; Pereira, Cláudia***

Universidade Federal de Minas Gerais. Brasil.

* Autor responsable, email: jbcancino87@gmail.com

El cáncer es la causa de muerte de 1 de cada 8 personas en el mundo. La Radioterapia es una de las modalidades de tratamientos más usadas en el control de esta enfermedad, siendo los Aceleradores Lineales (LINAC) una de las técnicas más efectivas. El Ministerio de Salud de Brasil cuenta con 233 LINACs, donde más del 60% son de baja energía (4-6 MeV) siendo VARIAN la principal empresa distribuidora. Basado en el gran uso de los LINACs de baja energía en Brasil y con el objetivo de crear una herramienta confiable en cálculos dosimétricos y de blindaje, surge la idea de crear y validar un modelo de VARIAN CLINAC 600 C/D usando el código MCNPX 2.6. Parte de esta validación será realizada a través del análisis y comparación entre las curvas de Porcentaje de Dosis en Profundidad (PDD) estimadas a partir de simulaciones con MCNPX y las curvas obtenidas mediante mediciones experimentales. En la simulación están incluidos los principales dispositivos del cabezote del CLINAC. Es usada una cuba de agua de 30 x 30 x 30 cm como Maniquí a una distancia fuente-superficie (SSD) de 100 cm. En la simulación se considera un haz monoenergético de electrones con una Distribución Gaussiana de 6,3 MeV de valor medio. Como resultado se obtuvo un modelo de CLINAC en el cual la curva PDD tiene una alta correspondencia con la curva PDD experimental, con un rango de error de $\pm 3.5\%$. Como conclusión, se cumple con el objetivo de crear una herramienta dosimétrica, para contribuir en la optimización de los Planes de Tratamientos de Radioterapia. La reconstrucción del espectro de fotones del VARIAN CLINAC 600 C/D será el próximo paso para obtener un modelo más real.

SMALL FIELDS IN RADIOTHERAPY: SOURCE OCCLUSION EFFECTS

Fernández, María Luz^{1,2*}; Minsky, Daniel M.¹; Sánchez, Gustavo³

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

² Universidad Nacional de La Plata. Argentina.

³ Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional de La Plata. Argentina.

* Responsible author, email: fernandezmarialuz@gmail.com

The need of small radiation fields is increasing in modern radiotherapy. The use of these fields, typically smaller than 4cmx4cm, involves several dosimetric challenges due to the lack of electronic equilibrium, the availability of detectors with dimensions comparable to the field size and the effect of the source size. This last effect contributes to the difficulties by widening the profiles resulting in that the methods to determine field sizes such as Full Width at a Half Maximum (FWHM) fail. In this work, source occlusion was determined by profile measures for field sizes of 2cmx2cm, 1.5cmx1.5cm and 1cmx1cm in a Varian 6EX at 10cm depth in a water phantom, and compared to MonteCarlo calculation and geometrical data. The numeric model was validated with a 10cmx10cm field at 10cm depth. Results show that for a 10cmx10cm field the occlusion was 1%, both for experimental and simulated data. In the case of 2cmx2cm field values, FWHM for experimental and simulated data were lower than geometrical data in 3% and 8% respectively. For 1.5cmx1.5cm and 1cmx1cm fields the occlusion for experimental data was 10% and 18% and for simulated data was 15% and 10% respectively. This demonstrates the influence of source size in the determination of FWHM when collimator jaws set fields of small dimensions. Finally we discuss the strong influence of the measure voxel dimensions in the accuracy of calculation.

DIFERENÇAS ENTRE DOSES DE PLANEJAMENTOS RADIOTERÁPICOS PARA NEUROEIXO NAS GÔNADAS

Oliveira, Fernanda L.^{1*}; Lima, Fabiana F. de²; Vilela, Êudice C.²

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² Centro Regional de Ciências Nucleares-NE/ Comissão Nacional de Energia Nuclear – CRCN-NE/CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: fluoliveira@gmail.com

A radioterapia pode perturbar o funcionamento do eixo hipotálamo-hipófise e provocar deficiências diretamente nos ovários como a diminuição da fertilidade, ou causar danos que fazem com que o útero não possa acomodar o crescimento de um feto. No entanto, estas questões tornaram-se cada vez mais importante para um número crescente de sobreviventes de câncer pediátrico e adolescente. As irradiações no eixocrânio-espinhal, abdômem e região pélvica, possivelmente expõem os ovários à radiação, e pode causar falência ovariana prematura, enquanto que doses craniais acima de 35 Gy podem prejudicar as funções hipotalâmicas-pituitárias e causa hipogonadismo. Nos pacientes masculinos dano testicular pode resultar em uma esterilização, como é observado depois de quimioterapia, ou a pósirradiação testicular direta. Neste trabalho será realizada uma comparação das doses aplicadas por quatro técnicas de planejamento radioterápico para neuro-eixo, considerando as modificações realizadas em cada planejamento. As simulações dos tratamentos foram realizadas em dois aceleradores lineares, aplicadas em um simulador antropomórfico sólido do Laboratório Dosimétrico RANDO e dosímetros termoluminescentes (TLD-100). As doses no 1º e 2º planejamentos foram: 0,03 e 0,05 Gy/dia e 0,11 e 0,09 Gy/dia, lado direito e esquerdo respectivamente. No 3º e 4º planejamentos as doses foram: 1,08 e 0,2 Gy/dia e 1,14 e 0,14 Gy/dia, lado direito e esquerdo. Foi observado que as doses nos ovários, avaliadas no 3º e 4º planejamento foram maior do que as doses avaliadas no 1º e 2º planejamento. Estas variações foram ocasionadas pelas variações na largura do campo espinhal utilizado, 2 cm mais largo e a profundidade do segundo campo espinhal, 1,0 cm a mais dos utilizados nos 1º e 2º planejamentos. Estas diferenças devem ser observadas durante as escópias, pois podem causar danos irreversíveis, dependendo da faixa etária dos pacientes já que o tratamento completo é realizado em média com 30 sessões de radioterapia.

IMRT E A PROTEÇÃO RADIOLOGICA NO TRATAMENTO DO CÂNCER PRÓSTATA

Richard, André; Cunha, Helena; Moura, Claudia*

IFPE. Brasil.

* Autor responsable, email: andrerichard88@bol.com.br

A Radioterapia de Intensidade Modulada (IMRT) é uma forma de radioterapia externa que permite a conformação da radiação para o contorno da área alvo, utilizando múltiplos feixes de radiações angulares e de intensidades não uniformes, o que a diferencia da Radioterapia Conformacional Tridimensional (3D-RCT). A proteção radiológica consiste na utilização de alta dose de radiação no tumor enquanto minimiza a exposição à radiação dos tecidos normais circundantes, reduzindo a toxicidade do tratamento. A dose de radiação é projetada para conformar a forma tridimensional do tumor pela modulação ou controle da intensidade de subcomponentes de cada feixe. As modalidades terapêuticas disponíveis para o tratamento radical do câncer de próstata envolvem: radioterapia, cirurgia ou hormonioterapia, isolados ou combinados entre si. O tratamento com intensidade modulada utiliza imagens tomográficas, de ressonâncias magnéticas ou ambas fundidas, para verificar a área a ser irradiada, devendo ser feita na mesma posição em que será realizado o tratamento. Os cálculos dosimétricos são feitos baseados nestas imagens, no computador. É necessário, além de um delineamento minucioso, doses de restrição que devem ser prescritas para órgãos e tecidos adjacentes. Só depois de o plano ser aprovado e assinado pelo médico radioterapeuta, o tecnólogo em radiologia irá transferir os dados para o aparelho que será realizado o tratamento. Então o paciente será posicionado e será feita uma checagem para saber se todos os dados se encaixam perfeitamente. O tratamento é monitorado por vídeo para garantir que o paciente permaneça imóvel durante todo o tempo. Este método tem sido muito eficaz no combate ao câncer de próstata, diminuindo significativamente os efeitos colaterais do tratamento. Os principais efeitos adversos da radioterapia resultam dos efeitos da radiação nos tecidos adjacentes aos órgãos gastrintestinais, genitourinários e sexuais. O uso do IMRT diminui drasticamente a chance de efeito adverso.

Palavras-chave: Radioterapia, Proteção Radiológica, Câncer de

ENFOQUE RETROSPECTIVO DE EVALUACIONES DE SEGURIDAD. INFORMACIÓN REPORTADA EN SAFRON

Duménogo, Cruz¹; Morales, Jorge L.²; Boch, Rosbell¹; Arnau, Alma¹*

¹ CNSN. Cuba.

² INOR. Cuba.

* Autor responsable, email: cruz@orasen.co.cu

La experiencia ha demostrado que, en Radioterapia, pueden ocurrir accidentes radiológicos que afectan a pacientes, trabajadores y público en general. El OIEA ha desarrollado la herramienta informática SAFRON que ha permitido obtener, anónimamente, más de 1200 reportes de suceso ocurridos en Radioterapia en todo el mundo. A pesar de la valiosa información existente en SAFRON es limitado el uso de dicha información, posiblemente porque los usuarios no consideran que sucesos similares puedan repetirse en sus propios servicios de radioterapia. El presente trabajo expone los resultados de la evaluación de los reportes incluidos en SAFRON, realizada de conjunto por especialistas del CNSN y de un servicio de radioterapia del país. El objetivo del trabajo fue extraer las lecciones aprendidas que permitan prevenir la ocurrencia de sucesos similares a los reportados, en un servicio de radioterapia determinado. En el presente trabajo se describe la metodología utilizada para realizar la evaluación, tomando como base el enfoque retrospectivo de las evaluaciones de seguridad. El trabajo permitió identificar las etapas del proceso de tratamiento donde han ocurrido la mayor parte de los sucesos reportados en SAFRON, las etapas del proceso de tratamiento donde son principalmente detectados dichos sucesos, la distribución de los incidentes y accidentes atendiendo a la severidad de sus consecuencias y las defensas que más han aportado a la detección, el control y la mitigación de dichos accidentes e incidentes reportados en SAFRON. Partiendo de los resultados de esta evaluación se han identificado lecciones aprendidas que pueden ser aplicadas en los servicios de radioterapia con el objetivo de prevenir la ocurrencia de incidentes y accidentes en esta práctica. El trabajo demuestra la alta incidencia del factor humano en la ocurrencia de accidentes en radioterapia y la necesidad de perfeccionar las defensas que inciden en la protección radiológica de los pacientes.

EVALUACIÓN DE LA EXACTITUD DOSIMÉTRICA PARA TRATAMIENTOS DE BRAQUITERAPIA GINECOLÓGICA DE ALTA TASA DE DOSIS CON Ir-192

Carrasco, Blanca^{1*}; Carrizales, Lila²; Campa, Raudel³

¹ Hospital Militar "Dr. Carlos Arvelo". Venezuela.

² Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica. Venezuela.

³ Servicio de Radioterapia del Hospital de Clínicas Caracas. Venezuela.

* Autor responsable, email: blankcarr@gmail.com

Esta Investigación consiste en el diseño y construcción de un maniquí utilizado en la verificación dosimétrica del sistema de planificación Brachyvision del Servicio de Radioterapia del Hospital de Clínicas Caracas, antes de impartir un tratamiento de Braquiterapia de alta tasa de dosis con Iridio-192; con dicho maniquí se pretende corroborar la dosis impartida a pacientes que presentan patologías ginecológicas como cáncer de cuello uterino, tomando en cuenta como principal objetivo la verificación de las dosis que pueden ser recibidas por los órganos a riesgo, recto y vejiga. Con este maniquí pueden ser cubiertas las etapas del tratamiento Haciendo evaluación, desde la toma de las placas ortogonales hasta la culminación del tratamiento. Se realizó la verificación de la dosis impartida en diferentes puntos de un blanco de tratamiento, en recto y vejiga, con la colocación de TLD-100 y fue contrastado con el valor calculado por el sistema de planificación. En los resultados se observan diferencias notables entre el sistema y los valores reportados por los dosímetros, esto es a causa del alto gradiente de dosis. En vejiga se reportan altos porcentajes de diferencia debido al alto gradiente de dosis y a la forma de los órganos representados por los insertos del maniquí lo cual dificulta la reproducibilidad en el posicionamiento de los dosímetros observándose así las notables diferencias en la dosis reportada

SEGURIDAD DEL PACIENTE EN EL TRATAMIENTO RADIANTE

Garrigo, Edgardo*; **Murina, Patricia;** **Venencia, Daniel;**
Almada, María José; **Zunino, Silvia**

Instituto de Radioterapia Fundación Marie Curie. Argentina.

* Autor responsable, email: egarrigo@radioncologia-zunino.org

Introducción. En los noventa aparecen los primeros artículos científicos describiendo errores médicos. En 2000 se publica "To erris human..." donde estima que en 1997 en USA murieron entre 44000 y 98000 pacientes debido a errores médicos. Los errores en radioterapia ocurren debido a varios factores, por esta razón en radioterapia se realizan controles de calidad en los distintos procesos. El desarrollo tecnológico que se logró en los últimos años y que sigue creciendo requiere de más personal calificado para el uso de esta tecnología. El objetivo del presente trabajo es compartir la experiencia del Instituto Privado de Radioterapia en lo referente a la seguridad del paciente en los tratamientos radiantes.

Material y Método: se desarrolló el Departamento de Seguridad y Radioprotección el cual depende directamente de la Presidencia institucional y está constituido por representantes de Dirección, Departamento Médico, Departamento Física Médica, y Comité de Calidad, cuyas funciones y objetivos son la de evaluar la protección radiológica de las instalaciones, de las técnicas actuales y nuevas a desarrollar como así también la vigilancia de los trabajadores. Asesorar al Comité de Calidad en la elaboración de registros y controles y mantener una base de datos (BD) de eventos, incidentes y accidentes escalado según ASN-SFRO (Autorité de Sûreté Nucléaire-Société Française de Radiothérapie), la cual sirve de retroalimentación para detectar puntos a mejorar.

Resultados: principales campos de BD: fecha, descripción, calificación, causa, sugerencia. Se diseñaron diagramas de flujo para los procesos de simulación virtual, planificación 3D, IMRT, IGRT, SBRT, radiocirugía, radioterapia estereotáctica fraccionada, TBI, TSI, acondicionamiento de datos médicos del paciente para planificación. Se llevan registros de errores y correcciones lo cual previene accidentes

Conclusión: la creación del Departamento de Seguridad y Radioprotección impactó favorablemente ya que brinda un ámbito de discusión y mejora continua para la seguridad del paciente

PUESTA EN FUNCIONAMIENTO SISTEMA DOSIMETRÍA IN VIVO IRRADIACIÓN CORPORAL TOTAL

Garrigo, Edgardo*; **Sanchez del Oleo, Edwald;** **Castrillon, Manuel;**
Almada, María José; **Venencia, Daniel**

Instituto de Radioterapia Fundación Marie Curie. Argentina.

* Autor responsable, email: egarrigo@radioncologia-zunio.org

Introducción: la dosimetría in vivo es el método directo para el control de la dosis administrada a pacientes en radioterapia. Cuando se realiza al principio del tratamiento, sencillas mediciones in vivo son protección adicional contra errores de configuración, cálculo o de transcripción. Existen situaciones clínicas especiales donde se administra alta dosis en pocas fracciones (TBI). Por tanto, es esencial saber en tiempo real el valor de dosis administrada. La capacidad para obtener la dosis en tiempo real en varios sitios anatómicos, hace que los diodos se adapten muy bien para dosimetría in vivo.

Material y Método: se utilizaron 4 diodos PTW, p-serie T60010EP, junto con electrómetro PTW VIVODOSE T10028 de cuatro canales. El arreglo experimental fue realizado con fantoma de agua sólida, y bidones con agua para generar dispersión. Se utilizó haz de fotones de 6MV de un acelerador lineal PRIMUS Siemens con un campo 40x40cm², colimador 45°, Gantry 90° y DFS=380cm, se interpuso pantalla de acrílico. Los diodos fueron colocados en la superficie del fantoma perpendicular al eje del haz, a la entrada y a la salida del mismo. Se evaluó repetibilidad, linealidad, y deriva post-irradiación. Las pruebas se realizaron utilizando el mismo arreglo experimental. Para obtener los factores de calibración se utilizó cámara de ionización PTW30013 y electrómetro PTWUNIDOS. Se verificó la calibración para distintos espesores de fantoma. En cinco pacientes se contrastó el sistema de diodos con Dosímetros Termoluminiscentes (TLD).

Resultados: repetibilidad, 0.4%, linealidad R²=1, sin deriva post irradiación. Todos los resultados obtenidos para distintos espesores de fantoma fueron menores al +-5%. Los resultados en pacientes y contrastados con TLDs fueron menores al +-5%.

Conclusión: se ha puesto en funcionamiento un sistema de dosimetría in vivo basado en diodos, el mismo es apto para su uso en TBI.

SEGURIDAD DEL PACIENTE: MODELOS RADIOBIOLÓGICOS, TCP Y NTCP EN RADIOTERAPIA

***Astudillo-Velazquez, Armando Jehu^{1*}; Paredes-Gutiérrez, Lydia C.¹;
Reséndiz-González, Gabriel²; Mitsoura, Eleni³;
Rodríguez-Laguna, Alejandro⁴; Flores-Castro, Jesús Manuel⁴;
Posadas-Vázquez, Alexandra²***

¹ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. México.

² Hospital Angeles Lomas. México.

³ Universidad Autónoma del Estado de México-Facultad de Medicina. México.

⁴ Hospital Médica Sur. México.

* Autor responsable, email: armando.astudillo@inin.gob.mx

Objetivos: se desarrolló y probó un módulo computacional con el fin de evaluar la probabilidad de control tumoral y la probabilidad de complicaciones al tejido normal en esquemas de fraccionamiento convencionales e hipofraccionados.

Material y Métodos: se seleccionaron 10 expedientes de pacientes que fueron tratados por adenocarcinoma. Los 10 pacientes no presentaron mastectomía. Se simularon los esquemas convencionales e hipofraccionados para cada uno de ellos. Se importaron los DVH de cada planeación y con los modelos radiobiológicos mencionados en literatura se calcularon las probabilidades de control tumoral y las de complicaciones al tejido normal de forma simultánea.

Resultados: El control tumoral en ambos esquemas de fraccionamiento tiene una proporción aproximadamente de uno, indicando que se tiene el mismo control tumoral y los daños a tejido sano son mayores en esquemas convencionales.

Conclusiones: los esquemas de tratamiento hipofraccionados, en relación con los convencionales, representan la misma probabilidad de control tumoral, lo que permite optimizar el tiempo de asistencia de los pacientes a sesiones de radioterapia (15 sesiones/25 sesiones). Por otro lado, el daño a tejido sano es mayor en esquemas convencionales, por lo cual, se observa, que por estas dos condiciones puestas a ambos esquemas, el tratamiento hipofraccionado tiene las características adecuadas para implementarse. Se cuenta con una herramienta cuantitativa y no cualitativa para verificar las probabilidades de control y daño lo cual representa mayor certeza en la seguridad del paciente en radioterapia.

Palabras clave: Seguridad del paciente, cáncer de mama, TCP, NTCP, radioterapia, hipofraccionamiento.

COMPARAÇÃO DAS ESTIMATIVAS DE CÂNCER SNC NAS REGIÕES DO BRASIL

**Neves Cruz dos Santos, Patricia^{1*}; Rosane Monteiro da Silva, Isis¹;
Vieira, José Wilson²; Roberto de Andrade Lima, Fernando^{1,3}**

¹ UFPE. Brasil.

² IFPE / UPE. Brasil.

³ UFPE / CRCN. Brasil.

* Autor responsable, email: nevespatty@hotmail.com

Câncer do Sistema Nervoso Central (SNC) é um termo generalizado para descrever muitos tipos de tumores que se iniciam no cérebro, cerebelo, ponte, bulbo e medula espinhal. Mesmo não sendo muito frequente, o câncer de SNC contribui significativamente para a morbidade e mortalidade global. Estima-se que cerca de 8% a 15% das neoplasias pediátricas sejam representadas por esse grupo. A cada dois anos são publicadas estimativas da incidência de câncer pelo Instituto Nacional de Câncer (INCA) gerada pelos Registros de Câncer de Base Populacional (RCBP), informando as estimativas dos principais tipos de câncer e a sua incidência por regiões do Brasil. O objetivo deste trabalho é realizar uma comparação dos valores estimados, a partir das publicações do INCA, para o câncer de Sistema Nervoso Central (SNC) como localização primária entre os anos de 2012 e 2014 nas regiões brasileiras em homens e mulheres, possibilitando avaliar se houve um crescimento ou redução dos índices de câncer do SNC nessa época. Observou-se que, comparada às demais regiões, no Sudeste houve a maior estimativa do câncer SNC tanto em 2012 assim como em 2014, em homens e mulheres, e na região Norte, houve a menor estimativa em ambos os sexos nessa época. Na região Nordeste, houve um aumento no índice dos valores de 2014 comparados com os de 2012, sendo maior estimativa para homens. Na região Sul do Brasil, houve um aumento nos valores estimados para homens e redução nos valores estimados para mulheres, quando comparado. Na região Centro-Oeste houve redução nos valores para homens e aumento nos valores para mulheres. Pacientes com tumor SNC são submetidos ao tratamento radioterápico, utilizando técnica Crânio-Espinal, onde, seus campos de tratamentos são em próximos órgãos que não devem ter seu limite de dose ultra passado.

RECONSTRUCCIÓN DE ESPECTROS DE ACELERADORES LINEALES CLÍNICOS

Oyardo Manrique, John Peter*; Costa, Alessandro Martins

Universidad de São Paulo. Brasil.

* Autor responsable, email: johnp067@yahoo.es

El conocimiento del espectro de rayos X es fundamental para el cálculo de la dosis en pacientes usando sistemas de planeamiento del tratamiento en Radioterapia (TPS). Actualmente los Sistemas de Planeamiento de Tratamientos (Treatment Planning System) usan poderosos algoritmos de Monte Carlo para el cálculo de la dosis para mejorar la precisión en la obtención de la dosis administrada a un paciente con tratamiento de radioterapia, estos algoritmos requieren que el espectro de rayos X sea conocido. En este trabajo se ha obtenido el espectro de fluencia de fotones de rayos X de un Acelerador Lineal Siemens ONCOR de 6 MV usando un método de carácter inverso para la reconstrucción de los espectros a partir de las curvas de transmisión de fotones medidas para diferentes espesores de bloques de aluminio cobre y plomo. El método usado para la reconstrucción de los espectros es una técnica estocástica conocida como Templado Simulado Generalizado (Generalized Simulated Annealing), basado en el trabajo de la estadística de cuasi-equilibrio de Tsallis que tiene como principio la generalización de la estadística de Gibbs-Boltzman empleada conjuntamente con el método de templado de metales. Para implementar el método de reconstrucción hemos construido un programa en C++ que implementa la técnica de Generalized Simulated Annealing.

Palabras Claves: Templado Simulado Generalizado, Espectro de Fluencia de Fotones, TPS.

MATRICES DE RIESGO EN TÉCNICAS DE RADIOTERAPIA INTRAOPERATORIA

Duménigo, Cruz^{1*}; Morales, Jorge L.²; López, Ramón³; Paz, Angel B.³

¹ CNSN. Cuba.

² INOR. Cuba.

³ CNSNS. México.

* Autor responsable, email: cruz@orasen.co.cu

El Foro Iberoamericano de Reguladores desarrolló la metodología de Matrices de Riesgo para aplicarla en Radioterapia y a su vez elaboró la herramienta SEVRRRA para facilitar el uso de esta metodología en los hospitales. Sin embargo estos desarrollos se limitan a técnicas de radioterapia convencional. Por otro lado las nuevas tecnologías en Radioterapia cobran cada vez más importancia y técnicas como la Radiocirugía, Radioterapia de Intensidad Modulada y Radioterapia Intraoperatoria se aplican frecuentemente en el mundo. Como resultado del presente trabajo se aplicó la metodología de Matrices de Riesgo en técnicas de Radioterapia intraoperatoria. Se utilizó la metodología de FMEA identificando así todos los errores humanos y fallos de equipos que pueden considerarse sucesos iniciadores de accidente y todas las defensas que pudieran servir para evitar, prevenir, detectar, controlar y mitigar la ocurrencia de potenciales accidentes. De conjunto con los autores de SEVRRRA se pudo modelar un servicio hipotético de Radioterapia Intraoperatoria en esta herramienta, ello permitió, a las entidades que realizan esta práctica en Cuba, realizar la evaluación de los riesgos inherentes a su propia entidad. Se realizó también una aplicación piloto de SEVRRRA en la práctica de Radioterapia Intraoperatoria en un servicio que se encuentra en proceso puesta en servicio. Los resultados de esta aplicación piloto permitieron, a la entidad, encontrar las secuencias accidentales de mayor riesgo y tomar medidas para la reducción del riesgo antes del inicio de la operación. Con la realización de este trabajo los Reguladores y los Usuarios pudieron valorizar la importancia relativa que tienen algunas defensas (barreras y reductores) para la seguridad de pacientes, trabajadores y público. El objetivo final de este trabajo es que estos resultados preliminares sean conciliados con el grupo de trabajo del FORO que administra SEVRRRA y se incorporen a dicha herramienta para ampliar el alcance de la misma.

DETERMINACION DE LA TASA DE REFERENCIA DE KERMA EN AIRE PARA UNA FUENTE DE IRIDIO 192 USADA EN BRAQUITERAPIA A ALTA TASA DE DOSIS

Chunga Palomino, Sara Luz¹*; Figueroa Jamanca, Navor Enrique²

¹ Facultad de Ciencias Físicas, Universidad Nacional de Piura. Perú.

² Instituto Nacional De Enfermedades Neoplasicas (INEN). Perú.

* Autor responsable, email: fissari@hotmail.com

En los últimos años el uso de la Braquiterapia a alta tasa de dosis en el Perú se ha expandido, con tratamientos de vital importancia. Esta expansión abarca tanto por los quipos utilizados, la calidad sobre las técnicas y tecnologías utilizadas en la Braquiterapia, así como las atribuciones de cada miembro del equipo multidisciplinar durante los tratamientos ofrecidos a la población [1]. La Braquiterapia, es un tipo de radioterapia cuya fuente de radiación ionizante se coloca próxima o bien próxima a la superficie corporal a ser tratada o insertada en el interior del proceso tumoral maligno. En consecuencia su acción se limita al área adyacente del volumen a ser tratado, minimizando los efectos de la dosis en las estructuras vecinas [2]. En el Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas (INEN) se viene realizando tratamientos con la Técnica de Braquiterapia de Alta Tasa de Dosis (BATD), para dichos tratamientos usamos el sistema MICROSELECTRON V2 con una fuente de Iridio 192 que es instalada en un irradiador para Braquiterapia a alta tasa de dosis, dicha fuente viene acompañada con un certificado de calibración, la cual es expedido por el fabricante, donde se informa el valor de la tasa de kerma en aire (kr) generalmente con una incertidumbre de $\pm 5\%$, [1][2], por ello nuestro objetivo es dar a conocer y aplicar los métodos para la determinación de la tasa de referencia de Kerma en aire de fuentes de Iridio 192, utilizadas en Braquiterapia a alta tasa de dosis con base en protocolo TECDOC – 1079 del Organismo Internacional de Energía Atómica. Los resultados indican que el valor de la tasa de kerma en aire se encuentra dentro de los límites establecidos, así mismo que el decaimiento del radionucleico se da de acuerdo a su tiempo de exposición. Para la realización del presente trabajo y comprobación de valores, se usaron diferentes equipos de calibración; cada equipo respaldado por su certificado de calibración expedido por el Instituto Peruano de Energía Nuclear IPEN.

Palabras claves: Braquiterapia, Tasa de kerma, Iridio 192, tiempo de exposición.

[1]. ICRP (International Commission on Radiation Units and Measurements), "Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry", Report 51, Bethesda; 1993.

[2]. J.R. Greening, "topics in Radiation Dosimetry", Supplement 1 (edited by Frank GH. Attix), Washington; 1972

[3]. A.F. McKinlay, "Thermoluminescence Dosimetry", Med. Phys. Handbook 5, Adam Hilger, Bristol; 1981.

IMPLEMENTACIÓN DE METODOLOGÍA PARA ESTABLECER AUDITORÍAS EN RADIOTERAPIA UTILIZANDO TLDS

Gutiérrez Lores, Stefan*; **Walwyn Salas, Gonzalo;**
Tamayo García, José Antonio; **Romero Acosta, Andy Luis;**
López Rodríguez, Manuel; **Alonso Villanueva, Gilberto**

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

* Autor responsable, email: stefan@cphr.edu.cu

Propósito: describir la experiencia del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) en la implementación de una metodología para establecer auditorías en radioterapia utilizando un sistema dosimétrico termoluminiscente.

Materiales y Métodos: durante el período 2007-2011 el LSCD ejecutó el proyecto nacional de cooperación técnica con el Organismo internacional de Energía Atómica (OIEA) CUB/6/017, un lector manual RA94, un horno controlado por un microprocesador programable, un dispensador, una balanza semi-analítica y otros accesorios para la manipulación de los detectores termoluminiscentes en forma de polvo se adquirieron. La metodología aplicada para el cálculo de la sensibilidad del lote de polvo termoluminiscente y otros factores de corrección utilizada para la determinación de la dosis absorbida a partir de la señal termoluminiscente registrada en el lector sigue las recomendaciones del OIEA y se detalla en el trabajo. Para la calibración del sistema termoluminiscente, se utilizan las cápsulas plásticas cilíndricas desarrolladas y utilizadas por el OIEA, las cuales tienen una cavidad con diámetro igual a 3 mm y son llenadas con aproximadamente 165 mg de polvo termoluminiscente. Las irradiaciones se realizan en condiciones de referencia en el haz del LSCD.

Resultados y Discusión: los resultados obtenidos en la verificación interna y externa de la calibración del sistema termoluminiscente con el LSCD y el OIEA respectivamente en los años 2012, 2013 y 2014 se discuten. Además se presentan los resultados de algunas de las auditorías en condiciones de referencias realizadas en los años 2012 y 2013 a los diferentes servicios de radioterapia con Co-60 del país. Conclusiones: Los resultados obtenidos demuestran que la metodología implantada permite ser utilizado en las auditorías externas de calidad que se llevan a cabo como parte de la implementación de los programas de garantías de calidad en todos los servicios de radioterapia del país contribuyendo de esta forma al mejoramiento de la calidad de los servicios de radioterapia, beneficiándose de este modo la calidad de vida de los pacientes oncológicos de nuestro sistema de salud.

MAPEO DE PARTÍCULAS PESADAS EN MUESTRAS BIOLÓGICAS MEDIANTE TÉCNICAS AUTORADIOGRÁFICAS

Saint Martin, Gisela; Portu, Agustina*

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: agustina.portu@gmail.com

La distribución y localización de un emisor de partículas pesadas en una muestra puede determinarse mediante la imagen autorradiográfica producida en un detector de trazas nucleares de estado sólido (SSNTD). El uso de estos materiales se basa en el hecho de que el daño producido por los iones en su trayectoria en el material es permanente, y puede amplificarse mediante un proceso de ataque químico. Las partículas cargadas se originan en la muestra y de acuerdo a los átomos presentes, pueden ser el producto del decaimiento natural de isótopos inestables (ej. ^{235}U), o el resultado de una reacción nuclear por ejemplo $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$. Así, las técnicas autorradiográficas son de especial interés en el marco de la Terapia por Captura Neutrónica de Boro (BNCT), una modalidad para el tratamiento del cáncer basada en la acumulación selectiva de compuestos borados en tejido maligno y la subsecuente irradiación con neutrones térmicos. La comparación entre imágenes histológicas y autorradiográficas, correlacionadas espacialmente, permite determinar la ubicación de los átomos de boro en la muestra de tejido (autorradiografía cualitativa, AQL). La concentración de ^{10}B en las diferentes regiones de un corte de tejido puede evaluarse midiendo la densidad de trazas en el detector (autorradiografía cuantitativa, AQT). Existen, además, aproximaciones que permiten obtener una mayor resolución: por un lado, es posible generar contornos del material biológico en la autorradiografía mediante la sensibilización del detector con radiación UV-C. Por otra parte, utilizando láminas de SSNTD extremadamente delgadas se pueden observar simultáneamente secciones de tejido y trazas nucleares, mediante un sistema de protección del tejido para su preservación durante el ataque químico. En nuestro laboratorio hemos desarrollado todas estas aproximaciones de la autorradiografía neutrónica. En este trabajo se las describirá, y se presentarán algunos resultados de su aplicación en el análisis de muestras biológicas provenientes de diferentes protocolos.

SINERGIA SEVRRRA-SAFRON. HERRAMIENTAS PARA LA PREVENCIÓN DE ACCIDENTES EN RADIOTERAPIA

**López, Ramón^{1*}; Duménigo, Cruz²; Prieto, Carlos³; Ramírez, María L.⁴;
Holmberg, Ola⁵; Nader, Alejandro⁶; Ortiz, Pedro⁵; Paz, Angel B.¹;
Ramírez, Fernando¹**

¹ CNSNS. México.

² CNSN. Cuba.

³ Servicio de Física Médica, Hospital Clínico San Carlos. España.

⁴ CSN. España.

⁵ OIEA. Austria.

⁶ ARNR. Uruguay.

* Autor responsable, email: rlopezm@cnsns.gob.mx

La prevención de accidentes en Radioterapia ha sido preocupación de la comunidad internacional relacionada con la protección radiológica. Por tal motivo se han desarrollado herramientas que permiten registrar, analizar y difundir lecciones aprendidas de accidentes. SAFRON es la herramienta que el OIEA ha diseñado, para implementar el enfoque retrospectivo de evaluación de seguridad en Radioterapia. Por otra parte el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) ha desarrollado la herramienta SEVRRRA que utiliza el método de Matrices de Riesgo para realizar evaluaciones de seguridad, con un enfoque prospectivo, para estimar el riesgo de ocurrencia de accidentes en servicios de radioterapia. La sinergia de ambos enfoques permitiría a los usuarios de SAFRON analizar las fortalezas y vulnerabilidades de su servicio al estimar el riesgo de sucesos reales, reportados en alguna instalación, que potencialmente pudiera ocurrir en su propio hospital. El OIEA y el FORO han trabajado conjuntamente para vincular ambas herramientas. En una primera fase se analizaron más de 1200 sucesos reportados en SAFRON. Dicho análisis concluye que más del 86% de los sucesos de SAFRON corresponden con algún suceso iniciador incluido en SEVRRRA. Pudo verificarse también que existe una decena de sucesos de SEVRRRA que agrupan gran número de sucesos reportados en SAFRON y coincidentemente estos sucesos de SEVRRRA están evaluados como suceso de alta frecuencia. Como segunda fase de este trabajo se ha desarrollado una herramienta informática (SEVRRRA_SAFRON) que permite hacer análisis, caso a caso, de los sucesos reportados en SAFRON, estimando el riesgo de potenciales accidentes que, atendiendo a las defensas específicas existentes, pudieran repetirse en un hospital determinado. La sinergia SEVRRRA-SAFRON constituye un salto cualitativo en prevención de accidentes. Acerca un determinado suceso o accidente, que ya ha ocurrido, al contexto del usuario, muestra opciones para reducir riesgos, y previene que ese suceso pueda repetirse.

AUDITORÍA DE ACELERADORES LINEALES DEL DEPARTAMENTO DE ANTIOQUIA

***Osorio, Carolina^{1*}; Martínez, Piedad²; Marin, Oscar²;
Ocampo, Juan Camilo¹; Puerta, Jorge Anselmo¹; Morales, Javier¹***

¹ Universidad Nacional de Colombia Sede Medellín. Colombia.

² Secretaría Seccional de Salud y Protección Social de Antioquia. Colombia.

* Autor responsable, email: carosoriocas@unal.edu.co

La Secretaría Seccional de Salud y Protección Social de Antioquia consciente de su papel en el cuidado de la salud de la población realizó a finales del año 2014 una inspección los aceleradores lineales en el departamento de Antioquia, Colombia. La vigilancia y control se realizó con expertos de la Universidad Nacional de Colombia, como cuerpo técnico de la Secretaría Seccional. Los hallazgos obtenidos fueron orientados hacia los siguientes aspectos: Características generales de los equipos, Control de calidad del equipo, Personal a cargo del servicio, Registros, Control de calidad o verificación de plan de tratamiento, Certificados de calibración de equipos y Dosimetría de área. Debido a que estos centros han sido poco auditados se encontraron falencias y situaciones críticas que deben tenerse presente con miras a la optimización en la prestación de los servicios de radioterapia.

RADIOCHROMIC FILM, TLD AND IONIZATION CHAMBER USED IN PERIPHERAL DOSES MEASUREMENTS

Soboll, Danyel¹; Von Wolter, Brenda¹; Viamonte, Alfredo²; Alves, Victor²

¹ UTFPR. Brasil.

² PQRT INCA. Brasil.

* Responsible author, email: soboll@utfpr.edu.br

The objective of this work is to employ radiochromic films, thermoluminescent dosimeters and chamber ionization identical situations irradiation, in order to assess their capabilities in measuring peripheral doses. The growing number of survivors of childhood cancer has created the need to investigate the cause of the sequelae of treatment. Measurements of peripheral radiation (doses outside the target region) in radiotherapy increment the knowledge of the subject and assist in the development of protection methods. As the radiation spectrum in the periphery is different from that one found in the beam, energy independence supposedly offered in radiochromic films can overcome the energy dependence found in chambers TLD and ionization in order to discard the corrections when films are used. In this work the three dosimeters were exposed to 6 MV beams, field 10 cm x 10 cm, 500 UM. The dosimeters were placed at 0, 10, 17.5 and 30 cm from the central ray, under 5 cm water. The results showed concordance among the data, but the values reported by the films have high standard deviation and for more conclusive results is necessary to proceed with the irradiations, employing more intense beams.

VALIDACIÓN DE BLINDAJES EN INSTALACIONES DE RADIOTERAPIA Y RADIODIAGNÓSTICO

Marquez, José Fernando; Pacheco, Pedro*; Neira, Rosa Edith; Carrasco, Eduardo; Herrera, Carlos

Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas. Perú.

* Autor responsable, email: radioproteccion@inen.sld.pe

En radioterapia se imparten dosis absorbidas elevadas las cuales pueden conllevar a superar los niveles de radiación ambiental fuera de los límites establecidos en las áreas adyacentes al bunker cuando los diseños y cálculos de blindajes no son realizados correctamente; por otro lado, en la práctica de radiodiagnóstico e intervencionismo un mal cálculo del blindaje puede provocar la exposición potencial de un mayor número de personas incluyendo los trabajadores y público. Por ello, en el presente trabajo se planteó como objetivo establecer una metodología basado en los criterios indicados en los reportes N°151 y N°147 de la NCRP para la validar los cálculos de los blindajes de las instalaciones de radioterapia y radiodiagnóstico. Las instalaciones de radioterapia, radiodiagnóstico e intervencionista, consideradas en este trabajo pertenecen al Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas (INEN); las medición de los niveles de radiación ambiental Hp(10) o la Tasa de Dosis (en $\mu\text{Sv/h}$) son realizadas con dos monitores de radiación tipo cámara de ionización (Marca: Sensortechnik und Elektronik Pockau GmbH, Modelo: SURVEY METER OD-01) calibradas para las calidades de haces de radiación de radioterapia y haces de rayos X diagnósticos; la metodología de validación se basa en las recomendaciones de los reportes N°151 y N°147 de la NCRP los cuales dependen de los valores de la tasa de dosis medida y de los niveles de uso y ocupación de cada una de las salas adyacentes a los blindajes evaluados; los resultados son contrastados con los valores límites establecidos en la normativa nacional vigente. Al finalizar el trabajo concluimos que la metodología propuesta permite validar y auditar los blindajes de las instalaciones de radioterapia, de radiodiagnóstico e intervencionista y con ello asegurar que no se superen los niveles de dosis ocupacionales y del público.

Palabras claves: blindajes, diseño, validación de blindajes, radiación ambiental

FLUENCIA DE FOTONEUTRONES DENTRO DE INSTALACIONES DISEÑADAS PARA RADIOTERAPIA

Martínez Ovalle, S.A.*; Olaya Dávila, H.; Reyes Caballero, F.

Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia. Colombia.

* Autor responsable, email: s.agustin.martinez@uptc.edu.co

En este estudio se calcula fluencia de fotoneutrones que son producidos en el cabezal de un acelerador lineal Varian Clinac 2300 C/D operado a 15 MV, que interacciona con las paredes de la instalación y directamente con el paciente. Para este cálculo es construida las geometrías completas del linac, el bunker que lo alberga acorde con las dimensiones y materiales usados por el fabricante, y adicionalmente es usado un maniquí de tejido ICRU que simula el paciente. Los cálculos Monte Carlo fueron hechos con MCNPX 2.5. Se demuestra que dentro de la instalación se tiene un espectro de neutrones térmico que aumenta con la distancia al isocentro dentro de la instalación, mientras que los neutrones rápidos que son producidos desde el cabezal son moderados directamente por el cuerpo del paciente; se demuestra además que la fuente de neutrones en un acelerador lineal es polienergética.

Objetivos: Calcular los espectros neutrónicos en diferentes puntos al interior de la sala de tratamiento de un acelerador lineal Varian Clinac 2100 C/D operando a 15 MV.

Resultados: Una vez identificado el espectro de neutrones que fue emitido desde el cabezal, se estudió el espectro dentro de la sala de tratamiento en diferentes puntos. Esto permitió establecer la influencia del maniquí que simula el paciente, así como, la influencia de las paredes del bunker en el espectro fotoneutrónico dentro de toda la instalación. Este estudio permitió también corroborar el efecto del room-return, donde la fluencia de los neutrones térmicos al interior de la sala de tratamiento se mantiene aproximadamente constante.

Conclusiones: El cálculo de los espectros neutrónicos en puntos dentro de la sala de tratamiento, muestra un pico térmico en torno a 10^{-8} - 10^{-7} MeV junto con el pico rápido, centrado en la energía de los fotoneutrones producidos en el acelerador. El pico térmico se mantiene constante a medida que el punto de medida se aleja del isocentro, mientras el pico rápido disminuye con la distancia.

SIMULATION OF A GEM GASEOUS PARTICLE DETECTOR FOR CLINICAL DOSIMETRY

Sevilla Moreno, Andrés Camilo*; Castro Serrato, Héctor Fabio

Universidad Nacional de Colombia. Colombia.

* Responsible author, email: acsevillam@unal.edu.co

Modern radiation therapy such as intensity modulated radiation therapy (IMRT) and volumetric modulated arc therapy (VMAT) reach high gradients and complicated dose conformation patterns, consequently the use of these techniques require to develop high precision (to millimetric and submillimetric scales) 2D and 3D dosimetry systems able to evaluate the accuracy of dose delivered to the patient. Currently the value recommended by the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) is about $\pm 5\%$, however, It should be as small as possible. The new generation of gaseous particle detectors called Micro Pattern Gaseous Detector (MPGD) offers multiple odds in this field, particularly The Gaseous Electron Multiplier (GEM) has been used in some non-commercial dosimeters and scanning devices using different radiation sources in therapy energy range with successful results. In this work is design a GEM-based dosimeter for clinical applications; using geometry and tracking (Geant4) simulation toolkit and scientific simulation framework (SciFW1), the system performance as 2D dosimeter to photon beam therapy is evaluated and cross checked with experimental data.

ASPECTOS GENERALES DE PROTON TOMOGRAFÍA PCT PARA DOSIMETRÍA EN HADRONTERAPIA

**Sevilla Moreno, Andrés Camilo*; Sevilla Moreno, José Mauricio;
Muñoz Ibañez, Ricardo**

Universidad Nacional de Colombia. Colombia.

* Autor responsable, email: acsevillam@unal.edu.co

El uso de radiación ionizante para el tratamiento de cáncer (Radioterapia) tiene como objetivo principal maximizar la dosis efectiva entregada al tumor o volumen afectado mientras se minimiza en tejido sano y órganos cercanos. Una de las técnicas que promete potenciales avances en este campo consiste en el uso de haces de protones o iones ligeros (Hadronterapia) cuyas energías alcanzan los 250 ~ 300 MeV, cerca de 50.000 pacientes en el mundo ya han sido tratados con esta técnica. El éxito de la hadronterapia radica en la posibilidad de entregar, con gran precisión, altas dosis de radiación en lugares casi puntuales del cuerpo, sin embargo, para aprovechar todas sus posibilidades se hace necesario mejorar los métodos de posicionamiento del paciente y el sistema de planeación de tratamiento (TPS) que hoy en día se usan. Nuevos dispositivos y algoritmos de tomografía computarizada que usan protones generados por aceleradores para Hadronterapia (pCT), están siendo desarrollados en respuesta a esta necesidad. La idea consiste en calibrar los TPS utilizando directamente la densidad electrónica de los tejidos u órganos del paciente medida a partir de interacción con el haz de protones. Actualmente, la planeación se realiza por medio de imágenes de CT usando rayos x, y luego con base en curvas conocidas se escala la dosis entregada por fotones a la correspondiente por protones, este procedimiento conlleva a errores hasta del ~5% en la ubicación del máximo de dosis entregada. En este trabajo se simula un arreglo telescópico basado en detectores micropatrón tipo GEM para pCT utilizando el conjunto de herramientas Geant4 y el framework SciFW1, se evalúa el desempeño del sistema para diferentes condiciones iniciales, su efecto en la formación de imágenes y en la estimación de los valores de entrada para el sistema de planeación TPS.

DEVELOPMENT OF PATHOLOGIC ANTHROPOMORPHIC MODELS USING 3D MODELING TECHNIQUES FOR NUMERICAL DOSIMETRY

Silva Costa, Kleber Souza^{1*}; Santana Barbosa, Antonio Konrado²; Lima, Fernando R. de Andrade³; Vieira, José Wilson⁴

¹ FACIPE. Brasil.

² IFPE-IDE. Brasil.

³ CRCN-CNEN. Brasil.

⁴ IFPE. Brasil.

* Responsible author, email: kleber.radiologia@gmail.com

Computational exposure models can be used to estimate human body absorbed dose in a series of situations such as X-Ray exams for diagnosis, accidents and medical treatments. These models are fundamentally composed of an anthropomorphic simulator (phantom), an algorithm that simulates a radioactive source and a Monte Carlo Code. The accuracy of data obtained in the simulation is strongly connected to the adequacy of such simulation to the real situation. The phantoms are one of the key factors for the researcher's manipulation. They are generally developed in supine position and its anatomy is patronized by compiled data from international institutions such as ICRP or ICRU. Several pathologies modify the structure of organs and body tissues. In order to measure how significant these alterations are, an anthropomorphic model was developed for this study: patient mastectomies. This model was developed using voxel phantom FASH and then coupled with EGSnrc Monte Carlo code.

INFLUENCE OF RADIOACTIVE SOURCES DISCRETIZATION IN THE MONTE CARLO COMPUTATIONAL SIMULATIONS OF BRACHYTHERAPY PROCEDURES: A CASE STUDY ON THE PROCEDURES FOR TREATMENT OF PROSTATE CANCER

Santana Barbosa, Antonio Konrado¹; Vieira, José Wilson²; Lima, Fernando R. de Andrade³; Silva Costa, Kleber Souza⁴

¹ IFPE-IDE. Brasil.

² IFPE. Brasil.

³ CRCN-CNEN. Brasil.

⁴ FACIPE. Brasil.

* Responsible author, email: konrado.radiologia@gmail.com

Radiotherapy computational simulation procedures using Monte Carlo (MC) methods have shown to be increasingly important to the improvement of cancer fighting strategies. One of the biases in this practice is the discretization of the radioactive source in brachytherapy simulations, which often do not match with a real situation. This study had the aim to identify and to measure the influence of radioactive sources discretization in brachytherapy MC simulations when compared to those that do not present discretization, using prostate brachytherapy with Iodine-125 radionuclide as model. Simulations were carried out with 108 events with both types of sources to compare them using EGSnrc code associated to MASH phantom in orthostatic and supine positions with some anatomic adaptations. Significant alterations were found, especially regarding bladder, rectum and the prostate itself. It can be concluded that there is a need to discretized sources in brachytherapy simulations to ensure its representativeness.

APLICACIÓN DE NUEVO ALGORITMO PARA ANÁLISIS DE RIESGO EN RADIOTERAPIA

Torres, Antonio*; Montes de Oca, Joe

Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas. Cuba.

* Autor responsable, email: atorres@instec.cu

La incorporación de los avances de la ciencia y la técnica en la aplicación de la radioterapia representan un reto por cuanto, la aparición de fallos de equipos o errores humanos que desencadenen consecuencias desfavorables para los pacientes, el público o los trabajadores ocupacionalmente expuestos, también se diversifica obligando a incorporar además, como parte de estos esfuerzos, nuevas técnicas para la evaluación del riesgo y la detección de los puntos débiles que pueden llevar a dichas consecuencias. En el estado del arte de la evaluación del riesgo en prácticas de radioterapia se encuentra el código SEVRRRA, basado en el método de matriz de riesgo. El sistema SEVRRRA ha sido utilizado con preferencia, ante otros métodos, en múltiples aplicaciones de estudios de riesgo en radioterapia con acelerador lineal, braquiterapia de alta dosis y radioterapia con Co-60, entre otras. Por otra parte, partiendo del desarrollo de herramientas para control de configuraciones peligrosas en plantas nucleares, se ha desarrollado el código SECURE, el cual, en su variante de empleo de matriz de riesgo, ha logrado una cómoda interfaz hombre máquina para realizar análisis de riesgo en radioterapia, consiguiendo modelar múltiples combinaciones de escenarios (eliminación- potenciación de barreras y/o reductores, incorporación de nuevos componentes, evaluaciones de riesgos por secuencias, etapas y procesos completos y combinación de estos casos, entre otros). Tales capacidades facilitan, notablemente, los estudios y aplicación de optimización del riesgo en estas prácticas. En el sistema SECURE-Matriz de Riesgo se incorporan capacidades gráficas y analíticas que flexibilizan los análisis y la documentación posterior de todos los resultados. El documento muestra la aplicación del sistema propuesto a un estudio integral de riesgo en radioterapia con acelerador lineal.

ESTADO DEL ARTE DE ESTUDIOS DOSIMÉTRICOS PRE-CLÍNICOS Y CLÍNICOS DE ^{177}Lu -DOTMP Y ^{177}Lu -EDTMP

Trotta, Marisa Virginia*; Perez, Juan Horacio; Lopez Bularte, Ana Clarisa; Nevares, Noemí N.; Zapata, Alfredo Miguel; Crudo, José Luis

Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina.

* Autor responsable, email: trotta@cae.cnea.gov.ar

El principal síndrome asociado a la metástasis ósea es el dolor, que se manifiesta de forma frecuente y que es muy difícil de tratar. Se han obtenido resultados alentadores con radiofármacos emisores β^- con afinidad por el tejido óseo. El objetivo de este trabajo es exponer el estado del arte de los estudios dosimétricos de dos radiofármacos de potencial uso para terapia paliativa del dolor provocado por metástasis ósea. Ambos radiofármacos se basan en la marcación de fosfonatos con ^{177}Lu de baja actividad específica. Los quelantes estudiados fueron el EDTMP y el DOTMP. Se comparan los resultados de biodistribución en distintos modelos animales y los resultados dosimétricos extrapolados a humanos con el propósito de poder evaluar las dosis y los riesgos de radiotoxicidad. Los radiofármacos estudiados ^{177}Lu -DOTMP y ^{177}Lu -EDTMP se obtuvieron con elevada pureza radioquímica. Se comprobó una rápida y significativa captación en hueso y una rápida eliminación en orina. La extrapolación dosimétrica al modelo humano mostró que las dosis más altas son recibidas por las células osteogénicas para ambos radiofármacos y que el órgano limitante de dosis es la médula ósea. La máxima actividad tolerable (MAT), es decir la máxima actividad que no produce mielotoxicidad en hombre y mujer adultos se obtuvo de un trabajo previamente publicado por los autores. Es importante destacar que en los resultados de ensayos clínicos extraídos de bibliografía, se observa una respuesta favorable a la terapia. El dolor comenzó a disminuir en la primera semana de tratamiento y la disminución completa se produjo entre la sexta y séptima semana post-inyección del radiofármaco.

NORMATIVA COMPARADA EN BRAQUITERAPIA: NORMA ARGENTINA VS. NORMA AMERICANA

Gómez, Francisco*; López Canton, Facundo

Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

*Autor responsable: fgomez@arn.gob.ar

La braquiterapia es un tipo de radioterapia en donde una o varias fuentes de radiación son colocadas dentro o cerca del área que requiere tratamiento. Es frecuentemente utilizada como tratamiento para el cáncer ocular, de útero, próstata, mama o de piel, entre otros. En Argentina, el organismo que regula a las instituciones que realizan esta práctica es la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). La ARN tiene injerencia en todo el territorio nacional y tiene carácter de ente autárquico. Una de sus facultades es el dictado de normas regulatorias, entre las cuales se encuentra la Norma AR 8.2.1. referida al uso de fuentes selladas en braquiterapia. En Estados Unidos, la autoridad regulatoria en aplicaciones médicas de materiales radiactivos está compartida entre distintas agencias gubernamentales a nivel federal, de los estados y a nivel local. El uso de material radiactivo es regulado por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) o bien por los denominados Agreement States (“estados acordantes”, 35 estados que tienen un acuerdo con la NRC para regular el uso de determinados materiales radiactivos). La NRC regula directamente a los 15 estados restantes. La normativa está dispuesta en el Código de Regulaciones Federales (CFR) en el Título 10 y dentro de éste en la Parte 35 referida al uso médico de subproductos. En esta parte se encuentra reglamentado el uso de la braquiterapia. En este trabajo se comparó la normativa vigente en ambos países en cuanto a diversos aspectos que tienen que ver con la seguridad radiológica, como límites de dosis, actores intervinientes y sus responsabilidades, situaciones anormales, monitoreo y control dosimétrico, y documentación y registros. Se vio que ambas normas difieren sustancialmente en cuanto a su contenido y a su estructura, ya que la norma americana es mucho más prescriptiva y tiene además todas las aplicaciones médicas juntas en una misma norma.

ST 4.1

SEGURIDAD NUCLEAR

SECADORES DE VAPOR DE LA CENTRAL NUCLEAR LAGUNA VERDE-MÉXICO

Salas Mar, Bernardo*

Universidad Nacional Autónoma de México. México.

* Autor responsable, email: salasmarb@yahoo.com.mx

“Los dos reactores nucleares de la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV) de la Comisión Federal de Electricidad (CFE) no han recibido de parte de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) la nueva licencia para poder operar a la capacidad adicional que tienen, puesto que a dos años de entregados los trabajos de Aumento de Potencia por parte de Iberdrola y Alstom, consorcio que ganó la licitación, no ha sido posible controlar los Secadores de Vapor de ambos reactores y que no tienen fecha para que se arregle; estos Secadores se encargan de enviar poca humedad a la turbina, es como un laberinto de tubería, este componente está sujeto a vibraciones acústicas que hay que corregir y el permiso está pendiente, la gente de la CNLV tiene que demostrar que no van a ocurrir esfuerzos por el margen elevado”. Lo anterior fue declarado por el ingeniero Juan Eibenschutz Hartman, director de la CNSNS. Otra de las causas por las que se ha retrasado la autorización de la nueva Licencia de Operación fueron las fisuras de las Bombas Jet o Bombas de Chorro. Desde al año 2006 se alertó a diversos órganos del gobierno mexicano de la inconveniencia de realizar estos trabajos de Aumento de Potencia a los reactores, pues la experiencia demostraba que resultaban incosteables e inseguros, sin embargo, los trabajos se iniciaron sin hacer siquiera los estudios técnicos previos y sin respetar el documento REVIEW STANDARD FOR EXTENDED POWER UPRATES, RS-001 rev 0, December 2003 de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de América, documento que debe respetarse por ser éste el país de origen de los reactores de Laguna Verde. Este trabajo se realizó en la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional Autónoma de México.

MÉTODO MAGNÉTICO DE MONITOREO DE COMPONENTES NUCLEARES MINIMIZANDO LA EXPOSICIÓN

Kempf, Rodolfo; Sacanell, Joaquín; Fortis, Ana María*

Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina

* Autor responsable, email: fortis@cnea.gov.ar

La integridad de los componentes estructurales de los Reactores Nucleares de potencia se ve comprometida durante de su vida en servicio por la degradación que sufren por acción de la radiación. La vida de los reactores depende esencialmente de que las propiedades de los materiales estructurales se mantengan durante un determinado tiempo, más allá del cual, el costo de reemplazar ciertos componentes hacen inviable continuar operando la instalación. La radiación neutrónica provoca la fragilización del recipiente a presión de acero de los reactores (RPR) de modo que, bajo ciertas condiciones accidentales, se puede producir su rotura catastrófica; al ser un componente no redundante la consecuencia es el fin de la planta y el inconmensurable impacto ambiental por la eventual dispersión de material radiactivo. Para garantizar la integridad de los reactores que poseen recipientes a presión se acero se colocan en zonas críticas y se retiran cada cierto tiempo para verificar su estado mecánico. Estas muestras son masivas y deben trasladarse a las celdas de ensayo en forma cuidadosa dada su alta actividad, por lo que existen tendencias internacionales para minimizar la cantidad de material puesta en juego. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos al medir en curvas de magnetización la magnitud del campo coercitivo y la modificación del ciclo de histéresis con la radiación; este método permite reducir en más de tres órdenes de magnitud el material necesario para el monitoreo de los RPR. La correlación de los resultados obtenidos por magnetometría con los de los ensayos mecánicos convencionales daría relevancia al uso de esta técnica para controlar la fragilización de los RPR y podría ser realizada in situ, reduciendo notablemente la exposición del personal.

CALCULO DEL TÉRMINO FUENTE PARA REACTORES EXPERIMENTALES

Viatela, Yrina*; Mulleady, Cristóbal

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina

* Autor responsable, email: viatelay@cab.cnea.gov.ar

El Término Fuente (TF) se define a partir de los fenómenos que generan la liberación de material radiactivo durante un accidente en una instalación nuclear al ambiente. Es un factor muy importante ya que repercute tanto en el diseño de las instalaciones y, de acuerdo a la normativa argentina, en el análisis de riesgo. Para estimar el TF es necesario determinar el inventario radioactivo que se tendrá en el núcleo al momento del accidente severo, la progresión del mismo, y el funcionamiento de los sistemas de mitigación que actúan. En el caso de un reactor de investigación, el más relevante es el sistema de ventilación de emergencia. La concentración en aire dentro del confinamiento, se calculó con un modelo de balance de masa para aire bien mezclado considerando los fenómenos de deposición, resuspensión, retención en filtros y decaimiento radiactivo. En general para el cálculo de concentración se considera para cada uno de los aerosoles radiactivos un único tamaño de partícula. En el presente trabajo se realiza una estimación de TF, considerando para la liberación desde el núcleo, una distribución de tamaños de aerosoles. Este análisis permitiría una mejor estimación de la concentración en aire de material radiactivo en el confinamiento, como así, en las inmediaciones del reactor de investigación.

METHODOLOGY TO ANALYSIS OF AGING PROCESSES OF CONTAINMENT SPRAY SYSTEM

***da Silva Borges, Diogo; Lava, Deise Diana; Moreira, Maria de Lourdes;
Ferreira Guimarães, Antonio Cesar;***

Instituto de Engenharia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: diogofisica@ymail.com

This paper presents a contribution to the study of aging process of components in commercial plants of Pressurized Water Reactors (PWRs). The motivation for write this work emerged from the current perspective nuclear. Numerous nuclear power plants worldwide have an advanced operating time. This problem requires a process to ensure the confiability of the operative systems of these plants, because of this, it is necessary a methodologies capable of estimate the failure probability of the components and systems. In addition to the safety factors involved, such methodologies can to be used to search ways to ensure the extension of the life cycle of nuclear plants, which inevitably will pass by the decommissioning process after the operating time of 40 years. This process negatively affects the power generation, besides demanding an enormous investment for such. Thus, this paper aims to present modeling techniques and sensitivity analysis, which together can generate an estimate of how components, which are more sensitive to the aging process, will behave during the normal operation cycle of a nuclear power plant.

ST 4.2

EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y NUCLEARES

ANÁLISIS DE LA ESTADÍSTICA DE LOS SUCESOS RADIOLÓGICOS EN LA PRODUCCIÓN DE RADIOFÁRMACOS Y COMPUESTOS MARCADOS EN CUBA

Amador Balbona, Zayda Haydeé*; Soria Guevara, Miguel Antonio

Centro de Isótopos. Cuba.

* Autor responsable, email: zabalbona@centis.edu.cu

El intercambio de la información sobre los sucesos radiológicos para el estudio de las experiencias obtenidas de los mismos es un elemento importante para la adopción de medidas que eviten su recurrencia en el lugar u otras instalaciones semejantes. El objetivo de este trabajo es el análisis de la estadística de estos eventos durante la producción de radiofármacos y compuestos marcados en el Centro de Isótopos (CENTIS) de la República de Cuba. Una revisión de las situaciones anormales se lleva a cabo desde 1997 a agosto del 2014, correspondientes a 114 registros, empleando el sistema de clasificación de la Autoridad Reguladora cubana. Se halla que el 85% de los sucesos son clasificados como situaciones de alerta y el 51% de los mismos se deben a errores humanos, causa en la que se incide con las actividades anuales de capacitación y entrenamiento del personal. No han ocurrido eventos con clasificación superior a incidentes. Por el contrario al incremento de los niveles de actividad que se manipulan, la ocurrencia de sucesos radiológicos disminuye, debido a la experiencia acumulada del personal, el incremento de la percepción del riesgo, de la cultura de seguridad y de la gestión de la alta dirección del centro en función del cumplimiento del principio de optimización de la exposición. Los valores máximos de las exposiciones para los trabajadores y el personal de respuesta son: dosis efectiva igual a 4.93mSv, dosis efectiva comprometida (E(50)) de 4.45mSv y 83.34 mSv como dosis equivalente en manos. El incidente de mayor contribución a E(50) se debe a la recepción de un bulto con materia prima derramada de ¹³¹I en el interior de su blindaje. Se concluye que los resultados de la experiencia operacional y la infraestructura mantenida, han contribuido a la capacidad del CENTIS para la respuesta a emergencias.

3Dosim: UNA NUEVA HERRAMIENTA NUMÉRICA PARA LA RECONSTRUCCIÓN DOSIMÉTRICA DE UN ACCIDENTE RADIOLÓGICO

Gossio, Sebastián*; Cruzate, Juan; Soppe, Ezequiel; Discacciatti, Adrián; Di Giorgio, Marina

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: sgossio@arn.gob.ar

La estimación de la distribución de dosis en el cuerpo de la víctima de un accidente radiológico por exposición a una fuente externa es un indicador relevante para evaluar el daño biológico de la irradiación. La distribución de dosis puede ser evaluada utilizando métodos físicos de reconstrucción de dosis, experimentales o numéricos. La complementación de las dosimetrías física, clínica y biológica es de gran ayuda en el manejo clínico de personas sobreexpuestas. En este artículo se presenta 3Dosim, una herramienta desarrollada específicamente por la Gerencia de Apoyo Científico de la ARN que permite realizar la reconstrucción numérica de un accidente radiológico, mediante simulaciones computacionales. 3Dosim combina la imagen anatómica voxelizada de la víctima, obtenida a partir de imágenes tomográficas, y el método Monte Carlo para simular la interacción de la radiación con la materia, permitiendo estimar la distribución de la dosis y visualizar las curvas de isodosis. Como ejemplo de aplicación de la herramienta desarrollada se realizó un análisis dosimétrico retrospectivo del accidente de Nueva Aldea (Chile), ocurrido en el 2005.

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN DOSIMETRÍA BIOLÓGICA MEDIANTE EL ENSAYO DE ABERRACIONES CROMOSÓMICAS INESTABLES (ACI) CON CRITERIO TRIAGE: METODOLOGÍAS DE RECUESTO, TIEMPO DE ANÁLISIS Y CATEGORIZACIÓN DE VÍCTIMAS

***Radl, Analía*; Sapienza, Carla; Taja, María Rosa; Deminge, Mayra;
Fernandez Rearte, Julieta; Di Giorgio, Marina***

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: aradl@arn.gob.ar

El ensayo de aberraciones cromosómicas inestables (ACI: dicéntricos y anillos) es utilizado para determinar dosis absorbida a cuerpo entero a fin de guiar el tratamiento médico en accidentes radiológicos con víctimas múltiples. El recuento con criterio de triage (reducción del número de células analizadas) permite una disminución en el tiempo de análisis permitiendo la clasificación de las víctimas en rangos de dosis de importancia clínica: 6Gy. El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) participó en un ejercicio de intercomparación internacional organizada por el Ministerio de Salud de Canadá cuyo objetivo fue la determinación de la dosis absorbida correspondiente a muestras de sangre venosa irradiadas ex vivo en 10 puntos de dosis con una fuente de Rayos X y transportadas al LDB según la normativa internacional (OMS-IATA). El análisis de las muestras se llevó a cabo mediante dos metodologías: Metodología 1: Modo Convencional a) Análisis de recuento de ACI mediante observación directa. Se analizaron 10, 20 y 50 metafases o 30 dicéntricos+anillos registrando el tiempo de análisis. b) Aplicando el mismo criterio que en a) pero mediante un sistema de microscopía con localización y captura automatizada de metafases. Metodología 2: Modo rápido (Quick Scan). Análisis de 10, 20 y 50 metafases o 30 dicéntricos+anillos (sin recuento de centrómeros en cada metafase). El análisis se llevó a cabo en alta magnificación (100 X) en un tiempo menor a 20 segundos por cada metafase. En el presente trabajo se evalúa el desempeño del LDB en la determinación de la dosis absorbida y se discuten las ventajas de ambas metodologías de recuento aplicadas, a fin de disminuir el tiempo de análisis y brindar una categorización de las víctimas para guiar un tratamiento médico apropiado.

FLT3-LIGANDO: BIOMARCADOR PARA EL DIAGNÓSTICO PRECOZ DEL DAÑO HEMATOPOYÉTICO RADIOINDUCIDO EN ACCIDENTES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES

Di Giorgio, Marina^{1*}; Radl, Analía¹; Sapienza, Carla¹; Fadel, Ana María²; Chebel, Graciela²; Di Loreto, Verónica³; Balbaryski, Jeanette³; Aymard, Adrián³; Oneto, Adriana³

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

² Hospital General de Agudos Dr. Carlos Durand. Argentina.

³ TCBA Salguero. Argentina.

* Autor responsable, email: mdigiorgio@arn.gob.ar

La aplasia medular radioinducida es uno de los principales síndromes asociados a los accidentes radiológicos y nucleares. Si bien es necesario evaluar la dosis absorbida en médula ósea mediante la dosimetría biológica y clínica, es también importante evaluar el daño inducido en sistemas fisiológicos críticos tales como el sistema hematopoyético. Flt3-L es una citosina hematopoyética que en sinergismo con otros factores de crecimiento estimula la proliferación de progenitores hematopoyéticos. Su concentración plasmática se correlaciona negativamente con las células formadoras de colonias y anticipa pancitopenia. El objetivo del trabajo fue evaluar la utilidad del Flt3-L como biomarcador del daño radioinducido e indicador de la hematopoyesis residual y su aplicabilidad para evaluar la respuesta al tratamiento administrado y seguimiento del paciente. Este estudio se realizó utilizando muestras de sangre de 16 pacientes (y 14 controles) con cáncer diferenciado de tiroides del Hospital Carlos Durand, con tiroidectomía total y tratados con ¹³¹I, con actividades acumuladas (300 a 1000mCi), enfermedad persistente / recurrente que requiera administración de nuevas dosis terapéuticas y complicaciones hematológicas. Los parámetros evaluados mostraron en 5 de 11 pacientes, un aumento significativo de Flt3-L (control: 124 ± 20 pg / ml), recuentos de glóbulos blancos y plaquetas no indicaron depleción. Esta observación indica que Flt3 anticipa la respuesta celular: pancitopenia, observada 30 a 45 días post administración de la actividad terapéutica. En el paciente 1, que presentó metástasis ósea, el estudio de Flt3 y estudios citogenéticos permitieron inferir el impacto de la exposición interna en la médula ósea, observándose una recuperación (disminución en los niveles de Flt3) con el tiempo transcurrido, correlacionándose con el incremento de reticulocitos. Estos resultados muestran la utilidad de biomarcadores como Flt3 para evaluar el daño radioinducido en médula ósea facilitando el manejo médico de las víctimas en situaciones radiológicas accidentales, evitando riesgos potenciales derivados de trasplantes hematopoyéticos.

ROBO DE MATERIAL RADIATIVO EN BOLIVIA Y SU RESPUESTA

Ontiveros, Paola^{1*}; Miranda, Alberto¹; Manrique, Daniel²

¹ Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear. Bolivia.

² Viceministerio de Seguridad Ciudadana. Bolivia.

* Autor responsable, email: pontiveros@ibten.gob.bo

En una situación de emergencia es indispensable tener una coordinación adecuada entre todas las instituciones involucradas en proporcionar la primera respuesta, ya que como consecuencia se podrá resolver la situación con mayor eficacia aplicando los Planes de Emergencia que correspondan. El domingo 7 de septiembre, habiéndose suscitado el robo de un proyector de gammagrafía conteniendo una fuente de Ir-192, en la ciudad de Trinidad, se activó el Plan Nacional de Emergencias Radiológicas. Tomándose las medidas necesarias y realizando la coordinación con todas las fuerzas de primera respuesta directamente involucradas, el Comité de Seguridad Física e informando al OIEA, se logró dar una respuesta óptima y rápida, habiéndose encontrado el proyector sin daño alguno a los tres días de lo sucedido. La respuesta proporcionada demostró la importancia de tener un sistema integrado de respuesta a emergencias radiológicas, que si bien, son situaciones de baja probabilidad de ocurrencia, merecen una gran atención de parte del país.

CONSTRUCCIÓN DE UNA CURVA DE CALIBRACIÓN COMÚN PARA LA TÉCNICA DE CONDENSACIÓN PREMATURA DE CROMOSOMAS QUÍMICAMENTE INDUCIDA (PCC-r) EN EL MARCO DE LA RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (LBDNet)

**Radl, Analía^{1*}; Romero, I.²; Taja, María Rosa¹; Lamadrid, A.I.²;
González, J.E.²; Mandina, T.²; Garcia, O.²; Seoane, A.³; De Luca, J.³;
Stuck Oliveira, A.M.⁴; Valdivia, P.⁵; Guerrero-Carbajal, C.⁶;
Arceo Maldonado, C.⁶; Espinoza, M.⁷; Oliveros, N.⁸; Martínez-López, W.⁹,
Di Tomaso, M. V.⁹; Di Giorgio, Marina¹**

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

² Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

³ IGEVET, Facultad de Ciencias Veterinarias, Univ. Nacional de La Plata-ONICET. Argentina.

⁴ Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD). Brasil.

⁵ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile.

⁶ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). México.

⁷ Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Perú.

⁸ Universidad Nacional Mayor de San Marcos (UNMSM), Facultad de Ciencias Biológicas. Perú.

⁹ Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable. Uruguay.

* Autor responsable, email: aradl@arn.gob.ar

Las exposiciones a altas dosis de radiación requieren una rápida estimación dosimétrica a fin de proporcionar al médico los datos necesarios para la selección del tratamiento más adecuado. En estos escenarios, PCC-r permite superar las limitaciones de la técnica de citogenética convencional. Consecuentemente, se construyó una curva de calibración común entre los laboratorios de la LBDNet para la técnica de PCC-r para fortalecer la capacidad de respuesta en situaciones accidentales que involucran altas dosis de radiación (> 5 Gy) y requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua. Para ello, se realizaron dos ejercicios: 1) Construcción de una curva de calibración a partir de muestras de sangre irradiadas in vitro con una fuente de ⁶⁰Co con dosis de: 0; 5; 7; 10; 15 y 20 Gy. Se distribuyeron láminas portaobjetos a la LBDNet, permitiendo evaluar el desempeño de los participantes en el recuento de células PCC sobre láminas y ajustar los criterios de recuento de las aberraciones cromosómicas (anillos) en las distintas fases del ciclo celular. 2) Construcción de una curva de calibración sobre seis sets de imágenes digitales obtenidas a partir de muestras irradiadas in vitro con: 0; 5; 7,5; 10; 15 y 20 Gy. En los resultados obtenidos se observó un índice de dispersión indicativo de distribución uniforme de dosis. El ajuste de la curva se efectuó mediante el programa DoseEstimate y se comparó con el programa PIRLS, siendo el ajuste: $\chi^2/gf > 1$. Este resultado indica la necesidad de analizar un mayor número de imágenes disponibles en cada set, dado que un incremento en el número de datos mejorará la bondad de ajuste de cada laboratorio, proporcionando a los países de la Región una curva de calibración robusta, que dará soporte a los sistemas de emergencias en escenarios de sobreexposición accidental a altas dosis de radiación.

EVALUACIÓN DE LA CALIDAD DE LAS IMÁGENES CITOGÉNÉTICAS TRANSMITIDAS ELECTRÓNICAMENTE EN ESCENARIOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES: UN ENFOQUE DE APLICACIÓN PARA LAS REDES DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA

González, J.E.^{1*}; Di Giorgio, Marina²; Radl, Analía²; Taja, María Rosa²; Stuck Oliveira, M.³; Valdivia, P.⁴; García, O.¹; Lamadrid, A.I.¹; Romero, I.¹; Mandina, T.¹; Guerrero-Carbajal, C.⁵; Arceo- Maldonado, C.⁵; Cortina-Ramirez, G. E.⁵; Espinoza, M.⁶; Oliveros, N.⁷; Martýnez-Lopez, W.⁸; Di Tomaso, M. V.⁸; Méndez-Acuña, L.⁸

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

³ Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD). Brasil.

⁴ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile.

⁵ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). México.

⁶ Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Perú.

⁷ Universidad Nacional Mayor de San Marcos (UNMSM), Facultad de Ciencias Biológicas. Perú.

⁸ Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable. Uruguay.

* Autor responsable, email: jorgee@cphr.edu.cu

La dosimetría biológica (DB) clásica se basa en el recuento de aberraciones cromosómicas mediante microscopía. En su procedimiento estándar, no resulta apropiada en escenarios con víctimas múltiples, que requieren un rápido procesamiento y la priorización de las víctimas para su atención médica. El trabajo en redes de DB, enviando a los laboratorios imágenes citogenéticas transmitidas electrónicamente, permite convertir los métodos convencionales en métodos de alto rendimiento, metodología sustentada por los resultados de los ejercicios de intercomparación recientes. Sin embargo, se debe garantizar la armonización de la calidad de las imágenes. Los laboratorios de la red latinoamericana de dosimetría biológica, LBDNet, acordaron cumplir con los requisitos de la Norma ISO/IEC 17043:2010. La provisión de ítems de ensayo homogéneos, mediante mediciones objetivas de la calidad de la imagen, permitirá garantizar la calidad de las imágenes transmitidas electrónicamente en escenarios con víctimas múltiples que conlleven la activación de las redes regionales/internacionales. En este trabajo se presenta un ejercicio en el que cada laboratorio de la LBDNet proveyó veinte imágenes derivadas del ensayo PCC químicamente inducido, obtenidas mediante la observación por microscopía de luz transmitida a través de la captura manual o automática. Las imágenes fueron analizadas mediante un algoritmo estadístico de control de calidad de las imágenes, desarrollado utilizando la plataforma CellProfiler. El valor medio del algoritmo de score del foco (varianza normalizada) y su coeficiente de variación fueron utilizados para evaluar la calidad de las imágenes transmitidas. Los parámetros de aceptación considerados, luego del análisis de control de calidad automatizado de las imágenes y su inspección visual, fueron un valor mínimo de score del foco de 0,02 y un valor máximo de variación de 20%. Este objetivo permitirá aumentar la precisión y la velocidad de las evaluaciones biodosimétricas de las redes de trabajo con fines de asistencia en emergencias radiológicas o nucleares.

ESTADO ACTUAL Y PERSPECTIVAS DE LA RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (LBDNet)

**García, O.^{1*}; Di Giorgio, M.²; Vallerga, M.B.²; Radl, A.²; Taja, M.R.²;
Stuck Oliveira, M.³; Valdivia, P.⁴; Lamadrid, A.I.¹; González, J.E.¹;
Romero, I.¹; Mandina, T.¹; Guerrero-Carvajal, C.⁵; Arceo Maldonado, C.⁵;
Cortina, G.E.⁵; Espinoza, M.⁶; Martínez-López, W.⁷; Di Tomasso, M.⁷**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

³ Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD). Brasil.

⁴ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile.

⁵ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). México.

⁶ Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Perú.

⁷ Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable. Uruguay.

* Autor responsable, email: omar@cphr.edu.cu

La LBDNet fue fundada oficialmente en el año 2007, en el marco del Proyecto de cooperación técnica del OIEA RLA/9/54 "Fortalecimiento de los sistemas nacionales para la preparación y la respuesta ante emergencia radiológicas y nucleares". La organización y las actividades dentro de la LBDNet se han realizado siguiendo los lineamientos de la norma ISO 21243. La integración de la Red está basada en una participación voluntaria y consensuada de laboratorios calificados en Dosimetría Biológica (DB) de Argentina, Brasil, Chile, Cuba, México, Perú y Uruguay. Actualmente laboratorios de Bolivia, Costa Rica, Ecuador, Paraguay y Venezuela, con posibilidades de desarrollar los ensayos de DB, se han unido a las actividades técnicas que realiza la Red. La misión de la LBDNet es ofrecer asistencia mutua en caso de emergencia radiológica y prestar servicio a los países de América Latina que no tengan laboratorios de DB. Además, la LBDNet organiza ejercicios de intercomparación para mantener los estándares de calidad, y desarrolla actividades para extender el alcance de las técnicas de DB disponibles en la región. En este trabajo se presenta una revisión de las tareas que ha desarrollado la red hasta este momento, así como también se detallan las actividades técnicas que se encuentran en ejecución y los resultados esperados en un futuro cercano. Los mecanismos de activación y funcionamiento de la red son también expuestos, lo cual contribuye a una mejor comprensión del papel de la LBDNet en situaciones de emergencia que así lo requieran.

SCENARIOS FOR THE ASSESSMENT OF URBAN EXPOSURES AFTER RADIOACTIVE CONTAMINATION

***Neves Gomes da Silva, Diogo^{1*}; Rua Rodriguez Rochedo, Elaine²;
Remy Davée Guimarães, Jean¹***

¹ Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Brasil.

² Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

* Responsible author, email: dneves@biof.ufrj.br

Accidents involving radioactive material are not frequent but may include releases of radionuclides to the air, land or waterways. These releases are usually uncontrollable and may lead to doses in the public in excess of the reference levels established by regulations defined by the national regulatory agencies of each country. Although they had occurred sporadically since the last century, it was observed that, after the emergency phase, the public concern is enhanced when they feel that there is an unpreparedness of authorities responsible for remediation actions, due to the lack of definition of strategies to be adopted in the long term after such events. The aim of this work is to describe reference urban scenarios, considering the characteristics observed in residential and free access areas of urban centers. These scenarios were developed based on the counties surrounding the Brazilian nuclear power plant. Considering the counties that within 50 km from the nuclear power plant, nine belong to the state of Rio de Janeiro and seven belong to São Paulo state; the highest population densities were observed in five counties of Rio de Janeiro. Based on the different types of residences and outdoor areas observed in these 16 counties, six reference scenarios for urban areas were developed including areas comprised by four types of residential houses (with low, medium and high shielding building material and houses in a row), apartments in buildings, and park areas with lawn and trees. The characteristics of each of these scenarios were raised through Google Earth images considering 1 km² of different locations comprised by each type of area defined. In a next step, the information obtained in each scenario shall be used in computer simulations to characterize the effects and consequences on public exposure of the application of decontamination procedures.

PRIORITY OF AREAS FOR AGRICULTURAL COUNTERMEASURE ASSESSMENT

***Rua Rodriguez Rochedo, Elaine¹; Igreja, Eduardo²;
Neves Gomes da Silva, Diogo^{3*}; Vergara Wasserman, Maria Angélica⁴;
Barboza, Adriana Elisa¹***

¹ Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

² Instituto Militar de Engenharia (IME). Brasil.

³ Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Brasil.

⁴ Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN). Brasil.

* Responsible author, email: dneves@biof.ufrj.br

Within the overall preparedness related to nuclear and/or radiological accidents that lead to the release of radionuclides to the environment with the consequent contamination of agricultural areas, the priority of research for agricultural areas should then focus on the surrounding areas of nuclear power plants that have higher probability of public exposure through the ingestion pathway. The objective of this work was to create a rank order of priority of agricultural products to be considered in assessing the effects of countermeasures, based on both economic value and doses to the public. Additionally, the study describes relevant needs of radioecological studies to improve short and long-terms dose assessments. Sixteen municipalities surrounding the Brazilian Nuclear Power Central were analyzed for a contamination with ¹³⁷Cs, considering seasonal aspects related to agricultural practices in the Southeast Region of Brazil. Rank order provided by considering economical aspects shows that there is a need for radioecological research for some high value products, such as palmetto and sugar cane, and the need to include in the current model more detailed description for some food items, such as eggs. Combined rank criteria shows that main product within the considered area is milk and this shall be the priority for the study of countermeasures for the ingestion pathway.

EXPERIENCIA CUBANA EN LA RESPUESTA A SUCESOS RADIOLÓGICOS 2000 - 2010

***López Forteza, Yamil*; Jerez Vegería, Pablo Fabián;
Quevedo García, José Rodolfo***

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

* Autor responsable, email: yamil@orasen.co.cu

Durante el desarrollo de las prácticas asociadas al empleo de radiaciones ionizantes existe la posibilidad de ocurrencia de eventos que pudiesen dar lugar a una situación de emergencia radiológica para la cual se debe estar preparado. El Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), en virtud de la Resolución 64/2000 del CITMA, está encargado de coordinar desde el punto de vista técnico, los aspectos relativos a la preparación para la respuesta a las emergencias radiológicas que ocurran durante el empleo de materiales radiactivos y de participar de conjunto con otros organismos en las acciones de respuesta. La evaluación integral de los sucesos radiológicos ocurridos en Cuba en la última década constituye una fuente de experiencias esencial en la retroalimentación para el perfeccionamiento del trabajo de la Autoridad Reguladora y en tal sentido, en el presente trabajo se exponen los resultados de los análisis de las causas y consecuencias de los eventos acontecidos en el período 2000-2010 comparados con los correspondientes a períodos anteriores.

IMPACTO EN CUBA DE LOS PROYECTOS RLA DE EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS

López Forteza, Yamil*; Jerez Vegería, Pablo F.

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

* Autor responsable, email: yamil@orasen.co.cu

La participación de Cuba en proyectos de cooperación técnica del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) vinculados al área de emergencias radiológicas ha contribuido a fortalecer sus capacidades nacionales para dar respuesta a emergencias radiológicas y disponer de un sistema de preparación para responder de acuerdo con sus amenazas particulares. Desde el desarrollo del proyecto RLA/9/061 hasta el actual RLA/9/076 ha sido posible, la aplicación de la metodología recomendada por el OIEA en el documento TECDOC 953 “Métodos para el Desarrollo de la Preparación de Respuesta a Emergencias Radiológicas y Nucleares” y evaluar el desarrollo y cumplimiento de los requisitos en material de preparación y repuesta establecidos en el documento GS-R-2 “Preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear y radiológica” En presente trabajo se expone el impacto a nivel nacional del cumplimiento de los objetivos y actividades de los Proyectos Regionales de Emergencias y el cumplimiento actual de los requisitos de preparación y respuesta a emergencias radiológicas, lo cual ha posibilitado responder de manera efectiva a emergencias consistente con las convenciones internacionales y buenas prácticas.

ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: EXPERIENCIAS EN LA EVALUACIÓN DE SUS CONSECUENCIAS

***Cárdenas Herrera, Juan^{1*}; Santana Núñez, José Fidel²;
López Bejerano, Gladys¹; Fernández Gómez, Isis¹;
Domínguez Ley, Orlando¹; Capote Ferrera, Eduardo¹;
Yera Simanca, Yoan¹; Ramos Viltre, Enma Odalys¹***

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² AENTA. Cuba.

* Autor responsable, email: cphrcardenas@ceniai.inf.cu

Las tecnologías nucleares se encuentran sometidas a un riguroso control regulador de sus fuentes y prácticas, tendientes a garantizar un uso seguro y minimizar sus riesgos. Pese a esta voluntad, por diversas causas, pueden ocurrir sucesos nucleares o radiológicos de carácter accidental, entre estas circunstancias se encuentran los desastres de origen natural o tecnológico que provocan y hacen la sinergia con un evento nuclear o radiológico accidental.

Estos sucesos pueden ocasionar afectaciones a la salud humana y al medio ambiente. Razones que aconsejan disponer de capacidades de respuesta para enfrentar y mitigar las consecuencias de estos siniestros. Un accidente de tales características aconteció en Japón donde un terremoto de magnitud 9 y posteriormente un inmenso tsunami provocaron un accidente en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. Las autoridades gubernamentales cubanas conocedoras de dicho acontecimiento convocó a la constitución de un grupo de trabajo en correspondencia con lo estipulado en el programa nacional de preparativos y respuesta a emergencias radiológicas y nucleares. En este grupo estuvieron representados expertos del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), que tiene como misión institucional el soporte técnico de la respuesta a situaciones de emergencias de carácter nuclear o radiológico. Entre las acciones realizadas se encontraban la intensificación de la vigilancia de alimentos procedentes de regiones asiáticas en el entorno de Japón, el establecimiento de un programa de monitoreo ambiental con tomas de datos con una mayor frecuencia, la medición en búsqueda de posible contaminación radiactiva de ciudadanos cubanos procedentes de Japón y la información pormenorizada de lo sucedido a los medios de difusión masiva. El trabajo expone la experiencia adquirida en el proceso de evaluación del posible impacto de este siniestro sobre el territorio nacional y los principales resultados obtenidos.

CAPACIDAD DE RESPUESTA EN ACCIDENTES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA INTERNA DE LA ARN: CASO FUKUSHIMA-DAIICHI

Villella, Adrián*; Puerta, Nancy; Gossio, Sebastián; Rojo, Ana María

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: avillella@arn.gob.ar

Como consecuencia del accidente de Fukushima-Daiichi, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, debió responder a los pedidos de medición in vivo de ciudadanos argentinos repatriados, que estaban bajo sospecha de contaminación interna por encontrarse al momento del accidente en Japón. El ^{131}I y el ^{137}Cs son dos de los radionucleidos que más contribuyen a la dosis por incorporación en accidentes nucleares. Debido a que se trata de emisores gamma, el método más confiable para su detección consiste en la medición in vivo. Concurrieron al LDI 18 personas, entre adultos y niños, a los cuales se les realizaron mediciones directas de ^{131}I en tiroides y ^{137}Cs en todo el cuerpo. El LDI utilizó para la medición in vivo de ^{131}I en tiroides, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl) 1.5x1 y para la medición de ^{137}Cs en todo el cuerpo, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl) 3x3 ubicado en un recinto blindado de plomo. Se detalla el procedimiento para el aseguramiento de la calidad establecido para estas técnicas de medición, siguiendo la iniciativa institucional de acreditar sus laboratorios bajo norma ISO/IEC 17025:2005. En este trabajo se describen las capacidades técnicas del laboratorio LDI en situaciones de emergencia y los resultados de las mediciones obtenidas. El LDI pudo descartar la presencia de contaminación interna en todas las personas monitoreadas. Se concluye que el laboratorio LDI cuenta con la capacidad técnica para dar una pronta respuesta ante una emergencia que involucre la liberación de radionucleidos.

DOSIMETRÍA DE NEUTRONES EN SITUACIONES ACCIDENTALES

Gatius, Ramiro*; **Andres, Pablo;** **Levanon, Izhar;** **Scarnichia, Eduardo**

Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina.

* Autor responsable, email: ragatius@cab.cnea.gov.ar

El uso de la activación de partes del cuerpo humano para estimar la dosis de neutrones recibida por un individuo irradiado se ha utilizado desde hace varias décadas. Aprovechar la información entregada por el material biológico es de vital importancia en la estimación de dosis y es una herramienta complementaria al dosímetro personal. El objetivo de este trabajo fue establecer un sistema de dosimetría física en caso de accidentes radiológicos y/o nucleares que podrían tener lugar en las instalaciones del Reactor de Investigación RA-6 y que permita estimar las dosis recibidas por los individuos irradiados a través de la activación de partes del cuerpo humano. Para ello se realizó un relevamiento de las principales situaciones incidentales y accidentales que podrían presentarse teniendo en cuenta las características de la instalación. El sistema desarrollado consta de:

- Un método que permita un monitoreo inicial del personal involucrado en el accidente para determinar si recibieron una exposición a la radiación significativa.
- Métodos de análisis de materiales biológicos (actividad de ^{24}Na en sangre y actividad de ^{32}P en cabello).
- Dosímetros personales (TLD) capaces de suministrar suficiente información para determinar las dosis debidas a radiación gamma y neutrones.
- Equipos disponibles para evaluar los dosímetros personales (equipo Harshaw 3500), sodio en sangre y fósforo en cabello.

El resultado de este trabajo ha sido la elaboración de un procedimiento para la determinación de dosis debida a neutrones a través la activación de sodio en sangre y fósforo en cabello. Este procedimiento incluye la preparación de la muestra, requisitos de materiales y equipos, preparación del sistema de detección, métodos de análisis y cálculo de la actividad mínima detectable.

ANÁLISIS DE UN ACCIDENTE RADIOLÓGICO Y MANEJO DE LA RESPUESTA

Vásquez, Omar*; Sordi, Rino; Gomez, Jimmy

Ministerio del Poder Popular para la Energía Eléctrica - Dirección de Energía. Venezuela.

* Autor responsable, email: omarv344@gmail.com

La Gammagrafía Industrial, también conocida como Radiografía Industrial, es una práctica de ensayos no destructivo usada para examinar la calidad de determinados productos, es utilizada frecuentemente para el control de calidad dentro de la industria del petróleo, del gas y otras. Dicha práctica, está asociada al incremento de los accidentes radiológicos ocurridos a la fecha, por sobre otras prácticas con otros materiales radiactivos, ocasionando daños severos a las personas directamente involucradas con la fuente, debido fundamentalmente a las altas actividades usadas. Conocer los procedimientos de trabajo, los principios básicos de protección radiológica, los tipos de fallas que puedan producirse durante la realización de esta práctica, así como los procedimientos en caso de presentarse algún evento que conlleve a una situación accidental, permiten que medidas correctivas y normas de trabajo, sean adoptadas no solo en la prevención, sino en la respuesta. En este trabajo se realiza un análisis de varios aspectos involucrados del procesamiento de datos y parámetros genéricos, de la reconstrucción de los hechos en la respuesta a un accidente radiológico, ocurrido en junio del 2010 con una fuente de gammagrafía industrial de ^{192}Ir , la que para el momento del evento, presentaba una actividad de 64.95 Ci (2.40315 TBq). La misma fue encontrada y manipulada por tres (3) trabajadores provocándoles consecuencias que conllevaron a solicitar asistencia al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Adicionalmente se describen los aspectos del Manejo de la Respuesta haciendo énfasis en sus causas y sus consecuencias.

LOCALIZACIÓN DE MATERIALES RADIATIVOS EMPLEANDO UN ROBOT MÓVIL CON GPS

**Segovia, Armando^{1*}; Benítez, Jorge¹; Garduño, Mayra²;
Bucio, Francisco¹; Rivero, Tonatiuh¹**

¹ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. México.

² Instituto Tecnológico de Toluca. México.

* Autor responsable, email: armando.segovia@inin.gob.mx

El trabajo con materiales radiactivos implica el empleo de ciertas herramientas que ayudan a los empleados a mantenerse a distancias prudentes de las fuentes. La energía proveniente de este tipo de materiales es difícil de percibir, por lo cual aparatos especiales deben ser empleados, los cuales muchas veces es preferible sean emplazados de manera remota. Para ello, los operadores de este tipo de equipos deben poder percibir de manera remota el ambiente en el cual el dispositivo o aparato evoluciona. Con ayuda del desarrollo aquí propuesto, el operador podría situar de manera adecuada el aparato de medición a fin de localizar de manera precisa la fuente de radiación. Este sistema permitiría también realizar tareas con fines de su recuperación. Actualmente han aparecido en el mercado una gran cantidad de dispositivos sensoriales que cada vez se emplean más y más en los robots móviles con la finalidad de extender sus capacidades de percepción. Tales elementos permiten facilitar su posicionamiento de manera cada vez más autónoma, lo cual apoya de manera positiva el trabajo de los operadores. En el caso de la localización de fuentes radiactivas, esto ayudaría a los expertos en protección radiológica mediante el posicionamiento a distancia de sus aparatos de medición de la radiación. Para tal trabajo se propone el desarrollo de un sistema basado en un robot móvil provisto de un receptor GPS para habilitarlo a llegar al punto destino ordenado por el operador donde se sospecha la posible presencia de alguna fuente de radiación. El punto en cuestión es indicado de manera interactiva por el operador sobre un mapa del lugar, punto al cual el robot puede llegar de manera autónoma con una precisión dependiente del sistema GPS (dentro de un radio de 3 m); la localización fina de la fuente radiactiva es mediante el empleo del detector de radiación.

EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS EN UNA EMERGENCIA NUCLEAR EN ARGENTINA

Sadañowski, Ivana*; Rodríguez, Mónica; Kunst, Juan José

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina

* Autor responsable, email: isadaniowski@arn.gob.ar

El Centro Control de Emergencias (CCE) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) utiliza diversas herramientas para estimar la dispersión de contaminantes radiactivos y determinar las consecuencias radiológicas en los alrededores durante una emergencia nuclear. El objetivo principal de este trabajo es describir las herramientas utilizadas para realizar evaluaciones en un accidente nuclear e intentar, si fuera necesario, una estimación inversa del término fuente. Además, se describen la obtención de los parámetros meteorológicos, los resultados de los modelos y su utilidad para la toma de decisiones. Para la estimación de los contaminantes radioactivos dispersos en la atmósfera, el CCE utiliza el código SEDA, desarrollado por la ARN, que permite obtener las líneas de isodosis e isoconcentración a una escala local (20 km), y el International Exchange Program (IXP), desarrollado por el National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC), para la escala regional. Por otro lado, para la dispersión a escala global, a través del Servicio Meteorológico Nacional de Argentina (SMN) se obtiene la asistencia de la Organización Meteorológica Mundial (WMO), quien transmite el pedido para correr los modelos a los Centros Regionales Meteorológicos Especializados (RSMC). Una ventaja importante es que los resultados de los modelos pueden ser integrados al Sistema de Información Geográfica que posee la ARN permitiendo realizar cruces de información y de esta manera plasmar posibles escenarios de acción para actuar antes, durante y en la etapa de post emergencia.

COORDINACIÓN DE LAS ORGANIZACIONES EN UNA EMERGENCIA RADIOLÓGICA Y/O NUCLEAR

Baldomir, Solange*; Menossi, Sergio

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: sbaldomir@arn.gob.ar

La Autoridad Regulatoria Nuclear es la entidad encargada de la respuesta frente a emergencias radiológicas y nucleares en Argentina. En este marco, se realizó en agosto del 2014 el ejercicio REMEX, "Paihuen", en conjunto con la República de Chile. El objetivo de dicho ejercicio era poner a prueba las comunicaciones y la coordinación entre las diferentes organizaciones que forman parte de la respuesta y la mitigación en caso de una emergencia radiológica y/o nuclear, así como la cooperación bilateral con Chile. Se trató de un ejercicio de gabinete, con la participación de representantes de las organizaciones de respuesta como ser: Ministerio de Seguridad Interior, Secretaría de Inteligencia, Gendarmería Nacional, Policía Federal Argentina, Defensa Civil, Ministerio de Salud, Interpol, Protección Ciudadana, Brigada de Riesgos Especiales de la PFA, entre otros. Cada uno de estos representantes propuso acciones a llevarse a cabo en una situación de robo y pérdida de fuentes radiactivas. A su vez, se probaron las comunicaciones bilaterales con Chile, manteniendo informadas a las autoridades de los dos países. De las principales conclusiones obtenidas se destaca la necesidad de que cada organización de respuesta posea un procedimiento operacional, donde se expliquen las acciones a llevar a cabo en una situación de emergencia y donde quede expresado el rol a desempeñar. Además, se resalta la necesidad de fortalecer la capacitación y la interacción de los respondedores en una situación de emergencia radiológica.

VALIDACIÓN CURVA DE MICRÓNÚCLEOS A ALTAS DOSIS DE RAYOS-X

**Hernández Victorino, Mayra Alejandra^{1*}; Díaz Gómez, Laura Johana¹;
Molina Vargas, Adriana Katherine¹; Crane Urueña, Cecilia²;
Bermúdez Fernández, Antonio José²; Pabón Riaño, Víctor Manuel¹**

¹ Universidad Distrital Francisco José de Caldas. Colombia.

² Instituto Nacional de Salud. Colombia.

* Autor responsable, email: matias_101715@hotmail.com

A través de los años se han presentado diversos accidentes e incidentes nucleares alrededor del mundo los cuales han afectado tanto a los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE), como a la población cercana, siendo necesario calcular las diferentes lesiones en el ADN causadas por la radiación ionizante. Por esta razón, Colombia necesita instrumentos para enfrentar y evaluar los daños tanto físicos como biológicos que se puedan presentar y en respuesta a esta necesidad, se construyó una curva dosis-respuesta de altas dosis (0,0-50,0) cGy, donde se utilizó la técnica de micronúcleos mediante cultivos in vitro de sangre periférica previamente irradiada en el acelerador ELEKTA-AXESSE. Dicha curva sigue un comportamiento lineal cuadrático $y = -0,0027x^2 + 0,88x + 8,7186$, con un R² de 0,9571, la cual se realizó y comparó con el programa GraphPad Prism y Excel arrojando datos óptimos. Este trabajo se desarrolló en colaboración con la Universidad Distrital Francisco José de Caldas, el Instituto Nacional de Salud y el Centro Oncológico Javeriano.

CURVA DE CALIBRAÇÃO DOSE-RESPOSTA PARA ENSAIO COM MICRONÚCLEO: ESTUDO PRELIMINAR

***Esposito Mendes, Mariana¹; Hwang, Suy²;
Conceição Goes de Mendonça, Julyanne¹;
Mayra Guedes de Andrade, Aida¹; Santos, Neide¹;
Farias de Lima, Fabiana^{2*}***

¹ Universidade Federal de Pernambuco. Brasil.

² Centro Regional de Ciências Nucleares. Brasil.

* Autor responsable, email: fflima@cnen.gov.br

A dosimetria biológica foi desenvolvida para avaliar ou estimar a dose absorvida pelo organismo de indivíduos envolvidos ou com suspeita de envolvimento em evento de exposição à radiação ionizante. A estimativa de dose absorvida é baseada na análise de marcadores biológicos sensíveis e específicos à radiação e que melhor reflitam os danos biológicos causados pela mesma. O ensaio de micronúcleos (MN) é a técnica mais utilizada em eventos de exposição à radiação envolvendo inúmeras pessoas, pois pode ser aplicada como um método de triagem na determinação dos indivíduos expostos mais significativamente à radiação ionizante. A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) preconiza que qualquer laboratório com intenção de realizar dosimetria biológica deve construir sua própria curva de calibração dose-resposta para o ensaio de micronúcleo devido às diferenças entre laboratórios em resposta à dose MN, incluindo o uso de diferentes protocolos e de critérios de pontuação. O presente trabalho teve como objetivo iniciar a construção da curva de calibração dose-resposta para MN na região do Nordeste do Brasil. Para tal, foram irradiadas amostras sanguíneas com três doses absorvidas (0,5 Gy, 0,75 Gy e 1,0 Gy) em um irradiador de cobalto-60 (Gammacel 220). Em seguida, as células foram cultivadas, preparadas e analisadas de acordo com os protocolos estabelecidos no manual da AIEA (2011). Vale ressaltar que também foram analisadas as células referentes ao controle (0 Gy). Foi observada uma elevação na presença de MN com o aumento da dose absorvida, todavia, se faz necessário o estudo com doses mais elevadas para a construção de uma curva de calibração estatisticamente mais robusta.

EVALUACIÓN DE UN INCIDENTE DURANTE LA PRODUCCIÓN DE RADIOFÁRMACOS

Paolino, Andrea^{1*}; Savio, Eduardo¹; Teran, Mariella²; Engler, Henry¹

¹ Centro Uruguayo de Imagenología Molecular. Uruguay.

² Catedra de Radioquímica - Facultad de Química – UdelaR. Uruguay.

* Autor responsable, email: andrea.paolino@cudim.org

El Centro Uruguayo de Imagenología Molecular cuenta con la infraestructura necesaria para producción de radiofármacos y moléculas marcadas con ¹¹C, ¹⁸F, ¹⁵O, ¹³N y ⁶⁸Ga, ya sea con fines asistenciales y /o investigación. El objetivo del presente trabajo es analizar el manejo de un incidente ocurrido durante la producción de un lote de ¹⁸F-FDG, las gestiones posteriores y las enseñanzas aprendidas. El área de producción está ubicada en la planta baja, contigua al área médica. Al finalizar la producción de ¹⁸F-FDG en el módulo FX-FN (GE) se extrae de la celda MIP1 (Comecer) el vial a través de un drawing system. Con fecha 13 de junio de 2012 se registró una falla en el sistema, causando que el vial cayera fuera del blindaje de la celda. Al contar con un sistema centralizado de Radioprotección (Medismarts), permitió verificar donde se incrementaron las tasas de dosis. Se evacuaron los laboratorios contiguos al de producción donde ocurrió el incidente, restringiendo además el pasaje en el corredor de circulación general próximo al área. Se brindó la información pertinente del incidente ocurrido: se dio aviso al personal del primer piso (área biomédica) y del área logística. Se verificó falta de conocimiento en el personal de área química de los niveles de tasas de exposición de dosis y de la correcta gestión de un incidente. Se tomaron medidas correctivas, tales como la revisión del Manual de Radioprotección del Centro, talleres de lectura y discusión de cómo proceder en incidentes con material radiactivo con el objetivo de construir una cultura de seguridad. Se reforzó la capacitación en los procedimientos operativos de radioprotección, haciendo hincapié en los niveles de referencia. Se verificó una gestión correcta en posteriores incidentes. Impartir conocimiento no es condición necesaria, sino se acompaña de las actitudes y conductas en la misma dirección.

OVERVIEW OF BRAZILIAN INDUSTRIAL RADIOLOGICAL ACCIDENTS WITH CUTANEOUS RADIATION SYNDROME

*Lima, Camila Moreira Araujo de**; *Da Silva, Francisco Cesar Augusto*

Instituto de Radioproteção e Dosimetria (CNEN). Brazil.

* Responsible author, email: c.araujo@maximindustrial.com.br

It is well documented that Industrial Radiography is related to radiological accidents, which make this industrial practice the highest potential risk for human health. Considering all cases cited by IAEA and UNSCEAR, the sum is 80 radiological accidents involving 120 radiation workers, 110 members of the public and 12 deaths. In the last 30 years, it is recorded that 10 severe radiological accidents in industrial radiography happened in Latin America, including the Brazilian events. IAEA published reports of 4 of them: Peru (1999 and 2012), Bolivia (2002), Chile (2005). In these events only members of the public were involved. Brazilian data include 6 serious radiological accidents affecting 8 radiation workers and 19 members of the public, resulting in the development of the Cutaneous Radiation Syndrome - CRS – (also called by some as “local radiation injury” or “radiation burn”) in hands and fingers. Four accidents happened with ^{192}Ir radioactive source used in mobile industrial gamma devices (1985 (2 events), 1988, 1997, 1998) and the last one was with ^{60}Co radioactive source (2002). Nineteen members of the public were involved in two events (1985) and 8 radiographers were involved in 4 events (1988, 1997, 1998 and 2000). All of them suffered severe lesions in hands and fingers. This paper presents the summaries of each event, the main causes and consequences for the persons involved, the radiation doses calculated and the mainly lessons learned.

PROPOSTA DE AVALIAÇÃO DO GERENCIAMENTO DA COMUNICAÇÃO: ACIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA

***Fernandes Beserra, Marcela Tatiana*;
Cavalcanti Mello Filho, Mauro Otto de***

Centro Federal de Educação Tecnológica do Rio de Janeiro (CEFET-RJ). Brasil.

* Autor responsable, email: marcelatat@gmail.com

A utilização de práticas envolvendo o uso das radiações ionizantes nas diversificadas áreas do conhecimento aumenta a cada dia. Este crescimento alerta sobre o aumento da probabilidade de ocorrência de acidentes, emergências radiológicas e nucleares com possíveis consequências para o público, trabalhadores e meio ambiente. O cumprimento dos objetivos da resposta devem estar sustentados em processos táticos, operacionais e logísticos otimizados. A articulação da comunicação na resposta deve ser adaptável a cada acidente ou emergência, respeitando sua dimensão. O objetivo deste artigo é propor uma metodologia para avaliação do gerenciamento da comunicação nas ações de Preparação e Resposta a Emergências Radiológicas e Nucleares, utilizando como estudo de caso o acidente ocorrido na Central Nuclear Fukushima Daiichi. Esta proposta de avaliação está apoiada nas boas práticas do Sistema de Comando de Incidentes (SCI), do Instituto de Gerenciamento de Projetos (Project Management Institute - PMI) e publicações da AIEA sobre o acidente ocorrido em Fukushima. Para tanto, a partir dos modelos e publicações citadas foram criados indicadores de desempenho apoiados no BSC (Balanced Scorecard), tendo como objetivo criar uma proposta de avaliação do gerenciamento da comunicação aplicada às ações de resposta a emergências radiológicas e nucleares.

VALIDACIÓN DE LOS DOSÍMETROS RAD VIEW PD COLORIMETRIC DOSIMETER A USARSE EN EMERGENCIA NUCLEAR

Chesini, A.; Poletti, S.*

Central Nuclear Atucha, Nucleoeléctrica Argentina S.A.. Argentina.

* Autor responsable, email: poletti@na-sa.com.ar

Las tarjetas dosimétricas Raw View PD colorimetric responden de forma adecuada a rangos de dosis elevadas, desde los 50 mSv/h a los 1000 mSv/h no variando en más de un 10 % con las dosis indicadas por los dosímetros personales EPD MK2. La respuesta de estas tarjetas dosimétricas Rad View PD colorimetric es correcta frente a la radiación ionizante siempre y cuando se hayan mantenido o almacenado en frío independiente de su fecha de vencimiento. Si las tarjetas dosimétricas Rad View PD colorimetric no fueron almacenadas en condiciones de frío, cuando son sometidas a campos de radiación ionizante las mismas no responden de forma correcta como lo estipula el fabricante. Las tarjetas que no estuvieron almacenadas bajo las condiciones requeridas, durante las irradiaciones a 50 mSv se oscurecieron al tono de la dosis máxima (1000 mSv), esto implica que la misma no es apta para el uso. Se concluye que las tarjetas que están correctamente almacenadas al frío, responden adecuadamente a la dosis cuantificada a pesar de que estas tarjetas dosimétricas se encuentran excedidas de la fecha de garantía que propone el fabricante.

APPROACHES FOR OCCUPATIONAL EXPOSURES DURING THE DECONTAMINATION OF URBAN AREAS

***Neves Gomes da Silva, Diogo^{1*}; Rua Rodriguez Rochedo, Elaine²;
Remy Davée Guimarães, Jean¹; De Luca, Christiano¹***

¹ Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Brasil.

² Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

* Responsible author, email: dneves@biof.ufrj.br

The occurrence of various accidents involving radioactive material and the performance of the staff responsible for the radiological protection of the public have highlighted the need for prior planning for the assessment of public exposure and pre-defined guidelines for the application of more appropriate protective and remediation measures. This work is part of a project which aims to develop a multi-criteria tool to support decision-making processes in cases of nuclear or radiological accidents in Brazil. It describes the development of a model to assess occupational exposure related to decontamination procedures for the remediation of urban areas. Numerical values for model parameters were mainly based on previous developed works within the same project that includes a database describing main features of different procedures that may be used during the recovery phase after accidents and the definition of standard scenarios to perform simulations on accident consequences with focus on doses to members of the public. The model defined for estimating occupational doses due to decontamination procedures shall be included in the multi-criteria tool under development, in order to assess the effects of application of decontamination procedures in occupational exposure as compared to the averted doses to members of the public due to same procedure.

ST 4.3

GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

DISERTACIÓN: MASET, ELVIRA R.*

GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

*Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina

maset@cnea.gov.ar

El desarrollo de las actividades nucleares con fines pacíficos ha generado desde su inicio residuos, en una cantidad significativamente menor al de otras industrias, cuyas características especiales hacen necesario proteger al público y el ambiente de las radiaciones ionizantes que emiten, teniendo en cuenta también a las futuras generaciones.

Desde la década de los años 90 la gestión de los residuos radiactivos ha cobrado una mayor atención por parte de la sociedad junto con el crecimiento del movimiento ambientalista y también por parte de la propia industria nuclear que había resuelto hasta entonces la disposición final de algunos tipos de residuos radiactivos, pero no de su totalidad. A partir de esos años se dictaron leyes que contemplaron las diferencias de estos residuos con los de otro tipo, y que determinaron las obligaciones de las entidades responsables de los mismos. Siguiendo esta tendencia internacional en 1998 se dictó en Argentina la Ley “Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos” y en el año 2003 se instituyó el Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos (PNGRR), dentro de la CNEA.

El PNGRR brinda asesoramiento técnico y capacitación a los principales generadores, tales como las centrales nucleares, para que los residuos generados puedan cumplir con sus criterios de aceptación. También lleva adelante líneas de investigación y desarrollo para mejorar la calidad en la gestión y para dar solución a los que tienen características de mayor complejidad.

Esta presentación trata de los nuevos proyectos emprendidos en las etapas de caracterización, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de residuos radiactivos, fuentes en desuso y combustibles irradiados en reactores de investigación, y del esfuerzo realizado para modernizar las instalaciones preexistentes con el avance en el conocimiento a nivel internacional, cumpliendo con los actuales requerimientos regulatorios.

GESTIÓN DE PASIVOS AMBIENTALES EN EL COMPLEJO MINERO FABRIL SAN RAFAEL. FASE I

Ramirez Santis, Judith Jaquelina

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

judithramirez@cnea.gov.ar

En el Complejo Minero Fabril San Rafael se llevó a cabo la explotación minera de los yacimientos de uranio y el tratamiento hidrometalúrgico de los minerales para obtener concentrado de uranio (bajo la forma de diuranato de amonio) como producto final. Al cese de operaciones del Complejo, quedó líquido remanente en las distintas canteras explotadas en el predio, la cual está compuesta principalmente por: Efluentes de la lixiviación del mineral de uranio, neutralizados. Agua que ingresa naturalmente a las canteras por efecto de lluvias o de influjo de corrientes subterráneas. Además se tratarán 5223 tambores de residuos sólidos provenientes de la refinación de Diuranato de Amonio y la conversión del mismo a UO_2 . La purificación de los Residuos Sólidos se llevará a cabo por medio de un tratamiento físico-químico que permite la recuperación del uranio. El tratamiento de los efluentes líquidos consiste en la utilización de resinas de intercambio iónico para la extracción del uranio y la posterior precipitación del radio y arsénico. El tratamiento permite obtener agua con concentraciones de iones del orden de los permitidos en agua de bebida. La Comisión Nacional de Energía Atómica, está comprometida a la gestión de estos pasivos existentes en el Complejo Minero Fabril San Rafael.

**CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA DE LOS BIDONES QUE CONTIENEN
DESECHOS CONTAMINADOS DE CESIO-137, FRUTO DEL INCIDENTE
DESCUBIERTO EN EL 1996 EN EL INSTITUTO DE ONCOLOGÍA
“DR. HERIBERTO PIETER” DE SANTO DOMINGO,
REPÚBLICA DOMINICANA**

Morilla, Luis*; Martínez, Angel; Portorreal, Arismendy

Comisión Nacional de Energía. República Dominicana.

* Autor responsable, email: luismorillar@gmail.com

Utilizando la Metodología desarrollada por ENRESA para la caracterización de bultos con contenidos radiactivos, mediante determinaciones indirectas por modelos teóricos de correlación de Actividad-Tasa de dosis para isótopos de fácil medida, hemos determinado actividades, específicas y promediadas a los fines de establecer importantes parámetros sobre éstos, como son: la contribución al término fuente del Almacén Centralizado; que bidones que aplican para ser desclasificados de acuerdo a los valores recomendados por las Normas Básicas Internacionales de Seguridad del OIEA; tiempo en que los bidones van a estar para ser desclasificados y por consiguiente dejarán de estar sometido a control de la gestión del almacén y del órgano regulador. La importancia de este trabajo nos servirá para conocer las dosis a recibir por los trabajadores expuestos que operan el almacén centralizado y por consiguiente, garantizar un nivel aceptable de protección a la salud humana, al medioambiente y que repercusión tendrá a la salud humana de las futuras generaciones. El objetivo es presentar el análisis de la caracterización realizada a cada bidón, detallando el trabajo realizado a cada uno y presentar los resultados y las conclusiones a que hemos arribado, así como las futuras vías de gestión que de estas conclusiones se derivan.

CARACTERIZACIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS EN EL ATDR-ECUADOR Y USO DE CÓDIGOS QR PARA IDENTIFICACIÓN

Suárez, O.A.*; Cherrez, C.M.

Ministerio de Electricidad y Energía Renovable. Ecuador.

* Autor responsable, email: omarsuarezoquendo@hotmail.com

El presente trabajo resume las actividades ejecutadas y en transcurso realizadas en el Almacenamiento temporal de desechos radiactivos del Ecuador, se detallan las acciones relacionadas con la caracterización de los desechos, la metodología del inventario, y las experiencias aprendidas al utilizar un sistema de rápida identificación de bultos basada en códigos QR. En aplicación del documento del Organismo IAEA-TECDOC-1537: “Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization”, se ha establecido los criterios de aceptación de los desechos que ingresan al almacenamiento temporal, se anotan en este artículo la forma en la que han sido aplicadas al conjunto de bultos del ATDR, la separación entre “desechos nuevos” y “desechos históricos”, su cumplimiento actual con los criterios de aceptación antes mencionados y su aplicación futura considerando su racionalidad, los costos de la caracterización involucrados, revisión y comparación de los criterios establecidos con la legislación actual vigente, a nivel del Ministerio de Electricidad y Energía Renovable (Reglamento de Protección Radiológica) así como del Ministerio del Medio Ambiente (Modificaciones al Reglamento de desechos peligrosos del Ecuador); considerando que el primero fue elaborado en el año de 1979, es necesario fijar nuevos lineamientos acordes con la realidad nacional y el progreso tanto del conocimiento como de la técnica. Durante la ejecución de este trabajo se ha valorado las responsabilidades actuales de los involucrados en el proceso de gestión de desechos radiactivos; un informe técnico de las experiencias alcanzadas será remitido para buscar las opciones más viables para su socialización. Se ha considerado el uso de los códigos QR como una forma de optimizar el tiempo y disminuir la exposición cuando se requiera realizar tareas que necesiten identificar los bultos, la tecnología QR permite leer la información relevante en un periodo mínimo de tiempo y con el uso de un dispositivo móvil y aplicaciones de uso general.

TRATAMIENTO DEL AGUA Y DE LOS MATERIALES CONTAMINADOS, GENERADOS DURANTE EL CORTE DE BOQUILLAS CORRESPONDIENTES A EECC TIPO MTR

***Ciávaro, Matías*; López, Miguel; Rosales, Nicolás; Iglesias, Darío;
Huergo, Eduardo; Morales, Pablo***

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: ciavaro@cae.cnea.gov.ar

Durante el último trimestre del año 2000, se llevaron a cabo las tareas asociadas a la exportación de EECC irradiados conteniendo Uranio de alto enriquecimiento, en el marco del programa de restitución de EECC irradiados tipo MTR. Con el fin reducir la longitud de estos EECC e incluirlos en un blindaje, que luego conformaría el bulto de transporte, se emplearon 12 m³ de agua desmineralizada con el propósito de atenuar la radiación emergente. Éste volumen de agua, contaba con un sistema de recirculación. El mismo, provisto de un filtro mecánico y de un sistema de limpieza similar al utilizado en las piletas de natación. Años más tarde, con motivo de reestablecer las condiciones originales en las cuales se encontraba la instalación y con la intención de concretar posteriormente el desmantelamiento de dicha instalación, se determinó desmontar y gestionar todos los equipos y sistemas empleados durante la ejecución del mencionado programa de restitución. Para cumplir con el objetivo establecido, se desarrollaron las siguientes actividades:

- Tratamiento del agua empleada durante el corte de las boquillas de los EECC y liberación al medio, luego de reducir la concentración de actividad a niveles suficientemente bajos.
- Recolección y segregación de todos los residuos radiactivos generados, los cuales fueron almacenados en contenedores adecuados para su posterior caracterización.
- Clasificación de aquellos materiales contaminados que no admiten reutilización respecto de los que son factibles de reutilizar.
- Diseño y construcción de blindajes necesarios para acondicionar y almacenar los residuos sólidos no compactables alojados en la pileta.
- Diseño y construcción de herramientas empleadas para la limpieza y descontaminación de la pileta.

Debido a que todas las tareas mencionadas con anterioridad fueron previamente planificadas y la radioprotección correctamente optimizada, la contribución de la dosis efectiva recibida por los trabajadores debido a la ejecución de dicha práctica, no manifestó un incremento en la dosis esperable como consecuencia de la operación normal de toda la instalación.

DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE EQUIPOS Y SISTEMAS QUE PERMITEN OPTIMIZAR LA radioprotección DURANTE LA LIMPIEZA Y TRASLADO DE EECC, DESDE EL DEPÓSITO CENTRAL DE MATERIAL FISIONABLE ESPECIAL IRRADIADO (DCMFEI) HASTA LA FACILIDAD DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLES

Ciávaro, Matías*; Goyaud, Roger; López, Miguel; Rosales, Nicolás; Iglesias, Darío; Huergo, Eduardo; Morales, Pablo

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: ciavaro@cae.cnea.gov.ar

En vista de efectuar el traslado de EECC desde el DCMFEI hasta la FACIRI y con el objeto de establecer mejores condiciones de almacenamiento de los mismos, se efectuaron determinadas adaptaciones en la instalación DCMFEI, el cual constituye el sitio de almacenamiento actual. Tales adaptaciones, consistieron en el diseño, construcción e instalación de un sistema que permite la limpieza de los EECC próximos a trasladar, eventualmente admite la posibilidad de determinar si alguno de ellos presenta algún tipo de anomalía. Todo ello, con el objeto de mantener las mejores condiciones y calidad de almacenamiento en la FACIRI. Con el fin de que las dosis que pudieran recibir los trabajadores durante el desarrollo de la práctica, sean tan bajas como razonablemente posibles de lograr, se diseñaron e instalaron sistemas que permiten la manipulación remota de los EECC. Adicionalmente, se contemplaron las situaciones anómalas que pudieran manifestarse y las acciones necesarias para mitigar sus consecuencias, como así también la implementación de sistemas redundantes de seguridad. La planificación de la práctica, conjuntamente con estos equipos y sistemas diseñados y construidos en las propias instalaciones del Área de Gestión Ezeiza (AGE) y las pruebas de los mismos, permitieron cumplimentar la documentación requerida para solicitar la autorización de práctica no rutinaria.

PRUEBAS EN CALIENTE REALIZADAS EN EL DEPÓSITO CENTRAL DE MATERIAL FISIONABLE ESPECIAL IRRADIADO (DCMFEI) Y VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DE LAS CONDICIONES DE SEGURIDAD DURANTE LA LIMPIEZA DE SEIS EECC

Ciávaro, Matías*; Blanco, Sol; Martínez, Lucio; Soto, Pedro; Coppo, Aníbal

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: ciavaro@cae.cnea.gov.ar

Luego de comprobar que los componentes, equipos y sistemas, cumplen satisfactoriamente con sus bases originales de diseño y con los criterios de performance pertinentes, se solicitó a la Autoridad Regulatoria Nuclear la autorización necesaria para comenzar con las pruebas en caliente, previo al traslado de EECC desde el DCMFEI hasta la Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irrradiados en Reactores de Investigación (FACIRI). Al respecto, se verificó el correcto funcionamiento de todos los equipos y sistemas de seguridad frente a un considerable campo de radiación, tales como: videocámaras, sistemas de manipulación remotos, equipos de medición, etc. Adicionalmente, se comprobó el buen funcionamiento del equipo de limpieza de EECC conjuntamente con el sistema asociado al tratamiento del agua de la pileta. Éstas pruebas, se efectuaron con un detector de NaI(Tl) de 2" x 2" inserto en un canal sumergido en el seno del agua, de modo de maximizar la eficiencia de detección. El agua desde el cual se llevan a cabo las mediciones, se encuentra en recirculación permanente en el interior de un equipo estanco y manteniendo un caudal constante, de modo que cuando el EC se encuentra inserto en el interior de éste equipo, el agua realiza un barrido entre las placas combustibles que lo constituyen. Al respecto, se efectuaron seis ensayos, cinco de estos EECC manifestaron un incremento de la concentración de actividad la cual oscila entre 1 y 15 veces los niveles de fondo previamente registrados. Según información relevada, el EC restante presentaba algún tipo de anomalía entre sus placas combustibles, de manera que cuando este fue ensayado, la respuesta del detector se vio afectada de manera tal que inicialmente el incremento fue 60 veces los niveles de fondo registrados. Con el transcurso del tiempo, la concentración de actividad continuó creciendo gradualmente hasta alcanzar aproximadamente 100 veces los niveles de fondo mencionados inicialmente. Cabe aclarar, que estos resultados conformarán la base para la determinación respecto de la necesidad de encapsular el EC del cual se sospeche la presencia de alguna anomalía. La práctica se desarrolló normalmente sin manifestarse incidente alguno, según lo previsto en la documentación de referencia para solicitar la autorización de práctica no rutinaria. Las dosis recibidas por los trabajadores fueron tan bajas como razonablemente posibles de lograr, de esta manera, se deduce que la radioprotección fue correctamente optimizada.

GAMMA ESCANER TOMOGRÁFICO AR-TGS

***Martínez Garbino, Lucio José*; Belzunce, Martín Alberto;
Verrastro, Claudio Abel; Ciávaro, Matías; Morales Avalos, Pablo***

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: luciojmg@yahoo.com.ar

La gestión de residuos radioactivos es una etapa crucial en el ciclo de combustible y otras aplicaciones de la radioactividad tales como medicina y usos industriales. Los residuos de actividad media y baja son generalmente almacenados en tambores de 200L luego de ser compactados o sementados. Para su disposición es necesario caracterizarlos. Esto se logra mediante ensayos no destructivos basados en espectrometría Gamma. Un Gamma Escáner Tomográfico es una herramienta que permite caracterizar la distribución de radioisótopos y sus actividades dentro del tambor. Este tipo de Escáner genera una imagen tridimensional de la distribución de actividades de cada fotopico. El volumen del tambor en estudio es dividido en segmentos. A cada segmento se le realiza una tomografía por emisión de fotón único rotando el tambor y corriendo el conjunto detector-colimador en las direcciones axial y transversal. La Comisión Nacional de Energía Atómica está desarrollando un Gamma Escáner Tomográfico (AR-TGS). El AR-TGS busca aumentar significativamente la sensibilidad usando dos tipos de detectores de radiación. Un detector de GeHP para realizar mediciones de Gamma Escáner Segmentado y un cabezal detector compuesto por seis detectores de NaI y sus respectivos colimadores. Un prototipo del equipo descrito ha sido desarrollado. Se llevaron a cabo mediciones de un segmento de tambor lleno de arena con fuentes puntuales del Cs137 y Co60 de distintas actividades colocadas en distintas posiciones espaciales. Todas las fuentes fueron encontradas y localizadas espacialmente mediante la medición.

DESMANTELAMIENTO, ACONDICIONAMIENTO Y REPATRIACIÓN DE FUENTES RADIATIVAS SELLADAS EN DESUSO

Aguilar Serrano, Lola*; Miranda Cuadros, Alberto; Saire Aruquipa, Edgar; Ontiveros Gonzales, Paola Fernanda Daniela

Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear. Bolivia.

* Autor responsable, email: laguilar@ibten.gob.bo

En Bolivia se utilizan fuentes radiactivas selladas en aplicaciones médicas, industriales e investigación. Fuentes radiactivas que contienen un amplio espectro de radionucleidos y que tienen diferentes niveles de actividad y periodos de semidesintegración, mismos que generan una problemática cuando dejan de ser utilizados. Al final de su vida útil dichas fuentes son considerados en desuso. Sin embargo, los niveles residuales de radiactividad, que tienen dichas fuentes pueden ser altos constituyendo un riesgo potencial para el personal que las aplica y para quienes se benefician de su uso y el público en general. El objetivo del presente trabajo ha estado enfocado principalmente en aspectos de seguridad en el manejo y gestión segura de las fuentes selladas en desuso.

Las tareas asignadas se mencionan a continuación:

1. Desmantelamiento
2. Acondicionamiento
3. Repatriación de fuentes radiactivas selladas en desuso

Las acciones desarrolladas fueron realizadas por los equipos técnicos del Instituto Boliviano de Ciencia y tecnología Nuclear (IBTEN) y de Los Alamos National Laboratory (LANS) que apoya al programa de “Global Threat Reduction Initiative’s” (GTRI) dentro de la implementación del “Off –site Source Recovery Program” (OSRP).

ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL PROPERTIES OF WASTES FROM URBAN DECONTAMINATION PROCEDURES

***Neves Gomes da Silva, Diogo^{1*}; Rua Rodriguez Rochedo, Elaine²;
Rua Rodriguez Rochedo, Pedro¹; Remy Davée Guimarães, Jean¹***

¹ Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Brasil.

² Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

* Responsible author, email: dneves@biof.ufrj.br

One important activity associated to urban areas contaminated as a consequence of accidental releases to the atmosphere from nuclear power plants, is that related to the management of radioactive wastes generated from decontamination procedures. This include the collection, conditioning, packing, transport and temporary/final disposition. The final destination is usually a political decision and transport of packed radioactive wastes shall then depend on decisions outside the scope of radiological protection issues. However, the simulations performed to assess doses for the public and decontamination workers allows the estimate of radiological aspects related to the waste generated and this characteristics may be included in a multicriteria decision tool aiming to support, under the point of view of radiological protection, the decision making process on post-emergency procedures. Important information to decision makers are the type, amount and activity concentration of wastes. This work describes the procedures planned to be included in the urban area model to account for the assessment of qualitative and quantitative description of wastes. The results will allow the classification of different procedures according to predefined criteria that shall then feed the multicriteria assessment tool, considering basic radiological protection aspects of wastes generated by the different available cleanup procedures.

STUDY OF BITUMINIZED WASTE PRODUCTS TO BE DISPOSED REPOSITORY

Mota Vieira, Vanessa**; *Oliveira de Tello, Clédola Cássia

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Brazil.

* Responsible author, email: vanessamotavieira@gmail.com

The Project RBMN was launched in November 2008 and aims to establish, manage and execute all tasks for implementing the Brazilian Repository, from its conception to its construction. The concept to be adopted will be a near-surface repository. The inventory includes wastes from the operation of nuclear power plants, fuel cycle facilities and from the use of radionuclides in medicine, industry and activities research and development. The implementation of the national repository is an important technical requirement, and a legal requirement for the entry into operation of the nuclear power plant Angra 3. In Brazil, for the immobilization and solidification of radioactive waste of low and intermediate level of radiation from NPPs are used cement, in Angra 1, and bitumen, in Angra 2. Studies indicate serious concerns about the risks associated with bituminization radioactive waste, much related to the process as the product. There are two major problems due to the presence of products bituminization in repositories, swelling of the waste products and their degradation in the long term. To accommodate the swelling, filling the drums must be limited to 70 - 90% of its volume, which reduces the structural stability of the repository and the optimization of deposition. This study aims to evaluate of the properties of bitumen and cement pastes and mortars used in the immobilization of waste radioactive. This study aims to look for solutions to dispose the bituminized waste products in the repository, making them compatible with the acceptance criteria of cemented waste products.

STUDY OF COMMERCIAL CHEMICAL ADDITIVES FOR CEMENTATION OF RADIOACTIVE WASTE

Mota Vieira, Vanessa**; *Oliveira de Tello, Clédola Cássia

Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Brazil.

* Responsible author, email: vanessamotavieira@gmail.com

Cementation is a very useful process to solidify radioactive wastes. Depending on the waste it can be necessary the use of chemical admixtures to improve the cementation process and its product. Admixtures are materials, other than cement, aggregate and water, that are added either before or during the mixing to alter some properties, such as workability, curing temperature range, and setting time. However there are a large variety of these materials that are frequently changed or taken out of the market. In this changeable scenario it is essential to know the commercially available materials and their characteristics. In this research the effects of chemical admixtures in the solidification process has been studied. For the tests it was prepared a solution simulating the evaporator concentrate waste, cemented by two different formulations, and three chemical admixtures from two manufacturers. The tested admixtures were setting accelerators, setting retarders and superplasticizers. The experiments were organized by a factorial planning 23 to quantify the effects of formulations, of the admixtures, its quantity and manufacturer in properties of the paste and products. The measured parameters were the density, the viscosity and the setting time of the paste, and the product compressive strength. The parameter evaluated in this study was the compressive strength at 28 days of age, which is considered an essential security issues relating to the handling, transport and storage of cemented waste product. The results showed that the addition of accelerators improved the compressive strength of responses.

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS. EVALUACIÓN DE ESCENARIOS DE INTRUSIÓN HUMANA

***Gil Castillo, Reinaldo H.*; Peralta Vital, José Luis;
Fleitas Estevez, Gema; Pujol Pozo, Alberto***

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: gesr@cphr.edu.cu

Dentro del tema de la evacuación de desechos radiactivos, los escenarios de intrusión humana son de gran importancia debido a las incertidumbres asociadas al estimar su posible impacto en el medio y el hombre. Estos escenarios normalmente se evalúan cuando la instalación de evacuación de desechos ya concluyó el período de control institucional y es limitado el conocimiento público sobre sus características. El trabajo muestra la aplicación de una metodología de evaluación de la seguridad para una instalación de evacuación de desechos radiactivos de baja y media actividad (diseño conceptual) donde se estiman preliminarmente el posible impacto de los escenarios de intrusión humana. Los principales escenarios identificados para el emplazamiento fueron la construcción de asentamientos poblacionales, actividades agrícolas y la perforación de pozos. Los grupos críticos identificados fueron los residentes, agricultores y miembros del equipo de perforación de pozos y las vías de incorporación principales fueron por irradiación directa, inhalación e ingestión. El escenario intrusivo asociado a la construcción de asentamientos poblacionales en el emplazamiento tuvo el mayor impacto estimado. Los resultados mostraron la relevancia del impacto de los escenarios intrusivos en comparación con el escenario base de diseño.

AVANCES SOBRE EXENCIÓN Y DISPENSA EN EL ÁMBITO REGULATORIO

Bossio, María Cecilia

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

email: mbossio@arn.gob.ar

La Autoridad Regulatoria Nuclear ha adoptado valores genéricos de exención y dispensa que fueron ampliamente estudiados por el Departamento de Control de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado de dicha institución. Para facilitar a los usuarios las tareas de aplicación de estos niveles, se desarrollaron guías regulatorias que se encuentran publicadas desde el 2011 en la página web de la Autoridad Regulatoria Nuclear. En este trabajo se detallan los avances relacionados con la exención de prácticas o usos de radionucleidos y la dispensa de materiales conteniendo muy baja concentración de actividad. En este contexto, se presentan ejemplos concretos de solicitudes de exención y dispensa presentados a ésta ARN. Como consecuencia de la implementación de los niveles genéricos de exención y dispensa, la ARN espera optimizar el sistema de registro así como también el sistema de gestión de residuos radiactivos, teniendo en cuenta que no es necesario controlar materiales radiactivos que producen una dosis trivial a los miembros del público y al ambiente. De esta manera, la ARN podrá utilizar un enfoque gradual al destinar sus recursos, enfatizando aquellas actividades que realmente presentan un riesgo radiológico significativo, cumplimentado las recomendaciones internacionales del OIEA.

CONSIDERATIONS ON THE DISPOSAL OF DISUSED SEALED RADIOACTIVE SOURCES

*Schenato, Flavia**; *A. Aguiar, Laís*

Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Brasil.

* Responsible author, email: fschenato@cnen.gov.br

Disused sealed radioactive sources (DSRS) represent one of the largest waste problems from non-power applications, particularly due to the long lived radionuclides such as ^{226}Ra and ^{241}Am . Despite their predominantly small physical size, many sources contain very high activities with typical levels in the megabecquerel (106 Bq) to petabecquerel (1015 Bq) range. They are, for all practical purposes, another type of radioactive waste that needs to be disposed of safely. Proven long term storage technologies are available for DSRS. However, numerous factors may severely disrupt storage records and storage systems and final disposal of DSRS is a way to avoid this risk. Many countries have existing or proposed near-surface radioactive waste disposal facilities for low and intermediate level waste. However, the specific activity of many sources exceeds the waste acceptance criteria for such facilities since the source constitutes a localized high concentration levels and could give rise to unacceptable radiation doses. Moreover, some DSRS are not subject to the repatriation clauses and a large number of sources end up being stored for long time. Storage can be considered as an adequate final management option for sources containing short lived radionuclides. However, most other sources remain in storage pending a suitable disposal option becoming available. For the IAEA, most countries have adequate regulatory infrastructures to keep national or institutional records of DSRS and capabilities to ensure the safety and security of their sources. Nevertheless, a strategy to safe management of radioactive waste will need to define the disposal routes for the different types of waste and the actions required to implement a disposal plan. Considering the large volume of DSRS generated in Brazil, this paper aims to discuss the available safety guidelines for long term disposal of DSRS and the acceptability of disposal methods.

FACTORES DE ESCALAMIENTO APLICADOS A LOS DESECHOS RADIATIVOS EN LA CNLV

Zárate, Norma¹*; Armenta, María del Socorro²

¹ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares. México.

² Central Nucleoeléctrica Laguna Verde. México.

* Autor responsable, email: norma.zarate@inin.gob.mx

Para clasificar los desechos radiactivos mediante la normativa mexicana es necesario conocer las concentraciones de los emisores alfa, beta y gamma contenidos en los bultos de desechos radiactivos. Determinar cualitativa y cuantitativamente los emisores alfa y betas puros resulta un inconveniente ya que no es posible realizar su medida utilizando técnicas no destructivas, por lo que su análisis está precedido por una separación química generalmente complicada y que requiere procesos largos y costosos. Es por ello, que se trata de establecer funciones que correlacionen la actividad de radionúclidos que cuantifiquen fácilmente por métodos no destructivos (radionúclidos llaves) con la actividad de aquellos radionúclidos para los que es necesario realizar análisis destructivos para su cuantificación (radionúclidos críticos). Estas funciones de correlación se denominan factores de escalamiento, las cuales se definen como la media geométrica de las relaciones de actividad entre los radionúclidos críticos respecto de los de fácil medida conocidos como radionúclidos llave. El Factor de Escalamiento (FE) se calcula como la media geométrica del juego de datos disponibles, mientras que la dispersión geométrica (DG) representa la incertidumbre del valor promedio y es justamente una medida de la dispersión de datos alrededor de la media, en este sentido se considera deseable que los valores de DG sean menores de 10. En la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde (CNLV) se han determinado factores de escalamiento para clasificar los bultos de desechos radiactivos, estos factores se han obtenido mediante el envío de muestras de algunos lotes generados en ambas unidades a un laboratorio externo para la cuantificación de los radionúclidos críticos. Actualmente se han obtenido 12 grupos de factores de escalamiento a partir de 74 muestras de desechos sólidos húmedos enviados a un laboratorio externo, con estos factores se han clasificados los bultos de desechos radiactivos generados en la Central Nuclear Laguna Verde.

EFFECTOS DE LA RADIACIÓN GAMMA Y UV-C SOBRE RESINAS DE INTERCAMBIO IÓNICO

***Spinosa, Mariana**; *Santoro, Natalia*;
Pizarro, Ramón; *Marabini, Silvina***

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: mspinosa@cae.cnea.gov.ar

Las resinas de intercambio iónico orgánicas son utilizadas en los reactores nucleares de potencia e investigación para remover sustancias químicas que podrían perjudicar su funcionamiento. El objetivo de este trabajo fue evaluar el efecto de la radiación gamma y de la radiación ultravioleta C (UV-C) sobre las resinas, en diferentes condiciones. El propósito es emplear esta metodología como una etapa previa a los ensayos de degradación por microorganismos de las resinas, infiriendo que facilitarían este proceso. Resinas mixtas molidas fueron sometidas a los siguientes tratamientos: radiación gamma; radiación gamma/ agua; radiación UV-C/ agua; radiación UV-C/ peróxido de hidrógeno y muestras control. Las dosis aplicadas fueron 100 kGy y 1158,048 J/cm² para radiación gamma y UV-C, respectivamente. El propósito de emplear agua y peróxido de hidrógeno fue potenciar el efecto indirecto de la radiación. A su vez se ensayaron muestras de poliestireno (PS) como componente principal de la matriz de las resinas (poliestireno-divinilbenceno) con la finalidad de comparar un polímero termoplástico sin entrecruzar con un polímero entrecruzado termorrígido, respectivamente. El efecto de la radiación gamma y UV-C fue evaluado a través de la técnica de Espectroscopía Infrarrojo (FTIR) y Termogravimetría (TGA). FTIR permite detectar grupos funcionales relacionados con un proceso de oxidación y TGA, la modificación en la estructura molecular ya sea por entrecruzamientos, oxidaciones, liberación de grupos funcionales. En el caso del PS tratado con UV-C/ peróxido de hidrógeno se observó un pico de oxidación, comenzando la pérdida de masa 60 °C antes que la muestra control. Respecto a las resinas de intercambio iónico mixtas, tanto en las tratadas con UV-C como con radiación gamma, no se observaron grupos funcionales relacionados con procesos de oxidación en el FTIR. Sin embargo, se observó pérdida de masa a menor temperatura en la resina irradiada con gamma en presencia de agua respecto de la resina seca, lo cual indicaría menor estabilidad térmica. A diferencia de gamma, el perfil del termograma con UV-C varía para cada tratamiento, manifestándose a través de la desaparición de picos. El TGA para los tratamientos con UV-C produjo una pérdida de masa a mayor temperatura que la muestra control lo que se relacionaría con procesos de entrecruzamiento. Según lo observado, si bien hubo cambios en la estructura de las resinas por los tratamientos aplicados, las mismas son muy estables a las dosis aplicadas de radiación gamma y UV-C.

BIOPROTA AN INTERNATIONAL COLLABORATIVE FORUM FOR IMPROVE THE SAFETY ASSESSMENT IN RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

Perez-Sanchez, Danyl¹*; Smith, Graham²; Smith, Karen³

¹ CIEMAT. España.

² GMS Abingdon Ltd. United Kingdom.

³ RadEcol Consulting Ltd. United Kingdom.

* Autor responsable, email: d.perez@ciemat.es

BIOPROTA is an international collaborative forum, started in 2002, designed to support resolution of key issues in the biosphere aspects of assessments of the long-term impact of potential contaminant releases associated with solid radioactive waste disposal. The focus is on the application of good science to provide a good understanding of relevant biosphere system processes and address important uncertainties. This in turn supports decision making related to waste management and the appropriate allocation of resources to solve problems. Membership includes regulators, operators, technical support organisations and academic institutions from North America, Europe and Asia. Member organisations have representation on a Sponsoring Committee, and supported by a Technical Secretariat. Given the long timeframes which are required to be addressed in post-closure assessments of radioactive waste disposal facilities, thousands of years or even longer, the range of assessment issues is very large. In essence, they boil down to being related to the scope for environmental change and the behaviour of humans and ecosystems in response to such change, including their contribution to the change itself. This requires consideration of climate change, landscape evolution, the dynamics of ecosystems, and then, the behaviour of radionuclides within those changing systems and the ways by which their presence may give rise to radiation exposure. It is multi-disciplinary but has an important focus on radioecology. The forum is tailored to enable opportunities for sharing, reviewing and interpretation of information used in assessments. This includes methods for system characterisation and description, modelling of system evolution subject to assumptions for environmental change, exposure modelling according to those possibilities for evolution, and data to support all the assessment assumptions and model parameter selection. The working method is based on an annual meeting for information exchange and identification of key issues of common interest. Out of that discussion, opportunities for collaborative projects and topical workshops are developed. Not all activities are of interest to all organisations and participation is open to those who wish to contribute. Subject to agreement from contributors, the final results are openly made available on the website www.bioprota.org. In many cases the reports are published in the report series of one of the participating organisations. Hopefully this approach leads to efficient use of skills and resources to solve common problems. In addition, the information shared and produced is commonly referenced in various project specific assessments and reviews.

DETERMINAÇÃO DA CAMADA MORTA EM DETECTORES DE GERMÂNIO HIPERPURO

Costa, Priscila*; Hiromoto, Goro; Potiens Jr, Ademar José

Instituto de pesquisas Energéticas e Nucleares. Brasil.

* Autor responsable, email: pcosta@ipen.br

O método de Monte Carlo é uma ferramenta muito útil para a caracterização de rejeitos radioativos, pois permite simular o transporte da radiação no meio para sistemas complexos de uma forma simplificada, utilizando números aleatórios nas amostragens das funções de distribuição de probabilidade. O cristal de germânio representa o volume ativo de detecção do detector HPGe, que possui uma região denominada camada morta ou camada inativa. Na literatura tem sido reportada uma diferença entre os valores experimentais e teóricos na obtenção da curva de eficiência desses detectores. Neste trabalho foi utilizado o código MCNP4C para a determinação da camada morta em detectores de germânio hiperpuro. As correções dos valores da camada morta foram feitas variando-se a espessura e o raio do cristal de germânio. O detector possui 75,83 cm³ de volume ativo de detecção, segundo informações fornecidas pelo fabricante. Entretanto os resultados encontrados mostraram que o valor de volume ativo real é menor do que o especificado, onde a camada morta representa 16% do volume do cristal. Essas correções no volume ativo de detecção permitem diminuir a diferença entre os valores teóricos e experimentais.

SAFE MANAGEMENT OF SMOKE DETECTORS CONTAINING RADIOACTIVE SOURCES

Salgado, Mercedes¹; Berdellans, Ania^{1*}; Benítez, Juan¹; Castillo, R. A.¹; Hernández, J. M.¹; Pirez, Carlos²; Soto, Pedro²

¹ CPHR. Cuba.

² Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Responsible author, email: a.berdellans@gmail.com

Ionic smoke detectors contain radioactive sources that could be Am-241, Pu-238, Pu-239, Kr-85, etc. According to Cuban regulations (Resolution 96 /2003 of the Minister of Science Technology and Environment), smoke detectors, once become disused, should be managed as radioactive waste. For this reason, disused smoke detectors should be transferred to the Centre for Radiation Protection and Hygiene, the organization responsible for radioactive waste management in the country. More than 20 000 smoke detectors have been collected by the CPHR and stored at the Centralized Waste Management Facility. There are 28 different models of smoke detectors of different origin. They contain between 18 – 37 kBq of Am-241 or between 0.37 - 37 MBq of Plutonium or around 37 MBq of Kr-85. The safe management of ionic smoke detectors consists in dismantling the devices, recovering the radioactive sources and conditioning them for long term storage and disposal. The rest of non-radioactive materials should be segregated (plastic, metal and electronic components) for recycling. A technical manual was developed with specific instructions for dismantling each model of smoke detector and recovering the radioactive sources. Instructions for segregation of non-radioactive components are also included in the manual. Most of smoke detectors contain long lived radioactive sources (Am-241, Pu-238, Pu-239), so especial attention was given to the management of these sources. A methodology was developed for conditioning of radioactive sources, consisting in encapsulating them for long term storage. The retrievability of the sources (sealed capsules with radioactive sources) for future disposal was also considered. A documented procedure was elaborated for these operations. These activities were carried out within the framework of a Bilateral Collaboration Project between the Centre for Radiation Protection and Hygiene of Cuba and the Atomic Centre Ezeiza from the National Commission of Atomic Energy of Argentina.

GESTIÓN SEGURA DE PARARRAYOS RADIATIVOS

***Berdellans, Ania*; Salgado, Mercedes;
Hernández, J. M.; Castillo, R. A.***

CPHR. Cuba

* Autor responsable, email: a.berdellans@gmail.com

El uso de pararrayos radiactivos actualmente se considera injustificado, debido a que se dispone de pararrayos que, sobre la base de principios no radiactivos, logran similares resultados. En tal sentido la experiencia internacional apunta hacia la prohibición y eliminación de esta práctica. La Resolución 58/2003 del CITMA [1] establece que no se autorizará el montaje de nuevos pararrayos radiactivos y que las entidades que actualmente los emplean deberán sustituirlos por convencionales en un plazo de 10 años. Además, los pararrayos radiactivos en uso que por algún motivo las fuentes pierdan su hermeticidad deben ser desmontados de inmediato. En todos los casos los pararrayos radiactivos deberán ser entregados al CPHR, a los fines de garantizar una gestión segura y adecuada como material radiactivo en desuso. La gestión centralizada de los pararrayos radiactivos se realiza en la Instalación de Gestión de Desechos Radiactivos, perteneciente al CPHR. Más de 160 pararrayos radiactivos de diferentes modelos se han recogido hasta la fecha en entidades de todo el país. La cantidad de fuentes radiactivas, su radionucleido y actividad varía dependiendo del modelo. El radionucleido más frecuente es el Am-241, aunque también se han encontrado de Kr-85, C-14 y Ra-226. Estos dispositivos fueron desmantelados para recuperar las fuentes radiactivas y el resto de los componentes fue monitoreado para verificar si están contaminados y gestionarlos de manera adecuada. Estas operaciones fueron descritas en forma de procedimientos para cada modelo de pararrayos. Las fuentes recuperadas fueron gestionadas de manera segura, siguiendo las recomendaciones internacionales correspondientes. Se realizó un análisis de seguridad de las actividades ejecutadas, las dosis obtenidas de esta evaluación y las reales, estaban muy por debajo de las restricciones de dosis establecidas para la práctica de GDR.

Referencias

[1] CITMA, RESOLUCIÓN 58/2003, Gaceta Oficial de la República de Cuba, Edición Ordinaria, No.26, La Habana (2003).

AVALIAÇÃO DE PASTAS E ARGAMASSAS PARA REJEITOS RADIOATIVOS BETUMINIZADOS

Souto Pereira, Ana Carolina*; Mota Vieira, Vanessa

CDTN. Brasil.

* Autor responsable, email: ana.csp987@gmail.com

A energia nuclear tem sido usada em diferentes áreas para o benefício humano, entretanto o seu uso gera rejeitos que tem impacto potencial negativo na saúde humana e no ambiente, devendo ser gerenciados adequadamente. O tratamento desses rejeitos consiste, geralmente, em redução de seu volume, seguida de solidificação e/ou acondicionamento. Estudos apontam sérias preocupações com os riscos associados à betuminização de rejeitos radioativos. Existem dois grandes problemas devido à presença de produtos betuminizados em repositórios, que são o inchamento do produto de rejeito e a degradação no longo prazo, causados por fissuras, amolecimento, fluência, ataque por microorganismos e risco de incêndio. Para acomodar o inchamento, o preenchimento dos tambores tem de ser limitado a 70 – 90% de seu volume, o que diminui a estabilidade estrutural do repositório e a otimização de deposição. Buscam-se opções para o condicionamento do produto betuminizado, para reduzir os riscos associados à deposição. Uma opção é colocá-los em embalagens de concreto e imobilizá-los, seja com pasta ou argamassa de cimento. Estudos foram realizados, para definir os parâmetros das pastas e das argamassas a serem testadas como material de imobilização. O foco do trabalho foi a avaliação da lixiviação, tendo em vista que este é um dos parâmetros para deposição do produto de rejeito de acordo com a norma CNEN-NN-6.09. Neste projeto realiza-se o teste de lixiviação com base na norma de lixiviação ISO 6961, em corpos de prova contendo 30 mg de cloreto de cézio que foram colocados em 1,2L de água deionizada, cujas trocas são realizadas em períodos determinados pela norma, decorridos por um ano. Após a realização das primeiras trocas de lixiviação, foram coletadas amostras do lixiviante e enviadas para a análise quantitativa de cézio lixiviado pelo método de Absorção Atômica. Aguardam-se os resultados das análises para a elaboração da curva de lixiviação.

ACONDICIONAMIENTO Y ALMACENAMIENTO DE PARARRAYOS RADIATIVOS

Idoyaga Navarro, María Luisa

Comisión Nacional de Energía Atómica. Paraguay.

* Autor responsable, email: mlidoyaga@gmail.com

Los Pararrayos Radiactivos, son emisores α que tienen un escaso poder de penetración y con un simple hoja de papel se puede detener dicha radiactividad, y además, en el aire, se detiene la irradiación a unos 20-30 cm de distancia, por lo tanto, es poco probable que la población esté sometida a riesgo por exposición externa. Pero estos elementos resultan ser tóxicos sólo si se ingieren, inhalan o manipulan inadecuadamente. Es importante señalar que el riesgo radiológico de un pararrayo radiactivo individual es mínimo, mientras el mismo no se encuentre deteriorado y se mantenga en su lugar de origen. Su riesgo para la salud, sólo estaría asociado a las siguientes circunstancias:

- La posibilidad de manipulación por personas carentes de conocimientos para manejar este tipo de sustancias radiactivas.
- Deterioro de los pararrayos radiactivos, que al estar a la intemperie, están expuestos a las inclemencias del tiempo (lluvia, viento, etc.).
- Posibilidad de que al caerle un rayo, se dispersen estos elementos en el ambiente.
- En caso de caída o rotura del aparato o demolición del edificio que lo soporta, pueden acabar en vertederos de escombros u otros lugares incontrolados, donde pueden ser manipulados por personas carentes de conocimientos de estos tipos de materiales.

De ahí la importancia de realizar la Gestión Segura de los Pararrayos Radiactivos.

STRENGTHENING CRADLE-TO-GRAVE CONTROL OF RADIOACTIVE SOURCES IN THE CARIBBEAN REGION

***Charles, Grant^{1*}; Francis, Carlton²; Ratan, Naveen³; John, Steve⁴;
Benitez, Daisy⁵; Recio, Manuel⁶; Perez Pijuan, Saúl⁶;
Benitez, Juan Carlos⁶; Millan Arredondo, Alberto⁶***

¹ University of the West Indies. Jamaica.

² Jamaica Bureau of Standards. Jamaica.

³ North West Regional Health Authority. Trinidad y Tobago.

⁴ Dominica Bureau of Standards. Dominica

⁵ Ministerio de Salud. Costa Rica

⁶ IAEA. Austria

* Responsible author, email: charles.grant@uwimona.edu.jm

The Great Caribbean region is characterized by a significant maritime trade using the sea as a highway to facilitate the movement of persons and goods among seaside countries within the region. Associated to this traffic, occurrences have been reported at borders and inland of non-regulated trade accidentally involving radioactive sources or contaminated materials which need to be properly addressed upon positive detection. For years, the IAEA has been working on strengthening the control over radioactive sources to avoid these occurrences and to protect the public and the environment from the hazards of ionizing radiation, as well as to prevent sources from becoming orphan. Against this background, a “cradle to grave” control of radioactive sources is essential, as promoted by the Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources. This “Cradle-to-Grave” approach includes national policies and strategies, an adequate legal and regulatory framework, as well as adequate resources and infrastructures to ensure safe and secure management of radioactive sources. The IAEA technical cooperation programme provides assistance to Member States to face these challenges. Building on the experience and successes of the interregional project INT9176, titled “Strengthening Cradle-to-Grave Control of Radioactive Sources in the Mediterranean Region”, Jamaica has proposed to the IAEA a regional project proposal on “Strengthening Cradle-to-Grave Control of Radioactive Sources in the Caribbean Region”. This project aims to contribute to establish and/or improve a sustainable, safe, adequate and permanent “cradle-to-grave” control of radioactive sources following a harmonized approach consistent with the IAEA Basic Safety Standards (BSS) and other international best practices. If approved by the IAEA, it would start running in 2016 with a four-year lifetime and would focus on countries within the Great Caribbean region that are new to the TC programme or have basic needs to establish “cradle to grave” control of radioactive sources.

WHY THE MANAGEMENT OF DESUSED IRIDIUM SOURCES SHOULD BE CHANGED?

Dellamano, José Claudio; Ferreira, Robson De Jesus; Hiromoto, Goro; Potiens Jr., Ademar José; Vicente, Roberto*

IPEN-CNEN/SP. Brasil

* Autor responsable, email: jcdellam@ipen.br

Iridium-192 sealed sources are extensively used in the industry, but have a relatively short useful life, being replaced and discarded as radioactive waste after about one year of use, because the half-life of the radioisotope is only 73.8 days. This short half-life is also the reason why the usual recommended waste management strategy is storage for decay and release. In fact, after about five years of decay, any ^{192}Ir source with initial activity in the upper range of activities of commercially available sources, should have been decayed to below the release limit of 10 kBq of the Brazilian regulations. However, about 5,000 iridium disused sources stored in the radioactive waste storage facility of the Nuclear and Energy Research Institute, some of them after three decades of decay, still present dose rates much above the corresponding 0.16 microsievert per hour at 10 cm from the source. Cobalt-60 contamination was suspected as a possible cause, but investigations on this unexpected fact revealed that the second meta-stable state of the radioisotope, i.e. the $^{192\text{m}2}\text{Ir}$, with half-life of 241 years, which is also formed in the neutron-gamma nuclear reaction with the ^{191}Ir natural iridium isotope, was the main cause of the observed radioactivity. As this isomer decays almost exclusively to the groundstate of the isotope, secular equilibrium is achieved and the source decays with a half-life of 241 years. The activation cross-section of the second meta-stable state with thermal neutrons is about 0.15 barn, very low when compared with the 954 barn of the first meta-stable state and the ground state formation reactions, but enough activity results to explain the residual activity of the sources. As a consequence, a new strategy should be recommended for the management of this radioactive waste.

INVENTORY OF NEUTRON-ACTIVATED DECOMMISSIONING WASTES OF APR1400 REACTOR IN KOREA

Lee, Kyomin*; Kang, Sangho; Lee, Seunggi

KEPCO Engineering & Construction Company Inc.

* Autor responsable, email: kyominlee@kepco-enc.com

The structural material (i.e., reactor internals, reactor vessel) surrounding the core of the reactor have been exposed to neutron irradiation during lifetime of a nuclear facility, thereby resulting in high concentration of activation products. Knowledge of the activation extent and level is very important for planning of cutting, conditioning, packaging, storage and disposal as part of decommissioning after a permanent shutdown of nuclear plants. In this study, the estimation of the activation product inventory inside the reactor vessel was carried out based on geometry, material composition and operating history, and the radiological characteristic for waste classification was then assessed. The coupled transport and activation code system, the MCNP/FISPACT coupling system, was used for source term analysis. The neutron transport calculation for the spatial distribution of the neutron flux spectra was performed with the MCNP code, which is capable of simulating the transport of neutron in 3-dimensional geometry with point-wise nuclear cross-section, and the nuclide inventory calculation for the radioactive waste clarification during decommissioning stage was performed with the FISPACT code using the activation cross-section data in 175 group "VITAMIN-J" energy group structure. To analyze the radiological characteristics, the specific activities of the radionuclides of interest in the activated material, which were calculated as the function of decommissioning time, were compared with the specified limits of the specific activities listed in the Korean standard, which have been under revision of radioactive waste classification system with the quantitative criteria since 2013. The results showed that the components such as the baffles and barrels at the immediate location of the core were classified as intermediate level waste (ILW) regardless of the cooling time of the waste. It is expected that the source terms and waste classification evaluated through this study can be widely used to establish a planning and implementation of decommissioning/disposal strategy for APR1400 reactors.

DETECCIÓN DE MATERIAL RADIATIVO DURANTE LA EXPORTACIÓN DE METALES PARA RECICLADO EN HONDURAS

Flores, Jorge

Secretaría de Energía, Recursos Naturales, Ambiente y Minas. Honduras

jorge.efh@gmail.com

La presencia de material radiactivo en el reciclado de metales, ha sido un problema recurrente en Honduras que se ha puesto a vista de las autoridades especialmente de la Autoridad Reguladora a través del programa de segunda línea de defensa de los EEUU: Iniciativa del Contenedor Seguro (SFI por sus siglas en inglés). Este programa ha dotado al país de un sistema de detección fijo en uno de los puertos más importantes del país y con mayor tráfico de mercaderías en Centro América. Este equipo de detección pasiva ha permitido el descubrimiento en varias oportunidades, de material radiactivo sin control, lo que ha desencadenado la activación de un sistema de alerta temprana a través de la oficina de control aduanero y la autoridad del puerto, lo que implica un número de acciones en conjunto con la autoridad reguladora para el aseguramiento de la carga y la gestión segura del material radiactivo hallado. A la fecha, la mayor parte del material encontrado proviene de equipos pequeños de medición, metales contaminados, además de otras detecciones que provocaron la activación del sistema. Ante esta situación, la Autoridad Reguladora Hondureña, ha tomado contacto con este problema global, que involucra la detección de material radiactivo hallado en el reciclado de metales, brindando apoyo técnico, vigilando y monitoreando las áreas implicadas y retomando el control sobre el material radiactivo hallado. Con este accionar se ha logrado reducir y mitigar el impacto radiológico ocupacional, ambiental y social que podría implicar la presencia de este material fuera de control. Se presentan en este trabajo, los resultados obtenidos de este accionar regulador, así como se detalla la experiencia adquirida en el tema.

EXPERIENCIA VENEZOLANA EN EL ACONDICIONAMIENTO DE FUENTES RADIATIVAS EN DESUSO

***Figuera, José*; Bastardo, Ronald;
Yáñez, Hendrik; Suárez, Edgar***

Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas (IVIC). Venezuela

* Autor responsable, email: jfiguera@ivic.gob.ve

En Venezuela existen un gran número de fuentes radiactivas que han sido declaradas por sus usuarios como fuentes en desuso y no tienen posibilidad de ser reexportadas a sus países de origen y aunado a la carencia de no contar en el país con un Almacén Centralizado donde se puedan resguardar este tipo de fuentes, ha conducido a muchos usuarios a buscar una opción para mejorar las condiciones de protección y la seguridad física para el almacenamiento de sus fuentes en desuso, es por ello, que el presente trabajo muestra la experiencia venezolana en el acondicionamiento reversible para el almacenamiento temporal de fuentes selladas en desuso, basada en la metodología del TECDOC 1145, impulsado por el OIEA. Para ello, se aplicó la referida metodología a dos dispositivos radiactivos utilizados como medidores de espesor en la fabricación de las llantas para automóviles. Las fuentes radiactivas se encuentran conformadas por el radionúclido Sr-90 con una actividad nominal de 50 mCi, las cuales se encontraban instaladas en un cabezal similar a los beta.scanner utilizados en la industria del papel. Previamente al acondicionamiento, dichas fuentes fueron evaluadas y se les verificó la integridad física del encapsulado de las mismas. Posteriormente se preparó un tambor metálico según lo sugerido por el TECDOC 1145 y las fuentes fueron colocadas en un recipiente metálico con tapa de PVC, de esta manera se aseguraron en el tambor metálico previamente preparado obteniéndose un bulto radiactivo tipo A con una tasa en contacto de 2 $\mu\text{Sv/h}$, el cual fue depositado en un almacén temporal en superficie. Los resultados obtenidos sugieren que TECDOC 1145, es una buena opción para muchos países en vías de desarrollo, como es el caso de Venezuela que requieren fortalecer las condiciones actuales de protección y seguridad de las fuentes en desuso.

FUNDAMENTACIÓN DE LA SEGURIDAD PARA LA GESTIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS

Díaz Guerra, Pedro Ibrahim*; Perez Reyes, Yolanda

Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba

* Autor responsable, email: pibrahim@orasen.co.cu

Los desechos que contienen material radiactivo o que están contaminados con estos ellos, proceden de una gran variedad de actividades que incluye la explotación y clausura de instalaciones radiactivas y de las aplicaciones de radionucleidos en la medicina, la industria, la agricultura y otras aplicaciones, lo que exige que se tengan en cuenta los aspectos de seguridad radiológica para su gestión en condiciones de seguridad, con el objetivo de proteger la salud humana y el medio ambiente. Debido a esto se hace necesario que su gestión se haga en correspondencia con los Principios Fundamentales de Seguridad, donde se tengan en cuenta todas las etapas, emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación, parada y clausura. Para desarrollar estos principios fundamentales el OIEA propuso el documento GSR parte 5, Requisitos de Seguridad por "gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos", los que entre otros, exige que el operador presente a la autoridad reguladora durante el proceso de solicitud de autorización, una justificación de seguridad de y la correspondiente evaluación de seguridad. El presente trabajo expone como la autoridad reguladora de Cuba ha implementado estos requerimientos utilizando las regulaciones nacionales y las herramientas utilizadas para la realización de estos, entre las que se encuentran la utilización de matrices de riesgo y la técnica Modos de Fallos y Análisis de los Efectos (FMEA por sus siglas en Ingles). Adicionalmente para la presentación de la documentación por parte del operador utilizamos además de los ya mencionados, el GSG-3 "The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste".

COMPARISON BETWEEN RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT AND THE EXPOSURE OF WORKERS

Guimarães, M. I. C. C.^{1*}; Pena, G. P.²; Santos, J. S.¹; Gonzalez, J. A.¹; Pássaro, B. M.¹; Videira, H. S.¹; Lopes, A. B.¹; Buchpiguel, C. A.¹

¹ Nuclear Medicine Service of InRad Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina da Universidade de São Paulo (NMC InRad HCFMSUP). Brazil

² Pontifícia Universidade Católica de São Paulo (PUC-SP). Brazil

* Autor responsable, email: micguima@usp.br

Depending on how the radioactive waste is managed it can become an additional source of exposure to the worker. In order to minimize this exposure the amount of radioactive waste generated by a nuclear medicine center was analyzed, quantified, qualified and compared with the doses obtained by personal dosimetry in the Nuclear Medicine Service of InRad HCFMUSP. The greatest quantity of radioactive waste produced was of Tc-99m. Approximately 90% of the solid waste was non-compactable, such as needles and others, and the remaining 10% were of compactable waste (gauze, gloves and other). Among the years there has been a significant variation in the amount of waste, which is directly connected with the quantity of exams performed. The medium dose value observed was of 0.6 mSv per month for all the workers, including radiopharmacists, nurses and physicists (dosimeters positioned in thorax) and 1.6 mSv in wrist dosimeters. We observed that months with greater amount of waste coincided with months of higher doses. However, this increase was not significant and was not proportional due to optimization in handling the waste.

ST 4.4

**TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO Y
SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y PROTECCIÓN
FÍSICA DE LAS FUENTES**

DISERTACIÓN: CAPADONA, NANCY*

RADIOPROTECCIÓN: NUEVOS DESAFÍOS PARA UN MUNDO EN EVOLUCIÓN

* Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

N.Capadona@iaea.org

El uso de materiales radiactivos es una actividad relativamente nueva comparada con la historia de la humanidad; sin embargo la diversidad de aplicaciones es tan amplia que cualquier listado que pretenda ser exhaustivo adolecería seguramente de varias omisiones.

Pero la factibilidad de la utilización de los materiales radiactivos en cada una de sus aplicaciones depende de una actividad facilitadora e integradora por excelencia: el transporte de esos materiales. Está claro que el transporte no encuentra un objetivo de uso del material en sí mismo sino que es incidental a ese uso, y al mismo tiempo absolutamente imprescindible. Dado que no se obtiene ningún beneficio intrínseco al transporte mismo, el transporte es protección radiológica en su más puro estado y le suma una característica única que es que se desarrolla en el espacio más vulnerable: el público.

La suma de características del transporte tales como riesgo radiológico, falta de beneficio intrínseco y localización vulnerable, obliga a los gobiernos a optimizar esfuerzos para proteger a su bien más valorado, la sociedad, no ya solo de los efectos naturales de las radiaciones ionizantes sino también de los efectos incomprensibles pero no por ello desestimables de actos malevolentes en perjuicio de esa sociedad.

Es por ello que la protección radiológica durante el transporte de materiales radiactivos se compone de la suma de la protección tecnológica y la protección física. Dos integrantes de una disciplina que tratan de aprender a recorrer un camino juntas para obtener lo mejor de ambas. La seguridad física apareció hace unos pocos años brindando una excelente oportunidad de volver a analizar las bases de seguridad al contemplar hipótesis no definidas previamente. Establecer bases para regular sin solapamientos ni contradicciones y, al mismo tiempo, sin dejar vacíos es el desafío para esta actividad en el futuro.

SIMULACIÓN DE ENSAYO DE CAÍDA DE CONTENEDOR DISEÑADO PARA TRANSPORTAR SUSTANCIAS FÍSILES

Wesley, Martín*; González Néstor

INVAP SE. Argentina.

* Autor responsable, email: mwesley@invap.com.ar

El transporte seguro de materiales radioactivos requiere de dispositivos de confinamiento (contenedores) cuya función es contener las sustancias físicas y aislar la carga útil. Los contenedores deben garantizar la seguridad, proteger a las personas, los bienes y el medio ambiente de los efectos de la radiación de la carga. Por lo tanto deben cumplir con los requisitos de las reglamentaciones nacionales e internacionales, SSR-6/IAEA y AR 10.16.1-Rev. 2 / Autoridad Regulatoria Nuclear. De acuerdo a esta reglamentación se debe asegurar la integridad y funcionalidad del contenedor durante un posible accidente en el transporte. El presente trabajo muestra el estudio de un contenedor para el transporte terrestre marítimo y aéreo de sustancias físicas. Se analiza el caso de caída libre e impacto del contenedor sobre una superficie rígida desde una altura de 9 m mediante simulación por el método de elementos finitos. Los resultados de la simulación son contrastados y validados con un ensayo a escala real. La validación de la simulación numérica permite posteriormente simular el caso accidental severo a mayor altura.

DISEÑO DE UN CONTENEDOR PARA TRANSPORTE Y ALMACENAMIENTO DE MATERIAL RADIATIVO Y FÍSIL

Sagarna, Pablo*; Ivaldi, Luciana

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: pdsagarna@yahoo.es

En el año 2012 la CNEA toma la decisión de dismantelar el depósito temporal de filtros procedentes de la Planta de Producción de Radioisótopos por Fisión, que contienen uranio irradiado enriquecido al 90% y 20%; ubicados en el sector de residuos radiactivos del CAE. Por esta razón se debe realizar el traslado de dichos filtros a otro depósito. La solución propuesta a esta problemática es diseñar un contenedor de filtros para su posterior traslado y almacenamiento en forma segura. Este trabajo contempla el modelado del sistema, su validación realizando mediciones experimentales y la simulación usando el método Montecarlo en el transporte de partículas para el cálculo de Keff y Tasa de dosis gamma. Se adoptaron criterios de diseño que garanticen el control de nivel de radiación externa, en operación, carga - descarga - transporte - almacenamiento transitorio; y la prevención de accidente de criticidad. Por último se buscó optimizar los valores que resultaron de los cálculos, proponiendo diferentes materiales que integran el contenedor.

EVALUACIÓN DE CRITICIDAD PARA EL BULTO DE TRANSPORTE DALMA 25

Bastida, Carlos*; Novara, Oscar; Flores, Mariano

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: bastida@cae.cnea.gov.ar

El DALMA 25 es un bulto de transporte desarrollado por CNEA para transportar soluciones acuosas de uranio con hasta un 20% de enriquecimiento en U-235. El mismo cuenta con certificación vigente por parte de la autoridad regulatoria. En el marco del correspondiente proceso de licenciamiento del diseño de dicho bulto, se evaluaron las condiciones de seguridad por criticidad empleando un código de cálculo basado en el método de Montecarlo, tanto en condiciones normales de transporte como en condiciones hipotéticas de accidente. Si bien el bulto fue diseñado para el transporte de soluciones de uranio de masas y concentraciones seguras como unidad aislada, en la determinación del índice de seguridad con respecto a la criticidad (ISC) para una remesa se consideraron distintas condiciones de apilamiento y de concentración de uranio de las soluciones a fin de determinar las más desfavorables. La modelización geométrica del bulto en condiciones de accidente se basó en los resultados experimentales de los ensayos de apilamiento dinámico efectuados sobre prototipos durante la campaña de ensayos demostrativos de la capacidad de resistencia del bulto. Para el cálculo en tales condiciones se supuso además reflexión ideal e inmersión completa de la remesa.

EXPERIENCIAS EXITOSAS EN AMÉRICA LATINA PARA REDUCIR RECHAZOS DE EXPEDICIONES DE MATERIAL RADIATIVO

Mallaupoma Gutiérrez, Mario César¹; Bruno, Natanael²*

¹ IPEN. Perú.

² CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: mmallaupomag@yahoo.es

El transporte de materiales radiactivos resulta ser vital para la utilización de esos materiales en la medicina, la industria en general y en el ciclo del combustible nuclear. A pesar de las exigentes regulaciones existentes en el transporte de materiales radiactivos, se observan casos de rechazos y retrasos de expediciones de materiales radiactivos, inclusive habiendo cumplido con las regulaciones. Este problema conlleva a un impacto social y económico muy grande, lo cual debe de ser evitado. Desafortunadamente los casos de rechazos y retrasos de expediciones de material radiactivo se producen en todos los modos de transporte, ya sea aéreo, terrestre o marítimo. Ante esta situación, el Organismo Internacional de Energía Atómica decidió crear un Comité Directivo Internacional (CDI) en el rechazo de expediciones de material radiactivo, el cual desarrolló y adoptó un Plan de acción basado en seis áreas de trabajo que son concientización, educación y capacitación, comunicación, promoción, aspectos económicos y armonización de normas. De igual manera, se identificaron diferentes regiones para la aplicación del plan de acción, América, Europa, Asia y África. En el presente trabajo se muestran las acciones exitosas desarrolladas por la región de América Latina y El Caribe, y que han sido consideradas como referentes para las otras regiones del mundo.

DESAFÍOS EN EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS EN PARAGUAY

Moré Torres, Luis E.; Florentin, Richard F.; Páez, Enrique*

CNEA. Paraguay.

* Autor responsable, email: lmore60@yahoo.com

El transporte de material radiactivo en el Paraguay se ha incrementado considerablemente en especial en el área médica que tradicionalmente usaba Co-60, Cs-137 en tele y braquiterapia se ha agregado Ir-192, mientras en medicina nuclear se incorporó el F-18 a otros elementos como el I-131, Tl-201, Ga-67, Sm-153, P-32. En la industria también se ha agregado aplicaciones en Perfilaje de Pozos de Petróleo e Industrias a las de Gammagrafía, Medidores de Llenado, Densidades y Gramajes. La instalación en el país del primer Ciclotrón reduciría el riesgo de transporte durante la importación del F-18 aunque elevaría el riesgo en el área industrial. Este aumento de la utilización de fuentes radiactivas en regiones remotas, la utilización de un ciclotrón para la producción de radiofármacos y la creación de una nueva Autoridad Reguladora Radiológica y Nuclear (ARRN) única por Ley 5.169/14 sin operación hasta el momento, además las designaciones políticas de nuevas autoridades de aplicación sin experiencia e idoneidad ha creado una situación muy comprometida que le agrega mayor vulnerabilidad al transporte del material radiactivo. Las leyes anteriores a la 5.169/14 en la que el Ministerio de Salud Pública y Bienestar Social (MSPyBS) en el área de salud y la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) en el área de industrial de investigación y docencia se constituían en las principales autoridades han sido derogadas. Todos estos eventos han planteado nuevos desafíos al transporte seguro de materiales radiactivos en Paraguay.

PROCEDIMIENTO PARA INSPECCIONES DE LA AUTORIDAD COMPETENTE VENEZOLANA AL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS

Martínez, Dalis

Ministerio del Poder Popular para la Energía Eléctrica. Venezuela.

Autor responsable, email: dalisdvmn5@gmail.com

Este trabajo enfoca el esfuerzo que realiza la Autoridad Competente de Venezuela a fin de establecer las acciones necesarias para llevar a cabo de manera sistemática inspecciones a las actividades de transporte de materiales radiactivos. Se consideran las etapas de las operaciones de transporte que causan exposición a la radiación, destacándose selección del embalaje, preparación, almacenamiento en tránsito, desplazamiento de bultos de materiales radiactivos e inspección y mantenimiento de los embalajes, la preparación de remesas y/o las expediciones de material radiactivo para su transporte, así como también el transporte de las fuentes radiactivas en las prácticas de radiografía industrial, prospección petrolera y densímetros nucleares. Se describen los tipos de transporte de fuentes que se realizan en Venezuela para su empleo en medicina e industria, así como la regulación utilizada: la Norma y el Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos. Adicionalmente se presenta el Procedimiento para realizar inspecciones en el Transporte de Materiales Radiactivos con el objeto de que el personal involucrado posea una herramienta indispensable que lo guíe en llevar a la práctica de manera sistemática las acciones necesarias de manera de verificar el cumplimiento con la regulación. En particular, se pone especial énfasis en las verificaciones que se realizan para transporte de fuentes selladas utilizadas en prospección petrolera, gammagrafía industrial y densímetros nucleares, los vehículos de transporte, los datos de la remesa y marcado de los bultos. Finalmente, se concluye que este procedimiento constituye una herramienta útil y necesaria para los inspectores, los puntos a ser verificados están basados en la normativa de transporte venezolana e internacional y contribuirá con el control que la autoridad regulatoria debe ejercer sobre la mencionada práctica.

VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DEL REGLAMENTO DE TRANSPORTE

Quevedo García, José Rodolfo*; López Forteza, Yamil

Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: quevedo@orasen.co.cu

El establecimiento en la reglamentación nacional de requisitos de aprobación para las operaciones de transporte de materiales radiactivos, forma parte integrante del sistema de verificación del cumplimiento que las autoridades competentes deberán desarrollar a fin de tener la certeza de que seguridad de las personas y la protección de los bienes y el medio ambiente quedan garantizadas. En Cuba dos reglamentos nacionales incluyen requisitos específicos de aprobación. El “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos” vigente, establece requisitos de autorización de las operaciones de expedición de materiales radiactivos. Por otra parte, el “Reglamento sobre Notificación y Autorización de prácticas y actividades asociadas al empleo de Fuentes de Radiaciones Ionizantes”, aprobado en 2011, requiere autorización para el transporte terrestre sistemático de bultos radiactivos. El presente trabajo analiza en detalle el alcance de estos requisitos de autorización, los resultados obtenidos en su aplicación, así como su desarrollo futuro en correspondencia con el texto de la actual propuesta de actualización del reglamento nacional a la luz del “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos”, edición de 2012, publicado en la Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-6. Como conclusión, el trabajo subraya la importancia de mantener este enfoque en la regulación nacional.

SISTEMA ELECTRÓNICO PARA LA CLASIFICACIÓN DE LOS MATERIALES RADIATIVOS PARA SU ENVÍO

*Cioce, Franco**; *Di Carluccio, Luigi*

Consultores. Italia.

* Autor responsable, email: Franco@radioprotezione.org

El transporte de material radioactivo está reglamentado por documentos técnicos específicos de la IAEA. En Europa y en otros países extra europeos este reglamento técnico está nucleado en el ADR (transporte vial de Mercadería Peligrosa) editado por la Naciones Unidas. Pero la modalidad de clasificación del Material Radiactivo son idénticas también por la modalidad de transporte aéreo y marítimo que, por medio de sus propios reglamentos técnicos DGR y IMDG, son en cambio aplicables a todas las escalas aéreas y portuarias y por todos los vectores aéreos y compañías de navegación. Dada la complejidad del argumento, los autores del presente trabajo han desarrollado un software que tiene el preciso objetivo de ayudar al utente en la correcta clasificación a colocar al Material Radiactivo para enviar al transportista, partiendo del exacto conocimiento de inicialmente pocos parámetros. El software actualmente en línea en idioma italiano se refiere solo a los puntos del reglamento ADR (válido en 48 países) mientras lo que se presenta en Buenos Aires se refiere solo a los puntos del documento técnico IAEA: se confirma la superposición. El uso del programa realizado es suficientemente simple pero claramente presupone y necesita de un conocimiento de base de lo que manda o transporta y de algunas terminologías o características del mismo Material Radiactivo objeto de la expedición. El sistema que se presenta fue realizado con la intención de guiar a la persona que lo utiliza en la correcta clasificación de la expedición, partiendo del conocimiento (absolutamente necesario) de 4 parámetros:

- El radionucleido
- El estado físico (sólido, líquido, gaseoso)
- La forma (forma especial o forma no especial)
- La actividad (en Bq)

La ausencia de conocimiento de uno solo de estos parámetros no permite absolutamente el empleo del sistema electrónico. Cada pregunta consultada al software propone también una respuesta que guía al usuario a la correcta elección. Respondiendo "SI" o "NO" a las diversas preguntas propuestas, se llega a la apropiada clasificación. Finalmente se pueden conocer también las especificaciones de la expedición e, insertando los valores de intensidad de dosis a contacto y a un metro, el sistema propone también la etiquetación y la categoría del transporte necesaria, además de las completas indicaciones para señalar en el documento de transporte, sobre el contenedor y sobre las mismas etiquetas.

EXPERIENCIAS EN EL CONTROL DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL EN EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS EN CUBA

Amador, Z.H.*; Soria, M.A.

Centro de Isótopos (CENTIS). Cuba.

* Autor responsable, email: zabalbona@centis.edu.cu

El Centro de Isótopos es el principal transportista de material radiactivo en la República de Cuba. El objetivo del presente trabajo es mostrar las experiencias en el control de la exposición de los trabajadores vinculados a esta práctica. Se procesan los datos correspondientes al período de trabajo 1996-2013. Se controlan anualmente como promedio 7 trabajadores y 128 en total. Se reportan los valores máximos, mínimos y promedios de las dosis efectivas (E) y las dosis colectivas (S), para todo el personal y para choferes y distribuidores. Se estudia la causa del comportamiento de S. Desde el 2009 se controla la dosis equivalente en manos (Hp(0.07)). El principio ALARA es implementado en todas las operaciones. Los índices de transporte máximos y mínimos por remesa de los radioisótopos de mayor contribución a la exposición ocupacional son determinados. Su relación con la distribución de E, es evaluada. Se halla que durante todos los años, excepto en un caso, se recibe una E inferior al 50% de la restricción de dosis (5 mSv⁻¹). En el 2003 se registra la E máxima para el período igual a 5.71 mSv⁻¹, por lo que la cantidad de personas expuestas no determina el valor de S. Esta dosis corresponde a un chofer, sin embargo, la E máxima para los distribuidores durante los 14 años de la práctica es igual a 2.88 mSv. Del 2006 al 2009 laboran fundamentalmente 3 choferes como promedio, sin distribuidor, sin embargo reciben individualmente como máximo 1.04 mSv⁻¹. El promedio de Hp(0.07) para 5 años es 1.25 mSv. No se han reportado sucesos radiológicos en cerca de 4250 expediciones. Las medidas de segregación y el diseño de los bultos tipo A propios del CENTIS que cumplen con las regulaciones internacionales aplicables, son las más efectivas para reducir la exposición ocupacional.

EVALUACIÓN RADIOLÓGICA DE BULTOS TIPO A CON Y-90 EN CUBA

Amador, Z.H.^{1*}; Gual, M.R.²

¹ Centro de Isótopos (CENTIS). Cuba.

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN).Cuba.

*Autor responsable, email: zabalbona@centis.edu.cu

En el Centro de Isótopos (CENTIS) de la República de Cuba se requiere evaluar 3 diseños de contenedores para futuras operaciones de transporte de Y-90. El objetivo del presente trabajo es determinar los valores de actividad de Y-90 posibles a transportar en los 3 contenedores diseñados dentro de los respectivos bultos tipo A estandarizados en el CENTIS y sus características radiológicas para el transporte. Como se trata de un emisor beta puro se necesita emplear el método de Monte Carlo. Cada contenedor posee en su interior otro de acrílico, cuyas dimensiones no varían. Sin embargo, los contenedores exteriores de plomo cambian sus espesores y otras características geométricas. Teniendo en cuenta la actividad máxima en cada caso, es necesario evaluar también la tasa de dosis máxima y el índice de transporte de cada uno. Se emplea para todos los cálculos el código MCNPX versión 2.6.0 y se aplica la extrapolación lineal entre la actividad y la tasa de dosis para los valores de interés. Se demuestra que los diseños evaluados cumplen con las regulaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica para la transportación segura de materiales radiactivos.

SISTEMA DE SEGURIDAD FÍSICA EN BOLIVIA

Miranda Cuadros, Alberto^{1*}; Ontiveros Gonzáles, Paola¹; Saire Aruquipa, Edgar¹; Manrique Villa Gómez, Daniel²

¹ IBTEN. Bolivia.

² Área de Riesgos-Viceministerio de Seguridad Ciudadana-Ministerio de Gobierno. Bolivia.

* Autor responsable, email: amirandacuadros@ibten.gob.bo

La necesidad de implementar un sistema en el cual este contemplada la seguridad no solo radiológica sino física del material radiactivo. El sistema tiene que contemplar a las diferentes instancias, autoridades e instituciones que puedan estar relacionadas con la pérdida de control de una fuente de radiación ionizante, es así que se ha constituido el Comité de Seguridad Física Nuclear y Radiactiva (CSFNR) donde existe participación principalmente de las autoridades competentes relacionada al control del material radiactivo, de una manera coordinada y coherente, utilizando los recursos y capacidades con que cuenta cada una de las instituciones participantes. El CSFNR ha establecido elementos importantes como ser las líneas de acción que permiten establecer una estrategia que permite cumplir con el objetivo de la seguridad física y tecnológica. Las líneas de acción contemplan aspectos como los normativos, detección y control, respuesta, comunicacional, y capacitación.

CONDICIONES DE SEGURIDAD FÍSICA DE FUENTES SELLADAS EN DESUSO

Zerpa, Miguel*

Ministerio de Salud. Venezuela.

* Autor responsable, email: mzerpacaripe@yahoo.com

Por “seguridad” se entiende: la protección de las personas y el medio ambiente contra los riesgos asociados a las radiaciones, así como la seguridad de las instalaciones y actividades que dan lugar a esos riesgos. Por la seguridad física nuclear se entiende: “la prevención y detección del robo, sabotaje, acceso no autorizado, transferencia ilegal u otros actos dolosos relacionados con materiales nucleares, otras sustancias radiactivas o sus instalaciones conexas, y la respuesta a tales actos. En Venezuela existe un alto número de fuentes selladas en desuso, un gran número de ellas aún permanecen en sus lugares de origen donde fueron inicialmente instaladas; y actualmente algunas de ellas, están acondicionadas y almacenadas temporalmente en dichos lugares. Si bien es cierto, que estos almacenes proporcionan algún tipo de seguridad física, no son las condiciones idóneas más apropiadas para el resguardo de las mismas; ya que muchas de ellas presentan algún tipo de protección, garantizando una “seguridad relativa”, otras en cambio no poseen ningún tipo de protección y representan un alto grado de vulnerabilidad. Con auspicio del Organismo Internacional de Energía Atómica, se logró centralizar gran parte del material radiactivo en desuso, lográndose recoger una cantidad importante de fuentes de cesio-137 y casi la totalidad del radio-226. Aún existen 32 unidades de cobaltoterapia en desuso, ubicadas en diferentes instituciones del país. Durante los años 2012-2014 se planteó la necesidad de verificar las condiciones actuales de dichas fuentes en desuso, con el objetivo de establecer un Plan Integral Nacional de Seguridad Nuclear, que permita mejorar dichas condiciones y cuya meta final sea el establecimiento de un almacén centralizado que permita una gestión definitiva y un manejo seguro de todas las fuentes en desuso existentes en el país.

EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN EL PERFILAJE DE POZOS

Alles Leal, Adrián*; Pérez Reyes, Yolanda; Duménigo González, Cruz

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

* Autor responsable, email: adrian@orasen.co.cu

Las evaluaciones de seguridad radiológica requeridas por las regulaciones vigentes son un medio para verificar el cumplimiento de los requisitos establecidos. Diferentes métodos se han venido utilizando con estos fines. En el trabajo se exponen los resultados de la aplicación del método de las Matrices de Riesgo, que se aplica por primera vez en la práctica del perfilaje de pozos. Se incluyó la identificación de los principales fallos de equipos y errores humanos que pudieran conllevar a accidentes, así como las barreras de seguridad previstas. Para cada suceso iniciador se evaluó su frecuencia de ocurrencia, la severidad de sus consecuencias y la probabilidad de fallo de las barreras identificadas. Partiendo de estos presupuestos, se determinó el riesgo asociado a cada una de las secuencias accidentales identificadas, empleando para ello el código SEVRA, "Sistema de Evaluación del Riesgo", inicialmente diseñado para su aplicación en la radioterapia. Como resultado se identificaron las secuencias de mayor riesgo asociadas a la práctica del perfilaje de pozos, lo que constituye el punto de partida para la ulterior implementación de un programa coherente de optimización de las dosis en la práctica.

FORTALECIMIENTO EN CUBA DEL RÉGIMEN DE SEGURIDAD FÍSICA NUCLEAR

López Forteza, Yamil*; Paredes Gilismán, Jorge Luís

CNSN. Cuba.

* Autor responsable, email: yamil@orasen.co.cu

Los materiales radiactivos tienen una amplia, valiosa y creciente gama de aplicaciones en la industria, medicina, investigación y educación. Para garantizar la seguridad y la protección radiológica durante su ciclo de vida, resulta imprescindible disponer de un marco regulador y jurídico estricto. A pesar de ello, la experiencia internacional ha demostrado que se siguen produciendo desplazamientos involuntarios y tráficos ilícitos de dichos materiales fuera del arco jurídico. El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), de conjunto con los Estados miembros, ha emprendido una estrategia vinculada a la seguridad física de estos materiales y a la necesidad de establecer esfuerzos conjuntos destinados a prevenir y combatir los incidentes de tráfico ilícito y los desplazamientos involuntarios. En tal sentido, ha encomendado armonizar las políticas y medidas necesarias para lo cual brinda el asesoramiento y la asistencia técnica pertinente. En el presente trabajo se expone las experiencias y resultados en Cuba del Plan Integrado de Apoyo a la Seguridad Física Nuclear (INSSP, sus siglas en inglés) con el apoyo del OIEA dirigido esencialmente a las áreas de prevención, detección, respuesta y capacitación de recursos humanos con vistas para fortalecer la efectividad de su régimen nacional de seguridad física nuclear.

IMPLEMENTACIÓN DE LA EVALUACIÓN DE SEGURIDAD EN LA PRÁCTICA DE RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL

Alfonso Pallarés, Conrado*

Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: conrado@orasen.co.cu

El CNSN como autoridad reguladora cuenta con un control regulador basado en los procesos de regulaciones, autorizaciones, inspecciones y de coerción, para garantizar la supervisión y control de la práctica de radiografía industrial. De otro lado a la luz de las nuevas regulaciones aprobadas y en proceso de implementación como son: la Resolución 334/2011 del CITMA “Reglamento sobre Notificación y autorización de prácticas y actividades asociadas al empleo de fuentes de radiaciones ionizantes” y la Resolución 17 /2012, Guía de Seguridad: Evaluación de Seguridad de Prácticas y Actividades asociadas al empleo de las radiaciones ionizantes (recomendatoria), se hace necesario para el cumplimiento de los requisitos reguladores concernientes a la evaluación de seguridad Desde el año 2009 se ha venido aplicado esta experiencia en diferentes prácticas médicas y en la industria, proporcionando una base sistemática y coherente, para la evaluación de seguridad de todas las instalaciones y actividades, lo que ha ayudado a aumentar la confianza en que se ha logrado un nivel adecuado de seguridad. El trabajo permitió pudo identificar que existe un grupo de barreras que actúan en la reducción del riesgo en varias secuencias accidentales y por tanto, tienen una importancia relativa en la reducción del riesgo recomendaciones en tal sentido para perfeccionar el programa de gestión de la seguridad en la práctica de radiografía industrial.

FORTALECIMIENTO DE LOS ÓRGANOS REGULADORES EN AMÉRICA LATINA

Guillén, Alba^{1*}; Pacheco, Ronald²; Cristóbal, María²; Capadona, Nancy²; Recio, Manolo²

¹ CNSN. Cuba.

² OIEA. Austria.

* Autor responsable, email: alba@orasen.co.cu

El Organismo Internacional de Energía Atómica, a través de su programa de cooperación técnica, ayuda a sus estados miembros en el fortalecimiento de sus órganos reguladores, encargados de la regulación y el control del uso seguro de las fuentes de radiaciones ionizantes. La región ha participado activamente de proyectos de cooperación técnica con el OIEA, para la mejora de la infraestructura reguladora. Considerando los grandes beneficios de proyectos anteriores, el proyecto “RLA/9/079 Fortalecimiento de la Infraestructura Gubernamental y Reguladora de Seguridad para cumplir los requisitos de las nuevas Normas Básicas de Seguridad del OIEA”, basa el desarrollo del marco regulador en las deficiencias y necesidades obtenidas de la autoevaluación y continuará fomentando una cultura de autosuficiencia al realizar las funciones reguladoras. A pesar de que muchos países han implementado un programa regulador, algunos todavía no cumplen con las nuevas Normas o la sostenibilidad de sus logros es un reto. Su objetivo es reforzar las infraestructuras reguladoras para que sean adecuadas, sostenibles y eficientes, asegurando la protección de las personas y el medio ambiente de los efectos adversos de las radiaciones ionizantes. Las salidas del proyecto, en línea con las necesidades identificadas, son: analizar los vacíos de los reglamentos nacionales en relación con las nuevas Normas incluyendo seguridad en el transporte de materiales radiactivos; fomentar el intercambio de experiencias reguladoras; contar con personal entrenado para regular el uso seguro de las nuevas tecnologías, establecer un Sistema Integrado de Gestión; un Plan Anual de Inspecciones Genérico de referencia; y elaborar metodología de referencia para la evaluación de seguridad en radioterapia siguiendo un enfoque sistemático. El trabajo presentará las actividades fundamentales por cada una de las salidas del proyecto y los resultados e impactos que se esperan obtener.

VIGILANCIA RADIOLÓGICA DE METALES. EXPERIENCIA CUBANA EN SU PERFECCIONAMIENTO

**Ramos Viltre, Enma Odalys*; Domínguez Ley, Orlando;
Caveda Ramos, Celia¹; Alonso Abad, Dolores; Griñan Torres, Reinaldo;
Martínez Saborit, Herminia; Castro Tejeiro, Antonio**

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), Cuba

* Autor responsable, email: cphrodalys@ceniai.inf.cu

Las normativas internacionales en materia de seguridad radiológica, exigen un riguroso control regulador de las fuentes radiactivas y las prácticas asociadas a las mismas, de manera que garanticen un uso seguro para minimizar en consecuencia sus riesgos a la salud humana y al medio ambiente. Consecuente con los preceptos anteriores desde hace algunos años se ha prestado especial atención a las llamadas fuentes huérfanas y al desplazamiento involuntario de fuentes radiactivas. Por tales razones se ha recomendado enfáticamente entre otras acciones la implementación de sistemas de vigilancia radiológica de los procesos asociados al reciclado de metales, en consideración a los accidentes acontecidos en este ámbito. En nuestro país desde hace más de una década se implementó un servicio técnico tendiente a detectar la presencia de material radiactivo en la cadena de reciclaje de metales. Que ha cumplido a cabalidad su propósito al detectar la presencia de contaminación radiactiva en alrededor de 400 piezas metálicas. Este servicio satisface las normas y regulaciones establecidas por la autoridad reguladora nacional, así como los requerimientos de las Normas de Calidad ISO 9001:08. En tal sentido dicho servicio se encuentra sometido a la mejora continua de sus prestaciones, en correspondencia con las tendencias que promueven la homogenización de procedimientos y métodos de trabajo para la vigilancia y control radiológico del proceso de reciclado de materiales metálicos. El presente trabajo expone la experiencia adquirida en el programa de vigilancia radiológica de metales y en el perfeccionamiento de su desempeño acorde a los mejores estándares internacionales.

DESARROLLO DE TÉCNICAS NEUTRÓNICAS PARA DETECCIÓN DE SUSTANCIAS PELIGROSAS

Mayer, Roberto; D´Amico, Natalia*

Comisión Nacional de Energía Atómica-CNEA, Argentina

* Autor responsable, email: nataliadamico@yahoo.com.ar

El movimiento transfronterizo de sustancias químicas de carácter peligroso está siendo regulado a nivel internacional debido a las consecuencias ambientales y a la salud, ocasionada por la incorrecta gestión de las mismas. La comunidad internacional se encuentra comprometida por multitud de convenios internacionales que busca detectar el tráfico ilícito de sustancias químicas tales como: mercurio, arsénico, cloro, cromo y cadmio. Una vez identificadas las emisiones gamma propias de cada elemento, cuando es inestabilizado por absorber un neutrón incidente desde la fuente, se buscará aplicar la técnica a contenedores en aduanas a escala piloto y posteriormente, a escala real. Los métodos neutrónicos ocuparían el lugar de herramientas de confirmación. En esta instancia, se releva espectros gamma inducidos por una fuente isotópica de neutrones (Am-Be). Los neutrones generados por la misma se encuentran moderados y también, cortados con un filtro de cadmio para obtener neutrones de diferentes rangos de energías: térmicos y epitérmicos, respectivamente. En los casos que se utiliza la fuente neutrónica sin ningún tipo de moderación, se analiza la respuesta gamma de la muestra debido a la absorción de neutrones rápidos. El arreglo empleado busca incrementar la diferencia señal-ruido como también, maximizar el blindaje para proteger al trabajador y minimizar la señal espuria. La utilización de detectores de alta resolución en energía permite obtener resultados precisos que permiten identificar claramente las emisiones gamma características de cada elemento. Posteriormente, se utilizarán detectores más accesibles acorde al portal de aduana que sea diseñado. Se continúa investigando la detección de picos gammas característicos de cada sustancia química como también, el desarrollo de mejores técnicas de detección a los fines de generar una base de datos.

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL UTILIZANDO MATRICES DE RIESGO

Pérez Reyes, Yolanda*; Alfonso Pallarés, Conrado

Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: yolanda@orasen.co.cu

Los trabajos de radiografía industrial plantean muy poco riesgo si se realizan en condiciones de seguridad. Los incidentes y accidentes relacionados con fuentes de radiografía industrial han originado a veces altas dosis para los trabajadores y causado efectos deterministas y, en algunos casos, la muerte. Los miembros del público también han sufrido sobreexposiciones cuando las fuentes radiactivas utilizadas para la radiografía industrial no han sido controladas o reguladas adecuadamente. El presente trabajo se ha propuesto mostrar los resultados de la realización de una evaluación de seguridad radiológica a la práctica de radiografía industrial, que incluye la aplicación de técnicas de análisis de riesgo por el método de las Matrices de Riesgo. El trabajo ha permitido abordar integralmente la evaluación de seguridad confirmando que el método de Matrices de Riesgo es una herramienta que puede ser utilizada por los operadores y reguladores para realizar evaluaciones de seguridad que den respuesta a las exigencias de las regulaciones nacionales y que permitan prevenir la ocurrencia de potenciales accidentes tomando en cuenta criterios de riesgos. Esta investigación aporta importantes argumentos para establecer prioridades al proponer medidas o requisitos reguladores que contribuyan a fortalecer la protección y la seguridad radiológica de los trabajadores y miembros del público.

ACTIVIDADES E IMPLICANCIAS DE LA SEGURIDAD FÍSICA EN EL MARCO NUCLEAR Y RADIATIVO

Anahory, José Luis; Larrosa, Sebastián; Botiglieri, Eduardo; Isaías, José Luis; Renzi, Claudio; Menossi, Sergio*; Ferro Marcos

Autoridad Regulatoria Nuclear-ARN, Argentina

* Autor responsable, email: smenossi@arn.gob.ar

Para prevenir, detectar y responder frente a posibles actos malintencionados, es preciso preservar la seguridad de las instalaciones y de los transportes de materiales protegidos y mantener un contacto permanente y una rigurosa coordinación con los responsables de las organizaciones involucradas en la seguridad radiológica y nuclear. La Subgerencia Control de la Seguridad Física de Prácticas de la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina desarrolla diversas actividades vinculadas a la evaluación, fiscalización y control del Diseño de los Sistemas de Protección y Seguridad Física en el marco regulatorio vigente a partir de las normas AR 10.13.1 “Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares” y AR 10.13.2 “Seguridad física de Fuentes Selladas “. Con este fin se realizan inspecciones de Protección y Seguridad Física a Instalaciones Nucleares y Radiactivas previo análisis de los Informes de Diseño, lo que forman parte de la documentación para el otorgamiento de las Licencias de Puesta en Marcha o de Operación de las mismas. Además se interviene en el proceso de emisión de autorizaciones de transportes de material nuclear y radiactivo que se desarrollan en el territorio nacional y se controla el cumplimiento de los requisitos regulatorios de acuerdo a la normativa vigente citada. En este trabajo se presenta la experiencia de la ARN en el área de la protección y seguridad física y su impacto sobre las medidas de seguridad radiológica y nuclear.

ACCIÓN REGULATORIA EN CASO DE APRISIONAMIENTO DE FUENTES RADIATIVAS EN OPERACIONES DE PERFILAJE

Chiliutti, Claudia Alicia*; Poletti, Marcos; Calabria, Miriam; Lodise, María Victoria

Autoridad Regulatoria Nuclear-ARN, Argentina

* Autor responsable, email: cchiliutti@arn.gob.ar

El perfilaje de pozos petroleros se realiza para determinar los perfiles de densidad, porosidad y contenido de humedad o hidrocarburos. Esta práctica es regulada por la Autoridad Regulatoria Nuclear a través de la Norma Regulatoria A.R. 7.9.2 Rev.0, en la misma se establecen los requerimientos que se deben cumplir para llevar a cabo la operación. Las empresas cuentan con personal con permiso individual vigente. En esta práctica se utilizan fuentes radiactivas encapsuladas de Cs-137 y de Am-241 (Be), entre otras. Las fuentes se almacenan dentro de contenedores en un depósito. Durante la práctica se extrae la fuente de su blindaje, en forma rápida, se la coloca y ajusta en una herramienta que luego desciende al fondo del pozo para relevar los perfiles. El objetivo de este trabajo es describir el proceso regulatorio desde el aviso de la operadora a la ARN hasta la emisión de la autorización de abandono in situ de la herramienta con sus respectivas fuentes. Cuando se producen incidentes tales como el aprisionamiento de la herramienta con sus respectivas fuentes, estas pueden llegar a quedar a profundidades de miles de metros de la boca del pozo. La empresa que brinda el servicio informa a la ARN inmediatamente cada paso que realiza para poder rescatarlas. Luego de reiterados intentos y viendo la imposibilidad de rescate el operador solicita a la autoridad autorización para poder hacer el “abandono” in situ de la herramienta con sus respectivas fuentes. La empresa cuenta con procedimientos que considera la realización de intervenciones para proteger a las fuentes y al medio ambiente. La ARN emite si corresponde, la autorización luego de haber sido realizada una evaluación de la información presentada.

LA METODOLOGÍA BOWTIE Y LOS INFORMES DE SEGURIDAD NUCLEARES

***Ilizastigui Perez, Perez^{1*}; Alfonso Pallares, Conrado¹;
Ilizastigui Arisso, Ilieva²; Salem Morales, Haní²***

¹ Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

² Instituto Superior de Tecnología y Ciencias Aplicadas. Cuba.

* Autor responsable, email: filizastigui@gmail.com

El enfoque regulador del Informe de Seguridad (Safety Case) ha caracterizado a la industria nuclear durante décadas y ha constituido el basamento para demostrar la seguridad de las instalaciones y el otorgamiento de autorizaciones para comenzar las principales etapas dentro del ciclo de vida de instalaciones y actividades. Debido a que los Informes de Seguridad en la industria nuclear y radiológica han "operado" bajo regímenes esencialmente prescriptivos, estos se han enfocado básicamente en demostrar que la instalación es segura (robustez del diseño) con un menor énfasis en demostrar la capacidad de los Operadores de garantizar una adecuada gestión de los riesgos de accidentes radiológicos durante la operación. El accidente de Nimrod puso de manifiesto las potenciales deficiencias asociadas al proceso de preparación de los Informes de Seguridad que pueden limitar seriamente su utilización posterior como herramienta para gestionar los riesgos de accidentes durante la operación y ha servido de impulso para generar nuevos enfoques hacia el proceso de producción de los Informes de Seguridad para hacerlos más relevantes para la gestión diaria de los riesgos a la seguridad que llevan a cabo los Operadores. El presente trabajo explora las posibilidades que proporciona la metodología de gestión de riesgo "Bowtie" para reducir el impacto de las deficiencias asociadas al proceso de preparación de los Informes de seguridad, elevando su valor de uso como herramienta efectiva para gestionar los riesgos de accidentes radiológicos durante la operación. Se presenta asimismo una estrategia concreta de implementación de este nuevo enfoque a una instalación radiactiva en operación con ejemplos que permiten visualizar las ventajas de la aplicación de esta metodología dentro de los Informes de Seguridad en la industria radiológica, siguiendo el enfoque de aplicación.

INCIDENTES EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA, RECOPIACIÓN DE EVENTOS

María Teresa Alonso*, Irene Pagni, Eleazar Ameal

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: malonso@arn.gob.ar

La gammagrafía industrial es un ensayo no destructivo de materiales que se realiza con fuentes radiactivas de alta actividad. La pérdida de control de este tipo de fuentes puede causar daños a la salud de las personas ocupacionalmente expuestas y/o a miembros del público que pueden accidentalmente tomar contacto con las mismas. La gammagrafía industrial es la práctica con más reportes de accidentes en el mundo, lo que representa una preocupación a escala global. En este trabajo se presenta una recopilación de los eventos, incidentes y desvíos operativos ocurridos en Argentina, en un período de aproximadamente diez años, relacionados a la operación de equipos de gammagrafía industrial. La causa de estos eventos es la pérdida de control de los equipos proyectores y/o fuentes por parte de la persona responsable del uso de los mismos. Se realiza un análisis de los eventos iniciantes, eventos que pueden estar relacionados con el transporte o con la operación, de los equipos proyectores y las fuentes alojadas en los mismos, así como el accionar regulatorio en cada uno de los casos. En Argentina, con excepción de un caso, los equipos y/o fuentes fueron recuperados sin causar daños significativos a miembros del público.

ST 5.1

**CULTURA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y
PERCEPCIÓN DEL RIESGO Y EDUCACIÓN Y
ENTRENAMIENTO EN PROTECCIÓN
RADIOLÓGICA**

FACTORES HUMANOS QUE AFECTAN A LA CULTURA DE LA SEGURIDAD

Costa Vaz, Elaine

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

Email: elacosta@cnea.gov.ar

Cultura de la seguridad en el área nuclear, es un concepto amplio que engloba a todos los actores con sus matices, a todas las características, herramientas y a todas las disciplinas, que hacen posible el uso seguro de la energía nuclear por el hombre. Por ser tan extenso, este concepto debe ser aplicado no solamente en las centrales nucleares, sino que en toda instalación donde se trabaje con fuentes de radiación. Cada instalación tiene características propias que la hace única, con equipamiento de tecnología avanzada o no, con procedimientos especiales para cada proceso, con una organización jerárquica que no es igual a todas las demás instalaciones. Pero lo que todas las instalaciones tienen en común, es el ser humano, el trabajador. Por lo tanto, la interacción del hombre con las máquinas, el comportamiento humano individual y colectivo tiene un fuerte impacto sobre cualquier programa de cultura de la seguridad laboral y merece que se le preste atención. En la industria nuclear, los errores humanos, afectan a la cultura de la seguridad, desde el punto de vista de la seguridad nuclear como también a la protección radiológica. Las fallas humanas son la principal causa de accidentes e incidentes en todas las industrias, incluyendo a la nuclear. Es imposible eliminar completamente la posibilidad de error humano, pero se puede identificar las causas más comunes que los desencadenan. La importancia de identificar estos factores que degradan cualquier programa de cultura de la seguridad, reside en el hecho de que, una vez identificados, se puede tomar acciones concretas para prevenirlos. La prevención es una herramienta poderosa y debemos hacer uso de ella cada vez que sea posible, para lograr el uso seguro la energía nuclear sobre todo, teniendo en cuenta, el impacto social que tiene cualquier noticia relacionada con la energía nuclear.

PERCEPCIÓN SOBRE LA ENERGÍA NUCLEAR EN ARGENTINA: INVESTIGACIÓN CON ALUMNOS DEL NIVEL SECUNDARIO

Chahab, Martín

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

Email: mchahab@arn.gob.ar

Como parte de una investigación para la obtención de un Doctorado en Ciencia Política sobre las políticas de comunicación nuclear en Argentina, se realizó un estudio cualitativo con funcionarios que trabajan en la comunicación nuclear y las acciones que se desarrollan. Además, se realizó un estudio cuantitativo sobre la percepción de la energía nuclear en 9 ciudades de Argentina, del que participaron 2210 estudiantes del último año del nivel secundario de escuelas cercanas a centrales nucleares, centros atómicos e instalaciones radiactivas relevantes, y escuelas lejanas de cualquier tipo de instalación nuclear o radiactiva de Argentina, que permitieron observar algunos impactos de esas acciones de comunicación en los alumnos. La investigación recogió información sobre las imágenes mentales de los alumnos en relación a la energía nuclear, la seguridad de las centrales nucleares, la minería a cielo abierto, las radiaciones ionizantes, la regulación de la actividad nuclear y el impacto al medio ambiente de la energía nuclear, entre otros temas relacionados. Además, se obtuvo información sobre cómo las organizaciones de la actividad nuclear comunican a la sociedad. Este trabajo presenta algunos de los resultados más relevantes obtenidos en este primer estudio científico llevado a cabo en Argentina sobre la comunicación de la actividad nuclear.

CONTRIBUCIÓN DEL SISTEMA DE GESTIÓN DE LA AUTORIDAD REGULADORA CUBANA AL PROYECTO RLA-9/079

Fuentes Fuentes, Juan Ramón

Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

Email: jramon@orasen.co.cu

Desde finales de la década de 1990, el Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN) de la República de Cuba implementó un sistema de gestión de la calidad basado en los principios de la norma internacional ISO 9001, el cual ha venido evolucionando a lo largo de casi veinte años, a la par con los cambios acontecidos en las sucesivas revisiones de dicha norma. Con la aparición de los nuevos requisitos de seguridad del OIEA para el establecimiento, aplicación, evaluación y mejora continua de sistemas de gestión -norma de seguridad GS-R-3 y sus documentos complementarios-, la Autoridad Reguladora cubana se planteó la necesidad de revisar el Sistema de Gestión con el objetivo de alinearlos a las exigencias de Organismo. El presente trabajo describe brevemente los resultados más importantes del diagnóstico realizado en el contexto de la Revisión por la Dirección al cierre de 2012, así como las líneas de trabajo que definen el actual Programa de Mejoras, los aspectos más significativos del rediseño del sistema desde la óptica del OIEA y los principales resultados alcanzados hasta la fecha. También han sido considerados los elementos de renovación que propone la versión final de la nueva norma ISO 9001: 2015. La meta esperada, consiste en migrar hacia un sistema de gestión con un alto nivel de integración, que toma como base el sistema de calidad vigente y como premisa fundamental el logro de la seguridad y la satisfacción de todas las partes interesadas. Las experiencias y lecciones aprendidas en este proceso de cambio, constituyen una potencial e importante contribución que el CNSN pondrá a disposición de otros países del área a través del proyecto RLA-9/079 para el fortalecimiento de la infraestructura reguladora en Latinoamérica.

EVALUACIÓN DE LA PERCEPCIÓN DEL RIESGO A TRABAJADORES DE RADIOTERAPIA

Soler Bascó, Karen^{1*}; Torres Valle, Antonio²

¹ Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

² Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas. Cuba.

* Autor responsable, email: karen@orasen.co.cu

La percepción del riesgo constituye uno de los más importantes precursores del error humano, por ello su contribución significativa a la ocurrencia de accidentes laborales. Aunque en muchas instituciones se utilizan y promueven actitudes basadas en la cultura de la seguridad, este aspecto requiere de una formación dirigida y de un papel protagónico de la gerencia, a pesar de lo cual continúa siendo la percepción del riesgo un elemento primario, más intuitivo y afín con las características de cada individuo. Por todo ello, es imposible obviar su análisis. Cuando se pretende realizar el análisis de un grupo humano en el que, la propia naturaleza de su actividad laboral, implica peligros que pueden ser catastróficos, tanto para ellos como para los pacientes, es aún más importante conocer este aspecto. Por dicha razón, esta investigación abarca el estudio de la percepción de riesgo en un grupo de trabajadores que ejecutan la práctica de radioterapia. Conocer significa poder medir. De esta forma, utilizando las bondades de una herramienta especialmente diseñada para la evaluación de la percepción de riesgo, en este caso el programa RISKPERCEP, se ha realizado una evaluación detallada de este fenómeno, identificando, a través de un cuestionario particularmente diseñado para el estudio, las variables de percepción de riesgo que más pesan en los resultados. Las conclusiones del análisis tributan con medidas para adecuar la percepción del riesgo del grupo humano estudiado, a través de planes de capacitación cuyas bases están en las desviaciones más acentuadas de las variables calculadas de estimación del riesgo.

SONDEO REGIONAL SOBRE CULTURA DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN AMÉRICA LATINA

Ferro Fernández, Rubén^{1*}; Cruz Suárez, Rodolfo²

¹ CNSN. Cuba.

² OIEA. Austria.

* Autor responsable, email: ferro@orasen.co.cu

El OIEA confiere una especial importancia a la necesidad de contar con una elevada Cultura de Seguridad en todas organizaciones e individuos que trabajan vinculados al uso de fuentes de radiación ionizante. Ello se basa en el reconocimiento que existe sobre el impacto que han tenido los problemas de Cultura de Seguridad en la ocurrencia de importantes sucesos radiológicos reportados en las últimas décadas, en diferentes partes del mundo. El Organismo está desarrollando una labor de difusión, fomento y desarrollo de este concepto que comenzó con el proyecto regional para América Latina RLA9066 y que continúa en la actualidad con el proyecto RLA9075. Como parte de este esfuerzo el Organismo organizó un sondeo regional durante 2013-2014 que permitiera un acercamiento inicial a la situación general del tema de Cultura de Seguridad Radiológica en los países de América Latina, su manejo y tratamiento. Ello permitiría definir las fortalezas y necesidades en este campo y establecer las acciones y estrategias apropiadas en la región para el fomento y desarrollo sostenido de este importante aspecto de seguridad. Participaron un total de 13 países de la región que proporcionaron un volumen importante de información a través de las 108 encuestas que se recibieron de Organismos Reguladores y entidades de los países. El presente trabajo presenta un resumen de los principales resultados obtenidos en este sondeo.

PERCEPCIÓN DEL MÉDICO RESPECTO AL RIESGO RADIOINDUCIDO POR PRÁCTICAS MÉDICAS

Zyngiel, Alejandra^{1*}; Sanz, Pablo²; Biolatti, Vanesa³; Cascón, Adriana⁴

¹ IMERASE/CNEA. Argentina.

² NA-SA. Argentina.

³ CNEA. Argentina.

⁴ IMERASE. Argentina.

* Autor responsable, email: adrianacascon@yahoo.com

El objetivo del presente trabajo es evaluar el estado de conocimiento y la percepción que tienen los médicos de las instituciones hospitalarias sobre los riesgos inducidos por las Radiaciones Ionizantes (RI) en la práctica médica cotidiana. Para ello se realizará una encuesta aleatoria a médicos de hospitales públicos de la Ciudad de Buenos Aires, con la finalidad de evaluar: 1) si conocen los riesgos que implica el uso de métodos diagnósticos que involucran Radiaciones Ionizantes; 2) si recibió algún tipo de capacitación al respecto en su carrera de grado; 3) si considera la práctica con RI capaz de producir lesiones y 4) si se considera capacitado para diagnosticar una lesión radioinducida. El estudio estará dirigido en particular a los médicos prescriptores de estudios diagnósticos y de tratamientos de las siguientes especialidades: Clínica Médica, Pediatría, Ginecología, Traumatología, Cirugía, Cardiología, e incluye especialistas en formación en residencias médicas. La finalidad del trabajo es, en base a los resultados obtenidos, identificar las carencias en el conocimiento sobre los riesgos del uso de RI en la práctica médica cotidiana con el propósito de elaborar un programa adecuado para la carrera de grado de la Facultad de Medicina.

PROYECTO DEL FORO SOBRE CULTURA DE SEGURIDAD EN EL ÁREA RADIOLÓGICA

***Ferro Fernández, Rubén^{1*}; Arciniega Torres, Jorge²;
Blanes Tabernero, Ana³; Bomben, Ana María⁴; Cruz Suárez, Rodolfo⁵;
Da Silva Silveira, Claudia⁶; Perera Meas, Jorge Fernando⁷;
Ramírez Quijada, Renán⁸; Videla Valdebenito, Ricardo⁹***

¹ CNSN. Cuba.

² CNSNS. México.

³ CSN. España.

⁴ ARN. Argentina.

⁵ OIEA. Austria.

⁶ CNEN. Brasil.

⁷ ARNR. Uruguay.

⁸ IPEN. Perú.

⁹ CCHEN. Chile.

* Autor responsable, email: ferro@oraseen.co.cu

El Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) concede especial importancia a la prevención en el campo de la protección y la seguridad radiológica así como de la seguridad física de fuentes de radiación, reconociendo la contribución significativa que tienen los factores humanos y organizacionales en ese terreno. En particular, el FORO considera esencial que tanto las organizaciones como los trabajadores alcancen y mantengan comportamientos y actitudes hacia la protección y la seguridad radiológica y física durante el trabajo con fuentes de radiación que sean expresión genuina de una Cultura de Seguridad sólida. Basado en lo anterior, el FORO decidió acometer un proyecto para la elaboración de una guía sobre Cultura de Seguridad en las organizaciones, instalaciones y actividades con fuentes de radiación ionizante que concluyó en el 2014 y que permitirá a sus países miembros trabajar en su fomento y desarrollo con elementos prácticos para su evaluación, monitoreo y mejora continua. El presente trabajo describe el documento resultante y sus objetivos.

BOLIVIA - CULTURA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y PERCEPCIÓN DEL RIESGO

Berdeja Amatller, Lucio Ronald

Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear (IBTEN). Bolivia.

Email: rberdeja@ibten.gob.bo

Desde la participación en el Curso - Taller del tema de Cultura de Seguridad en abril de 2013 en Rio de Janeiro, en Bolivia se está desarrollando la parte de difusión, en instalaciones donde se trabaja con radiaciones ionizantes como ser en Salud e Industria, y también en Universidades. En esta primera etapa se pretende crear una conciencia en la percepción del riesgo, en consecuencia concientización del tema mismo de Cultura de la Protección Radiológica. Un resumen de las presentaciones realizadas en el tema de Cultura de Seguridad en Bolivia en distintas Instalaciones, se aprecia en el siguiente detalle (ver trabajo completo). En adelante se continuará con la parte de difusión del tema y la intención de la realización de talleres con presencia del OIEA. También se trabajará con un Plan Nacional de Cultura de Seguridad, involucrando en el mismo a diferentes Instalaciones.

ANÁLISIS DEL ROL DE LOS OBSERVADORES EN LOS EJERCICIOS DE SIMULACRO EN UNA INSTALACIÓN NUCLEAR

Daoud, Adrián

ITN Dan Beninson (CNEA - UNSAM). Argentina.

Email: daoud@cnea.gov.ar

El simulacro de Plan de Emergencias de una instalación nuclear tiene por objeto evaluar: desempeño del personal, recursos tecnológicos disponibles y correcta utilización, procedimientos y prácticas establecidas y detectar posibles falencias o dificultades que puedan presentarse ante una emergencia o situación incidental. Esta evaluación contempla aspectos relacionados con la seguridad nuclear y convencional, como así también con la radioprotección. Su valor radica en el ejercicio de ejecución, por parte del personal de la instalación, de procedimientos y acciones establecidos para las situaciones hipotéticas establecidas, con el fin de evaluar si deben ser revisados o resultan adecuados, constituyéndose además en un proceso ligado al reentrenamiento del personal. Habiéndose ejecutado un simulacro, resulta importante el análisis de los datos recabados por los observadores designados. La experiencia previa con la que cuenta cada uno de los observadores en distintas actividades, resulta relevante para identificar las acciones que realizan los actores en el ejercicio aportando una visión más detallada del desarrollo de los acontecimientos. Es asimismo importante la observación realizada por personal invitado de otras instalaciones o de sectores ajenos a la actividad que se desarrolla. Debido a la multiplicidad de observadores e información recabada es necesario diseñar una metodología de evaluación: proponemos planillas en las que se indiquen los datos del observador, lugar o persona a la que observa, hora normalizada de la observación, etc. Una vez reunidas las planillas de observación, se cruzan por sector de observación, o persona observada las acciones registradas en forma cronológica, lo que permitirá establecer cómo se desarrollaron los hechos en forma global. Este trabajo, se concentra en mostrar, en un caso concreto, cómo se desarrollan las tareas de registro de datos obtenidos por los observadores y su posterior organización cronológica por sector o persona observada. El caso elegido fue un simulacro realizado en la instalación RA-1.

ENSINO DAS NOVAS TECNOLOGIAS E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA PARA PROFISSIONAIS DA SAÚDE

García Pereira, Aline*; Garcia Lupi Vergara, Lizandra

Universidade Federal de Santa Catarina. Brasil.

* Autor responsable, email: aalinegp@gmail.com

Os profissionais técnicos e tecnólogos em radiologia são os que estão em constante contato com os pacientes, e em virtude disto devem ter conhecimento básico sobre as novas tecnologias e os princípios de radioproteção. Porém, observa-se uma fragilidade no ensino destes profissionais no que tange aos aspectos das novas tecnologias como ressonância magnética e tomografia computadorizada, além da área de proteção radiológica. O objetivo deste trabalho é avaliar a percepção dos técnicos e tecnólogos em radiologia têm em relação ao ensino de radiologia e de radioproteção. Materiais e métodos: O estudo é descritivo e transversal. Os dados foram recolhidos através de um questionário semi-estruturado, avaliando a percepção dos profissionais da radiologia sobre o ensino de radiologia e fatores de radioproteção. Participaram da pesquisa 30 profissionais, sendo 15 técnicos e 15 tecnólogos em radiologia de Florianópolis, Santa Catarina. Posteriormente utilizou-se a ferramenta ergonômica análise de conteúdo para fazer a análise dos dados. Resultados: Pode-se constatar que os 53.33% dos profissionais acharam a carga horária do seu curso suficiente, e as principais disciplinas que deveriam ser melhor abordadas foram: ressonância magnética (30% técnicos; 25% tecnólogos), tomografia computadorizada (25% técnicos; 5% tecnólogos), proteção radiológica (11% técnicos; 15% tecnólogos) e aulas práticas (6% técnicos; 20% tecnólogos). Em relação à proteção radiológica, 33% dos técnicos e 20% dos tecnólogos desconheciam a legislação brasileira, embora mais de 80% dos profissionais possuam conhecimento sobre os equipamentos e fatores de proteção radiológica. Conclusão: Tendo em vista que a proteção radiológica é uma disciplina fundamental na radiologia, principalmente por se tratar da proteção do profissional e do paciente, e também de que as novas tecnologias são primordiais para o radiodiagnóstico e terapias, observou-se a necessidade de se aumentar a abordagem nos cursos técnicos e tecnólogos, além de desenvolver cursos de perfeição para os profissionais, principalmente os mais velhos.

PROYECTO C.U.R.I.E. CONCIENTIZACIÓN USO RADIACIONES IONIZANTES EMITIDAS

Torres, Stella Maris*; Vidal, Nilda; Vargas Cáceres, Wilfredo; Aguilar, Liliana; Flores, Natalia

Hospital Nacional Posadas: Servicios de Diagnóstico por Imágenes,
Unidad de Cuidados Intensivos Pediátricos, Comité de Seguridad del Paciente,
Unidad de Comunicación, Prensa y Relaciones Institucionales. Argentina.

* Autor responsable, email: mazatorres@hotmail.com

Las radiaciones ionizantes permitieron en medicina mejorar la posibilidad diagnóstica, pero también pueden ser perjudiciales si no son utilizadas. Los efectos determinísticos ocurren después de la absorción de grandes dosis de radiación y los estocásticos a cualquier dosis distinta a cero (umbral). Habiendo detectado la necesidad en la Institución de concientizar al equipo de salud sobre el costo/beneficio del método diagnóstico, surgió este Proyecto interdisciplinario en 2011. Objetivos: Incentivar el cuidado del personal y pacientes sobre aspectos relacionados con la utilización de radiaciones ionizantes. Actualizar conocimientos, competencias y habilidades para el incentivo y mejoramiento de procesos relacionados. Concientizar al equipo de salud sobre gastos de insumos, horas de trabajo y deterioro del equipamiento generado por pedidos de estudios indiscriminados y sin justificación adecuada. Informar a los pacientes acerca de costos y beneficios de la utilización de estos métodos, el resguardo de estudios previos y la exposición a radiaciones ionizantes innecesarias. Estrategias: Realización de capacitaciones y actualizaciones para el equipo de salud del Hospital, hospitales de CABA y de Bs. As. Curso de capacitación acreditación INAP para el personal, del cual surgieron proyectos de mejora con posibilidad de implementación en nuestra Institución. Convocatoria a organizaciones (UBA, MSAL, CNEA) relacionadas con la temática para contribuir al aporte de experiencias y herramientas que permitan optimizar las prácticas diagnósticas con radiaciones ionizantes. Presentación del Proyecto en Congresos de primera línea vinculados a Seguridad del Paciente. Publicaciones científicas en literatura relacionada con la temática. Logros obtenidos: Implementación de dosímetro obligatorio, registro personalizado de dosimetrías, revisión de equipamiento y mejora de infraestructura en diagnóstico por imágenes y odontología, reemplazo de RX por ecografía para visualización fetal, cambio en la modalidad de solicitudes de RX de tórax en TIP – Proyecto RaPP.

CAPACITACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LOS TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS EN EL PERÚ

Medina Gironzini, Eduardo

Instituto Peruano de Energía Nuclear. Perú.

* Autor responsable, email: medina@radioproteccion.org

De acuerdo con la norma de seguridad del OIEA, GSR Parte 3 "Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas básicas internacionales de seguridad", un trabajador es "toda persona que trabaja, ya sea en jornada completa, jornada parcial o temporalmente, por cuenta de un empleador y que tiene derechos y deberes reconocidos en lo que atañe a la protección radiológica ocupacional". Por lo tanto, tendrá que proporcionársele la información adecuada, la instrucción y la formación en materia de seguridad y protección radiológica. En el Perú, la normativa vigente dispone que los trabajadores deben tener una autorización (licencia individual), concedida por la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional que es el órgano técnico del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), responsable del control de las radiaciones ionizantes en el país. La licencia individual se concederá si el solicitante cumple con los requisitos establecidos en la norma específica, siendo uno de ellos el contar con conocimientos de seguridad y protección radiológica. Desde 1972, el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN) del IPEN ha realizado diversos cursos de capacitación para que las personas puedan trabajar de manera segura con radiación ionizante en la medicina, industria e investigación, tanto es así que hasta el año 2013 ha organizado 2.231 cursos que permitieron la formación de 26.213 personas. Los cursos tienen un temario y duración acorde con el trabajo específico que se realiza con la radiación (radiodiagnóstico médico, radiología dental, medicina nuclear, radioterapia, radiografía industrial, medidores nucleares, etc.). La mayoría de los cursos están dirigidos a personas que van a trabajar por primera vez con fuentes de radiación ionizante, pero también hay cursos de actualización para las personas que ya trabajan con radiaciones. El CSEN también conduce programas de posgrado destacando la Segunda Especialización Profesional en Protección Radiológica que se lleva a cabo desde el año 2004 mediante convenio con la Universidad Nacional de Ingeniería. Hasta el momento hay tres programas realizados. En este trabajo se muestra la evolución histórica de los cursos de protección radiológica y su importancia para trabajar con seguridad en el país.

IDENTIFICACIÓN DE LAS NECESIDADES DE CAPACITACIÓN EN SEGURIDAD Y VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL PERSONAL QUE REALIZA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA EN LA INDUSTRIA DEL RECICLAJE DE METALES

***Caveda Ramos, Celia Angélica*; Domínguez Ley, Orlando;
Tamayo Gracia, José Antonio***

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: caveda@cphr.edu.cu

En los últimos años en el mundo han ocurrido varios accidentes radiológicos, relacionados con fuentes radiactivas que han aparecido en la chatarra metálica. Para prevenir la ocurrencia de estos accidentes se debe implementar un servicio para la vigilancia radiológica de la misma, esto implica que el personal que lo realice esté lo suficientemente capacitado para acometerlo. Por otro lado, las empresas de la industria del reciclaje de metales en nuestro país están adquiriendo detectores de radiación para la vigilancia radiológica de la chatarra metálica y sus sub-productos. Las mismas han solicitado al Centro Protección e Higiene de las Radiaciones un curso de capacitación en materia de seguridad y vigilancia radiológica en el reciclaje de metales para el personal que realizará este tipo de servicio. El objetivo de este trabajo es identificar las necesidades de capacitación de este personal. Para ello se hizo una revisión de las recomendaciones de la autoridad reguladora nacional y de organismos internacionales. Posteriormente se elaboró una encuesta teniendo en cuenta estas recomendaciones y se aplicó al personal que recibirá la capacitación. Esto permitió evaluar el nivel de conocimientos adquirido por ellos sobre el tema. Los resultados de la encuesta mostraron que el nivel de conocimientos era bajo, por lo que se identificaron como necesidades de capacitación las recomendaciones, tanto de la autoridad nacional como de los organismos internacionales. La identificación de estas necesidades servirá de base para el diseño del programa de capacitación. La implementación del mismo contribuirá a disminuir la probabilidad de ocurrencia de accidentes radiológicos, en la prevención de la sobreexposición de los miembros del público y de la contaminación del medio ambiente y a minimizar las grandes pérdidas económicas en la industria del reciclaje de metales.

PANORAMA DE LA FORMACIÓN DE LOS FÍSICOS MÉDICOS EN BRASIL

Dutra Silvestre Mendes, Janaína*; Vasconcellos de Sá, Lidia

Instituto de Radioproteção e Dosimetria. Brasil.

* Autor responsable, email: jana.dutra@gmail.com

El objetivo de este trabajo es plantear el escenario de la formación del físico médico. En este sentido, se evaluó el número de programas de pregrado y posgrado en Física Médica, el reconocimiento de la situación, la regulación profesional y los intentos en certificar expertos. Hemos tratado de discutir que maneras de formar un físico médico, si esta formación cumple con los requisitos propuestos por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Organización Internacional de Física Médica (IOMP), además de la certificación sugerida por la Asociación Brasileña de Física Médica (ABFM). Actualmente hay, en Brasil, 16 cursos de grado en Física Médica, 19 cursos de post-graduación (pero sólo en áreas relacionadas, ninguno en física médica). Estos cursos (pre y pos graduación) se ofrecen en su mayoría en el eje sureste del país, concentrando más de 80% de la oferta en estas regiones. La profesión del físico médico es reconocida por el Ministerio de Trabajo, sin embargo, aún está pendiente en el Senado un proyecto de ley (Ley 101/2012 proyecto PLC), donde hay mención a los físicos médicos. Sólo la ABFM lleva a cabo una prueba anual para certificación de físicos médicos en el campo de la radioterapia, medicina nuclear y radiología, sin embargo sin apoyo legal. Se observa aquí que hay brechas en la capacitación que se relacionan con la territorialidad de los cursos formales, la calidad de la formación, ya que no hay propuestas de planes de estudios unificado o al menos alrededor de un eje básico. También se observa que la falta de regulación profesional es un importante obstáculo para la evolución de este grupo de trabajadores como clase.

CAPACITACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA: ROL DE LA COLABORACIÓN INTERNACIONAL

***Cárdenas Herrera, Juan^{1*}; Girón Sánchez, Carmen²;
López Bejerano, Gladys¹; Prendes, Alonso Miguel¹;
Martínez González, Alina¹; Molina Pérez, Daniel¹; Tamayo García, José A.¹;
Fernández Herrera, Andrés¹; Lugo, Fernando²***

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Dirección de Salud Radiológica. Venezuela.

* Autor responsable, email: cphrcardenas@ceniai.inf.cu

La capacitación constituye un componente esencial en la implementación de programas eficientes de protección radiológica dada su importancia para la seguridad de prácticas y fuentes de radiación. El adiestramiento en seguridad radiológica en el contexto de la práctica médica adquiere singular relevancia por sus implicaciones en la protección de la exposición ocupacional de los profesionales de la salud y especialmente de los pacientes durante la exposición médica. El trabajo expone la experiencia obtenida en la ejecución de diversas acciones docentes expresadas en talleres y cursos en contexto de la colaboración bilateral entre las Repúblicas de Cuba y la Bolivariana de Venezuela, que permitió brindar capacitación e información a cientos de profesionales venezolanos. A lo que se adiciona el desarrollo de talleres para perfeccionar la formación de formadores en el ámbito técnico como pedagógico. Por otra parte fue definida una infraestructura académica e identificados posibles escenarios docentes. Luego de valorar las necesidades y alcance de la capacitación fue concebido el programa y la metodología de las acciones docentes para las diferentes modalidades académicas a ejecutar. Estas acciones tuvieron como propósito elevar los niveles de preparación en materia de protección radiológica de los profesionales de la salud en este país. El contenido del programa modular aborda aspectos teóricos – prácticos sobre fundamentos y filosofía de la protección radiológica. Así como sobre requisitos de seguridad enfatizando los relativos a las exposiciones ocupacional y médica. Mientras que adicionalmente enfoca las particularidades de la protección radiológica en la radiología diagnóstica e intervencionista, la medicina nuclear y la radioterapia. Los talleres permitieron la capacitación de 2000 trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes y a un grupo de 39 capacitadores. Estas actividades fueron valoradas como muy satisfactorias, con alta aceptación y reconocimiento por educandos y autoridades tanto del ámbito regulador como académico.

TECNICATURA UNIVERSITARIA EN MEDICINA NUCLEAR, ¿QUIÉNES LA ELIGEN Y POR QUÉ?

***Ventura, Clara; Ventura, Matilde; Martín, Gabriela; Miret, Noelia;
Gutiérrez, Alicia; Núñez, Mariel; Cocca, Claudia****

Laboratorio de Radioisótopos. Facultad de Farmacia y Bioquímica.
Universidad de Buenos Aires. Argentina.

* Autor responsable, email: cmcocca@ffyb.uba.ar

La capacitación del personal técnico de los centros de medicina nuclear constituye un aspecto clave para la seguridad radiológica. Desde el año 2009 la Universidad de Buenos Aires (UBA) dicta la Tecnicatura Universitaria en Medicina Nuclear (TUMN). El objetivo de este trabajo fue caracterizar a la población de estudiantes que ingresan a la TUMN, indagando sobre las motivaciones que los llevaron a su elección. Para ello realizamos una encuesta a los alumnos de la cohorte 2014. Los resultados indicaron que los estudiantes conforman una población joven, sin hijos y que convive con los padres. Un gran número de alumnos trabajan, en general, en ámbitos poco relacionados con la carrera. La mayoría posee conocimientos de inglés, cuenta con acceso y un manejo adecuado de internet. Entre los factores que influyeron en la elección de la TUMN se encuentran principalmente la salida laboral, seguido por las incumbencias profesionales. En cuanto a su labor como egresados, el principal interés se concentra en la participación en el sistema de salud y en el trabajo en equipos multidisciplinarios. Si bien los alumnos afirman conocer que el empleo de material radiactivo conlleva riesgos, curiosamente desconocen los usos pacíficos y no pacíficos de las radiaciones ionizantes. Estos resultados, indican que la población de estudiantes que ingresa a la TUMN cuenta con los medios y las herramientas necesarias para culminar exitosamente la carrera y posee una alta motivación por trabajar en el sistema de salud. El compromiso de un trabajador frente a la protección radiológica depende fuertemente de su percepción del riesgo, lo cual está muy vinculado con su nivel de formación. Cada una de las asignaturas incluidas en el diseño curricular de la TUMN aporta conocimientos dirigidos a una formación integral y adecuada para un desempeño responsable.

PRESENTACIÓN A LA COMUNIDAD LATINOAMERICANA DE LA PLATAFORMA VIRTUAL DE FORMACIÓN ONLINE EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE BARCELONA

***Pérez Carmona, Fermina*; Bartolome Filella, Carles;
Rodríguez Climent, Eva; Amado Sanjuan, José Luis;
Sanz Valls, María del Mar***

Universidad Autónoma de Barcelona. España.

* Autor responsable, email: fermina.perez@uab.es

El objeto de esta presentación es dar a conocer a la comunidad de profesionales de la protección radiológica (PR) de los países latinoamericanos la plataforma virtual de la que dispone la Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR) de la Universidad Autónoma de Barcelona (UAB). Esta herramienta posibilita a la UTPR poner sus 40 años de experiencia en formación radiológica al servicio de las nuevas tecnologías, ofreciendo sus cursos de PR de forma on-line y semipresencial. Estas modalidades permiten que más personas puedan acceder a ellos, con flexibilidad horaria y economizando los recursos que el alumno debe aportar al curso, al reducirse o eliminarse los traslados. Los cursos están diseñados e impartidos por una interesante sinergia entre profesores universitarios especialistas en el sector y técnicos expertos con amplia experiencia a sus espaldas. Todos los cursos son en lengua española y cuentan con vídeos polimedia que ofrecen resúmenes de viva voz. La plataforma virtual en la que se desarrollan se ha diseñado totalmente a medida para estas formaciones y se adapta a cualquier dispositivo para su óptima visualización – tanto PC como tablets o smartphones. Además, cuenta con la posibilidad de descargar los archivos de las lecciones en formato PDF. Entre los cursos semipresenciales que ofrecemos a través de la plataforma se encuentran los de capacitación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas oficiales, homologados de acuerdo a la legislación española, hecho que supone una novedad destacable al ser la UTPR una de las entidades pioneras en ofrecer este tipo de formación en modo semipresencial.

REVALORIZACIÓN EDUCATIVA Y BÚSQUEDA DE EXCELENCIA ACADÉMICA EN LA ARN

Larcher, Ana*; Nicolás, Rubén; Hurtado de Mendoza, Diego

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: alarcher@arn.gob.ar

La Autoridad Regulatoria Nuclear es heredera de medio siglo de experiencia en materia de educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad nuclear y de construcción de competencias de personal vinculado a la actividad nuclear. Desde su creación como organismo independiente, la ARN tomó una actitud proactiva en la preservación y engrandecimiento del legado de enseñanza y en el año 2006 asumió la responsabilidad de presentar al escrutinio de pares internacionales, el nivel alcanzado por sus actividades de capacitación y entrenamiento. Como resultado de la exitosa evaluación internacional (misión EduTA del OIEA), en septiembre de 2008, Argentina firma un Acuerdo de Largo Plazo con el OIEA, y la ARN se constituye en el primer Centro Regional de Capacitación (CRC) para la Seguridad Nuclear, Radiológica, del Transporte y de los Desechos para la región Latinoamericana y del Caribe. Para gestionar el CRC, el Directorio de la ARN crea, en enero de 2010, la Unidad de Capacitación y Entrenamiento (UCE), dependiendo directamente del Directorio de la misma. En este trabajo se presentan las acciones desarrolladas por la UCE desde su creación que incluyen entre las más importantes, las siguientes:

- Insertar los posgrados tradicionales dictados por la ARN en el marco académico de la Universidad de Buenos Aires.
- Remodelar y proveer de nuevo equipamiento de enseñanza a la sede del CRC en el CAE.
- Otorgar un nuevo enfoque al tradicional Curso de Protección Radiológica – Nivel técnico, a partir de las necesidades surgidas de la reactivación del plan nuclear argentino.
- Diseñar cursos con nuevos formatos y contenidos específicos ante nuevos desafíos regulatorios.
- Diseñar mecanismos de seguimiento e impacto de las actividades de capacitación desarrolladas.
- Participar como expertos en reuniones de seguimiento de los proyectos regionales del OIEA sobre capacitación y entrenamiento.
- Tener presencia en los dos Comités Directores del OIEA sobre capacitación y construcción de competencias en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.

CURSO VIRTUAL SOBRE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN RADIOLOGÍA DENTAL

Medina Gironzini, Eduardo^{1*}; Da Silva, Aucyone Augusto²

¹ IPEN, Perú

² IRD, Brasil

* Autor responsable, email: medina@radioproteccion.org

El Proyecto Regional del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) RLA0048: Networking for Nuclear Education, Training, Outreach and Knowledge Sharing tiene como objetivos fomentar y potenciar el desarrollo y la difusión de programas de educación, capacitación y extensión en ciencia y tecnología nuclear; acceder y compartir material educativo de calidad así como también propiciar un mejor acceso a los recursos de información pertinentes en América Latina y el Caribe. Igualmente, es un importante apoyo para las actividades de la Red Latinoamericana para la Educación en Tecnología Nuclear (LANENT). LANENT fue creada para ayudar a preservar, promover y difundir el conocimiento nuclear y fomentar la transferencia de ese conocimiento en Latinoamérica. Busca ampliar la cooperación académica y científica entre sus miembros, con el objetivo de fomentar los beneficios de la tecnología nuclear y de esa manera estimular el progreso y el desarrollo de la misma en áreas como la educación, la salud, la industria, el gobierno, el medio ambiente, la minería, entre otras. Una de las actividades del Proyecto es el desarrollo de un curso virtual sobre Protección Radiológica en Radiología Dental el cual estará disponible para los odontólogos y personal técnico que trabaja en radiología dental. Para la preparación del curso se ha tomado en cuenta el material disponible en el Instituto Peruano de Energía Nuclear y en el Instituto de Radioproteção e Dosimetria, y la participación de destacados especialistas de ambas instituciones. El curso comprende 7 capítulos y en cada uno de ellos se ha definido claramente los objetivos que se esperan alcanzar haciendo uso de presentaciones en power point, videos y grabaciones a fin que la persona interesada aprenda gradualmente desde las nociones básicas hasta los conceptos más importantes que deben tomarse en cuenta para trabajar de manera segura en radiología dental. Para avanzar en cada capítulo, el interesado debe resolver algunas preguntas y al final del curso puede obtener un certificado de aprobación. En este trabajo se muestran las bondades de este sistema que estará disponible para la región latinoamericana en idioma español y de manera gratuita.

MAESTRÍA EN FÍSICA MÉDICA EN EL PERÚ Y SU CONTRIBUCIÓN A LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y FÍSICA EN LAS PRÁCTICAS MÉDICAS

Mallaupoma Gutiérrez, Mario César*; Montoya Zavaleta, Modesto

Instituto Peruano de Energía Nuclear. Perú.

* Autor responsable, email: mmallaupomag@yahoo.es

Una de las actividades que utiliza ampliamente las radiaciones ionizantes son las prácticas médicas. Teniendo en cuenta que las medidas de seguridad están establecidas en la legislación, ello no resulta ser suficiente para el cumplimiento, sino que se requiere personal muy calificado que cuente con una buena capacidad de respuesta técnica. Los riesgos en el uso de las radiaciones ionizantes están relacionados directamente con las dosis que se pudieran recibir en su aplicación. Por eso, se identificó la necesidad de formar profesionales debidamente capacitados, a través de una maestría en ciencias con mención en física médica mediante un convenio entre el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y la Universidad Nacional de Ingeniería (UNI), contando con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). En el presente trabajo se muestra la visión de futuro que tuvieron sus gestores y asimismo, muestra los resultados y aportes técnicos positivos de los profesionales egresados, lo cual ha permitido mejorar en forma relevante la seguridad radiológica y física en las prácticas médicas.

EXPERIENCIAS EXITOSAS DE EDUCACIÓN EN LA REGIÓN DE AMÉRICA LATINA Y EL CARIBE PARA FACILITAR EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO

***Mallaupoma Gutierrez, Mario César^{1*};
López Vietri, Jorge²; Bruno, Natanael³***

¹ Instituto Peruano de Energía Nuclear. Perú.

² Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

³ Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN). Brasil.

* Autor responsable, email: mmallaupomag@yahoo.es

Los países Estados Miembros han adoptado, como regulación nacional, el Reglamento de Transporte Seguro de Materiales Radiactivos del Organismo Internacional de Energía Atómica, que considera condiciones seguras para el transporte nacional e internacional, habiendo mostrado excelentes estándares de seguridad. Sin embargo, se ha identificado casos de rechazos y retrasos de expediciones de material radiactivo, que resulta ser crítico en el caso de sus aplicaciones en radiodiagnóstico y tratamiento de personas. Un aspecto fundamental para contrarrestar esas situaciones es la educación y capacitación de todos los grupos de interés que están involucrados en forma directa e indirecta con el transporte. En el presente documento se muestra la experiencia desarrollada por primera vez, en un curso regional, el desarrollo del tema de los rechazos de expediciones de material radiactivo, su impacto social y económico. De igual manera se muestra casos exitosos de réplica de los cursos nacionales, desarrollados en países de la región generándose el efecto multiplicador y que muestra que la educación y capacitación deberían ser consideradas, en la región como estrategia para generar y mejorar la comprensión del Reglamento, promoviéndose la facilitación del transporte de material radiactivo.

AVOIDING RADIATION EXPOSURE WHILE TRAINING TO LOCATE A RADIOACTIVE SOURCE

***Marins, Eugenio^{1*}; Cotelli, André¹; Cunha, Gerson²;
Landau, Luiz²; Mól, Antônio¹***

¹ Instituto de Engenharia Nuclear. Brasil.

² Universidade Federal do Rio de Janeiro. Brasil.

* Responsible author, email: eugenio@ien.gov.br

A technician undergoing radioprotection training must learn to use radiation detectors. Practical exercises involve being near to radiation sources. The programme here presented reduces the exposure to individuals using a virtual environment to achieve preliminary apprenticeship prior using real radioactive sources.

CAPACITACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN CARDIOLOGÍA INTERVENCIONISTA EN LA ARGENTINA

**Descalzo, Amalia^{1*}; Touzet, Rodolfo^{2,5}; Di Giorgio, Marina^{3,5};
Portas, Mercedes⁴; Dubner, Diana^{3,5}; Gregori, Beatriz^{3,5};
Discacciatti, Adrián³; Sansogne, Rosana⁶; Sanchez, Gustavo⁶;
Papp, Cinthia^{2,5,6}; Ruda Vega, M.¹; Cherro, A.¹**

¹ CACI. Argentina.

² CNEA. Argentina.

³ ARN. Argentina.

⁴ Hospital de Quemados. Argentina.

⁵ SAR. Argentina.

⁶ SAFIM. Argentina.

* Autor responsable, email: amalia.descalzo@gmail.com

Los niveles de radiación recibidos por profesionales y pacientes, en procedimientos cardiológicos intervencionistas, se encuentran en la escala más elevada dentro de las prácticas médicas con rayos X. Asimismo, en los últimos años se ha incrementado el número de procedimientos y la complejidad de los mismos, así como también de nuevas técnicas y equipamiento. Si bien han avanzado notablemente y disminuido la morbilidad de los pacientes, el incremento de dosis puede ser notable, y por lo tanto es imprescindible una adecuada capacitación en protección radiológica. El Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intervencionistas (CACI) realiza una capacitación formal mediante un sistema de entrenamiento y acreditación formal desde hace 25 años. En forma conjunta la Facultad de Medicina de la Universidad de Buenos Aires (UBA) y el Colegio otorgan el título de Médico Especialista en Hemodinamia, Angiografía General y Cardioangiología Intervencionista, de tres años de duración. La Carrera es única en Latinoamérica, por lo cual se capacita a profesionales de toda la región, de los 322 alumnos egresados hasta el momento 48 de ellos son alumnos de otros países. Desde el año 2008, se implementó un Programa de Radiobiología y Radioprotección de 4-6 horas de duración, dictado por un conjunto interdisciplinario de profesionales pertenecientes a distintas instituciones (UBA, CNEA, ARN, SAFIM, SAR, CACI, Hospital de Quemados, representantes de empresas – angiógrafos y dosimetría). En el año 2013, se incrementaron las horas de clases a 16 hs dividido en dos jornadas. Finalmente, en el año 2013, se aceptó el programa como materia dentro de la Carrera de Especialista. Se otorgaron 24 hs de duración tal como lo indican las recomendaciones internacionales para el entrenamiento de Especialistas en Cardiología Intervencionista. El programa de la materia fue diseñado en base a la Guía N° 116 de la European Commission.

PROFESIONALIZACIÓN DOCENTE EN SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Vélez-Donis, Verónica H.

Instituto Nacional de Enfermedades Respiratorias "Ismael Cosío Villegas". México.

Email: velezdonis@gmail.com

Introducción: La formación profesional docente permite la implementación de la cultura de protección y seguridad radiológica a través de la asimilación e integración de los conocimientos y elementos esenciales que la conforman, esto permite el reconocimiento de su importancia y del impacto benéfico de implementar la seguridad y protección radiológica en todas sus actividades, lo anterior basado en la adopción del sistema de optimización y justificación con la finalidad de disminuir el riesgo inherente en el manejo de las radiaciones ionizantes. **Objetivo:** La capacitación del personal ocupacionalmente expuesto a través de la integración de las herramientas pedagógicas de la Profesionalización Docente durante la impartición de cursos de protección y seguridad radiológica. **Metodología:** Capacitación constante e innovadora a través de la definición del objetivo curricular que permita el cambio de paradigmas entre la relación Sujeto – Objeto a través del análisis del destinatario, mismos que deben estar involucrados en el proceso educativo y siguiendo los pasos de la Pirámide de Miller: Sabe, Sabe Cómo, Demuestra y Hace; lo anterior permite la asimilación del conocimiento a través del proceso declarativo, su aplicación y la toma de decisiones como parte del entendimiento del Objeto de Estudio que para nuestro caso, es el manejo de las Radiaciones Ionizantes cuya evaluación se efectúa a través del Aprendizaje Basado en Problemas (ABP). **Resultados:** El destinatario, personal ocupacionalmente expuesto, se convierte en un ser activo que se involucra de manera creativa, adoptando con responsabilidad y entusiasmo su propia formación con el apoyo de un Acompañante que lo estimula, alienta, muestra y redirige en el proceso del aprendizaje brindándole diversos enfoques educativos. **Conclusión:** La adopción de las herramientas pedagógicas en la docencia en seguridad y protección radiológica permite la integración y adopción de los conocimientos como un proceso cultural cuyo compromiso es personal por satisfacción e interés propio.

COMPENDIO DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DIRIGIDO A MÉDICOS TRATANTES

Jiménez Hernández, César Enrique

IMSS. México.

Email: cejh.c@yandex.ru

La protección radiológica es doblemente necesaria si tomamos en cuenta que los efectos de las radiaciones ionizantes pueden manifestarse no solo para los individuos expuestos sino también para todos sus descendientes. El error en medicina ha existido siempre ya que es una actividad humana ligada a la incertidumbre y al riesgo. Con instalaciones bien diseñadas, equipos bien mantenidos y usando procedimientos de formación adecuados para los operadores, así como las solicitudes bien realizadas y justificadas, se pueden minimizar las dosis innecesarias para los pacientes junto con los costos que conllevan, sin que se reduzca la información médica que precisa disminuir las dosis al paciente, significa además reducir la dosis a los operadores y a cualquier otro personal implicado. Es de suma importancia que al médico dentro de la formación profesional se le agregue una asignatura relacionada a la protección radiológica y se programe una capacitación continua de la misma en las diferentes instituciones para garantizar al usuario una atención con calidad con el mínimo de riesgos ya que es una herramienta para establecer el diagnóstico al paciente. Este tema es importante que se le considere como tal para que se legisle y se incluya en las normas oficiales, de esta manera se garantice que el médico solicite correcta y justificadamente los estudios radiológicos.

ST 5.2

**POLÍTICAS, CRITERIOS MÉTODOS DE
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y
COMUNICACIÓN CON LA SOCIEDAD EN
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD BAJO LA NORMA IRAM ISO 9001:2008 EN LA ARN

D'Amico, Beatriz*; Caldart, Flavia; Furio Lanuza Santiago

Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

* Autor responsable, email: bdamico@arn.gob.ar

En el año 2007 desde el Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) se inició el proyecto de implementación de un Sistema de Gestión de la Calidad en toda la organización. El proceso comenzó con la aplicación de la Norma ISO 9001:2000 la cual se modificó en 2008 y es la que actualmente está en vigencia (IRAM ISO 9001:2008). Junto con la implementación del Sistema se procedió a la certificación de aquellos procesos que fueron incorporando las herramientas de calidad a su trabajo diario. Es así como en 2008 los procesos de “Control del transporte de Material Radiactivo” y “Capacitación y Entrenamiento” fueron los primeros en certificar en la ARN. Hoy en día la ARN tiene en su haber 10 procesos certificados bajo la Norma ISO 9001:2008 y se continúa trabajando para poder incluir a toda la organización dentro de un Sistema de Gestión de la Calidad que permita establecer una estructura dinámica para el desarrollo de cada proceso. Dada la nueva revisión de la Norma Internacional que se publicará en el año 2015, será necesario comenzar a trabajar tanto en la identificación como en el análisis de posibles riesgos que se derivan de cada actividad de la ARN, para poder así dar cumplimiento a los requisitos descritos en la Norma. Este desafío implicará la interacción y colaboración de todos los sectores del organismo. En este trabajo se describe el proceso de implementación del Sistema de Gestión en la ARN así como la evolución de aquellos procesos que se sometieron a la certificación ante un organismo externo, y los beneficios asociados.

SISTEMAS DE GESTIÓN DE LA CALIDAD EN LA GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO

Martínez, Noelia Paula*; Chávez, Julio César

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: nmartinez@arn.gob.ar

Basándose en la mejora continua establecida en la política de calidad institucional, los laboratorios de la Gerencia Apoyo Científico Técnico (GACT) han iniciado en el año 2006 un proyecto para ingresar en el esquema de acreditación con el Organismo Argentino de Acreditación (OAA) – miembro del International Laboratory Accreditation Cooperation (ILAC)- bajo la Norma IRAM 301 (Norma ISO 17025:2005).

Actualmente la GACT cuenta con 4 grandes laboratorios acreditados bajo la norma mencionada:

- Laboratorio Control Ambiental
- Laboratorio Dosimetría Biológica
- Laboratorio Dosimetría Física
- Laboratorio Dosimetría Interna

Por otro lado, la GACT en el año 2013 obtuvo la certificación del proceso “Seguimiento de la documentación interna y externa del proceso apoyo científico y técnico”. Este proceso asegura el seguimiento estricto de todos los pedidos de trabajo que ingresan en la GACT, hasta su egreso.

En este trabajo se detalla la evolución del proceso de acreditación de las distintas técnicas de los cuatro laboratorios mencionados y del proceso de certificación a fin de mantener bajo control la documentación de la GACT.

IMPLEMENTACIÓN DE RAIS EN LA AUTORIDAD REGULADORA CUBANA

Cruz Zubiaur, Omar*

Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Cuba.

* Autor responsable, email: omarcz@gmail.com

El Sistema de Información RAIS (Regulatory Authority Information System), en sus últimas versiones web (3.1, 3.2 y 3.3), desarrollado y distribuido de forma gratuita por el OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica), se implementó en el CNSN (Centro Nacional de Seguridad Nuclear), la Autoridad Reguladora cubana en el ámbito radiológico y nuclear. Durante la implementación y posterior uso se generaron una serie de experiencias que permiten proponer un modelo de implementación del sistema para autoridades reguladoras en la región. Se muestra que RAIS es una opción viable para Autoridades Reguladoras que no cuenten con un moderno sistema de información propio personalizado.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL EN PRÁCTICA MÉDICA. VISIÓN REGULADORA

***Hernández Álvarez, Ramón**; *Alonso González, Ivonne María*;
Soler Bascó, Karen; *Jerez Vegueria, Pablo Fabián***

Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Cuba

* Autor responsable, email: ramon@orasen.co.cu

La ejecución de una gran diversidad de procedimientos en la práctica médica diariamente, genera exposición ocupacional a la radiación ionizante, por lo que es esencial una adecuada protección radiológica de los trabajadores involucrados, para garantizar el uso seguro y aceptable de las radiaciones ionizantes en esta práctica, a través, de un apropiado programa de protección radiológica ocupacional. La implementación de estos programas requiere el trabajo conjunto del órgano regulador con todas las partes y actores sociales que tributan a este fin y de su papel proactivo en el diseño de las estrategias requeridas para la colaboración y el mantenimiento de los programas que sean diseñados. En el presente trabajo se ofrece una visión reguladora de las diferentes aristas de la protección radiológica ocupacional en la práctica médica, incluyendo los aspectos técnicos y organizativos que influyen en su implementación y control.

JERARQUÍA DE LA LEY 28028 Y SU TRASCENDENCIA EN LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y FÍSICA EN EL PERÚ

Mallaupoma Gutiérrez, Mario César*; Montoya Zavaleta, Modesto

Instituto Peruano de Energía Nuclear – IPEN, Perú

* Autor responsable, email: mmallaupomag@yahoo.es

En el año 2007 desde el Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) se inició el proyecto de implementación de un Sistema de Gestión de la Calidad en toda la organización. El proceso comenzó con la aplicación de la Norma ISO 9001:2000 la cual se modificó en 2008 y es la que actualmente está en vigencia (IRAM ISO 9001:2008). Junto con la implementación del Sistema se procedió a la certificación de aquellos procesos que fueron incorporando las herramientas de calidad a su trabajo diario. Es así como en 2008 los procesos de “Control del transporte de Material Radiactivo” y “Capacitación y Entrenamiento” fueron los primeros en certificar en la ARN. Hoy en día la ARN tiene en su haber 10 procesos certificados bajo la Norma ISO 9001:2008 y se continúa trabajando para poder incluir a toda la organización dentro de un Sistema de Gestión de la Calidad que permita establecer una estructura dinámica para el desarrollo de cada proceso. Dada la nueva revisión de la Norma Internacional que se publicará en el año 2015, será necesario comenzar a trabajar tanto en la identificación como en el análisis de posibles riesgos que se derivan de cada actividad de la ARN, para poder así dar cumplimiento a los requisitos descritos en la Norma. Este desafío implicará la interacción y colaboración de todos los sectores del organismo. En este trabajo se describe el proceso de implementación del Sistema de Gestión en la ARN así como la evolución de aquellos procesos que se sometieron a la certificación ante un organismo externo, y los beneficios asociados. El uso pacífico de las radiaciones ionizantes genera beneficios para la sociedad en general y aporta al desarrollo sostenible de un país; sin embargo, las radiaciones generan también riesgos tanto para el personal ocupacionalmente expuestos, así como para el público y el medioambiente si es que no se cuenta con una legislación nacional con la jerarquía y robustez necesaria que permita el obligatorio cumplimiento de las condiciones de seguridad acorde a las recomendaciones internacionales dadas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Organización Mundial de la Salud (OMS) y la Organización Internacional del Trabajo (OIT) . El 14 de julio del año 2003, se produjo un hecho trascendente e histórico para mejorar las condiciones de seguridad existente en el Perú, las autoridades del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) impulsaron y promovieron la aprobación de la Ley 28028, una norma jurídica de la mayor jerarquía legal. En el presente trabajo se analiza el marco jurídico nacional con la ley aprobada, que regula el uso seguro de las radiaciones ionizantes y asimismo se muestran los resultados positivos obtenidos, que han permitido mejorar la seguridad radiológica y física en las instalaciones radiactivas y nucleares.

MARCO LEGAL DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN LA REPÚBLICA ARGENTINA

Arias, Mariana*; Tula Cecilia

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: marias@arn.gob.ar

Las diversas aplicaciones pacíficas de fenómenos nucleares aportan en la actualidad significativos beneficios a la medicina, la industria, la investigación y la actividad agropecuaria. Tales beneficios son usufructuados por la mayoría de las personas en su vida cotidiana. Sin embargo, por diversos motivos, la opinión pública suele manifestar ciertos prejuicios respecto de las actividades vinculadas con la energía nuclear. Probablemente, los residuos de las diferentes aplicaciones nucleares sean su principal tópico. El marco jurídico de los residuos radiactivos en nuestro país está integrado por el artículo 41 de la Constitución Nacional, las Leyes N° 24.804 y N° 25.018, así como también por los principios establecidos en las leyes ambientales y la normativa regulatoria dictada por la Autoridad Regulatoria Nuclear en el marco de sus funciones específicas. Por otro lado, el marco jurídico internacional sobre esta cuestión se fundamenta especialmente en la denominada “Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos”, instrumento legal bajo el auspicio del Organismo Internacional de Energía Atómica que compromete a las naciones firmantes a incorporar sus principios a la legislación de cada Estado. La República Argentina, en honor a ese acuerdo, la incorporó a la legislación nacional mediante la sanción de la Ley N° 25.279. Un caso que despertó especial interés y que será tenido en cuenta en este trabajo, es el fallo dictado por la Corte Suprema de Justicia Nacional en el caso “Schröder, Juan c/ INVAP SE y Estado Nacional s/amparo”, por tratarse de una manifestación concreta del tema planteado. De esta manera, en el presente trabajo realizaremos un repaso del marco legal y regulatorio de los residuos radiactivos, su relación con los principios establecidos en la normativa ambiental y un análisis del fallo citado, con el fin de reflejar conceptos y advertir sus alcances y limitaciones.

MANAGEMENT OF RADIATION PROTECTION SERVICES USING A WEB INFORMATION SYSTEM

Grossi, Pablo^{1*}; Souza, Leonardo¹; Figueiredo, Geraldo¹

¹ CDTN/CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: pabloag@cdtn.br

The complex and multisource information flux from all radiation protection activities on nuclear organizations requires a robust information system with an easy web interface to facilitate the data acquisition, management and processing. An effective management information system based on technology, information and people is necessary to improve the safety on all processes and operations subjected to radiation risks, highlighting the strengths and weaknesses and identifying behaviors and trends on the activities requiring radiation protection programs. Those organized and processed data are useful to reach a successful management and to support the human decision-making on nuclear organization. This paper presents and web information system based on the radiation protection directives and regulations from Brazilian regulatory body and international recommendations. This radiation protection control system can be applied to any radiation protection service and nuclear research institutes and is a powerful system for continuous management, not only indicating how the health and safety activities are going, but why they are not going as well as planned showing up the bottlenecks.

PROGRAMA NACIONAL DE CÁNCER DE MAMA: CONTROL DE CALIDAD Y CAPACITACIÓN

**Blanco, Susana^{1*}; Andisco Daniel²; Viniegra María¹; Buffa Rosana¹;
Pesce Verónica¹**

¹ CONICET-INC. Argentina.

² INC-F. Favaloro. Argentina.

* Autor responsable, email: susana.blanco2006@gmail.com

El Instituto Nacional del Cáncer, organismo dependiente del Ministerio de Salud ha implementado desde el año 2011 un programa metódico y racional para lograr una eficiente prevención del cáncer de mama. El programa ha dividido su actividad en las siguientes etapas:

- Diagnóstico de la situación nacional respecto a esta enfermedad
- Ejecución de talleres de concientización a través de reuniones regionales
- Implementación de una plataforma virtual de registro de mujeres en edad de tamizaje (SITAM) para reunir en forma eficiente la información y el seguimiento de cada caso
- Iniciación de un programa de Control de Calidad de equipos de mamografía
- Implementación de becas para capacitación de médicos (cirujanos e imagenólogos) y técnicos radiólogos
- Programa de capacitación en servicio para técnicos radiólogos
- Contratación y capacitación de Registradores para el SITAM
- Implementación de un ejercicio de doble lectura de mamografías entre médicos locales y expertos en imágenes mamográficas.
- Organización de cursos presenciales para médicos y físicos médicos.
- Organización de un curso virtual para técnicos.

Todas estas tareas emprendidas en forma casi conjunta una vez determinados los puntos débiles de cada provincia ayudarán a mejorar la detección temprana del cáncer y su tratamiento posterior. Actualmente han adherido al programa de CC, las provincias de Buenos Aires, Misiones, Corrientes, Santa Fe, Jujuy, Tucumán, Santiago del Estero, Catamarca, San Juan, Mendoza, San Luis, Neuquén y Río Negro. Se han relevado cerca de 100 mamógrafos públicos en estas provincias, tanto analógicos como digitales, e implementado a partir de los Referentes Provinciales del Programa de Cáncer de Mama, la colaboración con el Instituto Nacional del Cáncer.

ESTRATEGIA PARA LA ELABORACIÓN Y REVISIÓN DE NORMAS REGULATORIAS EN ARGENTINA

Piumetti, Elsa*; Gregori, Beatriz; Calvo, Jorge; Massera, Gustavo

Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

* Autor responsable, email: epiumetti@arn.gob.ar

En la Argentina, las actividades en el campo nuclear, que involucren el uso de materiales radiactivos o generadores de radiaciones ionizantes, se desarrollan dentro del marco regulatorio establecido por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). La Ley 24.804 (Ley Nuclear), en su artículo 16, asigna a la ARN la responsabilidad, entre otras, de dictar normas para regular la actividad nuclear en el territorio de la República. Las Normas y Guías Regulatorias elaboradas y emitidas por la ARN abarcan los temas de seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias de materiales nucleares y protección física y, están disponibles al público en la página web de la institución, www.arn.gov.ar. Durante el año 2014 la Subgerencia Normativa Regulatoria (SNR) ha implementado un conjunto de medidas tendiente a reforzar y profundizar su estrategia para la revisión y elaboración de normas. Esta estrategia está en línea con el contexto internacional, y permite la armonización de los instrumentos normativos existentes en la ARN con los establecidos por los organismos internacionales de normalización. También la consideración formal de las recomendaciones del ICRP y de las publicaciones de Seguridad emitidas por OIEA, en cuyos comités el personal de la ARN participa activamente. En este trabajo se presentan, la estrategia mencionada y las conclusiones resultantes de la interacción de la SNR con sectores involucrados en la actividad nuclear, tanto internos como externos a la ARN.

10 AÑOS DEL PROGRAMA ARGENTINO DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE

**Buzzi, Alfredo¹; Lunardón Roxana²; Descalzo Amalia³; Rafailovici Luisa⁴;
Bechara Luis⁵; Lemme Plaghos Luis⁶; Ferrari Celia⁷; Gentile Fernando⁸;
Sansogne Rosana⁹; Touzet, Rodolfo^{10*}**

¹ Sociedad Argentina de Radiología. Argentina.

² Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear. Argentina.

³ Colegio Argentino de Cardioangiólogos Intarvencionistas. Argentina.

⁴ Sociedad Argentina de Terapia Radiante Oncológica. Argentina.

⁵ Colegio Argentino de Cirujanos Cardiovasculares. Argentina.

⁶ Colegio Argentino de Neurocirujanos Intervencionistas. Argentina.

⁷ Sociedad Latino Americana de Radiología Pediátrica. Argentina.

⁸ Sociedad Argentina de Pediatría. Argentina.

⁹ Sociedad Argentina de Física Médica. Argentina.

¹⁰ Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: rodolfotouzet@gmail.com

En diciembre del 2004 se inician en el país las actividades de protección radiológica del paciente mediante una reunión convocada por la Autoridad Regulatoria Nuclear que reúne a reguladores, autoridades de salud y sociedades médicas y se conforman las primeras comisiones de trabajo. Un año después, se forma la "Comisión Conjunta de las Asociaciones Profesionales vinculadas al uso de las radiaciones ionizantes en medicina" integrada inicialmente por 5 sociedades: Sociedad Argentina de Radiología, Asociación Argentina de Biología y Medicina Nuclear, Sociedad Argentina de Terapia Radiante Oncológica, Sociedad Argentina de Física Médica y la Sociedad Argentina de Radioprotección, se convoca a representantes de las autoridades de salud del país y especialistas en protección radiológica. Se fijan 6 objetivos básicos del programa (1- Justificabilidad, 2- Optimización de la práctica, 3- Prevención de los riesgos potenciales, 4- Capacitación y entrenamiento, 5- Difusión de los criterios de PRP, 6-Estructura de control y supervisión) y se realizan actividades de difusión y capacitación que se van ampliando progresivamente. En el año 2006 se presenta el programa en el congreso de Málaga, y se elabora la primera "Guía de Criterios de Prescripción" que se difunde en los congresos médicos. En el año 2014 la Comisión Conjunta estaba integrada por 14 sociedades profesionales, se desarrolló la 10ª Jornada anual y actividades que incluyen la actualización de la normativa, el diseño de nuevas guías de prescripción, el control de los equipos, la difusión de los criterios de Radioprotección y tareas de investigación. El plan de actividades 2015 está distribuido en 10 temas que siguen simultáneamente los 6 objetivos del programa de PRP y los 10 puntos del Plan de acciones de Bonn. Se considera que el éxito del programa depende del compromiso y la participación de todas las sociedades médicas involucradas con el necesario apoyo de los especialistas en protección radiológica y física médica y la comunicación necesaria con autoridades de salud.

WEB-BASED COMMUNICATION SYSTEMS: INNOVATE SOLUTIONS TO COMPLEX DEVELOPMENT CHALLENGES

Levy, Denise S.^{1*}; Sordi, Gian Maria A. A.²; Villavicencio, Anna Lucia C.²; H. Biazini Filho Francisco³

¹ Omicron PG. Brasil.

² IPEN. Brasil.

³ Rederesiduo. Brasil.

* Reponsible author, email: denise@omicron.com.br

This research work focus on the potential value of Information and Communication Technologies (ICTs) to enhance communication and education on Radiological Protection throughout Brazil. ICTs present unprecedented opportunities to innovate solutions to complex development issues, in this large country where it is a strong challenge to ensure access to information to as many people as possible, minimizing costs and optimizing results. Therefore, taking advantage of the impact of ICTs in modern Information Society and its institutions, some research works include education for workers, researchers and the public, offering conditions for learning and improving professional and personal skills. UNIPRORAD is a research work of informatization of radiological protection programs to offer unified programs and inter-related information in Portuguese. The system provides Brazilian facilities and researchers a complete repository for research, consultation and information. The content includes the best practices for optimization and monitoring programs, taking into account that in order to establish a Radiation Protection Plan or a Radiation Emergency Plan, there must be observed all procedures based on national and international recommendations published by different organizations over the past decades: International Commission on Radiological Protection (ICRP), International Atomic Energy Agency (IAEA) and National Nuclear Energy Commission (CNEN). Other than the efforts to disseminate information to radioactive facilities and researches, it is equally essential to invest in education and communication to increase public knowledge and understanding of the benefits of Nuclear Technology, such as food irradiation and social responsibility for electric power generation, for public acceptance of Nuclear Technology depends on public understanding of radiation and its effects on individuals, workers and environment. This research work aims to present several important initiatives which take advantage of ICTs contributions to disseminate information throughout Brazil, contributing to deliver information where it is needed and stimulating development to all aspects of the Brazilian society.

PISI: LA COMUNICACIÓN EN LA INTEGRACIÓN DE RESPONSABILIDAD SOCIAL

Docters Andrea*; Lucuix María Beatriz

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: docters@cae.cnea.gov.ar

En el escenario mundial existe consenso acerca de la necesidad de tener y demostrar un actuar socialmente responsable. Es en este contexto que uno de los principales desafíos que se presentan para el desarrollo sostenible de las actividades nucleares es lograr un incremento en el grado de aceptación por parte de la sociedad. Para ello es fundamental establecer una estructura de comunicación eficaz, eficiente, efectiva y transparente que permita fortalecer y afianzar las relaciones en un espacio social de impacto positivo, signado por el respeto a las diversas expresiones. Un paso importante en este sentido es desempeñarse en un marco de responsabilidad social, proceso que involucra las tres I: ideas, intereses e instituciones. Ser socialmente responsable es comprender que las acciones propias generan impacto en el ambiente, en el entorno, en la organización, en los empleados, y sobre todo en la comunidad. Desde 2007 se implementa en la PISI –Planta de Irradiación Semi Industrial- un proyecto cuyo objetivo primario es evaluar la viabilidad de integrar un comportamiento socialmente responsable en una Instalación Clase I perteneciente a una organización del dominio público con cultura, estrategias, prácticas y procesos preexistentes, y con requerimientos de seguridad específicos. Entre los objetivos particulares se destacan reforzar la cultura de la seguridad mediante el incremento de su capital humano y contribuir con los objetivos de comunicación institucional para consolidar la aceptación pública de la actividad nuclear. Entre los diferentes enfoques propuestos por distintos estándares internacionales de responsabilidad social, se seleccionó como documento de referencia la ISO 26000- Guía sobre Responsabilidad Social porque se basa en el consenso internacional entre representantes de las principales partes interesadas y es por lo tanto aplicable a todo tipo de organizaciones, tanto en países desarrollados como en vías de desarrollo.

EL INSTITUTO DAN BENINSON Y SU ROL EN LAS TAREAS DE DIVULGACIÓN Y DOCENCIA EN EL ÁREA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Ramos, Ricardo Luis^{1*}; Barberis, Claudia Mabel²; Kaplan, Valeria²; Daoud, Adrian¹; Stankevicius, Alejandro²; Garcia Blesa, Hernán Manuel³

¹ ITN Dan Beninson (CNEA-UNSAM), Argentina.

² Comisión Nacional de Energía Atómica-CNEA, Argentina.

³ ITN Dan Beninson, Argentina

* Autor responsable, email: ricardoramos85@gmail.com

La tecnología nuclear y sus diversas aplicaciones requieren conocimientos importantes en lo que se refiere a la protección de la sociedad y del medio ambiente de los efectos no deseados de las radiaciones. Esta temática está totalmente ausente en el nivel medio de educación en general y muy poco presente en el nivel superior. El Instituto de Tecnología Nuclear Dan Beninson está abocado a la educación en el área de las diversas aplicaciones de la tecnología nuclear en todos los niveles, como son la energía nuclear, las aplicaciones a la medicina, a la industria, la radiofarmacia, etc. En este sentido, es central el espacio que ocupa la protección radiológica dentro de sus programas educativos, desde los niveles técnicos hasta los profesionales de grado y posgrado. La motivación desde el nivel secundario, en el conocimiento de la tecnología nuclear y la radioprotección necesaria asociada, también ha sido encarada por el Instituto en su papel de institución educadora. Es así que sus docentes realizan en el nivel secundario técnico actividades motivadoras que de otro modo no estarían presentes en la educación en este nivel. La comunicación y la difusión son asimismo importantes como vehículos de transmisión de conocimientos correctos acerca de esta tecnología, mostrando sus aspectos beneficiosos. El curso "ABC de la Tecnología Nuclear" del Instituto es una herramienta importante con la que se llega a diversos públicos, incluso los no especializados. Utilizando este recurso educativo, el Instituto ha llegado incluso a ámbitos externos a las instituciones del área nuclear, al interior del país, a escuelas secundarias y a Gendarmería Nacional. Por lo expuesto anteriormente, el objetivo de este trabajo es presentar la experiencia y conclusiones obtenidas en las tareas de divulgación y docencia que se han venido realizando en el Instituto.

A ENERGIA NUCLEAR, A OPINIÃO PÚBLICA E O TRABALHO DE CONSCIENTIZAÇÃO DAS INSTITUIÇÕES NUCLEARES BRASILEIRAS

***Pastura, Valéria^{1*}; Molantonio, Carlos¹; Lapa, Celso Marcelo¹; Legey Ana
Paula²; Campelo, Valéria¹***

¹ Instituto de Engenharia Nuclear. Brasil.

² Universidade Gama Filho. Brasil.

* Autor responsable, email: vpastura@ien.gov.br

Com o Brasil diante de uma perspectiva de ampliação de sua matriz núcleo-energética e do desenvolvimento de novas técnicas nucleares há uma necessidade de integração iminente no setor nuclear, tendo como ferramenta a informação. No presente trabalho propõe-se a criação de um programa, voltado para os servidores das instituições que compõem o setor nuclear brasileiro, com vistas à preparação destes para se tornarem multiplicadores na divulgação das atividades desenvolvidas por sua instituição, para que possam, com argumentos fortes, defender o trabalho do setor das críticas desta forma de energia. O objetivo é criar um processo importante de mudança de mentalidade e atitude entre as pessoas que se relacionam com os trabalhadores do setor, ampliando o debate sobre o tema, de modo que a sociedade, de forma clara e isenta de preconceitos, possa compreender os benefícios da utilização da energia nuclear.

PLATAFORMA CARPEDIEN: FERRAMENTA PARA DISSEMINAÇÃO DO CONHECIMENTO NUCLEAR NA SOCIEDADE

Sales, Luana^{1}; Sayão, Luís Fernando²*

¹ IEN/CNEN. Brasil.

² CIN/CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: lsales@ien.gov.br

Um problema que atualmente se coloca no domínio da Gestão do Conhecimento Nuclear é a ausência de ferramentas que facilitem a curadoria, a preservação e a disseminação do conhecimento produzido na área nuclear para a comunidade científica e para outros segmentos da sociedade. Para minimizar este problema, o Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), da CNEN do Brasil vem desenvolvendo estudos voltados para a criação de ferramentas e metodologias para a construção de uma memória aberta de seus ativos científicos digitais, sejam eles dados ou publicações. Nessa direção, este trabalho apresenta proposta desenvolvida no Instituto que visa a formação de uma infraestrutura para a ampla exploração da sua produção acadêmica – por pesquisadores, professores e alunos, gestores de C,T&I, formadores de opinião, etc - através da disseminação aberta dos seus resultados de pesquisa. Para o Instituto a criação de uma infraestrutura que permita a preservação, disseminação e a interoperabilidade de sua produção científica oferece a oportunidade de sua inserção nas redes mundiais de compartilhamentos de dados e confere maior visibilidade as suas atividades científicas. Esta infraestrutura está sendo chamada de Plataforma CarpediEN. Para cumprir os seus objetivos, ela utiliza padrões internacionais (software Dspace, metadados como Dublin Core e Datacite, protocolo de interoperabilidade OAI-PMH etc), que permite o intercâmbio de informações entre bases de dados Open Archive e seja recuperável por metabuscadores – o que a torna uma poderosa ferramenta de disseminação do conhecimento nuclear para a sociedade. A metodologia para construção se pautou em dois levantamentos que consistiram na identificação dos principais softwares, normas e padrões utilizados no desenvolvimento de repositórios digitais e na identificação da matéria-prima a compor a base de dados, isto é, a produção bibliográfica e os dados crus de pesquisas. Como resultado tem-se hoje a plataforma CarpediEN em pleno funcionamento via web de forma aberta e interoperável.

DIFUNDIR EL CONOCIMIENTO DE LA RADIACIÓN IONIZANTE Y LA RADIOACTIVIDAD

Cioce, Franco^{1*}; Giuffrida Daniele²

¹ Italia.

² United Arab Emirates.

* Autor responsable, email: franco@radioprotezione.org

El conocimiento de base de la radiactividad y de las aplicaciones de las tecnologías nucleares es muy limitada en Italia. Parece existir en Italia, ya desde hace muchos años, un difundido y sensible prejuicio de la población hacia la energía nuclear e a sus numerosas aplicaciones. La incompetencia técnico-científica y la falta de una cultura de radioprotección básica, puede ser terreno de cultivo de posibles instrumentaciones, como sugeriría el doble fracaso del "nuclear italiano" (1987 y 2011). El presente trabajo pretende describir una iniciativa finalizada a delimitar la superficial gestión de la información radiológica por parte de la tv y periódicos, y la inagecuada emisión informativa científico-técnica por parte de las autoridades "profesionales del trabajo". Reconociendo la ineficacia de las explicaciones "a posteriori" brindadas al público después de eventos de accidentes o eventos que generan alarma social, un grupo de RPE se asoció para ofrecer seminarios gratuitos en las escuelas, con el preciso propósito de introducir un equilibrado conocimiento de base sobre la tecnología radiológica aplicada a nuestra vida cotidiana, indicando el riesgo y comparándolo a los riesgos presentes en la vida laboral y no laboral. El propósito de estos seminarios es el de "informar" en modo correcto sobre las tecnologías existentes de manera tal que las próximas generaciones - los futuros técnicos y políticos - estén estimulados a compensar, con curiosidad y en un modo científicamente correcto, el vacío informativo colmado por los medios con interpretaciones a veces alarmistas y no verdaderas. Los seminarios han sido organizados por medio de contactos directos con las escuelas y con el apoyo del sitio www.Radioprotezione.org que recoge material científico técnico en Radioprotección y las experiencias y las problemáticas de cada profesional, individualmente implicados y facultados en la divulgación del conocimiento de la Radioprotección a las nuevas generaciones.

LA AATN, LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y LA SEGURIDAD NUCLEAR

Comisión Directiva, Asociación Argentina de Tecnología Nuclear

Autor responsable, email: aatn@hotmail.com

La Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), desde sus comienzos en el año 1972, ha tenido una especial preocupación con todo lo referente a la protección radiológica y seguridad radiológica y física, base fundamental para el desenvolvimiento de todas las actividades científicas y tecnológicas nucleares. Es así como desde la primera reunión científica de la AATN hasta la actualidad se ha promovido la presentación de trabajos en esta disciplina, y analizando los programas de las reuniones de estos años puede verse que ha habido un importante número de presentaciones, conferencias y mesas redondas, dándose un énfasis últimamente a un tema de relevante actualidad, como es la radioprotección al paciente y a los médicos intervencionistas, que hasta hace muy poco no se había tenido en cuenta. Considerando que hoy en día la actividad nuclear no tiene grandes problemas técnicos pues ya están resueltos o pueden solucionarse, el gran escollo es la opinión pública y la comprensión política. Por esta razón la radioprotección y la seguridad física y nuclear de las instalaciones son uno de los hitos fundamentales para dar la confianza, tantas veces puesta en duda por los pseudos ecologistas. De todos modos los límites impuestos por la radioprotección deben manejarse con estricto criterio de manera de no crear indebidamente situaciones no soportables. En la sigla del criterio "alara" indudablemente la letra más importante es la R. La AATN haciendo eco a su mandato estatutario, particularmente en el Artículo 2, seguirá empeñada en redoblar los esfuerzos para contribuir al conocimiento y aplicación de todo lo vinculado a la Protección Radiológica y a la Seguridad física y radiológica. Además la AATN está estudiando la conformación de una Comisión permanente con el propósito de informar a los medios políticos y a la opinión pública sobre la ventaja y seguridad de la actividad nuclear.

ST 6.1

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE TRABAJADORES I
(ORIENTADA A LA INDUSTRIA)**

DISERTACIÓN: MASSERA, GUSTAVO*

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL: ACTUALIDAD Y DESAFÍOS

* Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

gmassera@arn.gob.ar

Las leyes laborales brindan amparo al trabajador ante los posibles efectos a la salud debido a los riesgos de los agentes nocivos presentes, requiriendo de los responsables el cumplimiento de normas y regulaciones que garanticen un mínimo de protección conforme al estado de arte del conocimiento de los efectos y de las sustancias involucradas que los producen, al tiempo que se tomen las medidas pertinentes para reducir la posibilidad de accidentes.

Hoy la Protección Radiológica Ocupacional es una disciplina que por derecho propio, -en el contexto del Paradigma de la protección contra las radiaciones ionizantes- brinda soluciones en el ámbito de la Seguridad e Higiene Laboral con el fin de garantizar un ambiente de trabajo saludable y seguro contra las radiaciones ionizantes para los trabajadores tanto en previsión de accidentes radiológicos, como para los efectos diferidos en la salud producto de las exposiciones ocurridas durante el trabajo.

Esta presentación describe al estado alcanzado en los aspectos regulatorias de protección a los trabajadores ocupacionalmente expuestos en las diversas circunstancias y los aspectos que aún presentan desafíos por resolver en la práctica como otras que surgen de nuevos conocimientos sobre los efectos de las radiaciones ionizantes.

HERRAMIENTAS AVANZADAS DE MODELAMIENTO RADIOLÓGICO PARA FINES DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES RADIOACTIVAS

Cárdenas Eyzaguirre Ciro*

Comisión Chilena de Energía Nuclear. Chile.

* Autor responsable, email: ciro.cardenas@gmail.com

En la última década, diferentes tecnologías asociadas a los usos pacíficos de las radiaciones ionizantes han ingresado a países de latino-américa, generando desafíos en los distintos órganos reguladores, quienes deben evaluar instalaciones cuyos requerimientos técnicos son cada día más complejos y deben ser abordados con mayores competencias de cálculo y análisis. En la experiencia de Chile a través de la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), se han implementado durante los últimos 3 años se han utilizado nuevas herramientas numéricas tales como Mercurad y Ansys, entregando resultados asertivos validados experimentalmente, que permiten predecir campos de radiación en aplicaciones industriales y médicas tales como Equipos de inspección en Aduana, Plantas de Irradiación Multipropósito, Almacenamiento de Desechos Radioactivos, Laboratorios de Producción, Reactores de Investigación, LINAC, Salas de Hospitalización para Medicina Nuclear, etc. El siguiente trabajo tiene como objetivo presentar resultados de distintos licenciamientos realizados por profesionales del Departamento de Seguridad Nuclear y Radiológica (DSNR) de la CCHEN donde fueron utilizados modelos predictivos de campos de radiación entregando una visión moderna de implementación de validación en cálculos de blindaje de instalaciones radioactivas complejas, incluyendo los nuevos desafíos proyectados en un plazo de los dos próximos años, que poseen repercusión en toda la región dado el ingreso de nuevas tecnologías en las instalaciones a licenciar, generando un nuevo campo de desarrollo para los órganos reguladores y explotadores de la región.

ESTIMATIVA DE DOSE EFETIVA POR INALAÇÃO DE RADÔNIO PARA IOE DO DEPÓSITO DE REJEITOS RADIOATIVOS DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

Rosa Rodolfo*; Sant'Anna Claudio; Silva João Carlos; Texeira Danilo

Comissão Nacional de Energia Nuclear. Brasil.

* Autor responsable, email: oliveira@ien.gov.br

O objetivo deste trabalho foi fazer estimativa de dose efetiva por inalação de radônio no interior do depósito de rejeitos radioativos denominado DDR para isso foi realizada medições da concentração do gás radônio e seus filhos de meia-vida curta no interior do DDR do Instituto de Engenharia Nuclear IEN, Rio de Janeiro para efetivação das medidas foi utilizado um densímetro eletrônico da marca Sarad GmbH, modelo Doseman-Pro. Realizou-se uma primeira estimativa da dose efetiva a partir das concentrações de radônio no interior do depósito de rejeitos devido à inalação desse gás. Através das análises dos resultados obtidos verificamos que as concentração variaram num intervalo de 80-800 Bqm-3 com média de aproximadamente 550 Bqm-3 a dose efetiva relacionada a essa concentração em torno de 4 mSv.a-1 este valor esta abaixo do limite estabelecido em norma pela Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN que é de 20 mSv.a-1. Os resultados preliminares são provenientes de uma única campanha de monitoração, alterações poderão ocorrer durante a consolidação dos dados provenientes de outras campanhas. Este trabalho visa ao atendimento do programa de monitoração radiológico operacional (PMROP) do DDR.

MONITOREO DE AREA EN INSTALACIONES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

***Segato Allan Darío*; Nuñez Maria Paula; Grinman Ana;
Fruttero Nestor; Equillor Hugo***

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina.

* Autor responsable, email: asegato@arn.gob.ar

En las instalaciones del ciclo de combustible nuclear (CCN) se manipulan distintos compuestos de uranio, los que se almacenan y procesan siguiendo normas y estándares de seguridad. El principal riesgo del uranio es el de contaminación interna por lo que es importante controlar la incorporación de este radionucleido al organismo. En el caso de los trabajadores se debe reducir la posibilidad de inhalación, por lo que los controles tienen que garantizar las condiciones necesarias para minimizarla. Para verificar que las instalaciones mantienen los lugares de trabajo en condiciones adecuadas, el personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible realiza inspecciones de verificación y monitoreo. En este trabajo se describen las condiciones en las que se pueden encontrar los compuestos de uranio y se detallan los monitoreos de área que se realizan en las instalaciones, los que incluyen muestreos y mediciones de aire y superficie, y el análisis y la comparación con los registros operativos de las instalaciones. Además, se mencionan las técnicas de calibración de equipos, cálculos de límites de detección, métodos y procedimientos, y se muestran los resultados obtenidos y las conclusiones asociadas.

CARACTERÍSTICAS DE LAS DOSIS DEBIDAS A URANIO

***Fruttero Nestor*; Grinman Ana; Nuñez María Paula; Saavedra Analía;
Equillor Hugo; Segato Allan Darío***

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: nfruttero@arn.gob.ar

El uranio es un elemento radiactivo que se encuentra en la naturaleza. El uranio natural es una mezcla de tres isótopos: U-234, U-235 y U-238. El isótopo más abundante es el U-238 y constituye cerca del 99% del uranio natural en masa. Los tres isótopos tienen el mismo comportamiento químico, pero tienen diferentes propiedades radioactivas. Las vidas medias de los isótopos de uranio son muy largas. El isótopo con menor actividad específica (menos radiactivo) es el U-238 con una vida media de varios billones de años.

En las instalaciones del ciclo de combustible nuclear donde se procesa uranio, podemos encontrarlo en diferentes formas químicas y en distintos grados de enriquecimiento (proporción de U235 en masa, respecto de la masa total).

En este trabajo se van a describir algunos métodos de producción de compuestos de uranio, sus características y propiedades, y se va a calcular la actividad radiactiva para diferentes formas químicas y enriquecimientos, y las dosis que correspondan según el caso. Asimismo se muestran la contribución por irradiación y por contaminación interna, a la dosis total.

Se presentan algunas mediciones de las variables mencionadas (irradiación y contaminación) en instalaciones del ciclo de combustible nuclear; datos comparativos, distintos métodos de prevención y recomendaciones a tener en cuenta en cada situación.

IMPLICANCIAS RADIOLÓGICAS DE LA VERIFICACIÓN DE CAMPAÑAS DE TRANSFERENCIA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS

Díaz, Gustavo Daniel*; Pardo, Leonardo; Llacer, Carlos; Villamayor, Rafael

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: gdiaz@arn.gob.ar

La aplicación de salvaguardias para garantizar el uso pacífico de la energía nuclear consiste en un conjunto de procedimientos que tienen como finalidad asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados y garantizar el cumplimiento de los compromisos internacionales de no proliferación asumidos por la República Argentina. Con ese objetivo, la verificación de elementos combustibles irradiados es una de las actividades que la Subgerencia Control de las Salvaguardias de la ARN ha realizado por más de 20 años y que implica la exposición radiológica del personal involucrado en esas actividades. Este trabajo analiza la verificación de inventarios de elementos combustibles irradiados en instalaciones argentinas y las transferencias entre instalaciones. Se discuten diferentes casos tales como la verificación de inventarios de combustibles irradiados en reactores de potencia, reactores de investigación e instalaciones de almacenamiento. Asimismo se analizan las actividades de verificación de transferencias de combustibles irradiados entre distintas instalaciones, entre las que se destacan transferencias a almacenamientos en seco y transferencias entre depósitos húmedos en distintos tipos de instalaciones. En cada caso se analizan los requerimientos de salvaguardias y sus implicancias para la protección del personal radiológicamente expuesto. Se describen también las mejoras implementadas en la metodología de salvaguardias a lo largo de los años, especialmente el concepto de salvaguardias por diseño para instalaciones nuevas, y cómo estas mejoras contribuyeron a minimizar el riesgo radiológico del personal involucrado en las actividades de verificación de materiales nucleares irradiados.

COMPORTAMIENTO DE LA DOSIS EQUIVALENTE EN TRABAJADORES EXPUESTOS A RADIACIONES IONIZANTES EN EL CEADEN

Soguero Dania *; Guerra Mercedes; Prieto Enrique

Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: sdania@ceaden.edu.cu

El desarrollo de la ciencia y la técnica, trajo aparejado el uso de las radiaciones ionizantes con fines pacífico. Esto llevo al desarrollo de nuevas normativas y regulaciones para trabajo con fuentes radiactivas. Entre estas regulaciones se encuentra la implementación del control radiológico individual de los trabajadores expuestos a radiaciones en cuerpo entero y según lo requiera la práctica que se desarrolle, en extremidades. En este trabajo se ha recogido de forma gráfica el comportamiento de las dosis equivalentes recibidas por nuestros trabajadores expuestos a radiaciones por cada practica desarrollada en nuestra institución, así como las medidas tomadas en caso de presentarse un reporte de dosis injustificada en algún trabajador.

METODOLOGÍA DE CÁLCULO DE RESTRICCIONES DE DOSIS OCUPACIONALES

**Hernández, Alejandro *; Callis, Ernesto; Cornejo, Néstor;
López Gladys; Prendes, Miguel**

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: ate@cphr.edu.cu

El trabajo desarrolla una metodología que permite calcular los valores de restricciones de dosis ocupacionales para prácticas con radiaciones ionizantes.

Metodología: Se caracterizaron desde el punto de vista radiológico varias de las prácticas más relevantes del país. Para esto fueron utilizadas dos fuentes de información diferentes: la modelación de los escenarios de exposición y los resultados de la vigilancia radiológica de la exposición externa. El estudio se desarrolló en más de 40 instituciones del país y se compilaron más de 4000 datos dosimétricos de cientos de trabajadores ocupacionalmente expuestos, durante 14 años. La caracterización también incluyó la evaluación de las exposiciones potenciales.

Resultados: Con esta información se desarrolló una metodología para el cálculo de restricciones de dosis en prácticas con radiaciones ionizantes, que combina datos de exposiciones normales y potenciales, y aplica además un factor de reserva para contemplar variaciones en los datos utilizados y posibles exposiciones adicionales futuras. Su uso permitió obtener valores de restricciones de dosis para la exposición ocupacional en algunas de las prácticas con radiaciones ionizantes más representativas en Cuba. Los valores son similares a los publicados por autores de otros países y a los establecidos por otras Autoridades Reguladoras.

Conclusión: Partiendo de la evaluación de los resultados de la vigilancia radiológica ocupacional aplicada durante un importante período de tiempo, de la modelación de los escenarios de exposición y de la estimación de las dosis que se recibirían en exposiciones potenciales en prácticas con radiaciones ionizantes, puede desarrollarse una metodología que permita calcular restricciones de dosis consistentes con las aplicadas internacionalmente.

METODOLOGÍA DE CÁLCULO DE RESTRICCIONES DE DOSIS OCUPACIONALES

Yera Simanca, Yoan*; Ramos Machado, Dayana; López Vejerano, Gladys; Acosta Rodríguez, Nancy;

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba

* Autor responsable, email: yoan@cphr.edu.cu

El trabajo muestra las principales actividades que se realizan en el país en las cuales se manipulan fuentes no selladas de radiación. Alrededor de 27 instituciones utilizan fuentes abiertas de radiación, relacionado con las actividades de: Producción de Radioisótopos, Medicina Nuclear, Radioinmunoanálisis, Fuentes no Selladas de Investigación y Gestión de Desechos Radiactivos. Los radionucleidos que en más instituciones se utilizan son el ^{131}I , ^{125}I , ^{32}P , y $^{99\text{m}}\text{Tc}$. Los radionucleidos para los cuales al menos 1 trabajador se necesita monitorear (según Guía de Seguridad No. RS-G-1.2) en alguna de las actividades que se realizan en el país son: ^{131}I , ^{125}I , ^{32}P , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{177}Lu , ^{90}Y . El monitoreo se realiza en las instalaciones del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones y cuando aplica utilizando los sistemas de medición con que cuentan las instituciones.

RND, PROTIPO DE REGISTRO NACIONAL DE DOSIS PARA AMÉRICA LATINA

**Valdés Ramos, Maryzury^{1*}; Ribeiro da Silva Claudio²;
Cruz, Suarez Rodolfo³**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

² Comissão Nacional de Energia Nuclear. Brasil.

³ Organismo Internacional de Energía Atómica. Austria.

* Autor responsable, email: zury@cphr.edu.cu

Las Normas de Seguridad del OIEA establecen que los organismos reguladores tomen medidas para el establecimiento, conservación y recuperación de los registros de la exposición ocupacional. En la generalidad de los países de la región los datos dosimétricos no están centralizados, ni organizados de una manera similar en los proveedores de los servicios de vigilancia radiológica individual, siendo muy limitada la posibilidad de emplearlos para caracterizar la situación radiológica a escala nacional, en un territorio, un sector, o una práctica. Estos antecedentes justificaron la necesidad de desarrollar un prototipo de Registro Nacional de Dosis (RND) para América Latina, en el marco del proyecto RLA/9/066 del OIEA. El presente trabajo describe las bases del diseño del RND, sus principales características y funcionalidades, y los principales resultados obtenidas durante su desarrollo. El RND se concibió como un sistema de gestión de base de datos, que almacenara, controlara y correlacionara toda la información dosimétrica generada por todos los diversos proveedores de los servicios de dosimetría individual que se ejecutan en un país. Tiene incorporado dos componentes principales, un Sitio WEB que agrupa un grupo de reportes que permiten visualizar y correlacionar toda la información almacenada en el RND, y un sistema que gestiona, valida y controla el proceso de importación de los paquetes de datos dosimétricos enviados por los proveedores de los servicios. La herramienta desarrollada formar parte de un conjunto de acciones desarrolladas por el OIEA destinadas a ayudar a los países de la región en la gestión de la información generada en sus sistemas de vigilancia radiológica individual. Su implementación en la región le permitirá a las autoridades reguladoras contar con un registro único e histórico de la vigilancia radiológica del país, contribuyendo a valorizar la información dosimétrica y facilitando su utilización por las organizaciones relacionadas con la seguridad.

DOSIMETRÍA COMPARATIVA EN DIFERENTES MODELOS DE ARCO EN C

Bregains, Aníbal Federico*; Ruggeri, Ricardo; Sacc Ricardo

CER Consultora en Radiaciones. Argentina.

* Autor responsable, email: federico.bregains@gmail.com

El Arco en C es un sistema móvil radiográfico digital empleado en una amplia variedad de usos en radiodiagnóstico (procedimientos vasculares, intervencionismo, neurocirugía, ortopedia, etc.). Los avances tecnológicos de los mismos incluyen equipos con la posibilidad de escaneo 3D de la zona de interés, mediante la toma simultánea de varias imágenes radiográficas. Esta nueva herramienta ha despertado el interés radioproteccionista de la institución de salud y de los trabajadores, con lo cual, bajo el marco del programa de Control de Calidad (QC), se valoró la Tasa de Dosis Equivalente de tres modelos de Arco en C: convencionales, de alta gama, y de escaneo 3D. Dentro del QC se analizan diferentes parámetros dosimétricos tales como Rendimiento, Tasa de dosis a la entrada del paciente, Filtración total del haz y exactitud en el kiloVoltaje. Asimismo se evalúa la Tasa de Dosis Equivalente en puntos indicados por el fabricante y zonas normalmente empleadas por los operarios tanto para la operación normal de los equipos como para la adquisición 3D de calidad normal y de alta calidad. Los resultados obtenidos indican que los niveles de los parámetros medidos se encuentran dentro de las tolerancias establecidas por el fabricante. Asimismo es posible concluir que el estudio tridimensional no representa un riesgo adicional para el operador, respetando los requisitos radioproteccionista de la institución.

ASPECTOS ERGONÔMICOS DA VESTIMENTA DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Garcia Pereira Aline*; **Garcia Lupi Vergara Lizandra**

Universidade Federal de Santa Catarina, Brasil

* Autor responsable, email: aalinegp@gmail.com

O **objetivo** deste trabalho é descrever aspectos ergonômicos da Vestimenta de Proteção Radiológica (VPR).

Materiais e Métodos: o presente estudo é uma revisão de literatura apresentando pesquisas sobre as VPRs, aspectos de usabilidade e fatores ergonômicos do produto.

Resultados: dentre os aspectos observados, ficou evidente que o fator eficácia e segurança estão presentes no produto, tendo em vista a redução de dose em profissionais. Porém quando se trata do quesito conforto, o peso e a temperatura ainda são problemas do produto feito com chumbo. Quanto aos materiais novos que estão sendo inseridos, observou-se a necessidade de desenvolver mais pesquisas.

Conclusão: os problemas ergonômicos da VPR, como peso, temperatura, falhas na integridade, dentre outros, necessitam de maiores estudos a fim de desenvolver produtos que sejam leves e eficazes, reduzindo assim o desconforto dos profissionais que a utilizam.

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE LA CALIBRACIÓN DOSIMÉTRICA EN EL CPHR

**González Rodríguez Niurka^{1*}, Díaz Guerra Pedro Ibrahim², Walwyn Salas
Gonzalo¹; Gutiérrez Lores Stefan¹**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba

² Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Cuba

* Autor responsable, email: cphrniurka@ceniai.inf.cu

La calibración dosimétrica es un proceso que utiliza fuentes radiactivas selladas y equipos generadores de radiaciones ionizantes para la calibración, verificación y/o irradiación de materiales y/o instrumentos y dentro de sus operaciones se encuentran la recepción de nuevas fuentes selladas, su empleo, recambio y posterior gestión como fuentes en desuso. En Cuba, esta actividad se realiza en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) y cuenta para ello con un grupo de dispositivos para la irradiación de los equipos o muestras, algunos con fuentes radiactivas de alta actividad, que incluyen una fuente de Cobalto-60, de categoría 1. En este trabajo se presentan los resultados de la Evaluación de Seguridad realizada a la práctica de Calibración Dosimétrica, como parte del proceso de obtención de la Licencia de Operación del LSCD, requisito establecido en el marco regulador nacional cubano en materia de seguridad radiológica. La evaluación de Seguridad incluyó la estimación de las dosis esperadas, tanto para el personal ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes como para el público, en condiciones normales de operación y en situaciones de emergencias radiológicas, proceso este último que se realizó aplicando la metodología de matrices de riesgo. Para ello se identificaron los posibles sucesos iniciadores de secuencias accidentales, incluidos errores humanos, fallo de equipos y eventos externos a la instalación y se describieron sus consecuencias desde el punto de vista radiológico así como las barreras de seguridad para prevenir y mitigar situaciones de accidente.

PROGRAMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA PRÁCTICA DE MEDIDORES NUCLEARES PORTÁTILES EN EL CPHR

**González Rodríguez, Niurka^{1*}; Díaz Guerra, Pedro Ibrahim²;
Capote Ferrera, Eduardo A¹; Derivet Zarzabal, Milagros¹;
Carrazana González, Jorge A¹; Fernández Gómez, Isis María¹**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

² Centro Nacional de Seguridad Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: cphrniurka@ceniai.inf.cu

El uso de medidores nucleares móviles con fuentes de radiación gamma y neutrónica, en condiciones de campo, para la determinación de densidad u otras propiedades de varios materiales sólidos, así como mediciones de nivel de líquidos, es una práctica comúnmente extendida a nivel internacional y su diseño, incluida la localización de la fuente dentro del dispositivo, puede variar entre otras razones, debido al uso al que el mismo está destinado así como a las características del medio en que serán utilizados. En el CPHR se utilizan dos métodos de medición con estos dispositivos, el de transmisión directa para el caso de estudios de perfilaje gamma y el de retrodispersión para el caso de estudio de perfilaje neutrónico. El trabajo presenta el Programa de Seguridad y Protección Radiológica desarrollado e implementado para esta práctica, como parte del proceso de obtención de su Licencia de Operación, requisito establecido en el marco regulador nacional cubano en materia de seguridad radiológica. El mismo incluye los elementos relacionados con sus sistemas de gestión, el control de las exposiciones, ocupacional y del público y el transporte de las fuentes radiactivas empleadas. Se realizó además la evaluación de seguridad de la práctica aplicando la metodología de matrices de riesgo que incluyó la estimación de las dosis esperadas en condiciones normales de operación y en situaciones de emergencias radiológicas, para lo cual se identificaron los posibles sucesos iniciadores de secuencias accidentales, la descripción de sus consecuencias desde el punto de vista radiológico y de las barreras de seguridad para prevenir y mitigar situaciones de accidentes, así como una valoración de los riesgos asociados con su operación.

DOSE RATE ESTIMATION AT THE LABYRINTH ENTRANCE OF GAMMABEAM - 127 IRRADIATION FACILITY USING MCNPX C

***R. Gual, Maritza*; Ladeira, Luiz; Mesquita Amir; Pereira Márcio;
Lameiras, Fernando; Ribeiro, Edso; Grossi, Pablo***

Centro de Desenvolminento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: maritzargual@gmail.com

The gamma irradiator located in the Nuclear Technology Development Center (CDTN), a research institute of the Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN) has about 2.220 TBq ⁶⁰Co source maximum activity with external dimensions 5.080 m x 9.820 m x 4.850 m in the entrance labyrinth. The aim of this work is to estimate the equivalent dose rate at the labyrinth entrance using MCNPX v 2.6.0 code. The dose rate in several points inside the labyrinth of the irradiator were measured with TLD's and compared with MCNPX modeling. The comparison between Monte Carlo simulations results and measured data was performed to verify modeling and simulation methods. Also the results of MCNPX simulations were compared with the mathematical calculated protocol established by International Commission on Radiological Protection (ICRP). The evaluation was carried out to demonstrate compliance with the regulatory requirements for protection against external exposures from ionizing radiation.

DESMANTELAMIENTO DE UN IRRADIADOR TIPO MPX- GAMMA-25M Y DE UN IRRADIADOR DE NEUTRONES

R. Soguero Dania*; Guerra Mercedes; Prieto Enrique; Desdín Luis

Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: sdania@ceaden.edu.cu

En este trabajo se desarrolla una tecnología, con sus procedimientos, en radioprotección destinado a garantizar la seguridad del proceso de desmantelamiento de dos irradiadores. Se describen ambos procesos, el proceso de desmantelamiento de un irradiador neutrónico de $4.44 \cdot 10^{11}$ Bq, empleado en la radiomutagénesis vegetal, y el desmontaje de una instalación de irradiación gamma de $3.33 \cdot 10^{12}$ Bq, autoblandada de categoría I, modelo MPX - γ - 25M. Los objetivos específicos planteados consisten en: a) identificar los aspectos del aseguramiento contractual, de recursos humanos y técnicos, b) evaluar la situación radiológica del proceso y c) analizar los potenciales sucesos radiológicos extraordinarios en cada uno de los pasos del proceso, garantizando las respuestas adecuadas. La evaluación de sucesos radiológicos descritos puede servir de referencia para abordar el proceso de desmontaje de otros irradiadores similares.

RADIATION DOSES INSIDE INDUSTRIAL IRRADIATION INSTALLATION WITH LINEAR ELECTRON ACCELERATOR

***Lima, Alexandre Roza de^{1*}; Pelegine Queiroz, Samuel¹;
Alo, Gabriel Fernando¹; Da Silva, Francisco Cesar²***

¹Aceletron Irradiação Industrial. Brasil.

²Instituto de Radioproteção e Dosimetria CNEN, Brasil

* Autor responsable, email: alexandre.lima@aceletron.com.br

Acelétron Industrial Irradiation Company is the unique installation in South America to provide industrial irradiation service using two linear electron accelerators of 18 kW and 10 MeV energy. The electron beam technology allows to use electrons to irradiate many goods and materials, such as hospital and medical equipment, cosmetics, herbal products, polymers, peat, gems stones and food. Acelétron Company uses a concrete bunker with 3.66 m of thickness to provide the necessary occupational and environmental radiation protection of X-rays produced. The bunker is divided in main four areas: irradiation room, maze, tower and pit. Inside the irradiation room the x-rays radiation rates are measured in two ways: direct beam and 90°. The rates produced using 10 MeV energy are 500 Gy/min/mA and 15 Gy/min/mA, respectively. For a 1.8 mA current, the rates produced are 900 Gy/min and 27 Gy/min, respectively. Outside the bunker the radiation rate is at background level, but in the tower door and modulation room the rates are 10 µSv/h. In 2014, during a routine operation, an effective dose of 30.90 mSv was recorded in a monthly individual dosimeter. After the investigation, it was concluded that the dose was only in the dosimeter because it felt inside the irradiation room. As Acelétron Company follows the principles of safety culture, it was decided to perform the radiation isodoses curves, inside the four areas of the installation, to know exactly the hotspots positions, exposure times and doses. Some hotspots were chosen taking into account worker routes and possible operational places. A package of three TLD and OSLD dosimeters was used for each hotspot to get better statistical results. The first results showed that the radiation dose rates are between 26 Sv/h and 31 Sv/h. This paper presents the methodology to obtain the radiation isodoses curves and the experimental results.

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DEL DESMANTELAMIENTO DE UN IRRADIADOR

R. Soguero Dania*; Castillo Jorge

Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: sdania@ceaden.edu.cu

En este artículo se describe el análisis de riesgo efectuado al proceso de desmantelamiento de un irradiador autoblindado de categoría I. Por las características de la instalación se empleó el método What If? El análisis de seguridad permitió determinar el riesgo de exposiciones potenciales durante todo el proceso. Se clasificaron todos los escenarios presentes en el proceso, y se identificaron los escenarios de mayor riesgo. Se establecieron las medidas de seguridad necesarias para la mitigación de las consecuencias de dichos escenarios, lográndose de esta forma disminuir la probabilidad de ocurrencia, tanto de un accidente con consecuencias radiológicas, como un accidente con consecuencias laborales para el personal involucrado en el proceso.

GESTIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LA INSTALACIÓN DE UN IRRADIADOR ISOGAMMA EN EL CEADEN

R. Soguero Dania*; Chavez Armando; Prieto Enrique

Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear. Cuba.

* Autor responsable, email: sdania@ceaden.edu.cu

En el presente trabajo se describe el proceso de instalación de un irradiador autoblandado de categoría I, modelo ISOGAMMA LL.Co de ^{60}Co , con una actividad nominal de 25 kCi, tasa de dosis absorbida 8 kG/h y volumen de trabajo de 5 L. Se describe paso a paso las diferentes etapas: importación, el trámite aduanal que incluyó la entrevista con el capitán del buque transportador, la supervisión de todo el proceso por el responsable de protección radiológica del centro importador, el control de los niveles de contaminación superficial del contenedor de transporte de las fuentes antes de la extracción de la nave, la supervisión de la autoridad regulatoria nacional y la transportación hacia el destino final. Se exponen los detalles de los pasos de montaje de la instalación y la apertura del contenedor de transporte de las fuentes. Se presenta el plan de medidas elaborado previamente para el caso de ocurrencia de sucesos radiológicos, se detalla la etapa de la carga de las fuentes radiactivas por los especialistas de la empresa vendedora de la instalación (IZOTOP). Finalmente se describe el ajuste y puesta en marcha de la instalación y el procedimiento de licenciamiento para su explotación.

EXPERIENCIAS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE TRABAJADORES DEL CENTRO DE ISÓTOPOS

***Soria Guevara, Miguel Antonio* ; Pérez Pijuán, Saúl;
Amador Balbona, Zayda Haydeé***

Centro de Isótopos. Cuba.

* Autor responsable, email: masguevara@centis.edu.cu

Debido a la significativa importancia que tiene para la comunidad radiológica las experiencias de trabajo de seguridad y protección radiológicas adquiridas durante la implantación del programa de seguridad y protección radiológica (PSPR) para la operación segura de una planta de producción de isótopos como el Centro de Isótopos, en este trabajo se presentan la evolución de los requisitos que conforman el PSPR y las experiencias valiosas aportadas que pueden ser útiles para otros centros de Cuba y Latino América con riesgos radiológicos similares durante el uso de materiales radiactivos. La política de la seguridad y protección radiológica del Centro de Isótopos (CENTIS) se implementa en sus diferentes etapas de trabajo de conformidad con las regulaciones nacionales [1], las recomendaciones y tendencias internacionales [2, 3-5], teniendo en cuenta las bases sobre las cuales fue diseñado. La expresión práctica de esa política es la aplicación de un Programa de Seguridad y Protección Radiológicas (PSPR), en continua revisión y perfeccionamiento. CENTIS aporta como nueva experiencia en su gestión de la seguridad y protección haber establecido indicadores de control de seguridad y protección radiológicas desde el primer nivel de dirección hasta la unidad básica (Departamento), que se evalúan de manera oportuna e inmediata mediante el empleo de métodos de control de la gestión (Cuadro de Mando Integral), análisis de tendencias y otros, que nos ha permitido detectar de manera prematura no conformidades de acuerdo a las regulaciones y desviaciones de los límites y condiciones de operación segura, investigar las causas que lo originaron, tomar acciones para evitar su repetición y extraer los aspectos positivos de las lecciones aprendidas convirtiéndola en experiencias de trabajo útiles, esto ha sido el pilar principal en los estándares de seguridad y protección radiológicas alcanzados.

GESTIÓN PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y RESPUESTA A EMERGENCIAS

Verdecia Sanchez Maribel*

Empresa Aceros Inoxidables de Las Tunas, ACINOX LAS TUNAS. Cuba.

* Autor responsable, email: sst@acinoxtunas.co.cu

El control de nivel, empleando Medidores Nucleares, durante el vaciado continuo de acero aporta beneficios y seguridad al proceso productivo. Para facilitar mejor desempeño, regulación y control de esta práctica se implementan documentos reguladores elaborados a partir de la experiencia y evaluación de los resultados acumulados en la empresa. El Programa de Protección y Seguridad Radiológica determina: estructura organizativa; control radiológico al producto final; funciones y responsabilidades de la empresa y de cargos con responsabilidades directas a la práctica, requisitos para su selección, capacitación y autorización y la vigilancia radiológica. El Plan de Emergencias Radiológica abarca: apreciación general del riesgo (evaluación de la seguridad, caracterización de los peligros, elementos vulnerables); preparación para emergencias (clasificación, sistemas de vigilancia y alerta, logística para la respuesta, mantenimiento de medios de emergencia, capacitación y entrenamiento); respuesta a emergencias (notificación y activación de la organización de respuesta, medidas, protección a los trabajadores de emergencia); asistencia médica; reporte de sucesos y emergencias; medidas de recuperación y cooperación. La implementación de estos documentos, parte del Sistema Integrado de Gestión de la Calidad implica un Servicio de Protección Radiológica más integral y eficiente, logrando: alta responsabilidad de trabajadores y directivos, reducción de tiempos de exposición y dosis, mayor organización y condiciones de la práctica, prevención de accidentes. Las hojas de cálculo ofrecen posibilidad de estimar en tiempo real: actividad y categoría de fuentes, blindaje, dosis recibidas durante sucesos o emergencia y a recibir por trabajadores de emergencias, para encaminar la respuesta, atención médica y optimizar tiempos de exposición.

LIMITACIÓN DE LA EXPOSICIÓN EXTERNA EN CASO DE SUSESO RADIOLÓGICO

***Verdecia Sanchez, Maribel *, Serrano, Arian; Mayedo, Manzano Liban;
Segura Silva, William***

Empresa Aceros Inoxidables de Las Tunas, ACINOX LAS TUNAS. Cuba.

* Autor responsable, email: sst@acinoxtunas.co.cu

La empresa ACINOX LAS TUNAS emplea para el control del proceso de producción de aceros, en el vaciado continuo, Medidores Nucleares de Nivel. Las restricciones concretas de la exposición y otros medios, a fin de garantizar medidas de protección y disposiciones de seguridad ofrecidas a los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOEs) de la empresa, satisfacen las reglamentaciones establecidas en la legislación vigente. No obstante para lograr que estas medidas proporcionen un alto nivel de seguridad y se consideren optimizadas se requirió la adopción de criterios sobre la importancia de diversos factores, como: probabilidad de que los TOEs reciban una sobre exposición y riesgos asociados a las radiaciones derivados de sucesos previsibles; resultando la fabricación de una pinza distanciadora y un contenedor auxiliar para emergencias, permitiendo recoger la fuente de forma rápida y colocarla dentro de él sin que el personal se exponga a dosis superiores a las permisibles. Previamente se hizo una estimación de las dosis a recibir por los TOEs en caso de ocurrencia de este suceso y en consecuencia un adecuado cálculo del largo de la pinza y del blindaje para el diseño del contenedor, a partir de un cilindro de plomo, para lograr la adecuada protección al personal. El desarrollo de este trabajo proporcionó, además de la profundización en temas de seguridad y protección radiológicas, garantizar que se minimice la exposición del operador en caso de que ocurriese un suceso radiológico con la caída de la fuente fuera de su contenedor de seguridad durante su extracción o transporte.

PROGRAMA DE MONITOREO ALFA EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA

Chesini, A., Rodríguez A. y Sosa B.

Central Nuclear Atucha, Nucleoeléctrica Argentina S.A. Argentina.

* Autor responsable, email: chesini@na-sa.com.ar

La presencia de los radionucleidos transuránicos (TRU) tiene un impacto en virtualmente cada aspecto del programa de protección radiológica de una central nuclear. El grado de impacto depende de la extensión de la contaminación en la planta. Bajo condiciones de operación normal, los TRU están contenidos dentro de las barras de elementos combustibles y no contribuyen a la contaminación radiactiva dentro de la instalación. Sin embargo, si alguna falla significativa ocurre en los elementos combustibles, el medio refrigerante entra en contacto con las pastillas de uranio, y los TRU pueden comenzar a circular por todo el circuito primario. Esta situación cobra relevancia radiológica cuando se produce la apertura del sistema primario ya sea por tareas de mantenimiento o situaciones incidentales/accidentales. El programa de monitoreo alfa en la Central Nuclear Atucha Alfa tiene como objetivo principal establecer un apropiado plan de monitoreo de la contaminación radiactiva alfa. Este programa basa sus fundamentos en los lineamientos recomendados por la Guía EPRI, y establece una clasificación de los recintos en la Zona Radiológicamente Controlada como así también acciones de monitoreo personal asociadas; basadas en niveles según el grado de contaminación por partículas alfa depositado sobre las superficies. El programa alfa abarca aspectos relacionados a la documentación, prácticas de radioprotección en el campo, equipamiento, capacitación y entrenamiento del personal, y modificaciones a la instalación orientadas a una mayor protección del personal ocupacionalmente expuesto.

ASPECTOS DE SEGURIDAD EN EL DISEÑO DE LA FACIRI

**Novara, O.A. *, Coppo, M.; Ratner, O.; Beuter, C.; Bastida, V.
Rojas, Luppi; Flores, M.**

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: novara@cnea.gov.ar

Recientemente, la CNEA puso en marcha la Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación (FACIRI) para almacenar interinamente bajo agua los combustibles gastados definitivamente descargados del reactor. Para que el almacenamiento sea seguro, se debe mantener la subcriticidad, contener el material radiactivo y proveer protección a la radiación. Los cálculos de subcriticidad se efectuaron suponiendo la capacidad colmada en condiciones hipotéticas adversas, por ejemplo, suponiendo que los combustibles mantenían la carga inicial de U-235. El valor máximo de K_{eff} fue 0,72. La instalación está preparada para mantener el agua de las piletas con alto nivel de pureza. Con ello, se minimiza los procesos de corrosión y se logra mantener íntegro el envainado del elemento combustible. Además, las fosas de las piletas están recubiertas con dos camisas de acero inoxidable que confieren sendas barreras de contención adicionales. El confinamiento dinámico se obtiene mediante dos sistemas de ventilación: la ventilación general, que mantiene la depresión de aire de los locales respecto del exterior, y la extracción de piletas, ejercida en la cámara de aire entre el espejo de agua y las tapas de las piletas asegurando la retención inmediata de partículas activas en un hipotético escenario de liberación. El blindaje biológico está provisto por la estructura de hormigón en la que se encuentran embutidas las piletas y por la columna 3,5 m de agua entre las canastas de almacenamiento y la superficie. Considerando la capacidad de almacenamiento colmada, cálculos conservativos dieron valores de 30 $\mu\text{Sv/h}$ en el borde de la pileta. El combustible ingresa en un contenedor blindado que se maniobra para descargar aquél en la pileta. Hasta ahora, esta operación es la única que ha aportado a la dosis. Sin embargo, el ingreso de los primeros veinte combustibles representó una dosis colectiva $H^*(10)$ de solo 548 μSv .

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL EN LA PUESTA EN MARCHA DEL LABORATORIO MOCK UP

Giomi, A*, Suarez Prieto, F.

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: giomi@cnea.gov.ar

En la naturaleza, el Uranio natural está constituido principalmente por tres isótopos: U-238, U-235 y U-234. El porcentaje en masa de cada uno de los mismos es 99,28% de U-238, 0,72% de U-235 y 0,0055% U-234. El proyecto Pilcaniyeu consiste en enriquecer el Uranio natural a través del método de difusión gaseosa, aumentando la concentración de U-235 respecto de su porcentual en la naturaleza. El Complejo Tecnológico Pilcaniyeu, donde está ubicado el Laboratorio Mock Up, es una instalación perteneciente a la Comisión Nacional de Energía Atómica ubicada en la Provincia de Río Negro, en el paraje Pichileufú Arriba, a 60 km. de Bariloche. La Protección Radiológica ocupacional durante la puesta en marcha, constituye tareas de carácter informativo que tienen como objetivo suministrar cualquier información que permita dilucidar alguna advertencia futura durante las prácticas que conlleven exposición a las radiaciones ionizantes. Esto permite que las prácticas se realicen con la mayor seguridad y protección, de forma tal, que se minimicen al máximo la exposición, el riesgo y la afectación del personal expuesto.

PRINCIPALES RESULTADOS DE LA IMPLEMENTACIÓN DEL BANCO NACIONAL DE DOSIS DE LA REPÚBLICA DE CUBA

**Valdés Ramos, M.¹, Prendes Alonso, M.¹, Tomás Zerquera, J.¹;
Fuentes Puch, A.²**

¹Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, (CPHR). Cuba.

²Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

* Autor responsable, email: zury@cphr.edu.cu

La legislación cubana establece que la autoridad reguladora debe conservar y mantener disponibles los registros históricos de las dosis individuales de los trabajadores ocupacionalmente expuestos. La vigilancia radiológica individual se comenzó a implementar en Cuba en la década del 80 y en la actualidad abarca el 100% del personal ocupacionalmente expuesto. Diversas han sido las técnicas empleadas y los laboratorios encargados de garantizar estos servicios. Con el objetivo fundamental de contribuir a perfeccionar la supervisión de la seguridad en las aplicaciones nucleares y el sistema de evaluación de la exposición ocupacional en el país, en el año 2008 se diseñó y desarrolló el Banco Nacional de Dosis (BND) de la República de Cuba. El presente trabajo describe las experiencias obtenidas durante la implementación del BND en Cuba, las herramientas estadísticas desarrolladas y los principales resultados obtenidos. El Banco cuenta ya con información histórica de más de 2120 entidades usuarias, 20900 trabajadores, 1000500 mediciones de 14 años, y de 7 servicios de Vigilancia Radiológica Individual (dosimetría externa e interna). Constituyó un reto el proceso de recuperación y armonización de la información histórica, y se ha identificado la necesidad de incorporar las exigencias de información del Banco a los procesos de reconocimiento de competencia técnica de los laboratorios proveedores. El desarrollo del BND ha permitido disponer, por primera vez en el país, de información actualizada sobre los historiales dosimétricos de los trabajadores ocupacionalmente expuestos de las instalaciones radiactivas cubanas. A su vez, se han desarrollado un grupo de reportes y herramientas estadísticas que permiten potenciar el valor que la información dosimétrica puede tener para la supervisión de la seguridad, al contribuir a la identificación de la pertinencia y efectividad de los programas de protección y seguridad radiológica implementados en las prácticas y contribuir a su optimización.

EVALUACIÓN DE DOSIS PARA TRABAJADORES Y PÚBLICO EN GAMMA SCANNING

Sordi, R.

Ministerio del Poder Popular para La Energía Eléctrica – Dirección General de Energía
Atómica. Venezuela

* Autor responsable, email: riño.sordi@gmail.com

El establecimiento de las zonas controlada y supervisada con la finalidad de proteger a los trabajadores y el público mediante la limitación de las dosis recibidas durante la realización de perfilaje gamma o Gamma Scanning como se conoce internacionalmente, no resulta una tarea fácil y rápida de realizar sin la ayuda de algún programa de cálculo debido a las variables que intervienen en el proceso como lo son el radioisótopo su actividad y posición durante el ensayo, la geometría de la instalación (diámetro y altura de las torres), los materiales de construcción, los espesores de los mismos y la duración del ensayo entre otros. En el presente trabajo se exponen los resultados obtenidos mediante la utilización de una hoja de cálculo desarrollada con la finalidad de estimar las dosis que recibirían los trabajadores y el público previamente a la realización del ensayo considerando las variables más importantes que intervienen en el proceso de manera tal de poder establecer las zonas controlada y supervisada.

ACTIVIDADES DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS POR FISIÓN EN LA ARGENTINA

***Cristini, Pablo; Carranza, Eduardo*; Bronca, Marcelo; Bávaro, Ricardo;
Novello, Ariel; Fraguas, Facundo; Ivaldi, Luciana;
Cestau; Daniel y Milidoni, Mauro***

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: edcarran@cae.cnea.gov.ar

La Planta de Producción de Radioisótopos por Fisión, ubicada en el Centro Atómico Ezeiza (CAE) y perteneciente a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) separa y purifica los radioisótopos Iodo 131 (^{131}I) y Molibdeno 99 (^{99}Mo). El ^{131}I se utiliza fundamentalmente en diagnóstico y tratamiento de tiroides, mientras que el Tecnecio 99m ($^{99\text{m}}\text{Tc}$), producto de decaimiento del ^{99}Mo , es el radionucleido más ampliamente utilizado en diagnóstico, alrededor del 85% de las prácticas de medicina nuclear en todo el mundo se realizan utilizando este radioisótopo. Desde hace más de 10 años, CNEA abastece la totalidad del mercado interno de ^{131}I y ^{99}Mo ; y además a partir de junio de 2009, exporta a La República Federativa del Brasil un tercio de sus necesidades semanales de ^{99}Mo . La Planta de Producción de Radioisótopos por Fisión comienza la producción rutinaria de ^{99}Mo en 1985, utilizando blancos de Uranio enriquecido al 90% en su isótopo 235 (HEU), los cuales son irradiados en el reactor RA-3. Desde el año 2002 Argentina produce ^{99}Mo con blancos de bajo enriquecimiento (LEU), con menos de 20% de ^{235}U , contribuyendo a disminuir los riesgos de proliferación nuclear y convirtiéndose en el primer país en el mundo en producir ^{99}Mo con este tipo de blancos. A partir del 2005 también se produce ^{131}I por fisión. Mediante la empresa INVAP S.E. se ha vendido esta tecnología a Australia, Egipto y Argelia. El trabajo describirá el proceso de producción y mostrará características de las celdas de proceso, blindajes, sistema de manipulación a distancia y sistemas de la planta. Además mediante indicadores se mostrará la evolución de la producción en los últimos 10 años como así también las dosis del personal y descargas gaseosas relativas a la producción. Por último se mencionará los nuevos proyectos, RA-10 y Planta de Producción de Radioisótopos, destacando las principales características de ambos.

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA NA FÁBRICA DE ELEMENTO COMBUSTÍVEL DO IPEN-CNEN/SP

de Moraes da Silva, Teresinha*; Calixto, Cláudio A.; Paivae, Júlio E.; Cambises, Paulo B.S.

IPEN-CNEN. Brasil.

* Autor responsable, email: tmsilva@ipen.br

Na América do Sul, em 1956, o Brasil foi o primeiro país a ter um reator PWR, tipo piscina dedicado ao desenvolvimento de pesquisas nucleares. Nesta ocasião o elemento combustível foi comprado do exterior. Pesquisas foram desenvolvidas para o tipo MTR (materials Testing Reactor). Atualmente, o IPEN-CNEN/SP faz o elemento combustível à base de siliceto de urânio (U_3Si_2) com enriquecimento a 19,75%. A fábrica de elemento combustível (FEC) possui três áreas de processos a saber: químico, mecânico –metalúrgico. Com o objetivo de manter a instalação nuclear dentro do conceito de doses tão baixo quanto razoavelmente exequível conhecido como princípio ALARA, a proteção radiológica da instalação fornece assessoria ao titular da FEC quanto aos pareceres de proteção radiológica e aplica métodos utilizando as técnicas de monitoração para determinação da taxa de dose, detecção de contaminações de superfícies para equipamentos e pisos e monitoração de ar em fases específicas de processo. Os detectores utilizados são do tipo automess, MIP10, cintiladores de sulfeto de zinco ativado com prata e bomba de vácuo para monitoração do ar. Para os indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) as técnicas de monitoração individual interna in-vivo são analisadas pelo método de espectrometria alfa, e a monitoração individual externa utiliza dosímetros termoluminescentes TLD ,com pastilhas de sulfato de cálcio dopado com disprósio $CaSO_4:Dy$. Conclusão: Os resultados apresentam doses que evidenciam a utilização correta dos procedimentos de radioproteção aplicados na FEC e também evidenciam que o conceito ALARA está sendo mantido.

RESULTADOS DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA EXTERNA EN EL PERÍODO 2009 - 2013

***Molina, Daniel*; Castro, Ailza; García, Yoander;
de Armas, José F.; Farradá, Yamila***

CPHR. Cuba.

* Autor responsable, email: daniel@cphr.edu.cu

El Laboratorio de Dosimetría Externa del CPHR está encargado de brindar el servicio de vigilancia radiológica individual de la exposición externa en Cuba. El servicio está basado en un sistema TLD automático y abarca el monitoreo de las dosis en cuerpo entero y extremidades. El servicio está reconocido por la Autoridad Nacional Reguladora y tiene implementado un sistema de gestión de la calidad basado en la norma ISO 17025. El servicio cubre el 100% de trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE) del país, que provienen fundamentalmente del sector de la medicina, la industria y la investigación. La cantidad de TOE que son vigilados es de aproximadamente 10500, de los cuales el 85% trabaja en el sector médico. En el presente trabajo se presentan los resultados del servicio en el período 2009 – 2013 con el fin de evaluar la exposición ocupacional en el país, comparando los valores obtenidos con los reportados por el UNSCEAR.

RADIOLOGICAL EVALUATION OF RADIOACTIVE TRACERS USED IN OIL INDUSTRY

De Oliveira, Felipe Luz; da Silva, Francisco Cesar Augusto*

Instituto de radioproteção e dosimetria/CNEN. Brasil.

* Responsible author, email: DASILVA@IRD.GOV.BR

Radioactive tracers or radiotracers have been widely used in industry to optimize process, to solve problems, improve quality to products, save energy and reduce pollution. The technical, economic and environmental benefits have been recognized by industrial and environmental sectors. The oil industry uses radioactive unsealed sources in solid, liquid and gaseous forms to investigate or track the movement of other materials inside inaccessible pipes lines. Many of these radiotracers can be detected and/or measured easily because of their gamma emissions. The radioisotopes more used as radiotracers are ^3H , ^{82}Br , ^{131}I , ^{85}Kr , ^{41}Ar , ^{14}C , ^{24}Na , ^{192}Ir , etc. This paper presents the application of radiotracers in the industry area and especially in the oil and gas industry and performs a radiological evaluation in use of radiotracers. This evaluation specifies the radiological risk, radiation doses, radiation protection and security procedures to be followed, potential exposures involved and radiological accidents. It was observed that the radiological risks in the use of radiotracers involve three aspects: external dose, external and internal contamination. Most of the time the radiation risk related to external dose is too low, because the radioactive unsealed sources have low activity and the exposure times are very low during the handling. The external and internal contamination appear due to the use of unsealed sources that allow direct contact and even inhalation and ingestion of radioactive material. In order to minimize or avoid radiation risks, related to external dose, external and internal contamination is essential that the radiation workers follow the radiation protection procedures, national requirements and international recommendations. It was also identified that there is not Brazilian specific regulation for radiation protection in radiotracers. Then, a number of recommendations of the IAEA as well as some aspects of the US regulation are shown to contribute for the elaboration of this specific regulation.

ST 6.2

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE TRABAJADORES II
(ORIENTADA A LA MEDICINA)**

EXPERIENCIAS EN EL CONTROL DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL EN LA PRODUCCIÓN DE RADIOFÁRMACOS EN CUBA

Amador, Z. H.*; Soria, M. A.

Centro de Isótopos (CENTIS). Cuba.

* Autor responsable, email: zabalbona@centis.edu.cu

El objetivo de este trabajo es mostrar las experiencias en el control de la exposición ocupacional de la producción de radiofármacos en el Centro de Isótopos (CENTIS) de la República de Cuba. Se procesan los datos del período 1996÷ 2014 correspondientes a 896 registros. Las distribuciones porcentuales de la dosis efectiva anual (E), la dosis equivalente en manos (Hp (0.07)) y la dosis equivalente en cristalino (Hp(3)), son presentadas. El comportamiento anual de los valores medios de dichas magnitudes dosimétricas es graficado. Los resultados de la dosimetría interna son procesados. Las actividades anuales manipuladas de los radisótopos de mayor contribución y su relación con la distribución de la dosis colectiva S del personal directamente vinculado, son evaluadas. El principio ALARA es puesto en práctica y mantenido, a partir de análisis cualitativos y cuantitativos, según corresponda. El 63-98% de los trabajadores que se monitorean para E, 80-100% para Hp(0.07) y 100% para Hp(3) recibe menos del 10% de los límites anuales de exposición. Los grupos de trabajadores de Radiofarmacia y Control de la Calidad son los de mayor aporte a la dosis colectiva, cuya S para E igual o superior a 2 mSv es del 9÷62 % de la S total anual. El valor de S máximo registrado es 98.3 mSv hombre -1a y esto ocurre en el 2011, sin embargo el valor superior de actividad manipulada de 99Mo es en 2012 y un año posterior para el 131I. Se identifican como los medios más efectivos para la optimización de la seguridad radiológica el empleo de los dosímetros electrónicos, de blindaje interno de proceso en celdas calientes y cajas de guantes y de blindaje para la recolección de desechos radiactivos. Se obtiene una reducción de la exposición del personal entre el 10÷27%. Se demuestra que la exposición de los trabajadores en la producción de radiofármacos en Cuba es aceptablemente baja.

SARIS: HERRAMIENTA PARA EL MEJORAMIENTO DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

López Díaz, Adlin

Hospital Clínico Quirúrgico “Hermanos Ameijeiras”.Cuba.

Email: adlin@infomed.sld.cu

La auto-evaluación es una metodología válida para detectar fallas y plantear nuevos objetivos de mejora para los sistemas y procesos. El OIEA ha desarrollado el sistema SARIS (Self-Assessment of the Regulatory Infrastructure for Safety) como programa automatizado que permite auto-evaluar el cumplimiento de los requerimientos y recomendaciones de las Normas Básicas de Seguridad (NBS) y desarrollar un plan de acción para obtener mejoras. Este trabajo aplicó el SARIS a la infraestructura de seguridad radiológica ocupacional de un departamento de medicina nuclear con el objetivo de evaluar su eficacia y proponer un plan que permita su mejoría y optimización. La respuesta de los 13 módulos correspondientes a usuarios finales arrojó deficiencias moderadas en la asignación de recursos financieros para reforzar la protección radiológica, la formación de los recursos humanos, la gestión de calidad en los servicios de monitoreo y en espacial para el monitoreo de contaminación interna y de la salud. Se encontró que el sistema de gestión establecido sólo toca los aspectos concernientes a equipos y preparación del capital humano, no los directamente relacionados con los aspectos de gestión de la PR. Se trazaron planes de acción para cada deficiencia detectada, haciendo énfasis en la formación sistemática de los recursos humanos, en la exigencia de la sistematicidad de los controles de equipos y procesos relacionados con la PR del trabajador. Se establecieron las responsabilidades y las actividades concretas que podrán ser evaluadas a mediano y largo plazo, demostrando la utilidad del sistema y su utilidad para establecer la mejora continua.

OCCUPATIONAL RADIATION PROTECTION IN THE MEDICAL CYCLOTRON FACILITIES

***Hernández Alvarez, Ramón**; *Jerez Veguería, Pablo Fabián*;
*Soler Bascó, Karen***

Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

* Autor responsable, email: ramon@orasen.co.cu

The positron emission tomography (PET) has become an important type of diagnosis through images in Nuclear Medicine (NM) providing more precise information and per se a better tool for an exact and useful diagnostic. Based on the previous statement, it can be said that a new era in Nuclear Medicine started with the development and vertiginous diffusion of medical cyclotrons. These are intended to produce positron emitters on a large scale such as: F-18, N-13 and C-11, which are the starting point to synthesize radiopharmaceuticals that are used in PET. The cyclotron and the radiopharmacy facilities, where the chemical synthesis of the PET radiopharmaceuticals is carried out pose a significant radiation risk on account of the high dose rate and the high energy of the radiation as well as the amount of unsealed radioactive material that is involved. For these reasons, safety systems, interlocks, warnings and a high degree of automation are required for achieving a safe operation. This paper presents an overview of the safety systems (interlocks, warning systems) that are commonly used to ensure an appropriate exploitation of this technology, the training program for workers and procedures to apply in order to reduce the occupational doses.

INTERNAL DOSE ASSESSMENT IN THE RADIOPHARMACEUTICAL PRODUCTION PLANT AT IPEN

***Todo, Alberto*; Gerulis, Eduardo;
Cardoso, Joaquin; Rodrigues Jr., Orlando***

IPEN. Brasil.

* Autor responsable, email: *astodo@ipen.br*

The radiopharmaceutical production is among the major activities in the Institute of Nuclear Energy and Research - IPEN. To ensure the output, there are qualified professionals performing activities in the installation such as production, maintenance and projects. During their tasks some workers handle open sources or execute activities in areas with high risk to an internal contamination by inhalation or ingestion. These workers are included in an internal monitoring program to certify if they are adequately protected from radionuclide intakes. The internal contamination detection is performed at the In Vivo Monitoring Laboratory of the IPEN. The objective of this study is to take the whole body and thyroid monitoring results recorded from 2005 to 2014 and make a correlation among the assessed values of internal dose with the improvement carried out in the radiopharmaceutical production plant within this period. The study were based in a research called "Search of Variables" for the operations carried out in the restricted areas of radiopharmaceutical production plant, taking into account the dose distribution data for all the tasks recorded by the radioprotection service. This methodology aims to identify and determine the key variables that impact on the worker's dose. The results were presented for the following variables: Individual occupationally exposed - IOE, operation variable, Area/Cell, Type of Task and Duration of Operation, which depend on the variable Dose. In spite of growth rate in the production of radiopharmaceutical, this study has shown that the improvements in the plant have contributed to a positive impact in the dose reduction of the workers.

SISTEMA DE SEGURIDAD DE CICLOTRÓN

**Casale, Guillermo*; Pace, Pablo; Gutiérrez, Héctor; Silva, Leandro;
Nicolini, Mariano; Hormigo, Carlos; Litman, Yair**

Laboratorios BACON. Argentina.

* Autor responsable, email: f.gcasale@bacon.com.ar

En el siguiente trabajo se describe el sistema de seguridad desarrollado y actualmente empleado en el ciclotrón de Laboratorios Bacon S.A.I.C. Dicho sistema de seguridad integra el sensado de diferentes parámetros ambientales dentro de la instalación y de descarga de gases, con el sistema de control del ciclotrón propio del fabricante, control de acceso al bunker solo bajo ciertas condiciones (enclaves de seguridad) y enclaves de celdas de síntesis. El sistema está basado en un controlador lógico programable que se encarga de adquirir los datos de sensores, enclaves, datos de celdas y del ciclotrón, para luego tomar determinaciones y habilitar la irradiación, el acceso al búnker del ciclotrón y la apertura de puertas de celdas. El controlador lógico programable entrega la información a una PC, donde el usuario obtiene en un esquema de la instalación con los valores de todos los sensores y estados de los enclaves. En caso de entrar en un estado de "alarma", causado por ciertos factores, como ser pérdida del vacío de la cámara de aceleración, pérdida de aire comprimido, etc. se envía automáticamente un e-mail de aviso a una lista de directivos, jefe de la instalación, operadores y personal de mantenimiento. Este sistema opera con un sub-sistema anexo para el ingreso al bunker, donde el operador del ciclotrón posee una "llave electrónica" que es utilizada tanto para poner en marcha el ciclotrón, como para entrar al búnker, imposibilitando realizar ambas operaciones en simultáneo o por distintos operadores. Este sub-sistema, junto con otros enclaves del ciclotrón, hace del sistema de seguridad de ciclotrón un sistema de detección redundante.

OPTIMIZACIÓN DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA CON CÁPSULAS TERAPÉUTICAS DE I-131

**Casale, Guillermo*; Messina, Gustavo; Oviedo, Gabriel; Perez, Abel;
Orlandino, Graciela; Caro, Ricardo; Zubata, Patricia**

Laboratorios BACON. Argentina.

* Autor responsable, email: fgcasale@bacon.com.ar

Las cápsulas de I-131 son conocidas en el mundo, las farmacopeas tienen monografías de I-131 en dos formas farmacéuticas, solución y cápsulas, para diagnóstico, pero principalmente para usos terapéuticos.

En Argentina Laboratorios BACON SAIC comenzó la producción y comercialización de cápsulas terapéuticas de I-131 hace 7 años, autorizado por la Autoridad Regulatoria Nuclear y por la Administración Nacional de Medicamentos Alimentos y Tecnología Médica.

Los primeros resultados fueron presentados en el Congreso Internacional IRPA 12 (2008). Posteriormente Balbuena y colaboradores presentaron sobradas evidencias médicas (2012) que la administración de cápsulas de I-131 disminuye la dosis a los pacientes y al personal técnico involucrado y una marcada disminución de síntomas secundarios adversos gastrointestinales.

Las ventajas observadas en la administración de cápsulas de I-131 con respecto a la solución de I-131 durante estos 7 años de experiencia recogida son:

VENTAJAS DE RADIOPROTECCION PARA EL SERVICIO

Mínima ó nula contaminación y exposición, No se fracciona el material radiactivo; No se manipulan fuentes abiertas, No genera residuos radiactivos (vasos, servilletas, frascos, jeringas, guantes)

VENTAJAS PARA EL PERSONAL INVOLUCRADO

Mínima exposición para el personal involucrado médico y/o técnico, No manipula solución de I-131, No necesita calibrar la dosis, Sistema hermético a presión que impide la contaminación, No presenta problemas ante el rechazo (tos ó vómitos).

VENTAJAS EN LOS RASTREOS

No se observa fondo del tracto digestivo superior, mejorando la detección de nódulos captantes.

VENTAJAS PARA EL PACIENTE

Ingestión directa desde el blindaje, Exacta dosificación terapéutica, Fácil ingestión

VENTAJAS PARA EL SERVICIO

No se producen pérdidas de I-131 al fraccionar (mejor aprovechamiento de la actividad), Rápida administración, No contamina material descartable

Estos resultados permiten confirmar que la administración de I-131 como cápsulas es recomendable en todos los casos. El incremento de los pedidos de este radiofármaco durante los 7 años de su uso, confirma que los médicos nucleares comparten este punto de vista.

RIESGO RADIOLÓGICO Y REGULACIONES APLICABLES AL CICLOTRÓN-AUTOBLINDADO INSTALADO EN PARAGUAY

Gómez Grance, Fredy Julián

FACEN, Universidad Nacional de Asunción. Paraguay.

Email: fjgrance@yahoo.com

El Paraguay cuenta con cuatro Centros de Medicina Nuclear, los cuales poseen tecnología SPECT adquirida en los años 90, sin embargo el avance tecnológico de la década pasada y la importancia que adquiere los sistemas PET-CT, han hecho que una de las Clínicas, incorpore dentro de su servicio un PET-CT, sin embargo los costos del FDG son elevados y la aplicación es reducida en relación al potencial diagnóstico de esta tecnología, lo que hace necesario la fabricación del radiofármaco en el país. A demás desde el punto de vista de la Física Médica, podemos confirmar la necesidad imperiosa de contar con aceleradores de partículas con más energías y facilidades para el desarrollo de la Ciencia y la Tecnología. Debido a estas necesidades, durante los años 2012-2014, se desarrollaron dos proyectos de adquisición y puesta en marcha de Ciclotrones, uno de ellos en la Universidad Nacional de Asunción, específicamente en la Facultad de Ciencias Exactas y Naturales que pretendía instalar un Ciclotrón con facilidad de aceleración lineal para Investigación, y otro proyecto por parte de una empresa privada de Radiofarmacia, el proyecto estatal de la Universidad está estancado en el proceso de obtención de recursos, mientras el proyecto privado está avanzando en la instalación de un Ciclotrón de 11 MeV, flujo de protones de 60 μ A, con posibilidad de irradiación dual y autoblindado. El trabajo consistió en realizar la evaluación del Riesgo Radiológico y de las documentaciones necesarias para la obtención de la Licencia de Construcción, que autoriza al titular de la instalación a realizar las obras civiles y de Protección Radiológica para este tipo de Ciclotrones, además el trabajo demuestra la necesidad de establecer en la región, un consenso respecto a los requerimientos de Protección Radiológica aplicables a Ciclotrones de determinadas características, en especial en relación a las Normas Específicas.

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE LA CALIBRACIÓN DOSIMÉTRICA EN EL CPHR

González Rodríguez, Niurka*; **Díaz Guerra, Pedro Ibrahim;**
Walwyn Salas, Gonzalo; **Gutiérrez Lores, Stefan**

CPHR. Cuba.

* Autor responsable, email: cphrniurka@ceniai.inf.cu

La calibración dosimétrica es un proceso que utiliza fuentes radiactivas selladas y equipos generadores de radiaciones ionizantes para la calibración, verificación y/o irradiación de materiales y/o instrumentos y dentro de sus operaciones se encuentran la recepción de nuevas fuentes selladas, su empleo, recambio y posterior gestión como fuentes en desuso. En Cuba, esta actividad se realiza en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR) y cuenta para ello con un grupo de dispositivos para la irradiación de los equipos o muestras, algunos con fuentes radiactivas de alta actividad, que incluyen una fuente de Cobalto-60, de categoría 1. En este trabajo se presentan los resultados de la Evaluación de Seguridad realizada a la práctica de Calibración Dosimétrica, como parte del proceso de obtención de la Licencia de Operación del LSCD, requisito establecido en el marco regulador nacional cubano en materia de seguridad radiológica. La evaluación de Seguridad incluyó la estimación de las dosis esperadas, tanto para el personal ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes como para el público, en condiciones normales de operación y en situaciones de emergencias radiológicas, proceso este último que se realizó aplicando la metodología de matrices de riesgo. Para ello se identificaron los posibles sucesos iniciadores de secuencias accidentales, incluidos errores humanos, fallo de equipos y eventos externos a la instalación y se describieron sus consecuencias desde el punto de vista radiológico así como las barreras de seguridad para prevenir y mitigar situaciones de accidente.

LICENCIAMIENTO DE CICLOTRONES EN BRASIL: STATUS Y PERSPECTIVAS

Facure, Alessandro

Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Brasil.

Email: facure@cnen.gov.br

Hacia el año 2006, la producción de radioisótopos para uso médico en Brasil era monopolio del Estado. La producción de ^{18}F , compuesto más utilizado en la tomografía por emisión de positrones (PET / CT) en el mundo, solamente se llevaba a cabo por ciclotrones de la CNEN, ubicados en São Paulo y Río de Janeiro. Sin embargo, la creciente demanda de radiofármacos emisores de positrones para su uso en procedimientos de PET / TC llevó a la necesidad de cambios en la legislación, debido a las dificultades de suministro, por parte de las instituciones públicas, de los radiofármacos vida media muy corta, como es el caso de ^{18}F -FDG. En febrero de 2006, a través de la Enmienda Constitucional 49, el monopolio estatal fue abrogado para la producción y comercialización de los radioisótopos con vida media con menos de dos horas y, desde entonces, el número de aceleradores ciclotrones privados para producción de radiofármacos ha aumentado notablemente. En este trabajo, tenemos la intención de presentar la situación actual de la producción de ^{18}F -FDG en el país, la descripción de los principales equipos en uso con sus características de funcionamiento y particularidades, señalando las principales peticiones para la expedición de permisos, así como la necesidad de formación profesionales competentes. Además, los datos relativos a la producción de radioisótopos por parte de instalaciones privadas, ciclotrones por número de habitantes y por cada región geográfica serán presentados. En este contexto, se analizó el crecimiento de PET equipo / CT en los últimos años y las expectativas del mercado discutidos en relación con el aumento en el número de cámaras PET/CT y procedimientos. También se analizarán aspectos relacionados con la concesión de licencias como el tiempo medio para su obtención y renuncias de proyectos en curso.

EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA EN EL CENTRO URUGUAYO DE IMAGENOLOGÍA MOLECULAR

Savio, Eduardo*; Paolino, Andrea; Terán, Mariella; Engler, Henry

CUDIM - Facultad de Química. Uruguay.

* Autor responsable, email: eduardo.savio@ cudim.org

El CUDIM es una institución dedicada a la asistencia, investigación y capacitación en Imagenología Molecular. La seguridad radiológica de sus trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOEs) tiene en cuenta los lineamientos de TC-RLA 9075 del OIEA. En este marco, el presente estudio analiza las dosis de los TOEs en diferentes áreas y vincula su evolución al incremento del número de pacientes y las medidas de optimización.

El estudio abarca 2012 a 2014, comprendiendo los TOEs que desempeñan funciones en producción de radiofármacos, área médica y mantenimiento del ciclotrón. Se preparan radiofármacos de 18F , 11C , 68Ga y 15O, fraccionándose la 18F-FDG en viales multidosis y un único vial multidosis para los restantes. Se efectúa el mantenimiento preventivo del ciclotrón en forma semestral. El incremento del número de pacientes fue de 100% en 2013 y 320% en 2014 (vs 2012). Para atender esta demanda ingresó personal en áreas de producción y médica. Las dosis en mano de los técnicos no cambió (2013) y aumentó 30% (2014) debido al aumento de dicho staff (33% en 2013, 50% en 2014). Las dosis en solapa de los TOEs del área de producción permanecen constantes y sus dosis en manos se incrementaron en un 30%. Esto se debe al cambio de layout en el fraccionamiento de 18F-FDG. El número de TOEs dedicados al mantenimiento ha permanecido igual, mientras que sus dosis de cuerpo entero y mano se incrementaron un 40%. En este lapso se actualiza el Manual de Radioprotección, se realizan Talleres de inducción sobre el tema.

Ha sido posible mantener las dosis de los TOEs en menos del 50% del límite anual permitido frente a un aumento sustancial de la actividad asistencial. La optimización de la seguridad radiológica se logró conjugando su número, los procedimientos operativos estandarizados de radioprotección, la capacitación y los cambios edilicios.

SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL AL MINISTERIO DE SALUD DE VENEZUELA EN EL MARCO DEL CONVENIO CUBA–VENEZUELA

**Molina, Daniel¹*; Martínez, Edwards²; Castro, Ailza¹;
Verdecia, Maribel¹; Girón, Carmen²**

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

² Dirección de Salud Radiológica, Venezuela

* Autor responsable, email: *daniel@cphr.edu.cu*

La Dirección de Salud Radiológica (DSR) del Ministerio del Poder Popular para la Salud (MPPS) de la República Bolivariana de Venezuela y el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), perteneciente al Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente (CITMA) de la República de Cuba ejecutaron el proyecto “Protección Radiológica a Trabajadores Expuestos a Radiaciones Ionizantes” en el marco del Convenio Integral de Cooperación Cuba – Venezuela. Entre las actividades más relevantes del proyecto estuvo la prestación del servicio de dosimetría externa al personal ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes (POE) del MPPS. El servicio se ejecutó desde las instalaciones del LDE en Cuba y abarcó el período 2007 - 2012. En el trabajo se describe las tareas acometidas para la ejecución del servicio, incluyendo los mecanismos para la transportación de los dosímetros entre ambos países, la creación de una red local entre las instituciones del MPPS para la distribución de los dosímetros y la actualización y control del universo de POE. Se exponen además los resultados del servicio, presentado la cantidad y distribución de POE e instituciones y de los valores de dosis recibidos.

IMPORTANCIA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL TRATAMIENTO DEL DOLOR

Guerrero, Mayka Caridad*; Martínez, Alina; González, Niurka; Benítez, Pedro Pablo; Gonzalez, Yordanka

Centro de Investigaciones Médico Quirúrgicas (CIMEQ). Cuba.

* Autor responsable, email: mayka@infomed.sld.cu

En la Clínica del Dolor del CIMEQ se brinda tratamiento a pacientes con diferentes patologías empleando técnicas intervencionistas que utilizan la radiología como guía visual para alcanzar la estructura diana. El personal que lleva a cabo dichos procedimientos se encuentra insertado en el programa de vigilancia radiológica de la institución, hecho que permitió detectar un suceso radiológico en el que se vio implicado el facultativo médico principal del servicio. Con el objetivo de conocer las causas del suceso y determinar las medidas necesarias para evitar que este se repita, se desarrolló una investigación cuyos resultados se muestran en el presente trabajo. La misma se orientó a tres aspectos fundamentales: examen médico del trabajador afectado; evaluación de los procedimientos operacionales desde el punto de vista de protección radiológica; y mediciones dosimétricas simulando las condiciones reales de trabajo para lo cual se empleó cámara de ionización, radiómetro y maniquí de PMMA. La investigación permitió introducir modificaciones en los procedimientos operacionales desde el punto de vista de protección radiológica que permitieron optimizar la exposición ocupacional y evitar la aparición de efectos deterministas en los trabajadores. Paralelamente se llevó a cabo el completamiento de los medios individuales de protección y se sustituyeron herramientas de trabajo que permitieron la aplicación adecuada de los procedimientos antes mencionados. Por otra parte, puso de manifiesto que la capacitación del personal en materia de protección radiológica y el control de la exposición ocupacional en las técnicas intervencionistas para el tratamiento del dolor, son imprescindibles para el desempeño seguro de la práctica médica.

RELACIÓN DE DOSIMETRÍA OCUPACIONAL HOSPITALARIA EN BOLIVIA

**Huanca Sardinas, Elizabeth^{1*}; Vargas Pinto, Greta²;
Miranda Beck, Sonia³; Torrez Cabero, Marcelo¹;
Castro Sacci, Orlando¹; Vásquez Ibañez, María Rita¹**

¹Universidad Mayor, Real y Pontificia de San Francisco Xavier de Chuquisaca, Instituto de Medicina Nuclear. Bolivia.

²Instituto de Gastroenterología Boliviano Japonés. Bolivia.

³Caja Petrolera de Salud. Bolivia.

* Autor responsable, email: ehuancasardinas@hotmail.com

El objetivo del presente trabajo fue el de analizar la dosis anual recibida por el personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes de la Caja Petrolera de Salud - Santa Cruz y del Instituto de Gastroenterología Boliviano Japonés - Sucre. Se hicieron análisis retrospectivos de los resultados de dosímetros individuales remitidos por el Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear IBTEN, ente regulador del Estado plurinacional de Bolivia. Se tomaron como referencia estos hospitales que cuentan con los servicios de medicina nuclear, rayos X, tomografía, resonancia magnética nuclear; además se hizo una comparación de exposición a la radiación entre los diferentes servicios de ambos centros de salud. La revisión de los resultados de las 116 lecturas de los dosímetros que corresponden a 29 funcionarios de la Caja Petrolera de Salud indica que las dosis de mayor exposición corresponden a dos profesionales médicos cardiólogos intervencionistas con 37,2 mSv y 17,8 mSv respectivamente en relación a los técnicos que acompañan en las intervenciones que tienen una dosis de exposición de 21 mSv, 5.7 mSv y 3.7 mSv; en cuanto a la exposición a la radiación de los trabajadores ocupacionalmente expuestos en medicina nuclear es mayor en el tecnólogo médico nuclear con 3.3 mSv en relación al médico nuclear con 1.9 mSv respectivamente. En tanto que en el Instituto de gastroenterología tienen la mayor exposición a la radiación los trabajadores ocupacionalmente expuestos que desempeñan sus funciones en radiología, fluoroscopia y colangiopancreatografía endoscópica retrógrada (ERCP). Concluyéndose que la mayor exposición a las radiaciones ionizantes en los hospitales objeto de análisis corresponden a los profesionales ocupacionalmente expuestos que están mayor tiempo junto al paciente como el cardiólogo intervencionista y el gastroenterólogo.

ESTUDIO DE DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL ALREDEDOR DE UN BÚNKER DE PUERTA DIRECTA QUE ALBERGA UN ACELERADOR TRUEBEAM

Figuroa, Evangelina

Instituto Nacional de Ciencias Médicas y Nutrición "Salvador Zubirán". México.

Email: evangelinafm@hotmail.com

Al utilizar una de las paredes secundarias para colocar una puerta directa en lugar de un laberinto, el espacio utilizado para albergar un linac se reduce de manera importante así como la distancia entre el técnico y el paciente. En la unidad de radio-oncología del INCMNSZ se construyó un búnker de puerta directa con bloques prefabricados Verishield (Veritas Medical Solutions) de densidades mayores al concreto (4 y 5 g/cm³) que alberga un acelerador TrueBeam (Varian Medical Systems) con energías 6, 10 y 15 MV de fotones. Aunque el fabricante asegura una atenuación superior al concreto para fotones y neutrones, no se han encontrado registros sobre levantamientos de niveles alrededor de este tipo de instalaciones tomando en cuenta ambas partículas. Además, este acelerador tiene la opción de aumentar la tasa de dosis al doble y al triple para 6 y 10 MV respectivamente quitando el filtro aplanador, por lo que el concepto de tasa de dosis instantánea (IDR) se vuelve un parámetro muy importante para verificar en las paredes primarias tanto en el cálculo de espesores de barreras como en el levantamiento de niveles. En este trabajo se muestra una estimación de dosis ambiental en los alrededores de la instalación tomando en cuenta la dinámica clínica real del servicio (no. de pacientes, frecuencia de uso de energía, tamaño de campo, etc.). Se muestran los valores obtenidos y se comparan con los publicados por Patton Mc. Ginley. Se hace hincapié sobre la importancia de verificar los niveles de exposición por fotones y neutrones para así poder estimar con mayor exactitud las dosis equivalentes ambientales y asegurar la protección radiológica para el personal como para el público. Se demuestra también la importancia de la supervisión de una construcción de este estilo por un físico médico calificado para tal fin.

OCCUPATIONAL DOSES IN PEDIATRIC BARIUM MEAL PROCEDURES

**Filipov, Danielle¹; Reuters Schelin, Hugo²; Deniak, Valeriy¹;
Paschuk, Sergei¹; Legnani, Adriano²;
Ledesma, Jorge Alberto²; Sauzen Jessica¹**

¹ Universidade Tecnológica Federal do Paraná. Brasil.

² Instituto de Pesquisa Pelé Pequeno Príncipe. Brasil.

* Autor responsable, email: dfilipov@utfpr.edu.br

Ionizing radiation has become an indispensable tool when it comes to diagnosis and therapy. However, its use should happen in a rational manner, taking into account the risks to which the staff is being exposed. Barium meal (BM), or upper gastrointestinal (GI) studies, using fluoroscopy, are widely used for gastroesophageal reflux disease diagnostic in children and professionals are required to stay inside the examination room to position and immobilize pediatric patients during the procedure. Therefore, it is very important that professionals strictly follow the technical standards of radiation protection. According to the ICRP recommendation, the annual limit equivalent doses for eyes, thyroid and hands are, respectively, 20 mSv, 150 mSv and 500 mSv. Based on those data, the aim of the current study is to estimate the annual equivalent dose for eyes, thyroid and hands of professionals, who perform BM procedures in children. This was done using properly package LiF:Mg,Cu,P thermoluminescent dosimeters (TLDs) in 32 procedures; 2 pairs were positioned near each staff's eye, 1 pair on each professional's neck and 2 pairs on both staff's hands. The results of the estimative of annual equivalent doses, for eyes, thyroid and hands, are, respectively: 14 – 30 mSv, 9 – 13 mSv and 17 – 52 mSv. Only the closest staff to the patient exceeded the annual equivalent doses in the eyes (around 50% higher than the limit set by ICRP). However, the results from this study, about occupational doses, for hands and thyroid, compared to similar studies, show higher values. Therefore, the optimization implementation is necessary, so that the radiation levels can be reduced.

ELABORAÇÃO DO PROGRAMA DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA NO SETOR DE RADIODIAGNÓSTICO

Huhn, Andrea*; Vargas, Mara; Mello, Juliana

Universidad Federal de Santa Catarina (UFSC). Brasil.

* Autor responsable, email: andreahuhn@hotmail.com

Considerando-se que a radiação ionizante encontra-se presente nos Serviços de Radiologia e Diagnóstico por Imagem, entende-se que a equipe multiprofissional de saúde deve conhecer e entender os preceitos da legislação vigente acerca da proteção radiológica para que possa participar da elaboração do Programa de Proteção Radiológica (PPR) do seu setor de trabalho. O PPR faz parte do Memorial Descritivo, exigido pela Portaria 453/1998, da ANVISA para o licenciamento de setores de radiodiagnóstico, com a finalidade de proteger a todos que circulam nesses ambientes. A participação da equipe multiprofissional de saúde, que atua em ambientes que possuem equipamentos geradores de radiações ionizantes é fundamental para elaboração do PPR, documento este que deve conter a relação nominal de toda a equipe, suas atribuições e responsabilidades, além de procedimentos para os casos de exposições acidentais de pacientes, membros da equipe e do público, incluindo a notificação e registro de acidentes, entre outras características importantes (BRASIL, 1998). Esse estudo se constitui em uma pesquisa qualitativa, exploratória e descritiva, com o objetivo de descrever a elaboração do PPR pela equipe multiprofissional que atua no serviço de radiologia, de um hospital público do sul do Brasil. Foi realizado por meio de entrevista semiestruturada com profissionais ocupacionalmente e para-ocupacionalmente expostos que atuam no serviço de radiologia hospitalar, totalizando 25 participantes de um total de 46 profissionais que atuam no setor. A amostra foi considerada suficiente quando ocorreu a saturação de dados. Os resultados correspondem à análise das entrevistas realizadas e demonstram que a maior parte dos entrevistados não participou da elaboração do PPR e esse é um motivo de desconfianças e incertezas quanto à proteção radiológica do ambiente de trabalho.

APLICAÇÃO DA PORTARIA 453, MITO OU REALIDADE

Cagol Camozzato, Tatiane Sabriela*; Medeiros, Caroline de; Marques Bianchi Savi, Matheus Brum; Alessi Piquetti, Nery Paolo

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Estado de Santa Catarina. Brasil

* Autor responsable, email: tatiane@ifsc.edu.br

Este trabalho teve o objetivo verificar a implantação da Portaria 453 do Ministério da Saúde em um hospital público, realizando um levantamento sobre os principais itens exigidos pela mesma e averiguar o conhecimento dos profissionais do Setor de Radiologia sobre a Portaria 453 e aos riscos biológicos da exposição à radiação ionizante. A primeira etapa do projeto foi realizada utilizando um check list de 20 itens solicitados pela Portaria nº 453 e a segunda etapa consiste na aplicação de um questionário com nove perguntas discursivas em todos os profissionais do Setor de Radiologia. Na primeira etapa, apenas 3 (15%) dos itens verificados estavam em acordo com o que determina a Portaria 453, e 17 (85%) em desacordo. Na segunda etapa do projeto dos 45 profissionais locados no setor de imagem, 35 aceitaram participar da pesquisa, incluindo técnicos de radiologia, tecnólogos de radiologia e auxiliares de radiologia, auxiliares administrativos, enfermeiros, técnicos de enfermagem, auxiliar de enfermagem. Com os resultados, identificamos que a maioria dos profissionais do Setor de Radiologia sabe pouco ou nada sobre a Portaria 453, sobre os riscos biológicos da exposição à radiação ionizante e sobre a existência ou não do Supervisor de Proteção Radiológica e do Responsável Técnico no setor, bem como suas funções. Conclui-se que é importante que o setor de radiologia da instituição pesquisada trabalhe para criar e implementar o Memorial Descritivo de Proteção radiológica, o Plano de Proteção Radiológica e um Programa de Garantia de Qualidade completo, para garantir a segurança de quem trabalha no SR e também de todos os pacientes e funcionários da instituição e que sejam implementados programas de capacitação para todos os profissionais envolvidos em procedimentos utilizando radiação ionizante, para que todos tenham conhecimento sobre o que estão expostos e conheçam as formas de prevenção contra a exposição à radiação ionizante.

DOSIS PROMEDIO ANUAL DEL TRABAJADOR CLÍNICO EN CHILE. ANÁLISIS MULTICÉNTRICO.

**Rodríguez, José Luis^{1*}; Viveros, Enrique²; Castro, Daniel³; Meza, Carlos⁴;
Del Río, Pablo⁵; Aguirre, Víctor⁶; Zelada, Gabriel⁷**

¹ Clínica Las Condes Chile.

² Hospital del Trabajador. Chile.

³ Hospital Clínico Universidad de Chile. Chile.

⁴ Hospital FACH. Chile.

⁵ Hospital Militar de Santiago. Chile.

⁶ Hospital Clínico Universidad Católica. Chile.

⁷ Clínica Alemana de Santiago. Chile.

* Autor responsable, email: fmjlrp@yahoo.com

En Chile existe desde 1984 una reglamentación sobre la vigilancia radiológica de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, el uso de dosímetros personales y los límites anuales de dosis permisibles, reflejados en los D.S. 3 y 133 del Ministerio de Salud. Según esta normativa, todos los trabajadores que se desempeñan en ambientes radiactivos deben estar bajo un programa de vigilancia radiológica, independiente de cuan bajo sea el nivel de exposición al que está sometido. El objetivo de este trabajo fue analizar las dosis efectivas a cuerpo entero que recibieron trabajadores que laboran en distintos centros de salud, tanto públicos como privados durante el año 2013. Se consolidaron los valores de dosis anuales de los trabajadores ocupacionalmente expuestos de varias instituciones de salud en Santiago de Chile con diferentes tipos de dosímetros (película, TLD, OSL). La dosis promedio general fue de 0,46 mSv durante el año. La distribución por centros fue dispar, mientras en uno el promedio fue de 0,03 mSv, en otro llegó a 1,4 mSv. Se revisó además el porcentaje que recibió por debajo de 0,1 mSv y de 1 mSv anual, siendo del orden de 52% y 80% respectivamente. Como se puede apreciar, la gran mayoría de los trabajadores del área clínica reciben dosis anuales por debajo del límite de dosis para público general planteado por organismos internacionales (1 mSv). El gran número de dosímetros que se utiliza actualmente, su elevado costo y la diferencia de dosis entre los distintos centros hace necesario un análisis más profundo por servicios y tipos de dosimetría, así como la optimización de los recursos involucrados. En conclusión, las dosis efectivas reportadas muestran valores muy bajos, lo que demuestra el cumplimiento de la normativa vigente y de los programas de protección radiológica, incluyendo las capacitaciones en esta temática en los centros analizados.

PRIMERAS EXPERIENCIAS DEL TRABAJO CON FUENTE NO SELLADA DE F-18 EN CUBA

Amador, Z. H.

Centro de Isótopos (CENTIS). Cuba.

Email: zabalbona@centis.edu.cu

La República de Cuba se prepara para el trabajo con fuentes no selladas de emisores positrónicos entre los que se destaca el F-18. Se requiere importar entonces este material radiactivo para calibrar los activímetros de las entidades que dispondrán de instalaciones de tomografía por emisión positrónica. Se ejecuta la evaluación radiológica del bulto para solicitar la autorización a la Autoridad Reguladora Nuclear con el código Microshield Versión 5.0.3 y se determina su tasa de dosis en contacto máxima y el valor del índice de transporte. Una vez recepcionada la solución con F-18, se ejecuta la vigilancia radiológica de las operaciones de preparación de las soluciones de calibración y la calibración de 3 activímetros propiamente. Se emplean dosímetros electrónicos Termo Fisher Scientific EPD Mk2+ (Reino Unido) para el control de las dosis efectivas. Se introducen medidas para optimizar la exposición del personal entre las principales se encuentran el empleo de una celda con ladrillos de 20 cm de Pb para la medición de la actividad inicial de F-18 y la determinación de las características de la primera barrera de contención, la organización del trabajo entre 4 trabajadores, el empleo de una bomba peristáltica para la operación de transferencia del volumen de la materia prima de F-18 y de medios de distanciamiento de la fuente. Se concluye que las dosis efectivas son inferiores a 80 μSv , inferior al nivel de registro de los dosímetros TLD que se emplean en Cuba (100 μSv por mes). Las operaciones de preparación de las fuentes de referencia en solución y puntuales (pesaje de picnómetros y dosificación) tienen la aportación mayor a la exposición de los trabajadores.

**DOSIS EFECTIVA COMPROMETIDA RECIBIDA POR LOS
TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS DEL
CENTRO DE ISÓTOPOS DEBIDO A LA INCORPORACIÓN DE
131I Y 125I EN EL PERIODO 2009-2013**

***Yera Simanca, Yoan*;* Ramos Machado, Dayana;
López Bejerano, Gladys M.; Acosta Rodríguez, Nancy**

Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

* Autor responsable, email: yoan@cphr.edu.cu

El trabajo muestra la Dosis Efectiva Comprometida recibida por la Incorporación de 131I y 125I de los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos del Centro de Isótopos de Cuba en el periodo 2009-2013. Las mediciones en Tiroides se realizaron en el Contador de Radiactividad Corporal del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, con dos instalaciones espectrométricas, una que utilizó un detector de NaI(Tl) de 3 pulgadas de diámetro y 3 pulgadas de espesor en adición de la cadena electrónica usual basada en módulos independientes y otra que utilizó el sistema compacto IdentiFINDER ultra que posee un detector de NaI(Tl) de 1.4 pulgadas de diámetro y 2 pulgadas de espesor. La contribución a la Dosis Efectiva Comprometida, del 125I, se estimó con un Factor de Calibración obtenido aplicando el Método Monte Carlo Relativo para ambas instalaciones. De los 26 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos involucrados en la manipulación de 131I y 125I, solo 4 recibieron Dosis Efectiva Comprometida mayores que 1 mSv, considerando la suma de todas las incorporaciones detectadas entre 2009 y 2013. Cinco de ellos presentaron una contribución de 125I que osciló entre 0.001 y 0.760 mSv.

EXPOSICIÓN OCUPACIONAL EN LOS INSTITUTOS DE CANCEROLOGÍA Y MEDICINA NUCLEAR

**Huanca Sardinas, Elizabeth^{1*}; Vargas Pinto, Greta¹;
Vásquez Ibañez, María Rita¹; Villca, Ismael²**

¹Universidad Mayor, Real y Pontificia de San Francisco Xavier de Chuquisaca,
Instituto de Medicina Nuclear, Sucre. Bolivia.

²Universidad Mayor, Real y Pontificia de San Francisco Xavier de Chuquisaca,
Instituto de Cancerología Cupertino Arteaga, Sucre. Bolivia.

* Autor responsable, email: ehuanca-sardinas@hotmail.com

El Instituto de Cancerología "Cupertino Arteaga" se inauguró el 27 de Marzo de 1947 en homenaje a los 323 aniversario de fundación de la Universidad Mayor, Real y Pontificia de San Francisco Xavier de Chuquisaca, En tanto que el Instituto de Medicina Nuclear se inauguró el 23 de octubre de 1966. Ambos Institutos son dependientes de la Universidad.

En el presente trabajo se tomó en cuenta los resultados de exposición ocupacional de trabajadores de los Institutos de Cancerología y Medicina Nuclear. El objetivo del presente trabajo fue relacionar la dosis efectiva acumulada anual en el personal de ambos institutos. Se hizo un análisis retrospectivo de resultados de dosimetría, remitidos por el Laboratorio de Dosimetría del Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear, de un periodo de un año, de tercer trimestre del 2013 al segundo trimestre del 2014. Los resultados muestran que en el Instituto de Cancerología se tienen lecturas acumuladas máximas de 4.1 mSv, 3.9 mSv y 3.1 mSv que corresponden al personal de enfermería y técnico del área de braquiterapia, en tanto que en el Instituto de Medicina Nuclear se tiene una lectura máxima acumulada de 0.3 mSv que corresponden al personal de radiofarmacia y tecnólogo médico nuclear. Concluyéndose que las dosis acumuladas máximas en el Instituto de Cancerología corresponden al personal que desarrolla su actividad en el área de braquiterapia donde se trabaja con (Cs137), en relación al personal de Medicina Nuclear que desempeña su actividad en preparación, administración de radiofármacos y adquisición de imágenes utilizando (Tc99m). Las dosis máximas descritas en el presente trabajo son inferiores al límite de dosis efectiva para trabajadores que es de 20 mSv por año

POSICIONAMIENTO DE URUGUAY EN MEDIDAS Y CÁLCULOS DE DOSIS

***Terán, Mariella^{1*}; Fernández, Leticia; Suanes, Karol²;
Petri, Dahiana²; Hermida, Juan Carlos²***

¹ Facultad de Química-Cátedra de Radioquímica. Uruguay.

² Centro de Medicina Nuclear e Imagenología Molecular- Hospital de Clínicas. Uruguay

* Autor responsable, email: mteran@fq.edu.uy

Dada la importancia de la Protección Radiológica en el ámbito de la Medicina Nuclear se ha trabajado conjuntamente con varios países de la región para afianzar criterios y armonizar métodos de medidas y cálculos de dosis. Particularmente el Proyecto OIEA RLA9/066 “Fortalecimiento y actualización de las competencias técnicas para la protección de la salud y la seguridad de los trabajadores expuestos ocupacionalmente a la radiación ionizante” promovió la realización de una intercomparación regional de Dosimetría Interna en 2013. El objetivo de la intercomparación fue verificar la capacidad de respuesta en la interpretación de datos de monitoreo para la evaluación de la exposición interna de los trabajadores. La misma constó de dos etapas, la primera fue de medidas de simuladores de cuello con ¹³³Ba para el monitoreo de los trabajadores ocupacionalmente expuestos con riesgo de incorporación de ¹³¹I. La otra etapa fue la del cálculo de dosis efectiva por exposición frente a diferentes casos hipotéticos con radionucleidos de uso habitual. Los casos abordados fueron: Incorporación repetida de ¹³¹I, Incorporación única de ¹³¹I, Incorporación única de ¹³⁷Cs e incorporación única de ³H. En este trabajo se presentan los resultados correspondientes a Uruguay obtenidos en un trabajo conjunto de la Cátedra de Radioquímica de la Facultad de Química y del Centro de Medicina Nuclear e Imagenología Molecular de la Universidad de la República. Estos resultados posicionan al grupo de Uruguay entre aquellos que tuvieron mejor evolución en la formación de recursos humanos y aprovechamiento de los entrenamientos recibidos por parte del OIEA. Esto redundó en un gran estímulo para afianzar nuestro trabajo en el tema.

MÁXIMA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA A TRABAJADORES DE CUARTO CALIENTE

Vega, Manuel**; *Callejas, Nery*; *Roque, Reinaldo*; *García, Herminia

Hospital Dr. Celestino Hernández Robau. Cuba.

* Autor responsable, email: manocub@infomed.sld.cu

Se rediseñó una campana química, para adecuarla a trabajos con radionúclidos ^{99}Tc , ^{131}I (líquido) y ^{32}P , en el departamento de Medicina Nuclear. Los cálculos de blindaje muestran que se reduce 10 veces la dosis utilizando barreras de 11 mm de plomo, cuando utilizamos el radionúclido ^{131}I de 365 KeV (82%) 637 KeV (7%), por lo que se cubrió el frente utilizando 12 mm de espesor, hasta una altura de 35 cm. Para los laterales y fondo se utilizaron espesores de 4 mm. Se empleó el mismo plástico original del frente de espesor 3 mm, sobre colocándosele un cristal plomado de 5 mm.

Aquí se preparan las dosis de radiofármacos que van a ser suministrados a los pacientes, tanto para los estudios de diagnóstico (con ^{99}Tc), hematológicos y de metástasis óseas (con ^{32}P), como para los tratamientos de hipertiroidismo y de cáncer de tiroides (con ^{131}I), semanalmente se manipulan 11 100 MBq.

La depresión y el flujo de aire, que se establece cuando se conecta el sistema de extracción del aire, impiden la probable salida, de vapores y aerosoles de los radionúclidos operados en su interior, creándose un tiro de aire que absorbe los cercanos a la campana. Las dosis anuales registradas a los TOEs desde el 2009 están entre 3-5 mSv, para dosis de cuerpo entero, más la contaminación interna, que se corresponde a las dosis calculadas. Estudios comparativos con otros centros hospitalarios del país como el INOR y el HHA, muestran estadísticas más favorables (1-2 mSv) al utilizar campanas profesionales de la firma TEMA Sinergie.

IMPLEMENTACIÓN DEL PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA, PARA TRABAJADORES EN RADIOFARMACIA

***Sánchez Buitrago, Malory Johana^{1*};
Arciniegas Álvarez, Mauricio Andrés²; Veloza, Luz Stella¹***

¹ Universidad Nacional de Colombia. Colombia.

² Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. Colombia.

* Autor responsable, email: mjsanchezb@unal.edu.co

Por medio del presente trabajo se pretende establecer la implementación de un programa de vigilancia radiológica en el área de radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología (Bogotá, Colombia). Con tal fin se propuso adaptar las diferentes recomendaciones de los organismos internacionales competentes en el tema. Contando con los niveles y condiciones de manipulación de I-131 se ha evaluado el factor de decisión. Se han establecido niveles de registro, de investigación y niveles derivados a usar dentro del programa, así como la frecuencia, con base en los límites de dosis recomendados para los trabajadores ocupacionalmente expuestos al producirse incorporaciones dentro del organismo por el manejo de I-131 en el área de radiofarmacia. Las mediciones directas de captación se realizan usando un detector de NaI(Tl) adaptado a un analizador multicanal. Debido a la cantidad y condiciones de manipulación de I-131 de acuerdo al factor decisión de 7400 Sv/año, se estableció la necesidad de contar con un programa de vigilancia radiológica que contenga el programa de dosimetría interna para los trabajadores. Se ha realizado la institucionalización del programa, elaborando los diferentes procedimientos a ejecutar dentro del programa, incluyendo los de calibración del equipamiento y los formatos para el registro de las medidas.

MEDICIÓN DE RIESGOS EN EL ÁREA DE PET PARA ENFERMERÍA

Martínez Sereno, Wilson Enrique^{1*}; Sánchez Buitrago, Malory Johana²

¹ Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. Colombia.

² Universidad Nacional de Colombia. Colombia.

*Autor responsable, email: wemartinezs@unal.edu.co

Desarrollar una metodología alterna asociada a un programa de vigilancia radiológica que permita cuantificar el riesgo potencial de irradiación existente en el cuidado de pacientes oncológicos que son sometidos al examen de Tomografía por Emisión de Positrones y atendidos por el personal de Enfermería de Medicina Nuclear del Instituto Nacional de Cancerología (Colombia, Bogotá). Se desarrolló una investigación durante el segundo periodo de 2014 en el servicio de Medicina Nuclear, en el área de Tomografía por Emisión de Positrones, en la cual a partir del seguimiento de la dosimetría de lectura indirecta tipo OSL, de la práctica clínica y el seguimiento radiométrico al personal involucrado con pacientes inyectados de material radiactivo F-18 se evalúan los principales acontecimientos que pueden surgir en la realización de dicho estudio y que pueden resultar en una exposición considerable en el personal de enfermería, entre los cuales se encontrarían: el cuidado básico al paciente que va desde la movilización del paciente, cateterización vesical y/o venosa, atención en maniobras de reanimación cardiopulmonar. Se evidencia que en lo relacionado a exposiciones potenciales el personal de enfermería en el área de Tomografía por Emisión de Positrones puede fácilmente superar el límite permisible de dosis tanto equivalente como efectiva para público y en circunstancias mayores el de acompañantes, por lo tanto es conveniente llevar registro no solo dosimétrico del trabajador sino de las actividades que se realicen y que impliquen un riesgo de irradiación en vista a mejorar su práctica, puesto que actualmente en las instalaciones mencionadas se consideran como trabajadores no expuestos.

OPTIMIZACIÓN DE LA DOSIS EN CRISTALINO EN PERSONAL TÉCNICO DE PET/CT

Marino, Emiliano*; Arenas, Germán

Fundación Escuela Medicina Nuclear (FUESMEN). Argentina.

* Autor responsable, email: emarino@fuesmen.edu.ar

A partir de mediciones de dosis en cristalino en técnicos de PET/CT se decidió optimizar parte del blindaje. Como consecuencia la dosis en cristalino disminuyó en promedio 5 veces. La optimización consistió en sustituir el manipulador de actividad de visión indirecta del cuarto caliente de PET por otro de visión directa diseñado ad hoc. Las falencias del primer manipulador conducían a procedimientos indebidos por parte de los técnicos.

El ICRP publicó en 2011 un comunicado recomendando que el límite de dosis equivalente anual en cristalino para el Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE) sea disminuido a 20 mSv. Esta recomendación motivó el desarrollo de una metodología fiable de medición de dosis en cristalino, para técnicos del servicio de PET/CT de FUESMEN, por medio de dosímetros TLD y magnitud operacional Hp(3). Dicho trabajo fue presentado en IX Latin America IRPA Regional Congress, con el nombre Determinación de la dosis en cristalino por medio de TLD, en el personal técnico de un servicio PET/CT, por los autores: Marino, Arenas.

En el presente trabajo se optimizó el blindaje y posteriormente se relevaron valores de dosis en cristalino de los técnicos, usando la misma metodología de medición validada en el trabajo previo. Los resultados comparativos reflejan las mejoras logradas, no superándose actualmente el nivel recomendado de 20 mSv/año, según cálculos prospectivos. Además, a pesar de existir cambios sustanciales en los campos radiantes a los que se expone el cristalino bajo las condiciones actuales de trabajo, los valores de Hp(3) reportados a partir del dosímetro de cuerpo entero continúan sin reflejar de forma consistente la dosis de cristalino evaluada por los dosímetros montados en gafas. Por lo tanto, se concluye que el servicio de PET/CT de FUESMEN debería incorporar rutinariamente esta última metodología de medición.

ACTUALIZACIÓN DE SISTEMAS DE RADIOPROTECCIÓN EN CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA PET

Arenas, Germán*; Calderón, Guillermo; Noya, Enrique

Fundación Escuela Medicina Nuclear (FUESMEN). Argentina.

* Autor responsable, email: garenas@fuesmen.edu.ar

En este trabajo se presentan las actualizaciones realizadas en los Sistemas de Seguridad Radiológica, por medio de las cuales se logró incrementar la seguridad operativa en tareas rutinarias de inspección del bunker de ciclotrón, bombardeo de sus blancos, transferencia del material radiactivo hacia celdas calientes y en la síntesis de radiofármacos.

En particular, los cambios realizados en la instalación comprenden: incorporación de sistema de Último Hombre implementado sobre PLC existente para control y monitoreo de sistemas auxiliares, modificaciones de software y hardware de control del Ciclotrón que incluye: enclavamiento por refrigeración líquida de blancos, enclavamientos de válvulas de transferencia y de las celdas calientes. Incorporación de: válvulas para el direccionamiento del material radiactivo hacia celda caliente seleccionada.

En el Área de radiofarmacia se incorporan detectores de contaminación ambiental, estaciones adicionales fijas para el monitoreo de H^{*}, fraccionador semiautomático de radiofármacos, celdas calientes, campana de flujo laminar.

Previo a la implementación, se diseñó la lógica de funcionamiento de los enclavamientos y sistemas de seguridad siguiendo recomendaciones publicadas por la guía OIEARLA/9/064 – ATS 1 Junio 2012 y la experiencia propia de la instalación durante 14 años de funcionamiento.

Las mejoras realizadas contribuyen a la seguridad intrínseca de la instalación, por medio de la automatización total o parcial de enclavamientos, monitoreo on-line de niveles de contaminación de aire, minimizándose así la probabilidad de incidentes o accidentes, o sus consecuencias, ya sea por descuidos o errores del personal.

Los cambios introducidos obedecen a las políticas del Sistema de Calidad que posee la instalación, el cual hace énfasis en la Mejora Continuada de los Procesos y en la Cultura de la Seguridad. Por otro lado, le han permitido a esta instalación poder adecuarse a nuevos requerimientos de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

EXÁMENES PERIÓDICOS PARA PERSONAL EXPUESTO A RADIACIONES IONIZANTES EN ARGENTINA

Cascón, Adriana*

Instituto de Medicina Radiomedicina y Seguridad (IMERASE). Argentina.

* Autor responsable, email: adrianacascon@yahoo.com

Los trabajadores ocupacionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes deben estar sometidos a vigilancia sanitaria específica al riesgo al que están expuestos. El objetivo de ésta es la prevención, limitación y detección precoz de patologías inducidas por las radiaciones ionizantes, y sigue los Principios Directivos Técnicos y Éticos Relativos a la Vigilancia de la Salud de los Trabajadores, de la Organización Internacional del Trabajo (OIT).

En Argentina, para todos los trabajadores, independientemente del riesgo al que estén expuestos, La Ley de Riesgos del Trabajo 24557, Resolución N° 37/10 establece una periodicidad anual, y para los trabajadores con Radiaciones Ionizantes un periodicidad semestral de una rutina mínima de laboratorio consistente en un hemograma y recuento de reticulocitos.

Consideramos que no hay sustento científico suficiente que fundamente la frecuencia semestral establecida por la Ley. Debido a la discrepancia con lo establecido por la Ley de Riesgos del Trabajo, creemos necesario “justificar” la periodicidad basándonos en parámetros médicos clínicos y de la medicina laboral, avalados por la evidencia epidemiológica obtenida hasta la actualidad.

DOSIMETRÍA PERSONAL EN CLÍNICA LAS CONDES. ANÁLISIS DE 3 AÑOS

Rodríguez, José Luis*

Clínica Las Condes. Chile.

* Autor responsable, email: fmjlrp@yahoo.com

La vigilancia radiológica individual del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes, es el principal indicador de la eficacia de la protección radiológica en una institución dada. Por otro lado, en Chile, el Decreto Supremo 3/85 norma el uso de los dosímetros personales y fija los límites de dosis anuales. El objetivo de este trabajo fue evaluar las dosis efectivas a cuerpo entero que recibieron los trabajadores de Clínica Las Condes durante los últimos años, como resultado del Programa de Protección Radiológica implementado. Para ello se elaboró una base de datos con los valores trimestrales y se analizaron las dosis de los últimos 3 años en algunos servicios y en toda la clínica. El número de trabajadores por año con dosimetría personal del 2012 al 2014 fue aproximadamente 450 con una dosis promedio de 0.13 mSv al año, (2012: 0.16 mSv, 2013: 0.13 mSv y 2014: 0.10 mSv), los servicios analizados fueron: Radioterapia, Hemodinamia, Diagnóstico por Imágenes, Anestesiólogos, Pabellones y Medicina Nuclear, siendo este último el que mostró el valor promedio más alto de 1.17 mSv por trabajador y del otro lado Radioterapia y Pabellones con un menor valor (0.01 mSv y 0.02 mSv respectivamente), en esta última área laboran alrededor del 50% de los trabajadores expuestos. Se constató así mismo que, en promedio, el 79% de los trabajadores expuestos recibió una dosis anual menor al Mínimo Nivel de Registro (MNR) equivalente a 0.1 mSv, (2012: 73%, 2013: 78% y 2014: 84%). En conclusión, las dosis efectivas reportadas muestran una tendencia a la disminución y aumenta el porcentaje de trabajadores con valores por debajo de 0.1 mSv, relacionado con el cumplimiento de los protocolos implementados, capacitación constante, mejor blindaje de las nuevas dependencias, el cambio a radiología digital y la instalación de nuevos tomógrafos con algoritmos de baja dosis.

FORO: CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN INSTALACIONES CON CICLOTRÓN

**Andrada, Flavio^{1*}; Facure, Alessandro²; Di Prinzio, Renato²;
Cardenas, Ciro³; Hernández, Ramón⁴; Perez Mulas, Arturo⁵;
Salinas Juan Gabriel⁶**

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

² Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Brasil.

³ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile.

⁴ Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN). Cuba.

⁵ Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). España.

⁶ Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS). México.

*Autor responsable, email: fandrada@arn.gob.ar

En los últimos años se ha incrementado notablemente la demanda de radiofármacos emisores de positrones, por ende las autoridades reguladoras de la región Iberoamericana han recibido crecientes solicitudes de licenciamiento de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. Desde el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) se identificó la posibilidad de compartir y difundir las experiencias adquiridas entre sus países miembros, mediante la elaboración de un documento donde se contemplan los criterios de seguridad radiológica a tener en cuenta, tanto en el proceso de licenciamiento como de inspección para este tipo de instalaciones. El presente trabajo describe la metodología de trabajo empleada y los resultados del proyecto sobre ciclotrones desarrollado en el ámbito del FORO.

EXPERIENCIA EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL COMNIR

***Robledo, Julieta*; Arashiro, Jorge; San Martín, Gabriela;
Zarlenga, Ana Cristina; Agüero, Roberto; Funes, Antonia***

Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina

* Autor responsable, email: julietarobledo@gmail.com

La motivación del siguiente trabajo es resumir la experiencia en protección radiológica en el Centro Oncológico de Medicina Nuclear del Instituto Roffo.

En 2009 a raíz de las inquietudes sobre Radioprotección del sector de enfermería a cargo del cuidado de pacientes internados bajo tratamiento con ¹³¹I, se realizó un relevamiento del estado de las instalaciones, instrucción y forma de trabajo de dicho personal, motivando la elaboración de un protocolo escrito conforme a lineamientos internacionales, adaptado a las condiciones del Instituto, contemplando posibles accidentes, prevención y mitigación en el uso de fuentes abiertas en pacientes internados.

En 2011 se incrementaron las cirugías radioguiadas de excéresis de lesión ósea única, efectuadas bajo marcación radioisotópica en el Servicio Medicina Nuclear para guiar al cirujano en la práctica quirúrgica. La incorporación de nuevos equipamientos de detección de radiaciones ionizantes en quirófano (gamma-probe, gamma-cámara portátil, navegación intraquirúrgica 3D) originó la evaluación del equipo de cirugía (cirujanos, instrumentistas, anestesistas), registrándose las tasas de dosis recibidas por sus integrantes en diferentes situaciones de exposición.

Los estudios de perfusión miocárdica, incorporados en el 2012 aumentaron desde la instalación del equipo SPECT-CT. Para evaluar los niveles de exposición del personal involucrado en la realización de las pruebas de apremio y reposo, que reflejara la realidad de nuestra práctica se diseñó un estudio observacional prospectivo de medición de tasas de dosis para estimar la dosis recibida por el cardiólogo nuclear y técnico de cardiología nuclear para identificar las medidas de radioprotección necesarias según el tipo de exposición involucrada (marcación radiactiva del material, inyección del material en reposo y/o esfuerzo, exposición durante: la ergometría, registro de la presión arterial, posicionamiento en SPECT-CT).

Se estimaron las dosis recibidas por todo el personal evaluado (enfermería, quirófano, cardiología nuclear) encontrándose todos por debajo del límite anual establecido por regulación (ARN) según su categoría.

THE DOSIMETER PERSONAL USE IN CONTROLLED AREA

Costa, R. F.^{1,2}

¹ Federal Institute of Goiás – IFG Câmpus Uruaçu. Brasil.

² State University of Goiás. Brasil.

Email: rogercosta1@hotmail.com

The discovery of X-rays revolutionized medicine because it allowed a patient to be examined internally with no surgery. But also caused damage to health professionals and patients due, its oxidizing action. In the beginning of its discovery, many doctors were exposed and exposed beams to their patients for long periods of time, therefore, they developed diseases caused by radiation and the medical community realized that something was wrong. Then created a radiological protection commission to regulate its use in humans and so limit your exposure. Today we know that many companies still did not fit the standards of radiation protection. So we evaluate the technical professionals in radiology regarding the correct use of personal dosimeter, through a descriptive study with a quantitative approach, we used the information collection technique based on a questionnaire developed for this purpose which was delivered and collected personally. From this survey, we sought to assess the knowledge of the basic guidelines of radiological protection. He concluded that the majority of respondents know the rules of use of the personal dosimeter, but do not use it properly, due mainly to lack of supervision by the company, overwork and neglect.

MANUFACTURA AUTOMÁTICA DE RADIOTRAZADORES DE F-18 CON EL SISTEMA BG75. CONSIDERACIONES RADIOLÓGICAS

Anzellotti, Atilio

ABT Molecular Imaging. Argentina.

* Autor responsable, email: abtlatinoamerica@gmail.com

El Sistema BG75 se compone de tres sub-módulos integrados y automatizados para la producción y control de calidad de radiotrazadores de F-18. El primer sub-modulo es un pequeño ciclotrón auto blindado de 7.5 MeV capaz de producir F-18 a través de la reacción nuclear $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$. El segundo sub-modulo consta de una unidad administradora de reactivos y una unidad de síntesis radioquímica, el tercer sub-modulo es la unidad de control de calidad. El operador interactúa con todos los sub-módulos a través de una computadora central, utilizando rutinas simples.

El Sistema BG75 posee un conjunto de trampas de gases y dispositivos redundantes de seguridad que minimiza las posibilidades de derrame o escape de material radioactivo. Análisis de los neutrones y radiaciones gamma producidas por el ciclotrón en funcionamiento normal permiten concluir que las especificaciones de exposición de < 1 mR/h de la superficie del blindaje se cumplen. Así mismo las dosis acumulativas de exposición para cuerpo entero (13.9 mSv) y extremidades (38.1 mSv) proyectadas a un año satisfacen los límites de EEUU y Europa.

La posibilidad de creación de radioisótopos adicionales al F-18 ha sido evaluada para el blanco; en general debido a las energías y tiempos involucrados en el bombardeo las cantidades de C-14 y N-13 generadas son insignificantes. Concentraciones radioactivas de deuterio y otros tipos de radioisótopos potencialmente presentes como Co-57 y Mn-52 son aproximadamente 1 % de los reportados para ciclotrones convencionales.

Resultados de centros pre-clínicos en la Universidad de Oklahoma, y clínicos en el Hospital Universitario de Santa Marina (Bulgaria) y el Instituto Internacional de Sistemas Biológicos (Rusia) serán presentados.

ST 6.3

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PÚBLICO Y EL AMBIENTE

DISERTACIÓN: TELLERÍA, DIEGO

DESAFÍOS SOBRE LOS MÉTODOS Y CONCEPTOS DE PROTECCIÓN DEL PÚBLICO PARA LA ACEPTABILIDAD DEL USO DE RADIACIONES IONIZANTES

Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

D.M.Telleria@iaea.org

Para alcanzar y demostrar el nivel de protección del público y el ambiente los expertos en protección radiológica usan conceptos como 'análisis de seguridad', 'evaluación de impacto radiológico ambiental', 'exposiciones esperadas', 'exposiciones potenciales', 'persona representativa', 'límites de dosis', 'restricciones de dosis, restricciones de riesgo', 'optimización de la protección'.

Todos estos conceptos están asociados a principios de protección radiológica y a paradigmas como el del 'riesgo de efectos lineal sin umbral a bajas dosis' y a la postura de aceptabilidad de ciertos riesgos mínimos y controlados al individuo, incluso los debido a situaciones accidentales concebibles, en función de beneficios substanciales para la sociedad derivados del uso responsable de las radiaciones.

El oficio de proteger al individuo y a la sociedad, aplicando todas esas herramientas metodológicas mencionadas, sin imponer restricciones o regulaciones injustificadas y exageradas a los servicios e industrias nuclear y radiológica, exige comunicarnos con las personas que protegemos y con las que regulamos o asesoramos. En la sociedad actual, para que la protección radiológica sea efectiva, necesitamos metodologías y expresiones que satisfagan tanto a los beneficiarios directos e indirectos del uso de radiaciones (a los cual les imponemos un cierto riesgo admisible) como a los generadores de dichos beneficios y riesgos. Adicionalmente al riesgo por operación normal, existe el riesgo de accidentes. El impacto en la sociedad e industria que estos accidentes, que "nunca iban a ocurrir" (Chernóbil) y "nunca iban a repetirse" (Fukushima), es desastroso y, como sabíamos desde 1986, los factores de mayor peso no son los radiológicos.

La presentación discutirá desafíos actuales necesitando cambios en relación con los conceptos antedichos, algunos que ya están ocurriendo, que influenciarán la aceptabilidad del uso de radiaciones y que se encuentran mucho más en el terreno dominio de los radioproteccionistas que en el de la percepción del público o la industria.

VIGILANCIA RADIOLÓGICA EN LA REGIÓN CENTRO-SUR DE CUBA

***Cartas Aguila, Héctor Alejandro*; Alonso Hernández, Carlos Manuel;
Martín Pérez, Jorge Alberto; Sibello Hernández, Rita;
Muñoz Caravaca, Alain; Díaz Asencio, Misael;
Guillén Arruebarrena, Aniel; Morera Gómez, Yasser***

Centro de Estudios Ambientales de Cienfuegos. Cuba.

* Autor responsable, email: hector@ceac.cu

En este trabajo se presentan los resultados de la vigilancia radiológica atmosférica, realizada durante 1994-2014 por el Centro de Estudios Ambientales de Cienfuegos, situado en los 22 ° 03 ' N y 80 ° 29 ' W. Se midió directamente la tasa de dosis gamma ambiental con una sonda Gamma Tracer GF1588, se recolectaron los aerosoles del aire a nivel del suelo con una instalación aspiradora y filtradora de 1106 m³h⁻¹ de flujo y aquellos provenientes de las precipitaciones atmosféricas, con un sistema de 1,50 m² de superficie colectora. Se midió la concentración de actividad y el flujo de actividad de los radionúclidos Be-7, K-40, Cs-137 y Pb-210 mediante espectrometría gamma de alta resolución. Se analizaron en conjunto con la concentración de aerosoles, el flujo de aerosoles y la cantidad de lluvia mediante el análisis estadístico multivariante. La tasa de dosis gamma ambiental mantuvo una tendencia constante con media 89 nSv⁻¹ y desviación estándar 11 nSv⁻¹, se evidenció un patrón fundamental en el comportamiento anual de los radionúclidos, determinado por las lluvias; el mismo está caracterizado por el máximo de concentración de actividad y el mínimo de flujo de actividad durante enero-mayo; el mínimo de concentración de actividad y el máximo de flujo de actividad en junio-octubre y por un período de tránsito en los meses noviembre y diciembre, con valores bajos en ambas variables. Se demostró la tendencia decreciente del Cs-137 atmosférico. Se evidenció la tendencia decreciente inmediata del I-131 proveniente del accidente de Fukushima en Japón.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA CUESTIONADA EN LA UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

Salas Mar, Bernardo

Universidad Nacional Autónoma de México. México.

salasmarb@yahoo.com.mx

En el Departamento de Física de la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional Autónoma de México existen al menos tres sitios donde se manejan fuentes radiactivas y equipos generadores de radiación ionizante: El Laboratorio de Física Moderna, el Taller de Análisis Radiológicos de Muestras Ambientales (TARMA) y el Taller de Colisiones; el primero de ellos cuenta con dos fuentes de neutrones, además de otras fuentes emisoras de radiación gamma y beta. Las fuentes de neutrones son de Americio 241-Berilio y la otra de Californio-252 y han sido operadas fuera del control de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), que es el organismo regulador en México en materia nuclear, pues la Licencia de Operación No. 183/85, con número de expediente 657 que las amparaba, perdió su vigencia el 13 de agosto de 1987, es decir, hace más de veinticinco años, lo que motivó a que la CNSNS las asegurara. En el Taller de Análisis Radiológicos de Muestras Ambientales, luego que fue clausurado, se pensó que se había extraído ilegalmente una fuente de bario-133, posteriormente una investigación realizada por la CNSNS determinó que la fuente radiactiva siempre estuvo en poder de la directora que acusó que se había extraído ilegalmente. En el Taller de Colisiones operó un Acelerador Experimental de Partículas que la CNSNS prohibió su operación por no contar con la Licencia de Operación correspondiente. Las anteriores, pueden considerarse malas prácticas de Protección Radiológica que deben señalarse para erradicar su fomento y evitar así la exposición a la radiación del Personal Ocupacionalmente Expuesto y miembros del público, evitándose además dosis de radiación innecesarias. Este trabajo se realizó en la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional Autónoma de México.

CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA Y GEOREFERENCIACIÓN DE ALIMENTOS TÍPICOS DE CUBA

***Fernández Gómez, Isis^{1*}; Carrazana González, Jorge¹;
Capote Ferrera, Eduardo¹; Brígido Flores, Osvaldo²;
Carta Aguila, Hector³; Rodríguez Castro, Gloria¹; Fabelo Bonet, Orlando²***

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

² Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey. Cuba.

³ Centro de Estudios Ambientales de Cienfuegos. Cuba.

* Autor responsable, email: isis@cphr.edu.cu

A raíz del accidente de Chernobyl en 1986, la certificación radiológica de los alimentos se ha convertido en un requisito que prácticamente todos los países han adoptado. Igualmente, el conocimiento de los valores de fondo radiactivo presente en los alimentos que se producen en un país puede aportar un valor agregado al comercio internacional de los mismos. Cuba no ha estado ajena a esta realizada y desde 1995 ha venido trabajando en la certificación radiológica de sus alimentos de exportación así como los de importación. En el año 2012 en el marco de un proyecto regional, especialistas cubanos caracterizaron, desde el punto de vista radiológico, algunos alimentos típicos que se producen en el país y que en algunos casos, como el azúcar de caña, además tiene interés desde el punto de vista comercial. Los valores medidos se corresponden con lo esperado, teniendo en cuenta el fondo radiológico del territorio nacional. Las muestras tomadas a su vez fueron georeferenciadas, permitiendo ubicar las mismas en un Sistema de Información, diseñado en la región de América Latina con la finalidad de visualizar los valores de línea base de los alimentos más característicos de América Latina. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos de la caracterización radiológica de los alimentos cubanos seleccionados.

MEDICIONES DE LA CONCENTRACIÓN DE RADÓN 222 EN RESIDENCIAS DE LIMA Y CALLAO – PERÚ

***Pereyra, Patrizia; Lopez*, María Elena; Vilcapoma, Luis;
Pérez, Bertín; Rojas, Jhonny***

Pontificia Universidad Católica del Perú (PUCP). Perú.

* Autor responsable, email: ppereyr@pucp.edu.pe

Se presentan los resultados de la medición de los niveles de concentración de radón 222 correspondiente a los meses de otoño a primavera del 2014 en residencias correspondientes 30 distritos de Lima Metropolitana y el puerto de El Callao, incluyendo a las zonas Norte, Centro, Este y Sur de la ciudad de Lima y 2 distritos del Callao. Las casas en donde se realizaron las mediciones fueron seleccionadas considerando diversas variables como antigüedad, materiales de construcción, revestimientos, tipo de suelo, uso ocupacional de las habitaciones monitoreadas, etc. Para la medición de los niveles de radón 222 se empleó la técnica de huellas nucleares, utilizando detectores pasivos de nitrato de celulosa (LR – 115). En el trabajo se muestra el procedimiento de toma de datos, lectura de los dosímetros y los resultados de la medición; este monitoreo complementa el proyecto piloto que se desarrolló en el 2013 con el monitoreo de 25 viviendas en Lima. Los resultados son sólo indicadores de la tasa de radón presente por el tipo de detectores no es posible discriminar la presencia de los descendientes del radón 222.

EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS DE LA DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS ASOCIADA AL ATASCAMIENTO DE FUENTES UTILIZADAS EN PERFILAJE DE POZOS PETROLEROS

*Amado, Valeria Andrea**; *Alvarez, Daniela Elena;*
Lee Gonzáles, Horacio

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: vamado@arn.gob.ar

El perfilaje de pozos permite caracterizar y pronosticar el potencial de hidrocarburos de una zona. Para esto se utilizan herramientas que pueden contener una o más fuentes radiactivas. Eventualmente, estas pueden quedar atascadas a cierta profundidad, sin alternativas técnicas viables para su recuperación. Una vez producido el atascamiento sin posibilidades de recuperación de la fuente es necesario implementar acciones que minimicen el riesgo de liberación de material radiactivo a la napa subterránea, a causa de la degradación natural del blindaje o a su destrucción accidental por la colisión imprevista con una herramienta, en una eventual futura perforación. En este trabajo se presenta una evaluación simplificada de las dosis asociadas al atascamiento de fuentes radiactivas durante el perfilaje de pozos. Para ello se consideran dos vías de exposición, ingestión de agua contaminada de la napa subterránea e irradiación externa debido al lodo contenido en el pozo. Cada una de estas vías corresponde a un escenario distinto. En el primer escenario, mediante el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) se considera la dispersión de los contaminantes en el acuífero hasta un pozo de extracción de agua. Este modelo fue desarrollado inicialmente en la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) y resuelve la ecuación de transporte de solutos en medios porosos en tres dimensiones, teniendo en cuenta la retención del suelo y el decaimiento radiactivo. En el segundo escenario se supone el ascenso a la superficie del lodo contaminado del pozo, debido a las acciones llevadas a cabo para recuperar las fuentes atascadas o a una nueva perforación. El objetivo del trabajo es presentar una metodología simple para estimar, en forma conservativa, las dosis implicadas en el atascamiento de fuentes radiactivas empleadas durante el perfilaje de pozos petroleros.

CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD ALFA Y BETA EN AGUAS POTABLES: DETERMINACIÓN Y RESULTADOS

Acosta, Sabrina*; Equillor, Hugo; Muñoz, Julieta

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: sacosta@arn.gob.ar

La determinación de la concentración de radionucleidos en muestras de agua potable es un proceso laborioso, que insume reactivos y un importante tiempo de procesamiento, debido a las características propias de las técnicas radioquímicas involucradas y a que los niveles de los radionucleidos presentes en esta matriz son muy bajos. Por ello, en aquellos casos en los que se deba evaluar un número importante de muestras, es necesario contar con técnicas de medición apropiadas para llevar a cabo un “screening”, es decir, determinaciones estimativas de niveles relativos de radiactividad, donde la radiactividad total presente se determina en forma de radiación alfa y beta, sin tener en cuenta la identidad particular de los radionucleidos presentes en la muestra. Los resultados obtenidos son comparados con los valores de referencia propuestos por la OMS, superados los cuales, se recurre a técnicas de medición específicas para cada radionucleido. En este trabajo se presenta el procedimiento aplicado para la determinación de la concentración de la actividad de emisores alfa-beta en muestras de agua potable y los resultados obtenidos en el marco del Plan de Monitoreo Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear de los últimos 5 años.

ENVIRONMENTAL GAMMA SURVEY: METHODOLOGIES AND PATTERNS

Magalhães de Souza, Elder

Instituto de Radioproteção e Dosimetria. Brasil.

eldermagalhaes@gmail.com

El objetivo de este trabajo es establecer una metodología para el monitoreo gamma del territorio brasileño para tener un mapa de la radiación del fondo. Este mapa será utilizado para estimar la exposición pública y para tener una base de datos que se utilizará para el gravamen de impacto de descargas de radionúclidos en el ambiente, para situaciones de emergencias/accidentes y también para los procedimientos de toma de decisión. Las medidas fueron hechas con un espectrómetro AT6101C. Los resultados iniciales en el agua han demostrado que los mismos datos son obtenidos para diversos tipos de cuerpos del agua, a pesar del tipo de agua. Los resultados en la tierra varían particularmente según la composición, la composición de U, Th y K del material (suelo, pavimentación, hormigón). Las tasas de dosis sobre tierra son más altas que las del agua, debido a la radiactividad natural en suelo. Las tasas gamma sobre las calles y carreteras dependen de los tipos de pavimentos y otros materiales de construcción. Se puede notar que los valores de tasa de dosis en las playas son más pequeños que las del suelo; los valores más altos se pueden observar sobre los pavimentos de piedras y granitos. La exposición pública debido a la radiación externa será determinada para estimar el promedio y gamas de exposición pública.

RADIOLOGICAL ENVIRONMENTAL MONITORING PROGRAM FOR PRE-OPERATIONAL BRAZILIAN MULTIPURPOSE REACTOR (RMB) – GAMMA IN SITU SURVEY RESULTS

***Magalhães de Souza, Elder^{1*}; M. Ferreira, Ana Cristina¹;
Roldão, Luiz Alfredo¹; M. Feliciano Jacomino, Vanusa²***

¹ Instituto de Radioproteção e Dosimetria. Brasil.

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Brasil.

* Responsible author, email: eldermagalhaes@gmail.com

The Brazilian Multipurpose Reactor (RMB) is a venture sponsored by the Federal government. The Brazilian Nuclear Energy Commission is responsible for its construction and operation. Its main applications are to produce radioisotopes and radioactive sources for health, industry, agriculture and environment; irradiate materials and nuclear fuels, to allow its analysis of performance and behavior under irradiation in nuclear reactors; scientific and technological research with beams of neutrons. The city of Iperó was chosen as the site for its installation. In this area, the Experimental Center of Aramar (CEA), a venture developed and operated by the Navy Technological Center in Sao Paulo (CTMSP), has been operating since April 1988, as part of its development program nuclear propulsion. The CEA is located at Ipanema Farm, 10 km from the city of Iperó and 15 km from the city of Sorocaba, Brazil. The area subject to gamma in situ survey should cover 5 Km radius around it (area of direct influence of the reactor) and 10 Km radius around it (area of indirect influence). Current data related to the land and water uses are raised by researchers responsible for the description of this item through site visits and sampling campaigns for data collection more consistent with current realities in the region. For a gamma survey of local background, in situ measurements in large areas were performed using sodium iodide detectors, assembled in car. Measurements were made within in a period of one week and the results were satisfactory and consistent with the background and showed similar values when compared with other areas with the same characteristics.

PROCESO DE ACTUALIZACIÓN DEL PLAN DE MONITOREO AMBIENTAL DE VERIFICACIÓN DEL COMPLEJO FABRIL MALARGÜE

Bonetto, Juan Pablo**; *Czerniczyniec, Mariela

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: jbonetto@arn.gob.ar

Recientemente, la Autoridad Regulatoria Nuclear inició un proceso de actualización de sus planes de monitoreo radiológico ambiental en los distintos complejos mineros y/o fabriles de uranio del país, bajo la premisa de que el operador debe llevar a cabo un monitoreo ambiental propio y el regulador debe realizar un monitoreo independiente con fines de verificación. Este proceso de actualización se inició con el plan de monitoreo ambiental correspondiente al Complejo Fabril Malargüe, e implicó la revisión bibliográfica de la hidrología de la zona, incluyendo la red de riego de la ciudad. Paralelamente, se llevó a cabo una evaluación de los resultados históricos provenientes de los muestreos radiológicos ambientales anuales llevados a cabo por la ARN, en la que se realizaron tests de hipótesis para la comparación de puntos blancos y puntos aguas abajo del complejo, entre otros puntos de muestreo. En base a esto, se determinó qué puntos de muestreo no aportaban información útil, y si fuera necesario incorporar nuevos puntos, cuáles pueden ser los más adecuados. Finalmente, luego de un relevamiento In Situ, se comprobó en conjunto con el operador, la ubicación precisa de cada punto de muestreo, para que la verificación pueda realizarse en el mismo sitio que la toma de muestra y la evaluación de los resultados sea la más adecuada. El presente trabajo describe los pasos realizados y presenta algunos resultados de la evaluación de datos, junto con las conclusiones obtenidas de todo el proceso.

DATABASE OF VALUES OF RADIOACTIVITY IN TYPICAL LATIN AMERICAN FOOD

***M. Ferreira, Ana Cristina¹; González, Sergio¹; Igllicki, Flora A.²;
Piñones, Osvaldo H.³; Osores, José M.⁴; Fernández Gómez, Isis M.^{5*};
Ruiz Esparza, Ligia J.⁶; Doncel Invernizzi, Fredy A.⁷;
Odino Moure, Rosario⁸***

¹ Radioprotection and Dosimetry Institute (IRD); National Nuclear Energy Commission (CNEN).
Brasil.

² Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

³ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile.

⁴ Instituto Peruano de Energía Nuclear. Perú.

⁵ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba.

⁶ Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS). México.

⁷ Comisión Nacional de Energía Atómica. Paraguay.

⁸ Departamento de Tecnogestión; Ministerio de Industria, Energía y Minería (MIEM). Uruguay.

* Responsible author, email: isis@cphr.edu.cu

Radionuclides are being incorporated into the environment by way of dispersion, dilution and transport over short and long distances, and can also concentrate on certain specific materials, such as food, grasses and others. The route of radionuclides in the environment can be observed at all levels of the ecological pyramid, irrespective of their natural or artificial origin. Radioactive contamination persists for years and it might produce crops with increased radioactivity. Animals fed with pastures contaminated with radionuclides transfer these contaminants to humans after digestion. For all these reasons, it is of utmost importance to reliably characterize the presence of radionuclides of both natural and artificial origin in typical American foods and incorporate them into a regional data bank. The characterization of radioactive background values for domestically produced food can also bring added value to all countries engaged in the export of food, because radiological food certification for export is a requirement that virtually all countries have adopted after 1986 in the wake of the Chernobyl accident. Benchmarks to demonstrate the levels of existing activity concentration in food are an important fact when signing contracts for exporting food on the international market. The creation of a database with information generated by the region itself constitutes an important outcome for the region. By means of using the experience of some countries in the area and free software as a suitable tool for networking, the application may be used by large groups of institutions, private or public, without the need to allocate resources that are significant for achieving the traced objectives. This project will set up a geo-referenced database on radioactivity measures in typical Latin American food, using the benefits of free platforms. The system was developed in Portuguese, Spanish and English than in future others countries can do participate too (<http://siglara.ird.gov.br>).

CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD DE ^{131}I EN EL RÍO MEDELLÍN

Navia, Alejandro**; *Morales, Javier*; *Puerta, Anselmo

Universidad Nacional de Colombia sede Medellín. Colombia.

* Autor responsable, email: alnaviaal@unal.edu.co

En el presente trabajo se estudió el impacto ambiental que puede tener el vertedero de aguas residuales en el Río Medellín, provenientes de los centros de Medicina Nuclear, en donde hacen tratamiento de pacientes con ^{131}I en la ciudad de Medellín, en Colombia. Esta ciudad, es atravesada de norte a sur por un río de mediano caudal. En la ciudad existen 8 centros de medicina nuclear cuyas aguas residuales, con contenido de ^{131}I , son vertidas al río Medellín. Se tomaron muestras de agua del río y se analizaron con espectroscopia gamma de NaI(Tl) determinando la concentración de actividad media. Los resultados son analizados en términos de protección radiológica.

CÁLCULO DEL ÁNGULO CRÍTICO EN SECTORES ADYACENTES (EN ALTURA) A LOS EQUIPOS DE RADIOTERAPIA

Soppe, Ezequiel*; Discacciatti, Adrián; Gossio, Sebastián

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: esoppe@arn.gob.ar

La evaluación teórica de los blindajes para recintos que alojan equipos de radioterapia con irradiadores de ^{60}Co y aceleradores con potenciales desde 6 MV consiste en la selección de los puntos radiológicamente más significativos dentro de la instalación y en zonas aledañas, el cálculo de la dosis en los mismos y la comparación de los resultados obtenidos con los requerimientos regulatorios. La selección de los puntos de cálculo depende de las características del blindaje, la distancia a la fuente, los factores de ocupación, etc. La metodología empleada en el cálculo del blindaje para estos recintos está descrita en los documentos IAEA Safety Reports Series No47, "Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities" y NCRP Report No151, "Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X - and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities". Generalmente el punto escogido para evaluar el techo del recinto está ubicado sobre el mismo y posee un bajo factor de ocupación. No obstante, el cumplimiento de los requerimientos en este punto no garantiza que otros puntos ubicados a distancias mayores pero con ocupación continua (por ejemplo en el caso de un edificio vecino) también cumplan. En estos casos es necesario realizar la evaluación de estos puntos que generalmente se ubican sobre la línea municipal en alturas superiores a la del techo del recinto de radioterapia. El objetivo de este trabajo es presentar la metodología para el cálculo del ángulo crítico definido entre la horizontal y el punto de cálculo (con vértice en el isocentro) donde la dosis es máxima. La verificación teórica del cumplimiento del punto localizado bajo el ángulo crítico permite deducir el cumplimiento del resto de los puntos en la misma vertical.

VERIFICACIÓN DEL CONTROL DE LAS DESCARGAS DE EFLUENTES RADIATIVOS AL AMBIENTE

***Alvarez, Daniela*; Czerniczyniec, Mariela; Amado, Valeria;
Curti, Adriana; Lee Gonzáles, Horacio***

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: dalvarez@arn.gob.ar

La Ley Nacional de Actividad Nuclear N° 24.804 establece que la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tendrá a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear, de otorgar, suspender y revocar licencias, permisos o autorizaciones y de dictar las normas regulatorias referidas a seguridad radiológica y nuclear. Atendiendo a esto último la ARN ha emitido un conjunto de Normas que integran el Marco Regulatorio de la actividad nuclear. Este incluye las normas que determinan los criterios radiológicos para el control de la emisión de efluentes radiactivos los cuales se establecieron para la protección de los miembros del público. En el proceso de licenciamiento de una instalación la ARN determina los valores autorizados de descarga de efluentes gaseosos y líquidos con los que debe cumplir la instalación. Estos valores anuales se entienden como una restricción operativa (RO), y surgen a partir de la actividad de cada radionucleido relevante presente en la descarga. Para esto se toma como referencia el nivel de descarga optimizado, considerando un margen de flexibilidad apropiado que asegure la protección del público sin interferir con la operación de la instalación. En este trabajo se presentan los resultados de la revisión de los criterios mencionados y de la metodología de cálculo de las RO adoptada por la ARN.

ASSESSING PUBLIC AND CREW EXPOSURE IN COMMERCIAL FLIGHTS IN BRAZIL

***de Abreu Alves, Vanusa¹; Rua Rodriguez Rochedo, Elaine²;
Neves Gomes da Silva, Diogo^{3*}***

¹ Instituto Militar de Engenharia (IME). Brasil.

² Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN). Brasil.

³ Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Brasil.

* Responsible author, email: dneves@biof.ufrj.br

The exposure to cosmic radiation in aircraft travel is significantly higher than at ground level and varies with the route due to the effect of latitude, the altitude of flight, the flight time, and the year according to the solar cycle effects in galactic cosmic ray flux. The computer program CARI-6, developed by the U.S. Federal Aviation Administration, calculates the effective dose of galactic cosmic radiation received by an individual in an aircraft flying the shortest route between two airports of the world. The program takes into account changes in altitude and geographic location during the course of a flight. The aim of this project is to estimate the contribution of cosmic radiation exposure on commercial flights to the Brazilian population. A database, including about 4000 domestic flights in Brazil, was implemented in Excel spreadsheets based on data flights information for November 2011. Main fields included on the database are the origin and destination of flights, time of departure and arrival, plane type, number of passengers, flight times (take-off, landing and cruise altitude times) and number of flights per year. This information was used to estimate individual and collective doses for crew and passengers. Doses for domestic flights in Brazil range from 1.8 to 8.8 μSv . Considering the occupational limit of 850 h of flight per year for crew members and numbers of flights for each route, average occupational dose would be about 0.76 mSv/y. Collective doses, for the total number of flights per year and airplane types were estimated to be 214 and 11 manSv/y for passengers and crew members, respectively.

EXPOSURE DOSE ASSESSMENT OF DESIGN BASIS ACCIDENTS AT NUCLEAR POWER PLANT BASED ON ICRP 103 DOSIMETRIC SETTING

Shin, Hyeong-Ki*; Lee, Byeong-soo

Korea Institute of Nuclear Safety (KINS). South Korea.

* Responsible author, email: k685sysj@kins.re.kr

In the International Commission on Radiological Protection (ICRP) 2007 recommendations, ICRP adopted reference male and female computational phantoms (ICRP 110) for forthcoming updates of organ dose coefficients of both internal and external radiation sources. In early stage of nuclear power plant accident, the major exposure radiation source terms are noble gases. For assessment of external doses due to noble gases, the dose coefficients prescribed in FRG 12 & 13 have been widely used. The objectives of this study are to calculate the effective dose rate conversion factors, equivalent dose rate conversion factors and exposure doses of radioactive noble gases for the cases of air submersion with the nuclear decay data (ICRP 107) and the ICRP 103 adult reference phantoms. Effective dose rate conversion factors for most of noble gases in this study are about 90 % to 135 % difference for FGR12 & 13 data except a few nuclides. The assumption to compute the exposure doses, the TID-14844 radiation source terms was used, the assessment distance from reactor core was 560m and atmospheric dispersion factors were calculated with USNRC RG 1.145 methodology. Finally, the assessment doses by newly made DCFs were compared to that of using previous DCFs in FGR12 & 13.

A MODEL FOR BETA SKIN DOSE ESTIMATION DUE TO THE USE OF A NECKLACE WITH URANIUM DEPLETED BULLETS

Heilbron, Paulo^{1*}; Guerrero, Jesus¹; Junior, Jose²

¹ CNEN. Brasil.

² UFRRJ. Brasil.

* Responsible author, email: paulo@cnen.gov.br

Depleted uranium bullets were used as munitions during the Kuwait – Iraq war and the International Atomic Energy Agency sampling expert's team found fragments in the environment when the war was over. Consequently, there is a possibility that members of the public, especially children, collect DU fragments and use them, for example, to make a necklace. This paper estimates the beta skin dose to a child that uses a necklace made with a depleted uranium bullet. The theoretical model for dose estimation is based on Loevinguer's equation with a correction factor adjusted for the maximum beta energy in the range between 0.1 and 2.5 MeV calculated taking into account the International Atomic Energy Agency expected dose rates in air at one meter distance of a point source of 37 GBq, function of the maximum beta energy. The dose rate estimated by this work due to the child use of a necklace with one depleted uranium bullet of 300 g was in good agreement with other results found in literature.

RADIOPROTECCIÓN EN LA GESTIÓN AMBIENTAL DE LA MINERÍA DEL URANIO

Barari, Ernesto Rosendo*; Meza, Juan Carlos

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: barari@cnea.gov.ar

La Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina, a través del Proyecto de Restitución Ambiental de la Minería del Uranio, está ejecutando el proyecto de gestión definitiva de 700.000 t de colas de mineral de uranio en el Sitio Malargüe. Allí se efectúan, durante los trabajos de obra, tareas de monitoreo radiológico incluidas en el plan de monitoreo ambiental. A través del monitoreo continuo de los trabajos de gestión de los pasivos, se controlan las variables radiológicas en cumplimiento de regulaciones nacionales y en concordancia con recomendaciones internacionales, para asegurar las condiciones de seguridad del personal ocupacionalmente expuesto que trabaja en el Sitio y la población en general. Con el uso de moderno equipamiento de medición y la aplicación de técnicas, metodologías y procedimientos se analizan datos desde el año 2010, año de reactivación del proyecto, evaluándose parámetros radiológicos ambientales y ocupacionales. Del análisis de los datos obtenidos como resultado de las mediciones se deduce que las condiciones radiológicas ambientales en los alrededores del sitio durante la gestión son similares al fondo de radiación natural del emplazamiento y que los trabajadores reciben dosis muy por debajo de los límites establecidos. Asimismo, las mediciones de tasa de dosis y emanaciones de radón en áreas ya rehabilitadas confirman no sólo las buenas prácticas empleadas, sino también la eficacia de la solución de ingeniería propuesta.

SOFTWARE PARA ESTIMACIÓN DEL PERIODO CON RESTRICCIONES EN TERAPIA CON I-131

Padrón Rivero, Alvaro*; Montilla Prieto, Tedicel

Universidad de Carabobo. Venezuela.

* Autor responsable, email: alvarodpadronr@yahoo.com.ve

Para el cálculo del tiempo durante el cual deben restringirse las relaciones familiares y sociales del paciente en medicina nuclear, se proponen métodos diferentes en la literatura, el objetivo de este trabajo es desarrollar una aplicación informática que permita estimar la duración del periodo con restricciones en pacientes de terapia metabólica con I-131 basados en las guías y manuales adoptados en diferentes países de la región. Presentando como resultados los diferentes valores calculados según las curvas de regresión obtenidas mediante el análisis de las recomendaciones de la OIEA, la SEFM, entre otras organizaciones. Se usó el lenguaje C++ y fue desarrollada en Geany versión 1.24 (GNU), la aplicación corre en ambiente Windows y Linux.

SISTEMA DE MONITOREO DE TASA DE DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL EN EXTERIORES

***Novello, Norberto Ariel*; Aranda, Martín; Bubniak, Natanael;
Castellanos, Ana; Karl, Haly; Milidoni, Mauro; Sagarna, Pablo***

Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Argentina.

* Autor responsable, email: novello@cae.cnea.gov.ar

El Centro Atómico Ezeiza (CAE), dependiente de la Comisión Nacional de Energía Atómica, es un predio que posee una superficie de aproximadamente 750 hectáreas. En el mismo se encuentran emplazadas instalaciones nucleares que manipulan fuentes radiactivas que incrementan en sus alrededores la tasa de dosis equivalente ambiental. La Subgerencia de Seguridad Radiológica, Física y Convencional, es la responsable por el monitoreo radiológico del ambiente, garantizando de este modo que se cumpla con la normativa regulatoria vigente. Con el fin de monitorear periódicamente el nivel de radiación en el CAE, el sector se encuentra desarrollando un software que permite registrar las mediciones de tasa de dosis equivalente ambiental durante un recorrido y verificar en tiempo real si las mismas se encuentran dentro de los valores normales, comparando el valor medido con los almacenados en una base de información. La interfaz gráfica permite visualizar la medición actual con los máximos, mínimos y promedios almacenados para la georeferencia de la misma. El sistema posee alarmas programables cuando la medición supera los valores prefijados. El trayecto registrado puede ser exportado a la aplicación Google Earth, en una gráfica 3D coloreada en función de los valores. El sistema está integrado por un radiómetro, una antena receptora GPS de alta sensibilidad y el software específico desarrollado. El monitoreo pueden ser llevado a cabo en un vehículo o en una mochila a pie según la disponibilidad de ingreso en los distintos caminos o lugares existentes. Si bien actualmente el sistema se encuentra en desarrollo, permite realizar un control del impacto en la tasa de dosis equivalente ambiental de las instalaciones relevantes y encontrar en tiempo real anomalías en el fondo gamma del predio. Asimismo, los datos de medición se utilizarán para realizar un análisis estadístico, considerando la dinámica de sus variables, con el fin de obtener un modelo cada vez más fiel del fondo gamma real.

PROBABILISTIC APPROACH TO POST-CLOSURE SAFETY ASSESSMENT IN NEAR SURFACE REPOSITORY

Aguiar, Laís^{1}; Damaso, Vinícius²*

¹ Brazilian Nuclear Energy Commission, Waste Management Board. Brazil.

² Brazilian Army - Office of the Army Commander. Brazil.

* Responsible author, email: laguiar@cnen.gov.br

The management of radioactive material should implement measures to ensure the protection of human health and the environment in line with international principles and requirements for radioactive waste management and radiation protection. The management has to include all phases of the repository lifecycle that may involve or result in radiation exposure. In the post-closure phase, radiological safety criteria are established as dose criteria or risk criteria or both. This paper aims at evaluating cancer fatality risks corresponding to release of effluents from near surface radioactive repository during post closure phase. Wastes focused on this work are low and medium radioactive wastes. Potential radiological impacts after the closure of the repository may be consequence of gradual processes, such as degradation of barriers, or discrete events that affect the waste isolation. The repository should be robust and able to withstand the effects of several possible events and failures. Radionuclide release rate to biosphere is computed based on a module failure probability density function. The annual dose rate to the critical group is determined from the environmental concentration, considering the pathways of human exposure to radiation: ingestion of contaminated marine products and recreation in contaminated environments. Cancer fatality risk due to radionuclide effluents from repository to biosphere is evaluated in accordance to four subsets of ages in the critical group (infancy, childhood, adolescence and adult).). As results, this paper presents the relation between the thickness of the geosphere layer and the radionuclide release rate in terms of dose rate. Such results represent useful information for choosing the repository sites in order to keep the released activity in acceptable levels over time.

SHORT-TERM STABILITY TEST FOR URANIUM IN SOIL REFERENCE MATERIAL

***Clain, Almir*; Fonseca, Adelaide;
Dantas, Vanessa; Bragança, Maura***

IRD/CNEN. Brazil.

* Responsible author, email: almir@ird.gov.br

Brazil has large deposits of uranium and the radiochemical procedures to determine uranium concentration in natural matrices is critical to an accurate assessment of the content of this element in the various minerals of interest. The environmental control of the radionuclide concentration in the vicinity of uranium mines is another area which also requires reliable measurements and standards. Radiochemical analysis requires not only standards for instrument calibration but also for evaluation of the analysis yield performance. Therefore the production of uranium in soil reference material is extremely important for the chemical analysis of this element. The objective of this work is to produce a soil reference material to be used for chemical analysis of uranium with metrological traceability for environmental analysis, equipment calibration, validation methods and quality control. The short-term stability of the soil is an essential property to be determined. The slopes and their uncertainties (-0.0004 ± 0.001174 at 20oC and 0.0008 ± 0.000681 at 60oC) were obtained from the regression lines at temperatures of 20oC and 60oC and a statistical t-test was applied. At 20 oC the t-value obtained was 0.34 and the critical value was 2.78. At 60oC the t-value was 1.19 and the critical value was 3.18. As the calculated t-value is lower than the critical value we can conclude with 95% confidence level, that no significant changes during the study period concerning the uranium concentration in soil at temperatures of 20oC and 60oC, showing stability at these temperatures.

DOSE ASSESSMENT TO THE REPRESENTATIVE PERSON USING PROBABILISTIC METHODOLOGY

L. D. Ferreira, Nelson^{1*}; R. R. Rochedo, Elaine²; P. Mazzilli, Bárbara³

¹ CTMSP. Brazil.

² IRD. Brazil.

³ IPEN. Brazil.

* Responsible author, email: nelsonldf@uol.com.br

The International Commission on Radiological Protection - ICRP proposed in 2006 an amendment to the establishment of the population group that should be used for environmental impact assessment purposes, specifically to protect the public from facilities that manipulate nuclear or radioactive materials or radiation sources. For this purpose, it recommended the use of the concept of the "representative person". This term is equivalent and replaces the "average member of the critical group" defined in previous publications of the ICRP. According to ICRP Publication 101, the dose to members of the public can be estimated using deterministic or probabilistic methods. The data used to perform the assessments comprise source, site specific and habits data of the local population. In this study, it was performed a probabilistic dose assessment, where the data were utilized, whenever possible, in the form of a distribution and the result is a distribution that presents a range of possible doses based on their probability of occurrence. As reference facility, it was considered the predicted releases from the Uranium Hexafluoride Production Plant (USEXA), located at Centro Experimental Aramar (CEA), Iperó, SP, Brazil. The model used was based on those recommended by the International Atomic Energy Agency-IAEA and the probabilistic assessment was done with the Crystal Ball software. The doses were calculated considering a region of 10 km surrounding the CEA site. Although the doses obtained were very low, with the 95% percentile being well below the maximum dose constraint to members of critical group, related to effluents release, established by the Brazilian Regulatory Body, it could be seen that the new methodology is by far more complex than that previously one used for the critical group and similar results for both methodologies were obtained.

NORM ASSESSMENT IN WATER TREATMENT SYSTEMS - POÇOS DE CALDAS/BR CASE

Villegas, Raul¹*; Fukuma, Henrique¹; Ferreira, Adriano²

¹ Comissão Nacional de Energia Nuclear. Brazil.

² Universidade Federal de Alfenas. Brazil.

* Responsible author, email: rvillegas@cnen.gov.br

NORM is the acronym used to refer to naturally occurring radioactive materials. Besides being objects of study and monitoring such materials can be used as raw material or as by-products or waste of industrial activities. Oil and gas, mining and water treatment are examples of industry branches that can handle NORM. In such cases, their concentration to significant levels, from the perspective of environmental and occupational radiation protection, may occur. The Poços de Caldas plateau (located in the south of Minas Gerais state, southwestern Brazil) is known for presenting what is called "radioactive anomalies". Those are regions with natural radioactivity levels above those usually observed in the earth's surface. Moreover, the anomalous areas are intertwined by a vast hydrographic system, which serves as water source for the many municipalities within the region. This study aims to evaluate the presence of NORM in the water treatment system (water, materials and waste) of Poços de Caldas city (the largest one of the plateau, in terms of inhabitants and economic/tourist relevance). Series of sampling campaigns were carried out through a period of a year to assess, mainly, the possible accumulation of radionuclides in the waste material and the drinking water quality (in terms of nuclides presence), as well as potential seasonal effects in these parameters.

COMPUTER CODE FOR SHIELDING CALCULATIONS OF X-RAYS ROOMS

***Werneck Affonso, Renato Raoni*; da Silva Borges, Diogo;
Lava, Deise Diana; Moreira, Maria de Lourdes;
Ferreira Guimarães, Antonio Cesar***

Instituto de Engenharia Nuclear - IEN/CNEN. Brazil.

* Responsible author, email: raoniwa@yahoo.com.br

The building an effective barrier against ionizing radiation present in radiographic rooms requires consideration of many variables. The methodology used for thickness specification of primary and secondary, barrier of a traditional radiographic room, considers the following factors: Use Factor, Occupational Factor, distance between the source and the wall, Workload, Kerma in the air and distance between the patient and the source. With these data it was possible to develop a computer code, which aims to identify and use variables in functions obtained through graphics regressions provided by NCRP-147 (Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities) report, for shielding calculation of room walls, and the walls of the dark room and adjacent areas. With the implemented methodology, it was made a code validation by comparison of results with a study case provided by the report. The obtained values for thickness comprise different materials such as concrete, lead and glass. After validation it was made a case study of an arbitrary radiographic room. The development of the code resulted in a user-friendly tool for planning radiographic rooms to comply with the limits established by CNEN-NN-3:01 published in september/2011.

DETERMINAÇÃO DE Sr-90 EM AMOSTRAS DE ÁGUA E URINA

***Teixeira Vieira Cheberle, Luan*; Linhares Rosa, Mychelle Munyck;
Tarquinio Ferreira, Marcelo; Tirollo Taddei, Maria Helena***

CNEN-LAPOC. Brasil.

* Autor responsable, email: lt.cheberle@bol.com.br

O Sr-90 é um isótopo radioativo de elevada importância devido a sua radiotoxicidade e meia vida relativamente longa ($T_{1/2} = 28,82$ anos). O estrôncio pode migrar para o meio ambiente a partir de reatores nucleares, por isso seu controle em amostras ambientais, biológicas e alimentícias, se faz necessário. Este trabalho apresenta uma metodologia de determinação de Sr-90 o qual é separado da matriz utilizando-se uma resina cromatográfica específica antes da sua quantificação por cintilação em meio líquido. O Carbonato de Estrôncio é utilizado como carreador para determinação da recuperação química no processo de análise. Para validação da metodologia foram analisadas amostras de água do Programa Nacional de Intercomparação (PNI) promovido pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) e amostras de urina do teste de proficiência promovido pela PROCORAD (Association pour la Promotion du Controle de Qualite des Analyses de Biologie Medicale em Radiotoxicologie).

METHODOLOGY FOR DETERMINING THE DOSE PROFILE OF DENTAL FACILITIES

***da Silva Borges, Diogo**; *Lava, Deise Diana*;
Moreira, Maria de Lourdes; *Ferreira Guimarães, Antonio Cesar***

Instituto de Engenharia Nuclear. Brazil.

* Responsible author, email: diogofisica@ymail.com

The determination of the dose profile is important to classify the level of danger which the individuals are exposed (considering their positioning) in dental facilities. From this, this paper aims to present a methodology capable of mapping the dose within dental rooms in three dimensions. The methodology used for dose mapping in conjunction with techniques for calculating shielding for dental facilities, provided by the National Council on Radiation Protection & Measurements (NCRP), form a complete system able to generate meaningful data on the safety of occupationally Exposed Individuals (IOEs) and of the public. As the dose is strongly dependent on the distance, the estimated value of the initial dose was made in the isocenter of the source. This value was adopted because the model of dose calculus tends to infinity when it is desired to analyze points very close of the source. The model of room to be presented, as a case of illustration of the methodology, was arbitrarily constructed to generate better understanding of the problem. Its inclusion in the calculus was made through discretizations performed with the aid of high-performance computers. This discretizations allowed the obtain of dose values for an infinitesimal distance after the start point.

METHODOLOGY FOR SHIELDING CALCULATIONS IN DENTAL FACILITIES

***Lava, Deise Diana**; *da Silva Borges, Diogo*;
Moreira, Maria de Lourdes; *Ferreira Guimarães, Antonio Cesar***

Instituto de Engenharia Nuclear. Brazil

* Responsible author, email: deisedy@gmail.com

This paper includes the use of Radiological Protection report in Dentistry (NCRP-145 or Radiation Protection in Dentistry) laying down calculations and standards to be adopted to ensure safety to those who may be exposed to ionizing radiation in dental facilities, according to the dose limits set by the standard CNEN-NN-3:01 published in September 2011. The methodology is directed to the use of computer language in data processing, offered by that report, and a commercial application used to create residencies designs and decoration. The FORTRAN language was adopted as a method for application to a real case. The result of this combination consists of a program capable of returning data to the thickness of material, such as: steel, lead, wood, glass, plaster, acrylic, acrylic and leaded glass, which can be used for effective shielding beams monophasic or continuous pulse. Several variables are used to calculate the thickness of the shield, such as the number of films used in the week, load film, Use Factor, Occupancy Factor, distance between the wall and the source, Transmission Factor, Workload, Dose Limit, beam intensity, intraoral examination and panoramic examination. Thus, the program shows itself extremely useful and practical to obtain concrete values of barriers thickness in dental facilities.

METHODOLOGY FOR DETERMINATION OF SHIELDINGS OF VETERINARY FACILITIES

***Lava, Deise Diana**; *da Silva Borges, Diogo*;
Moreira, Maria de Lourdes; *Ferreira Guimarães, Antonio Cesar***

Instituto de Engenharia Nuclear. Brasil

* Responsible author, email: deisedy@gmail.com

In determining an effective method for shielding of rooms veterinary, was used in this study methods of shielding commonly used in units that working with X-ray and radiation techniques. The whole calculation procedure is based on traditional variables of transmission used for the calculation of shielding in hospital units. The thickness of the materials used for primary and secondary barrier room are obtained in order to respect the limits set by the National Nuclear Energy Commission (CNEN). Calculations were arranged in an algorithm, allowing to use it as a practical tool for quick and effective determination of materials and their thicknesses for shielding veterinary facilities. The algorithm is characterized by determine transmission values of the barriers and compare them with data obtained from "maps" of transmission given by NCRP-148 Report ("Radiation Protection in Veterinary Medicine"). These "maps" were added to the algorithm by means of interpolation techniques curves of materials that can be used for shielding. Each interpolation generates about 100,000 points which are then used to plot a new curve. The new curve is subjected to non-linear regression techniques, which makes possible to obtain polynomials of degree nine and exponential equations. These equations, whose variables consist of transmission of values, enable to trace all the points of this curves with high precision. The data obtained from the algorithm are satisfactory to official data provided by the NCRP and can contribute as a practical tool to verify the shielding of veterinary facilities that use radiotherapy techniques and production of X-rays.

IMPACTO RADIOLÓGICO POR DESCARGAS DE MATERIAL RADIATIVO EN MEDICINA NUCLEAR

Arciniegas Alvarez, Mauricio Andrés^{1*}; Cruz Salazar, Emeterio²; Mayorga, Manuel²

¹ Instituto Nacional de Cancerología E.S.E., Grupo de Investigación GINIC-HUS-ECCI. Colombia.

² Universidad ECCI, Grupo de Investigación GIINC-HUS-ECCI. Colombia.

* Autor responsable, email: maarciniegasa@gmail.com

La medición del impacto radiológico debido a las descargas de material radiactivo que se generan en Medicina Nuclear es un elemento importante de la protección radiológica. Este trabajo muestra los resultados de la evaluación del impacto radiológico generado por los vertimientos de material radiactivo provenientes de dos instituciones de Medicina Nuclear en Bogotá – Colombia. Este trabajo tiene un alcance alto en los países de América Latina ya que la mayoría de centros con bajo flujo de pacientes, vierten estos residuales de manera directa al exterior de las instalaciones, sin la certeza de no ocasionar alguna afectación. Para el estudio del impacto radiológico se consideraron algunas variables internas tales como el flujo de pacientes, los procedimientos realizados, las características de la red de alcantarillado y los caudales en los puntos de descarga del residuo radiactivo; y variables externas como: dinámica del flujo al salir de la instalación, poblaciones críticas y posibles escenarios de exposición, lo que permitió cuantificar el riesgo potencial a partir del cálculo de dosis a personas o poblaciones representativas. Entre los resultados obtenidos se muestran las evaluaciones de dosis y su comparación con el criterio de dispensa adoptando modelos realistas en los diferentes contextos. Se concluye que en la gestión de los vertimientos de material radiactivo, el primer paso para dimensionar un método de control, evaluar los riesgos potenciales bajo un entorno dinámico y definir procedimientos, es la realización de los estudios de impacto radiológico.

CALCULATION TECHNIQUE FOR THE PRIMARY SHIELDING AGAINST X-RAY OF MEGAVOLTAGE

Lava, Deise Diana*; da Silva Borges, Diogo; Fernandes da Silva, Lucinda; Werneck Affonso, Renato Raoni; Moreira, Maria de Lourdes; Ferreira Guimarães, Antonio Cesar

Instituto de Engenharia Nuclear. Brazil.

* Responsible author, email: deisedy@gmail.com

it is necessary to evaluate the efficiency of thickness of the materials used for the shielding of the rooms containing these devices. This work was prepared so as to consider theoretical methods for determination of shielding against ionizing radiation and attenuation factors for the development of an algorithm capable of providing data, in a practical way, of the thickness of materials that can be used for effective shielding of primary beams stemmed of this equipment. The use of the computer language C ++ allowed the development of a practical tool for determining the thickness of the materials required to protect the public and Occupationally Exposed Individuals (IOEs) against beam of higher power. The creation of this algorithm required the use of traditional factors used to shield medical facilities, such as: Use Factor, Workload, Occupancy Factor, attenuation coefficients, among others. Furthermore, in this paper is made an analysis with the technique of Radiotherapy intensity modulated (IMRT).

CALCULATION TECHNIQUE FOR THE SECONDARY SHIELDING AGAINST X-RAY OF MEGAVOLTAGE

da Silva Borges, Diogo*; Lava, Deise Diana; Fernandes da Silva, Lucinda; Werneck Affonso, Renato Raoni; Moreira, Maria de Lourdes; Ferreira Guimarães, Antonio Cesar

Instituto de Engenharia Nuclear. Brazil.

* Responsible author, email: diogofisica@ymail.com

With the use of high power beams, it becomes necessary to realize considerations of the production of secondary beams in rooms that containing X-ray apparatus of megavoltage. The residual Radiation originate from the interaction of the primary beam with the patient can interfere in the dose limits established in the CNEN-NN-3.01 published in September 2011. Thus, this paper presents the development of a algorithm capable of calculate the thickness of secondary barriers against scattering beams and leakage. The analysis of secondary beam requires consideration of the scattering angle, as well as factors normally used to shield medical facilities that use radiographic techniques. The code was validated by comparison with a case example provided by the NCRP-151 Report. In it are given calculations for the determining the secondary barrier for small angles and for the technique of Radiotherapy intensity modulated (IMRT). The results are consistent with those provided by the report, making the code can be used as a practical tool for the determination of an efficient shielding against X-ray beam of megavoltage.

DIMENSIONAMIENTO DE UN SISTEMA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS LÍQUIDOS

Cruz Salazar, Emeterio*; Arciniegas, Mauricio

Universidad ECCI. Colombia.

* Autor responsable, email: emeteriocs@gmail.com

El control de las descargas de residuos radiactivos líquidos al medio ambiente es parte de la protección radiológica, el objetivo de este artículo es mostrar los resultados obtenidos en el dimensionamiento de un sistema de control de vertimientos de material radiactivo y el procedimiento para medición de muestras que den cuenta de unas tasas de vertido que estén dentro de los niveles de dispensa. Con este trabajo se pretende abordar el vacío que existe sobre tecnología disponible, diferente a tanques de retención para controlar los vertimientos de material radiactivo. La metodología implementada para el dimensionamiento de los sistemas de control se basa en un modelo teórico que permite cuantificar la cantidad de material radiactivo que ingresa al sistema de control, el volumen total de residuales y la actividad acumulada en unos ciclos de funcionamiento del sistema. También, se aplica el concepto de actividad mínima detectable y se proporcionan las características del equipo de medición para cuantificar la actividad vertida. Como resultados de este trabajo se muestra un sistema de control de vertimientos de material radiactivo eficaz diferente a los tanques de retención.

DOSIS DEBIDO AL CONTENIDO DE POLONIO-210 EN PRODUCTOS DEL TABACO

Brígido, Osvaldo^{1*}; Montalván, Adelmo¹; Fabelo, Orlando¹; Barreras, Aldo²

¹ Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey. Cuba.

² Hospital Provincial Docente de Oncología "Marie Curie". Cuba.

* Autor responsable, email: O.Brigido@ciac.cu

El consumo de cigarrillos es una de las vías que contribuye significativamente al aumento la dosis que recibe el hombre, debido a las relativamente elevadas concentraciones de polonio-210 que se encuentran en las hojas de tabaco. Los resultados de la determinación del Po-210 en 11 marcas de cigarrillos y tabacos, que constituyen más del 75% del consumo total de cigarrillos en Cuba, son presentados y discutidos. Por otra parte, el contenido de polonio en el humo del cigarrillo se estimó sobre la base de su actividad en los cigarrillos, cenizas, y en los filtros antes y después de consumidos los mismos. El Po-210 se determinó con un detector proporcional de flujo de gas constante después de la deposición espontánea de Po-210 en un disco de cobre de alta pureza. La dosis equivalente comprometida anual para los pulmones y la dosis efectiva anual para los fumadores de edades comprendidas entre 12-17 años y para adultos se calcularon sobre la base del contenido del Po-210 inhalado a través del humo de cigarrillo. Los resultados mostraron concentraciones que oscilan entre 9,3 y 14,4 mBq por cigarrillo con un valor medio de $11,8 \pm 0,6$ mBq/cigarrillo. Los resultados de este trabajo indican que los fumadores cubanos que consumen una cajetilla (20 cigarrillos) por día inhalan 62-109 mBq/d de Po-210. La dosis equivalente comprometida promedio a los pulmones se estima en 980 ± 70 y 820 ± 60 μ Sv/año para los fumadores jóvenes y adultos, respectivamente y la dosis efectiva comprometida anual se calcula en 126 ± 9 y 104 ± 8 μ Sv para los fumadores jóvenes y adultos, respectivamente.

ELEMENTOS INORGÂNICOS PRESENTES EM AÇÚCARES CONSUMIDOS NO BRASIL E NA ARGENTINA

***Salles, Paula Maria Borges de^{1*};
Menezes, Maria Ângela de Barros Correia²;
Campos, Tarcisio Passos Ribeiro de¹***

¹ Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG). Brasil.

² Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/Comissão Nacional de Energia Nuclear (CDTN/CNEN). Brasil.

* Autor responsable, email: pauladesalles@yahoo.com.br

Os constituintes inorgânicos presentes nos açúcares ocorrem na forma de íons, sais, em complexos moleculares orgânicos ou como compostos insolúveis. A ocorrência desses elementos pode ser devido a fatores naturais decorrentes do plantio vegetal, mas as atividades antrópicas também são contribuintes para a contaminação dos ecossistemas naturais. Logo, há interesse cada vez maior em se determinar e quantificar os contaminantes na cadeia alimentar, inclusive os radionuclídeos naturais, considerando os aspectos relativos à radioproteção e aos efeitos secundários que possam causar ao organismo consumidor. Em relação ao tório, os seus isótopos naturais além de emissores gama, são emissores alfa, cuja contaminação interna, principalmente por meio da ingestão, representa grande preocupação com relação aos prejuízos para a saúde humana. O presente estudo teve como objetivo verificar a presença de elementos inorgânicos, incluindo o tório, em amostras de açúcar cristal e mascavo disponíveis para o consumo no Brasil e na Argentina. Os elementos químicos foram determinados pela técnica de ativação neutrônica, método k0 padronizado, utilizando o reator TRIGA MARK I IPR-R1 localizado no CDTN/CNEN, em Belo Horizonte. Os elementos Au, Br, Co, Hf, K, Na, Sb, Sc e Zn foram encontrados nas amostras de açúcar analisadas disponíveis para consumo em ambos os países. O Th foi encontrado em amostra de açúcar mascavo disponível para consumidores no Brasil. Os resultados de concentração foram discutidos comparando os valores encontrados com os valores máximos previstos nas legislações internacionais e brasileiras vigentes. A ingestão de Th induz a fixação deste elemento nos ossos, pois tem comportamento semelhante ao cálcio, podendo contribuir para o surgimento do câncer ósseo. Dessa forma, a detecção desses elementos em amostras de açúcar é relevante, visto que o consumo individual de açúcar estimado é de 15 kg ano⁻¹. Isso sugere que a ingestão dos contaminantes poderá contribuir para a deterioração da saúde.

CRITERIOS DE LICENCIAMIENTO DE RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL A CIELO ABIERTO

Moreyra, Gerardo Lázaro

IPEN. Perú.

* Autor responsable, email: glmoreyra.53@gmail.com

Se evalúa un sistema de radiografía industrial fijo, a cielo abierto, licenciado y en servicio. La evaluación se hace de acuerdo a los nuevos requerimientos de la normativa existente IR012.98-Requisitos de seguridad radiológica en radiografía industrial y el reglamento de la ley 28028 y el reglamento de seguridad radiológica DS009-97. Se evalúa la radiación dispersa, principalmente el efecto cielo. Se utiliza la herramienta de cálculo MCNP5., instalado en una plataforma Linux-fedora 20-64. Se modela dos tipos de bunker. El actual y el requerido a efectos de minimizar la exposición al público que se encuentra en los hogares alrededor de la planta de fundición propietaria del sistema de irradiación. Se evalúa la exposición para distancias desde 10 metros a 700 metros. Se presenta un sistema previo con propósitos de validación del modelo con resultados teóricos experimentales.

APLICACIÓN DE LOS RESULTADOS OBTENIDOS EN EJERCICIOS DE INTERCOMPRACIÓN

Segovia, Verónica*; Temprano, Daniel; Diodati, Jorge

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: vsegovia@arn.gob.ar

En este trabajo se presenta la importancia de aplicar los resultados de la participación de la ARN en ejercicios de intercomparación con un laboratorio de referencia (National Institute of Standards and Technology) a fin de corregir los sesgos en la técnica de determinación de tritio en agua por centelleo líquido. La técnica fue validada y acreditada bajo norma IRAM 301/2005 por los integrantes del laboratorio, en dos contadores de centelleo líquido, en condiciones de reproducibilidad intralaboratorio. La estimación de la incertidumbre contiene un componente aleatorio y un componente sistemático que se aplican como varianza total del resultado en el criterio de aceptación/rechazo del sesgo obtenido en los interlaboratorios. Otro de los objetivos de este trabajo es presentar la importancia que se observa en corregir el sesgo obtenido en niveles ambientales ya que la precisión de las mediciones en bajos niveles de actividad produce resultados cuyo sesgo se hace mayor que en altas actividades. De este modo, para el último ejercicio de intercomparación con el NIST se solicitó un set de muestras cuyas actividades estuvieran en el rango de 100 a 400 Bq/l obteniéndose resultados aceptados dentro de las condiciones de trazabilidad del NIST, aunque un poco más sesgados en el nivel de 100 Bq/l. Como conclusión, se llevó a cabo un estudio de los factores que influyen en el sesgo de los resultados para niveles encontrados rutinariamente en muestras de agua ambientales y una discusión de la conveniencia de corregir los mismos por el sesgo obtenido en la intercomparación.

DETERMINACIÓN DE TRITIO EN MUESTRAS DE AGUA CONDENSADA

Grassi, Eduardo; Diodati, Jorge*; Segovia, Verónica; Temprano, Daniel

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Argentina.

* Autor responsable, email: jdiodati@arn.gob.ar

En este trabajo se describe el método empleado por los laboratorios de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), para la determinación de tritio en agua obtenida por condensación de humedad ambiente, como así también la aplicación del cálculo termodinámico que combina los datos de humedad relativa ambiente con la temperatura del momento en que el dato es almacenado en la memoria de un dispositivo "data logger", de los cuales se extrae la humedad ambiente en estado de saturación (gramos de agua/m³ de aire) por aplicación de las mediciones tomadas por el dispositivo a un diagrama psicrométrico de Humedad en Saturación vs Temperatura (Hs vs T). El tratamiento matemático aplicado, permite una medición de la concentración de tritio en condensado por períodos de tiempo inferiores al tiempo empleado en el muestreo semanal, ya que el dispositivo trabaja en forma ininterrumpida almacenando datos y en la planilla de cálculo se hace una ponderación del vapor de agua condensado en cada período muestreado. La validación del método se basó en la toma de muestra y cálculo del vapor de agua condensado, estimando las incertidumbres correspondientes a cada etapa, considerando también el ajuste de la función psicrométrico y las incertidumbres en la Hs y T declaradas por el fabricante del dispositivo, "data logger". En lo concerniente a una validación de la medición de tritio en agua, ésta no fue necesaria debido a que el método de medición para tritio en forma directa se encuentra acreditado bajo norma IRAM 301/2005.

MODELIZACIÓN MATEMÁTICA DE LAS EMISIONES GASEOSAS DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I, EN EL MARCO DE LA LÍNEA BASE AMBIENTAL DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II

Chesini, A.^{1*}; Poletti, S.¹; Tarela, P.²; Perone, E.²

¹ Central Nuclear Atucha, Nucleoeléctrica Argentina S.A. Argentina.

² CCyA Ingeniería

* Autor responsable, email: chesini@na-sa.com.ar

Se concluye que las actividades anuales por inhalación de tritio emitido desde la chimenea de la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y recibidas por el público están por debajo del 1% del Nivel de Referencia adoptado para una dosis anual de 0.05 mSv. Estos resultados se refieren únicamente a las emisiones de tritio desde la chimenea de CNA I, aunque se observó que en términos de actividad son las más significativas.

- Los máximos promedios anuales se dan en las Estaciones A, B y C de monitoreo de NA-SA, con valores de entre 5 y 18 Bq/m³, aproximadamente.
- Los mínimos promedios anuales se dan en las Estaciones D y E de monitoreo y en la Escuela 20, con valores de entre 0.15 y 0.20 Bq/m³, aproximadamente. Valores similares se obtienen en el Barrio Atucha y Estación San José.
- Se observa que hacia las direcciones W y WSW aparecen los impactos de mayor alcance, debido a que los vientos han predominado claramente de los sectores E y ENE en este período. En la zona de impacto se observan actividades promedio anuales de entre 3 y 10 Bq/m³ a más de 5 km de CNA I.