

CUADERNOS PARA UNA HISTORIOGRAFÍA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN ESPAÑA

DOSIMETRÍA INTERNA. CIEMAT Y SECTOR NUCLEAR



CRÉDITOS

© Sociedad Nuclear Española

Edita: SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA (SNE)

Diseño y maquetación: Grupo SENDA

ISBN: 978-84-09-59230-2

HISTORIOGRAFÍA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN ESPAÑA

La Sociedad Nuclear Española (SNE) y la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) editan esta publicación dirigida a sus socios, profesionales del sector, mundo de la docencia, historiadores y lectores interesados, que tiene como objetivo informar y divulgar la historia, la organización y el desempeño alcanzado en la Protección Radiológica (PR) en España.

Con este fin y para cubrir un campo del saber tan complejo y extenso que afecta a la ciudadanía y que involucra a la administración del estado, la medicina, la industria, los servicios y la docencia, en sus ámbitos públicos y privados, se ha recabado la participación de más de un centenar de profesionales que desempeñan o han desempeñado puestos de responsabilidad o que destacan o han destacado en su ejercicio.

La publicación en formato electrónico está articulada, primeramente, mediante cuadernos, con los artículos de los autores, que se irán incorporando a la misma atendiendo a las distintas áreas temáticas en las que se ha estructurado la publicación:

1. Introducción
2. Desarrollo histórico de la protección radiológica en España
3. Historia de la organización de la protección radiológica
4. Evolución de la regulación de la protección radiológica
5. La protección radiológica operacional en el sector industrial
6. La protección radiológica operacional en el sector sanitario
7. La protección radiológica ambiental.
8. La protección radiológica en accidentes y emergencias
9. Aspectos específicos de la protección radiológica en España.

Esta publicación electrónica está disponible tanto en la página web de la SNE como en la página web de la SEPR.

Dosimetría interna.

CIEMAT y sector nuclear

La dosimetría interna es la disciplina dentro de la protección radiológica que tiene como objetivo la estimación de las dosis asociadas a la incorporación de radionucleidos al organismo vía inhalación, ingestión, inyección, a través de la piel intacta o de heridas. Los individuos sujetos a exposición interna pueden ser trabajadores, población afectada por una situación de emergencia radiológica/nuclear o pacientes tratados con radiofármacos para diagnóstico o para terapia. La historia de la dosimetría interna en España está vinculada principalmente a los desarrollos científicos y tecnológicos en el ámbito de la industria nuclear: en las centrales nucleares, en la fábrica de elementos combustibles nucleares de Juzbado y en la gestión de los residuos radiactivos. En estos entornos profesionales se han diseñado y llevado a cabo programas de vigilancia de la exposición interna a trabajadores tanto en condiciones de operación normal como en situaciones de incidente o accidente.

Las dosis por contaminación interna no pueden medirse directamente, sino que se obtienen a partir de la medida de la actividad de los radionucleidos incorporados en: (1) un Contador de Radiactividad Corporal o CRC (medida directa en cuerpo entero o en órganos específicos), (2) en muestras biológicas (principalmente excretas), o (3) a partir de la concentración de actividad en el aire (medidas indirectas).

En sus orígenes los primeros equipos de medida de la exposición interna ocupacional consistieron en CRC tanto en la antigua JEN (Junta de Energías Nuclear, actualmente CIEMAT) como en las Centrales Nucleares Españolas. Actualmente hay 8 servicios de dosimetría interna autorizados en España por el CSN (Consejo de Seguridad Nuclear), de los cuales CIEMAT y Tecnatom disponen de técnicas de medida tanto en CRC y como en excretas acreditadas por ENAC (Entidad Nacional de Acreditación) según sistema de calidad de la norma ISO 17025:2017 [1]). Por otra parte, las centrales nucleares de Garoña, Ascó, Vandellós II, Cofrentes, Almaraz y Trillo disponen únicamente de CRC.

La interpretación de los datos de actividad medida $M(\text{Bq})$ en CRC o en excretas para la estimación de la incorporación $I(\text{Bq})$ y la dosis efectiva comprometida durante 50 años $E(50)$ Sv para trabajadores y hasta la edad de 70 años $E(70)$ Sv para niños, requiere de la aplicación de modelos biocinéticos y dosimétricos que describen el comportamiento metabólico de los contaminantes dentro del cuerpo y tienen en cuenta la irradiación interna de órganos y tejidos por los radionucleidos incorporados hasta que desaparecen por decaimiento radiactivo y eliminación biológica.

Las autorizaciones de los servicios de dosimetría interna en España, sus procedimientos y las herramientas de cálculo de dosis, han evolucionado de acuerdo a la incorporación de nuevos equipos de medida y a las publicaciones de ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica) que proporcionan las funciones de retención/excreción, los coeficientes de dosis actualizados y otra información relevante necesaria para las estimaciones de las dosis por exposición interna.

Una parte esencial en la historia de la dosimetría interna en España es la colaboración entre entidades afines a nivel nacional, fundamentalmente entre CIEMAT, TECNATOM y el CSN, y con la Sociedad Española de Protección Radiológica. El CIEMAT ha actuado como apoyo técnico del CSN por ejemplo en la organización de campañas nacionales de intercomparación de los CRCs de las CCNN y TECNATOM, en la validación de maniqués de calibración, en la organización de tests ciegos para medidas de actividad en orina, en la validación del código INDAC fruto de un proyecto conjunto de I+D del sector nuclear y del CSN con la participación activa de Tecnatom, que sirvió para elaborar el primer código nacional para las estimaciones de las dosis internas y en la organización de cursos de dosimetría interna avanzada. Estas organizaciones, también han colaborado en la realización de proyectos de investigación para la mejora de las capacidades técnicas de los servicios y en la organización de jornadas formativas o de divulgación.

Es importante mencionar que en los años 80 se abordó la regulación de los servicios de dosimetría interna con la dificultad de no disponer de normas internacionales en las que se regulara la sistemática a seguir para la dosimetría interna y por ello sin contar con más referencias que las publicaciones de ICRP sobre Modelos Biocinéticos de entonces (Publicación 30, 1982 [4]) y sobre programas de vigilancia (Publicación 54, 1989 [5]) se estableció una importante colaboración entre el CSN (Ignacio Amor), el CIEMAT (Teresa Navarro) y el sector nucleoelectrico español (Eduardo Sollet). Mencionar también el papel del CIEMAT (María Antonia López) en la generación e implementación de la documentación de referencia en dosimetría interna en décadas posteriores (normas ISO [6], [7],[8]), Guías IDEAS v2[9], Recomendaciones Técnicas Europeas EC RP 188 [10] y otros).

Es también destacable la participación de CIEMAT y TECNATOM en actividades de I+D e iniciativas de dosimetría interna en el ámbito internacional, fundamentalmente desde la organización EURADOS (European Radiation Dosimetry Group, www.eurados.org), pero también con ISO, OIEA y con WHO/REMPAN. CIEMAT lideró durante 10 años el grupo de trabajo WG7 de Dosimetría Interna de EURADOS, actualmente coordina el grupo de dosimetría interna para emergencias, y en las últimas décadas ha participado en diversos proyectos coordinados desde EURADOS, con financiación de la Comisión Europea.

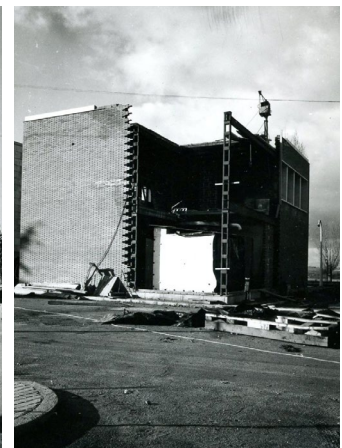
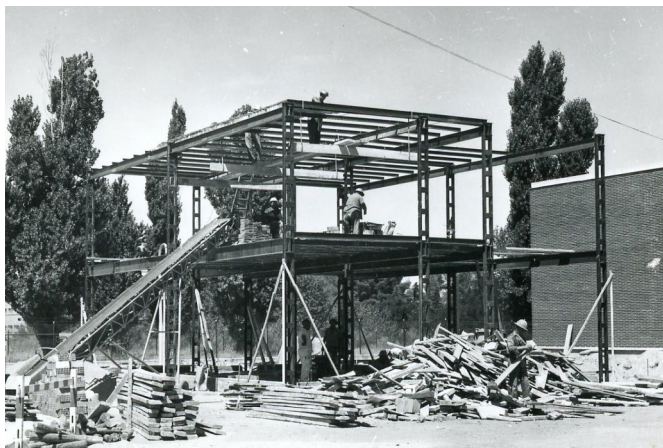
Desde la Universidad de Salamanca también se ha colaborado con el CIEMAT especialmente en la implementación de los modelos biocinéticos de ICRP en el código BIOKMOD (proyecto DOSIS, Plan Nacional de I+D Retos 2016-2021), desarrollado en lenguaje Mathematica (José Guillermo Sánchez León), del que existe una versión gratuita en la web (<http://oed.usal.es/webMathematica/Biokmod>). Actualmente están implementados en BIOKMOD todos los modelos actuales (basados en ICRP 78) y los modelos OIR (Occupational Intakes of Radionuclides) para el cobalto, cesio, yodo, fluor y uranio.

Historia del laboratorio del contador de radiactividad corporal del CIEMAT

María Antonia López Ponte, Juan Francisco Navarro e Inmaculada Sierra. CIEMAT

ETAPA INICIAL. Contador de Radiactividad Corporal J.E.N. (1967-1986)

En diciembre de 1968 se publica en la revista "Energía Nuclear", editada bimestralmente por la J.E.N. el artículo "Detección y medida de la radiactividad *in vivo* en el organismo humano" [11] en el que se hace una extensa introducción y descripción del estado del arte de las técnicas de calibración y medida directa de la contaminación interna mediante contadores de radiactividad corporal. El artículo finaliza con la presentación de una nueva y sofisticada instalación, operativa desde febrero de 1967, integrada en la División de Medicina y Protección, que alberga en el interior de una cámara fuertemente blindada los sistemas de detección adecuados para la medida



Fases en la construcción del edificio que albergaría el Contador de Radiactividad Corporal de la J.E.N. (1966-1967)

“in vivo” de la contaminación interna en el organismo debida a radionucleidos emisores de radiación X/gamma. Es el nacimiento oficial del Contador de Radiactividad Corporal de la Junta de Energía Nuclear (CRC-JEN), primera y única instalación de estas características a nivel nacional cuyo fin principal era la mejora de las infraestructuras nacionales dedicadas a la protección de los trabajadores del sector nuclear y minería e industria del uranio con riesgo de sufrir contaminación interna. Es indudable que, tanto el crecimiento de la industria nuclear en nuestro país en esos años (FUA 1960, CN Zorita 1968; CN Garoña y CN Vandellós en construcción) como el accidente ocurrido en Palomares en enero de 1966 [12] ayudaron a acelerar la puesta en marcha de esta costosa instalación que contó con financiación y ayudas fruto de los acuerdos bilaterales de cooperación entre EEUU y España en materia de seguridad y salud para usos civiles de la energía atómica [13].

Para dar una infraestructura adecuada a tan compleja instalación, se construyó en pocos meses un edificio en cuya planta baja se ubicaría la cámara blindada, los sistemas de medida y análisis así como los correspondientes servicios auxiliares (servicios de aseo, despachos, almacenes, maniqués de calibración y fuentes radiactivas, etc.). Este local se construyó atendiendo a las especiales condiciones y exigencias que se imponían a este tipo de instalaciones de acuerdo a las recomendaciones técnicas internacionales para instalaciones similares ya operativas en Europa y EEUU.

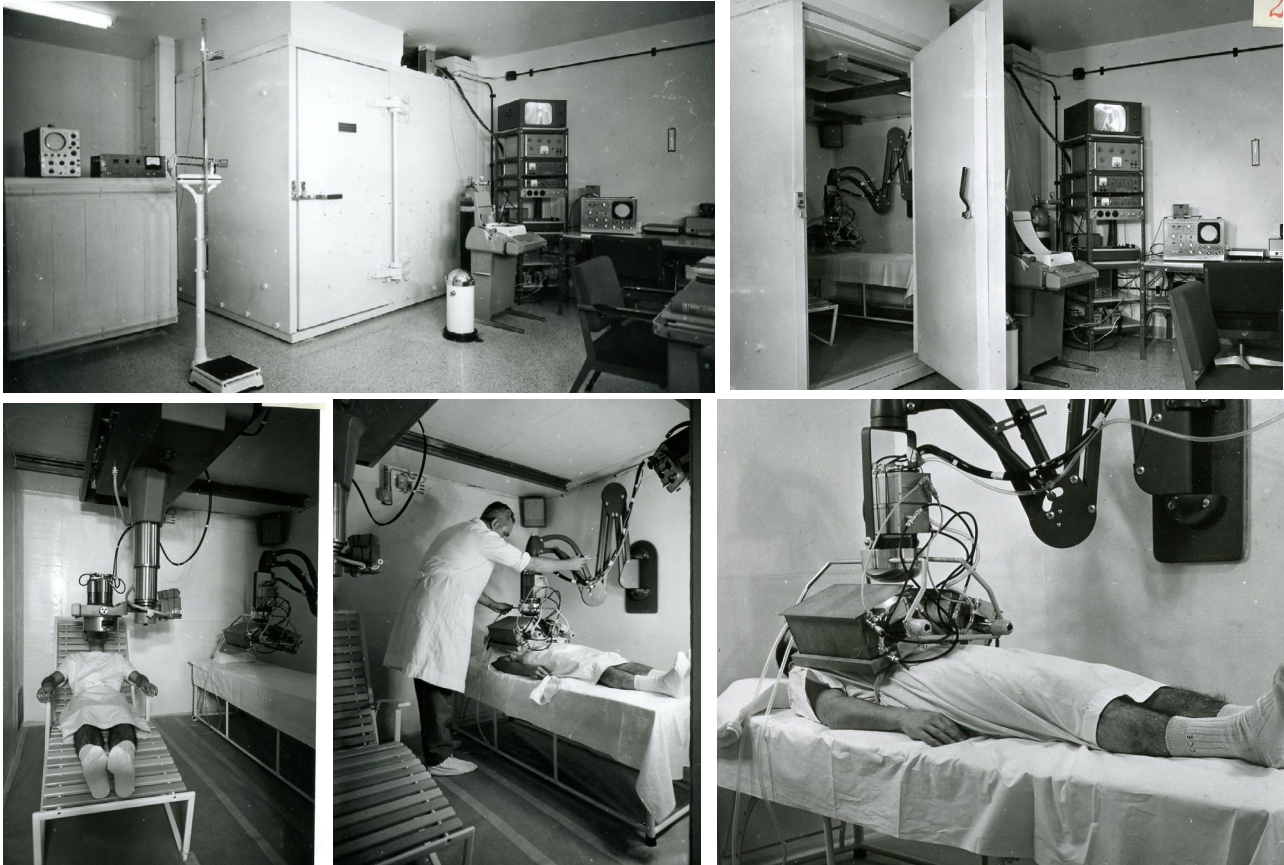
Contador de radiactividad corporal. Diseño y puesta a punto

El diseño elegido para la instalación de la cámara blindada fue encargado a la empresa norteamericana METRIX, Incorporated (Deerfield, Illinois) siendo similar a los contadores más avanzados ya operativos en todo el mundo. El blindaje de 210,82 cm x 215,9 cm x 241,3 cm y 37,2 toneladas de peso, estaba constituido por planchas de acero prenuclear (13 cm de espesor) libre de contaminación de isótopos radiactivos tanto naturales como artificiales, y planchas de 5 mm de plomo, 1 mm de cadmio y 1 mm de cobre con el fin de reducir el Compton producido en las interacciones de alta energía con las placas de acero, plomo y cadmio, así como la radiación característica de los materiales acoplados. Se dispuso de un sistema de ventilación forzada independiente en la cámara que aseguraba condiciones reguladas de humedad y temperatura y renovación del aire interior con el objetivo de eliminar al máximo la acumulación de gas radón con la consiguiente interferencia en las medidas sobre todo de sus descendientes (Pb-214, Bi-214, Pb-210). Con este diseño se conseguía reducir la contribución de la radiación ambiental a la medida con una excelente mejora en la sensibilidad de detección.

Para la medida de la contaminación interna en cuerpo entero (radionucleidos emisores gamma de media y alta energía), se instaló en el interior de la cámara blindada un detector de centelleo de NaI(Tl) (20,3 cm diámetro x 10,2 cm de espesor) acoplado a 3 tubos fotomultiplicadores montado sobre un mecanismo telescópico con el fin de permitir el movimiento multidireccional y bloqueo del detector en la geometría de medida más adecuada. Para la calibración del sistema, se fabricó en los talleres de la JEN un maniquí de calibración tipo BOMAB (Bottle Maniquin, Absorber, Phantom) (Bush 1949) similar a los que se utilizan en la actualidad [14]. Aunque, lo más novedoso y que muy pocos laboratorios tenían implementado en esos años fue la incorporación de un sistema de detección para la medida in vivo de actínidos en pulmón (Uranio, Americio y Plutonio) mediante el análisis espectrométrico de las emisiones de radiación X y gamma de baja energía asociadas a dichos radionucleidos. El primer sistema de detección instalado en el año 1967 se basaba en un contador proporcional integrado por dos cámaras de ionización de forma prismática rectangular (30,5 x 17,5 x 14 cm) con capacidad para contener 7 litros de gas (90% Argón y 10% metano) a la presión de 1 atmósfera [15]. Hay que destacar que el 85% de los CRC dados de alta en el directorio de la OIEA en 1970 utilizaban únicamente detectores NaI

o centelleadores plásticos. Muy pocas instalaciones en el mundo contaban con este tipo de detectores lo que hizo del CRC-JEN uno de los pioneros en este campo.

Para el complejo montaje y puesta en marcha de la instalación el personal del CRC contó con la colaboración y asesoramiento de técnicos de la compañía METRIX y expertos del Lawrence Livermore National Laboratory de California (USA), laboratorio de referencia mundial en este campo. Toda la información científica y técnica relativa al nuevo CRC se puso a disposición de la OIEA para ser incorporada al directorio internacional de monitores de radiactividad corporal (STI/PUB/213 IAEA 1970) [16].



El laboratorio del Contador de Radiactividad Corporal y los equipos de detección para la medida in vivo en cuerpo entero y en pulmón (Año 1969)

Durante las décadas de los 70 y 80 el CRC fue mejorando sus procedimientos de calibración y medida. En estos años de rápidos avances científicos en el campo de la dosimetría interna, se fueron incorporando mejoras en la infraestructura del laboratorio (ventilación de la cámara y sistema de filtros) y en la instrumentación (detectores Phoswich, maniquíes y fuentes de calibración, sistemas de adquisición y tratamiento de espectros, etc.) que permitieron seguir siendo un laboratorio de referencia a nivel nacional.



Detectores Phoswich y maniquí de calibración (LLNL) para la medida in-vivo de actínidos en pulmón

Etapas CIEMAT (1986-2023)

En los años 80, La JEN se fue desprendiendo de parte de sus tareas, para centrarse más en la investigación y el desarrollo tecnológico. Este cambio de filosofía motivó la creación del actual CIEMAT (Ley de la Ciencia de 1986). En esta nueva etapa y siguiendo la línea marcada por el centro, el CRC aumentó sus esfuerzos en la investigación y el desarrollo aplicado a la mejora de los procedimientos de calibración y medida *in vivo*, actuación en emergencias radiológicas y en el aseguramiento de la calidad. A modo de ejemplo, en el año 1997 se incorpora al laboratorio un nuevo sistema de detección basado en detectores de germanio de baja energía (LEGe) [17] que sustituyen a los detectores Phoswich gracias a su excelente resolución y buen rendimiento de detección mejorando de forma radical la resolución espectral y sensibilidad de detección en la medida de actínidos en pulmón (U-235, Th-234, Am-241) y radioyodo en tiroides (I-125, I-131). Durante el período 2000-2010 destacamos la implementación de un nuevo método a nivel nacional para la estimación de las dosis internas de Am-241 mediante la medida in vivo de la actividad en hueso (cráneo y rodilla) en casos de exposición crónica o largo tiempo después de una exposición aguda [18, 19] y la incorporación de un contador rápido para la medida in vivo de productos de activación y fisión en cuerpo entero y I-131 en tiroides que permitiría realizar medidas en tiempos cortos mejorando así la capacidad de respuesta del laboratorio en escenarios de emergencia.

En la actualidad, el CRC dentro del Servicio de Dosimetría Personal Interna del CIEMAT, está acreditado por ENAC desde el año 2012 de acuerdo a la norma ISO/IEC 17025 [20]. Gracias a ello, el CRC sigue siendo considerado laboratorio de referencia y apoyo del CSN tanto en la vigilancia ocupacional de trabajadores como en la medida de la población en escenarios de emergencia. En esta línea, viene actuando como laboratorio de apoyo en las campañas de intercomparación nacional de contadores de radiactividad corporal del sector nucleoelectrico español organizadas por el CSN, así como en escenarios de emergencia nuclear o radiológica [21]. En el plano internacional, el CRC participa activamente en EURADOS dentro del WG 7 "*Internal Dosimetry*" en actividades relacionada con la mejora de los métodos de medida *in vivo* en emergencias y de las capacidades para el seguimiento de poblaciones de distinto sexo y edad implicadas en un evento radiológico o nuclear.



El Laboratorio del Contador de Radiactividad en el siglo XXI. Medida in-vivo de actínidos en pulmón, productos de activación y fisión en cuerpo entero y Am-241 en hueso

Participa en numerosos proyectos internacionales financiados por la Comisión Europea (CATHyMARA, EC OPERRA, EIVIC) y en actividades de formación y entrenamiento organizadas por el OIEA dentro de sus programas de cooperación técnica [22]).

Historia de las medidas de bioeliminación en el CIEMAT

Para evaluar la dosis de radiación es imprescindible recurrir a los valores experimentales de actividad procedentes de los individuos contaminados, obtenidos a través de los laboratorios de medidas directas e indirectas. En la década de los noventa los laboratorios de medidas directas e indirectas del Servicio de Dosimetría

Interna del CIEMAT se autorizan por el Consejo de Seguridad Nuclear para la realización de la dosimetría de la contaminación interna del personal expuesto.

La monitorización indirecta o ensayo *in vitro* se basa en la determinación de actividad (Bq/muestra, Bq/día, Bq/l) de los radionucleidos eliminados del organismo a través de muestras biológicas, generalmente orina y heces aunque también ocasionalmente sangre, mucus, aliento, pelo e incluso tejidos procedentes de autopsias, o en muestras de torundas nasales o pañuelos de papel en procedimientos de medida rápida o de screening, o en muestras medioambientales, aire o contaminación de superficies. En el Laboratorio de Bioeliminación del Servicio de Dosimetría Interna del CIEMAT, autorizado por el Consejo de Seguridad Nuclear en 1992, las muestras biológicas de orina y heces son la única fuente de análisis.

Se consideran diferentes tipos de excreción: orina de micción única, orina de noche, orina de 24 horas, excreción de heces de un solo día o excreción de heces acumulada de los 3 primeros días tras un incidente, cuya asignación depende del programa de vigilancia individual establecido según el radionucleido, técnica de medida empleada y niveles de detección necesarios. Para asegurar que la muestra sea correcta y que los resultados de actividad obtenidos puedan ser utilizados correctamente con fines dosimétricos, se cuantifica el contenido de creatinina en la muestra de orina recibida mediante espectrofotometría, normalizando el volumen de orina recogida por el trabajador con el correspondiente volumen de una muestra de 24 horas. Las muestras, además, han de preservarse para evitar su deterioro previo al análisis, estableciéndose diferentes mecanismos de preservación y/o almacenaje tales como congelación, adición de medios ácidos o productos químicos, refrigeración, etc.

A lo largo de sus treinta años, el laboratorio de Bioeliminación del CIEMAT ha evolucionado en conjunción con los avances relativos a materiales y reactivos, así como con las técnicas de medida, incluyéndose mejoras en sus capacidades, el tipo de radionucleidos detectados, los tiempos de obtención de resultados, los niveles de detección alcanzados o la cuantía de muestras analizadas. Con la aparición de resinas de cromatografía comerciales se amplió el escenario de aislamiento de radionucleidos y sus rendimientos, así como la rapidez en la obtención de resultados. Además, el empleo de las técnicas de microondas, mufla o sistemas de bombas de vacío en los procesos previos, agilizó la destrucción e incineración de la materia orgánica, así como la automatización y disminución en los tiempos de respuesta.

El laboratorio cuenta con las técnicas de medida de espectrometría alfa, espectrometría de centelleo líquido, espectrometría gamma y espectrometría de masas. La técnica de espectroscopia alfa discrimina entre partículas alfa de diferentes energías permitiendo la identificación y cuantificación de radionucleidos presentes en una mezcla y su análisis isotópico, siendo esta cualidad junto a los bajos niveles de detección lo que la mantiene como técnica de elección para la determinación de muchos actínidos. Sin embargo, necesita recurrir al empleo de procedimientos radioquímicos de separación tediosos y muy elaborados, que permiten aislar el elemento de la matriz en la que se halla inmerso y que interfiere en el propio proceso de detección. En términos generales, los métodos se basan en la preconcentración y purificación de los actínidos de interés, su aislamiento y separación secuencial hasta obtener una fuente radiactiva susceptible de ser medida mediante espectrometría. Por término medio, la obtención de resultados es de dos semanas [23].

Los emisores beta pueden ser medidos mediante centelleo sólido, aunque se prefiere la espectrometría de centelleo líquido por proporcionar mejores eficiencias de conteo. Resulta especialmente útil para emisores

beta de baja energía basándose en la incorporación de material radiactivo con un medio químico líquido, cóctel de centelleo, capaz de capturar la emisión procedente de la muestra y convertirla en un fotón que es detectado por los tubos fotomultiplicadores. Alcanza niveles de detección óptimos para la cuantificación en muestras biológicas de los isótopos de tritio, timidina tritiada, ^{14}C , ^{35}S , ^{32}P en el día sin apenas procesado de muestra y del ^{90}Sr en 5 días tras un tratamiento previo.

El uranio puede ser medido mediante espectrometría alfa y utilizando métodos físico-químico basados en la fluorescencia o la fosforescencia del catión uranilo en disolución [24]. En los inicios, la concentración de actividad de uranio natural se cuantificaba tras tres días de análisis mediante KPA (Analizador Cinemático de Fosforescencia). Esta técnica ha sido suplantada por la potente espectrometría de masas, uno de los mayores avances y mejoras en la detección de isótopos acontecido en las dos décadas. La aplicación del equipo de espectrometría de masas de alta resolución HR_ICP_SFMS que dispone el CIEMAT no sólo consigue obtener para muchos isótopos resultados inmediatos sino alcanzar niveles de detección de concentraciones trazas y ultra-trazas (ppt, ppq) y determinar relaciones isotópicas precisas de casi todos los elementos de la tabla periódica.

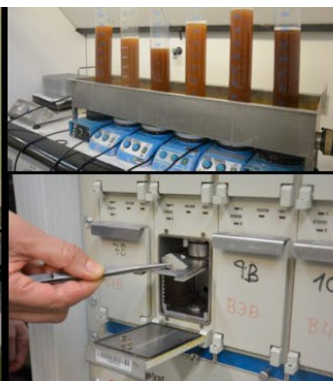
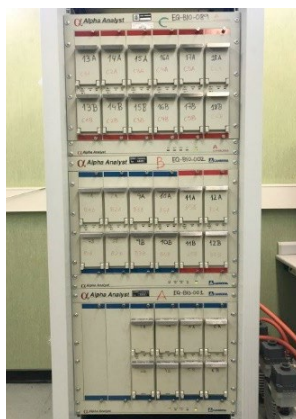
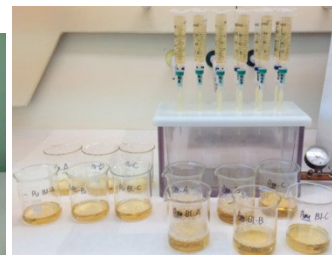
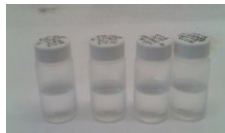
En el CIEMAT, la espectrometría gamma para el análisis de muestras biológicas se emplea como medida rápida y de cribado en situaciones de emergencia o cuando el trabajador no puede desplazarse al sistema de medida directa del Contador de Radiactividad Corporal. Con tiempos de contaje de 1 hora se alcanzan los niveles de detección para los radionucleidos de interés.

Uno de los grandes retos de los laboratorios de medidas in vitro en la última década ha sido la investigación y el desarrollo de métodos rápidos de separación radioquímica para situaciones de emergencia nuclear o radiológica. En la actualidad se puede cuantificar la actividad en orina de actínidos y ^{90}Sr en orina en menos de 72 horas, incrementándose las capacidades en cuanto al número de procesamiento de muestras y tiempos de actuación, circunstancias esenciales en emergencias [25-26].

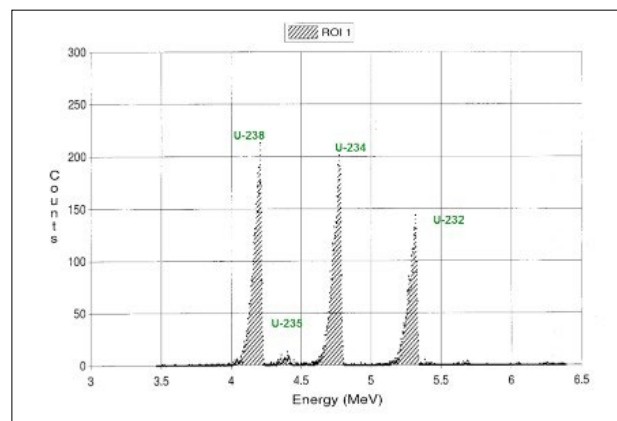
Desde 1999 el laboratorio de Bioeliminación ha participado periódicamente en los ejercicios de intercomparación internacionales organizados por instituciones tales como PROCORAD (*PRomotion du CONTRôle de Qualité des Analyses de Biologie Médicale en RADiotoxicologie*), BfS (*Bundesamt für Strahlenschutz*), OIEA (Organismo Internacional de la Energía Atómica), EURADOS (*European RADiation DOSimetry Group*) o WHO/REMPAN (*World Health Organization/Radiation Emergency Medical Preparedness and Assistance Network*) permitiendo así verificar y validar los procedimientos de medida y/o escenarios diferentes a aquellos de rutina, y requisito imprescindible en el proceso de acreditación según ISO 17025.

Además, el laboratorio ha organizado diferentes ejercicios de test ciegos para el análisis de actínidos en orina y uranio en orina para los laboratorios de Tecnomat-GEOCISA, colaboraciones con el laboratorio de CRC en el llenado y marcaje del maniquí BOMAB con fuentes emisores gamma para las intercomparaciones nacionales de contadores CRC o en ejercicios para el análisis de Torio en orina para el Laboratorio de Espectrometría de Masas del CIEMAT.

Desde su origen, el laboratorio ha llevado a cabo el control y la vigilancia individual de los trabajadores expuestos con riesgo de contaminación interna a nivel nacional del ámbito público y privado, tales como el seguimiento de los procesos del plan de desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I, del plan CIEMAT-PIMIC, controles rutinarios de trabajadores de las instalaciones del CIEMAT, Zorita, la caracterización de la exposición interna de los trabajadores de la fábrica de elementos combustibles de ENUSA expuestos a uranio enriquecido, control y seguimiento de las actividades de empresas tales como INDRA, ENRESA, Trillo, Merck,



Equipos de espectrometría alfa y espectrometría de centelleo en fase líquida; aparatos y útiles asociados a procedimientos de laboratorios de bioensayo. Espectro del Uranio



IBERIA, CSIC, CSN, Indra, personal del ejército afectados por el “síndrome de la guerra del golfo”, y miembros del público expuestos a raíz del incidente de envenenamiento de Po-210 de Litvinenko, etc.

La activa y extensa participación de los miembros del laboratorio en comités y foros nacionales e internacionales (SEPR, SNE, PROCORAD, EURADOS, OIEA, etc.), así como en la divulgación y formación de sus actividades (cursos nacionales e internacionales, tesis doctorales, trabajos fin de master, becas de OIEA...) ha incrementado la divulgación y el conocimiento de este área en el ámbito de la protección radiológica.



María Antonia López Ponte es Doctora en Ciencias Físicas, trabaja desde 1991 en la Unidad de Dosimetría de Radiaciones del CIEMAT y lidera el Grupo de Dosimetría Interna de este centro que incluye 3 laboratorios de medida de la exposición interna mediante técnicas in-vivo (en Contador de Radiactividad Corporal (CRC) e in-vitro (Laboratorio de Bioeliminación y Laboratorio de Espectrometría de Masas ICP-MS), siendo responsable de la estimación de las dosis de la exposición interna, contando con la autorización del CSN y con la acreditación ENAC según norma ISO 17025:2017. Desde 2017 es miembro del Comité 2 “Doses From Radiation Exposure” de ICRP, siendo la secretaria científica del grupo y participando en los grupos de trabajo TG 95 y TG 112. Lidera el grupo de dosimetría interna en emergencias de la organización EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) y colabora con la red WHO/REMPAN en proyectos y grupos de trabajo. Es investigadora principal de dos proyectos nacionales (MEYER y ALMAS) gestados desde la plataforma nacional PEPRI de I+D en protección radiológica, y ha participado en varios proyectos europeos relacionados con la vigilancia de trabajadores con riesgo de incorporación de material radiactivo al organismo y con la dosimetría en emergencias. Es la Presidenta de la Sociedad Española de Protección Radiológica en el periodo 2023-2025.



Juan Francisco Navarro es licenciado en Ciencias Matemáticas por la Universidad Complutense de Madrid. Desde 1989 trabaja en el CIEMAT. Inició su carrera en el Instituto de Estudios de la Energía como coordinador y profesor en cursos de adiestramiento dirigidos a supervisores y operadores de instalaciones radiactivas y de radiodiagnóstico. Desde el año 2000 entró a formar parte de la unidad de dosimetría de radiaciones. Desde el año 2011, es Jefe del Laboratorio del Contador de Radiactividad Corporal en el Servicio de Dosimetría Interna del CIEMAT (España) (acreditado ENAC de acuerdo a la norma ISO 17025) con experiencia en el diseño de procedimientos de calibración y medida in vivo de la contaminación interna en el organismo humano para la vigilancia de trabajadores expuestos así como de la población expuesta en emergencias nucleares o radiológicas. Desde 2015 es miembro del Grupo de Trabajo 7 de EURADOS, participando activamente en tareas relacionadas con la mejora de capacidades de respuesta en emergencias. J.F. Navarro colabora con el OIEA como supervisor de visitas científicas a través de los programas de cooperación técnica del OIEA. También ha participado como experto durante la misión ORPAS del OIEA a la República Eslovaca (2022). Ha participado en varios proyectos internacionales y nacionales en el campo de la dosimetría y es autor y co-autor de más de 20 publicaciones científicas internacionales en revistas de impacto. Desde 1996 es miembro de la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) y desde 2023 director de la revista RADIOPROTECCIÓN de la SEPR.



Inmaculada Sierra es Doctora en Farmacia. Desde 1990 trabaja en CIEMAT en proyectos de investigación de diversa índole relacionados con la evaluación de efectos producidos por la incorporación de radionucleidos en situaciones de rutina y emergencia. Lleva más de 27 años vinculada a la Dosimetría de Radiaciones siendo la responsable del Laboratorio de Bioeliminación de Dosimetría Interna desde 2006. El laboratorio está autorizado por CSN y acreditado por ENAC según norma ISO 17025 para la cuantificación de actividad de radionucleidos en excretas incorporados al organismo en situaciones de rutina y emergencia. Es miembro activo de EURADOS, del comité científico de la organización francesa PROCORAD, del 6º Congreso Europeo IRPA 2022 e IRPA 2026 y de la Sociedad Española de Protección Radiológica, habiendo colaborado durante 8 años en el comité de redacción de la Revista Radioprotección. Experta técnica del OIEA, colaboradora de WHO REMPAM como experta en dosimetría interna, auditora interna y asesora científico técnica en los procesos de obtención de acreditación a laboratorios de medidas indirectas.

La dosimetría interna en el sector nuclear

Paloma Marchena González, Borja Bravo Pérez-Tíno y Eduardo Sollet Sañudo



Camillas de CN Garoña

Antes de la aparición del Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI) del año 1982, la vigilancia de la exposición interna de los trabajadores expuestos en las centrales nucleares españolas (CCNNEE) se hacía fundamentalmente mediante el control de la actividad ambiental en los lugares de trabajo dentro de las zonas controladas de la central. La Central Nuclear de Garoña incorporó desde el inicio de su operación comercial un contador de radiactividad corporal tipo cama con dos camillas que se muestra en la imagen de la izquierda.



Maniquí de Masonita



Contadores de radiactividad corporal

A partir del año 1982 con la publicación de RPSRI, el resto de centrales nucleares empezaron a dotarse con los equipos contadores de radiactividad corporal (CRC).

A medida que las centrales de segunda generación iban entrando en explotación, fueron incorporando equipos medidores de la exposición interna para los trabajadores. Los equipos disponían de detectores de yoduro de sodio activado con talio NaI (TI) y el blindaje de plomo era del tipo Shadow Shield.

Para la calibración de estos equipos se utilizaba un maniquí de madera (masonita), como el que se muestra a la izquierda del texto, que simulaba la geometría del cuerpo humano y sus distintas partes y órganos (cabeza, tiroides, pulmones, gastrointestinal y piernas). Estas cavidades se rellenaban con bloques de Porexpan, material muy ligero, con fuentes radiactivas sólidas con forma de lenteja de un único radionucleido. Se disponía de varios conjuntos de fuentes para cubrir un amplio rango de energías gamma (U-235, Co-60, Cs-134, Cs-137, Mn-54, I-131 simulado (Ba 133+Cs-137))

La interpretación de los espectros obtenidos se realizaba mediante un análisis por mínimos cuadrados entre el espectro original y una combinación lineal del espectro de fondo, del de Compton y de los espectros de los radionucleidos de la calibración utilizando la forma completa de los espectros NaI en todo su rango energético. Esta metodología de análisis fue originalmente desarrollada en los Laboratorios Nacionales de Oak Ridge (ORNL) de los EEUU y utilizado también por el Laboratorio de Seguridad y Salud (HASL) de ORNL. Para el cálculo de la actividad de los radionucleidos de los que no se disponía de un espectro de calibración, se utilizaba una curva de calibración en eficiencias generada empíricamente y espectros experimentales de radionucleidos para detectores NaI que se modificaban linealmente para reproducir la eficiencia deseada.

Esta técnica de análisis, que permite obtener límites de detección muy bajos y que se ha mostrado a lo largo de los años muy relevante, tenía un gran inconveniente en la calibración.

El proceso de calibración consistía en determinar una serie de espectros de una cierta cantidad unitaria de actividad de cada uno de los potenciales radionúclidos que podrían encontrarse en las medidas de radiactividad corporal, a partir de un maniquí que represente la geometría humana, relleno con fuentes radiactivas conocidas distribuidas en las zonas probables de depósito de los radionúclidos. No obstante muchos de estos radionúclidos eran difíciles de obtener o tenían periodos muy cortos (I-131) para su utilización óptima. Por ello en la práctica solo se tomaban espectros individuales de unos algunos radionúclidos, idealmente monoenergéticos, y con ellos se construía una curva empírica de calibración en eficiencias, con la que se modificaban de forma conveniente el resto de los espectros unitarios de los otros radionúclidos de la librería que eran en esencia espectros teóricos obtenidos fundamentalmente de libros de espectros gamma de NaI y que se ajustaban para que la eficiencia neta del fotopico más importante coincidiera con la determinada en la curva empírica de calibración. Puesto que solo se calibraba con radionúclidos de periodo largo, los errores en la determinación de la actividad de otros radionúclidos no contemplados en la calibración podían ser elevados y de difícil control al no ir reflejando estos espectros la pérdida natural de eficiencia y resolución de los cristales de NaI con el tiempo. Hay que decir sin embargo que en la calibración se empleaba siempre una fuente de Co-60, que en el caso de las CCNNEE y Tecnatom constituía el radionúclido más frecuentemente observado en los contajes de dosimetría interna y el que más contribuía a dosis interna.

Para agilizar las medidas dosimétricas de los trabajadores en recargas, las CCNNEE se dotaron de nuevos equipos de medida rápida denominados "Quicky" de la marca Helgeson Scientific Services, con contajes en posición vertical que tardaban 2 minutos en cada medida, a diferencia de los equipos de tipo cama que tenían una duración de 8 min. Disponían de 4 detectores NaI delanteros y 20 contadores proporcionales para la detección de una potencial contaminación externa situados en la cabeza, abdomen, espalda, brazos, manos y pies.

La aplicación práctica más relevante de este tipo de equipos de medida rápida es la discriminación de la existencia o no de radionucleidos incorporados al organismo. Para ello en una medida de dos minutos el equipo era capaz de asegurar la presencia o no de elementos radiactivos tanto interna como externamente.

A iniciativa del Dr. D. Enrique Malboysson, presidente de AMYS (Asociación de Medicina Y Seguridad para la industria eléctrica de UNESA, que por aquel entonces era la patronal del sector eléctrico español) figura muy relevante del sector eléctrico y gran impulsor del área de prevención de riesgos laborales y director durante muchos años, de los Servicios Médicos de Seguridad e Higiene en el Trabajo de Hidroeléctrica Española, se creó en AMYS el "Servicio de Dosimetría Personal Interna" (SDPI) a semejanza del modelo que ya existía en algunas centrales nucleares americanas en apoyo y garantía a la realización de la dosimetría interna directa (in vivo) (contajes de alta, baja, especiales y solicitados) para los trabajadores expuestos de las centrales nu-



Contadores de Radiactividad Corporal tipo Quicky

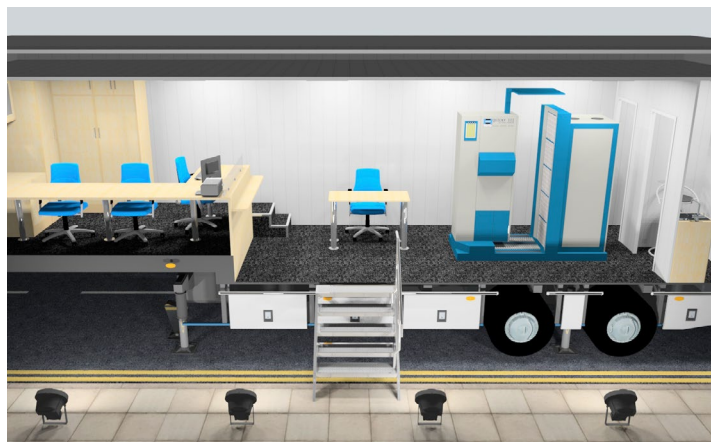


Dr. D. Enrique Malboysson

cleares españolas y de las empresas externas que trabajen en las mismas, tanto en operación normal como en periodos de recargas o como en caso de incidentes o situaciones de emergencias y para realizar medidas de personas con problemas de movilidad o como sustitución de los equipos de estas instalaciones por avería de los mismos.

Desde el inicio, el SDPI de AMYS se dotó de dos unidades móviles donde se instalaron equipos contadores de radiactividad corporal (CRC) uno tipo cama y otro tipo Quicky. El contador tipo cama también de la marca Helgeson Scientific Services denominado "Whole Body Counter" (WBC) disponía de un sistema detector compuesto por 4 cristales de NaI (TI) de 10x10x7,5 cm, acompañado por un colimador de geometría variable que permitía medidas de gran precisión sobre órganos determinados.

Inmediatamente se vio la necesidad de complementar el apoyo a las CCNNEE con una asistencia técnica de alto nivel para la realización de las calibraciones de los equipos (CRC) de las centrales nucleares, elaboración de guías y procedimientos y asistencia técnica en la problemática de la interpretación de los resultados dosimétricos de las medidas directas, aplicación de nuevos modelos metabólicos, diseño de los programas de seguimiento de vigilancia radiológica y evaluación y cálculo de la dosis asociada y asignación de dosis como Servicio de Dosimetría Interna autorizado en situaciones especiales o cuando procediera y formación de personal de la central en los aspectos prácticos de la dosimetría interna. El SDPI de AMYS fue oficialmente autorizado por



Imágenes de la unidad móvil y de los contadores de radiactividad corporal

el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en octubre de 1988 actualizándose posteriormente su autorización de oficio por Resolución del Pleno del CSN en la fecha de 23 de julio de 2003 donde se detallaron sus funciones y responsabilidades.

A la desaparición de AMYS, el SDPI se integró en la Dirección Nuclear de UNESA, desde donde se consideraron de interés otras nuevas actividades como por ejemplo la colaboración en el programa TACIS de la Unión Europea para la mejora de la seguridad de las centrales nucleares de los países del este de Europa. UNESA desplazó durante algo más de un mes su equipo Quickly a la central nuclear búlgara de Kozloduy a principios del año 1991 realizando más de 3.000 medidas dosimétricas a los trabajadores aquella central.

También se estableció un acuerdo con Enresa para medidas dosimétricas del personal de El Cabril y para centrales en desmantelamiento, como en el caso de Vandellós I.

Cuando UNESA se reestructuró a principios de los años 2000, se decidió trasladar el SDPI a Tecnatom al ser empresa nacional 100% de los titulares de las centrales nucleares españolas.

Para que la gestión conjunta del SDPI continuara siendo igual de ágil y eficaz que cuando estaba en UNESA, se consideró muy conveniente establecer un Acuerdo Marco con las CCNNEE que permitiera asegurar el cumplimiento de las obligaciones contraídas y de los compromisos establecidos entre las centrales y el CSN, de manera que Tecnatom continuara ofreciendo la misma calidad del servicio lo cual implicaba mantener el personal técnico con la formación y experiencia necesarias y los equipos adecuadamente mantenidos, calibrados y actualizados. A este respecto es de destacar la relevante labor realizada durante más de 30 años por el operador del SDPI de Tecnatom, (José Rodríguez Sotillo).

Con el CSN el SDPI de Tecnatom se estableció un acuerdo para apoyo a los medios de los grupos radiológicos provinciales en respuesta a emergencias radiológicas y para la participación en simulacros de emergencia, para lo que había que desplazar una de las unidades móviles a cualquier punto de España, comenzar las medidas en menos de 24 horas y disponer de un retén de emergencia con personal cualificado. En el alcance del acuerdo con el CSN se dio cobertura a tres incidentes radiológicos, en la acería Acerinox en Cádiz en 1998, en la de Arcelor Mitral en Vizcaya en 2003 y 2011, y en la acería Sidenor en Reinosa en 2004.

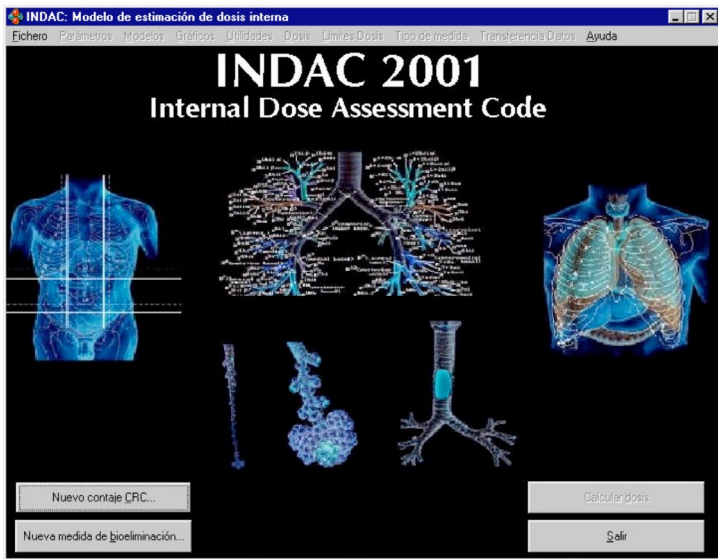
En el año 2008 tras en el incidente de emisión de partículas radiactivas en la central nuclear de Ascó, el SDPI de Tecnatom se desplazó a Tarragona para realizar medidas dosimétricas y evaluaciones de dosis de miembros del público potencialmente afectado.

La revisión del año 2001 del RPRSI (R.D. 783/2001, de 6 de julio por el que se aprobaba el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes) supuso de facto la incorporación del nuevo modelo biocinético pulmonar y de los nuevos modelos biocinéticos sistémicos para la estimación de dosis internas de las publicaciones 66 y 78 respectivamente de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Estos nuevos modelos sustituyeron a la metodología que hasta entonces se estaba utilizando en los SDPI de las CCNNEE y de Tecnatom para la estimación de las dosis internas por incorporación de radionucleidos en el organismo y que hasta entonces estaba basada en la Publicación 30 del ICRP.

Para poder acometer los cambios derivados de la nueva metodología de estimación de dosis internas según las publicaciones del ICRP, se formó con antelación suficiente en 1998 un grupo de trabajo mixto CSN-Sector Nuclear dentro de la marco del *"Plan Coordinado de Investigación (PCI) CSN-UNESA en materia de Seguridad y Protección Radiológica"* para el desarrollo de un código de cálculo y sus procedimientos asociados que permitiera determinar las dosis internas producidas por la incorporación de radionucleidos en el organismo a partir de medidas de actividad corporal o en excretas, adoptando el modelo biocinético pulmonar definido en la publicación 66 y los sistémicos de la publicación 78, ambas de ICRP.

Fruto de aquel grupo de trabajo fue el desarrollo de la aplicación informática INDAC-2001 (*Internal Dose Assessment Code*), Versión 2.5 (Revisión 2) de diciembre de 2002, que fue autorizada el año 2003 tras la preceptiva solicitud de autorización al CSN de los SDPI de las CCNNEE y Tecnatom.

Tras la autorización por el CSN todos los SDPI de las CCNNEE y de Tecnatom incluyeron en su práctica habitual para la estimación de dosis interna, todos los nuevos modelos biocinéticos que fueron implantados en los algoritmos de cálculo de la aplicación informática INDAC-2001.

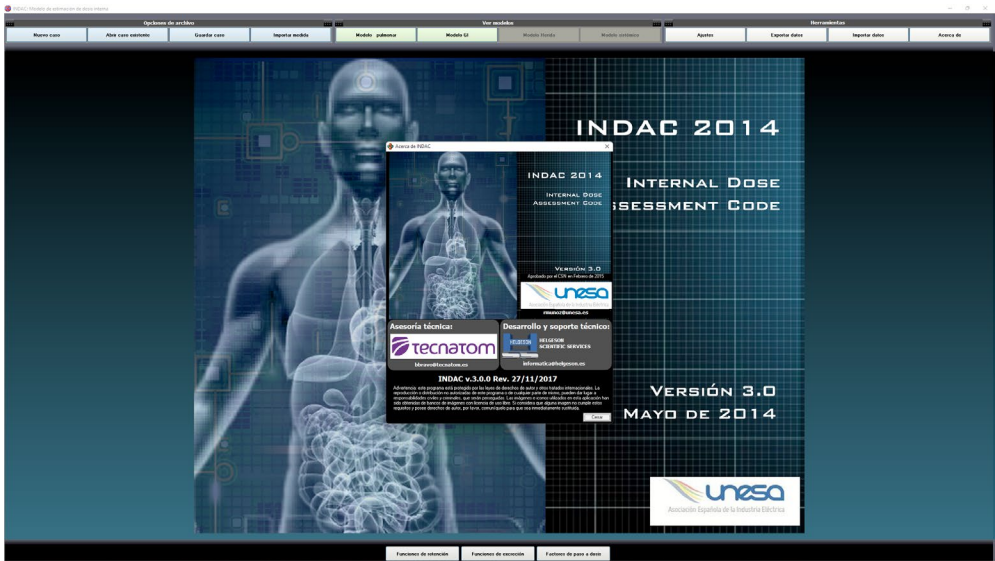


Pantalla de inicio de la aplicación INDAC 2001

INDAC fue sometida a una muy importante actualización y revisión en el año 2014 que permitió poder estimar dosis internas de los trabajadores expuestos para cualquier tamaño de partícula superando la limitaciones impuestas por ICRP a este respecto, tanto para aerosoles mono como polidispersos, así como para partículas discretas, permitiendo calcular la mejor incorporación en el caso de múltiples medidas siguiendo la metodología de la guía IDEAS del año 2013 de EURADOS (*European Radiation Dosimetry Group*) aplicando la técnica de la máxima verosimilitud.

La aparición de los nuevos documentos OIR (*Occupational Intakes of Radionuclides*) de ICRP [*Parte 1*: ICRP-130 (2015), *Parte 2*: ICRP-134 (2016), *Parte 3*: ICRP-137 (2017), *Parte 4*: ICRP-141 (2019) y *Parte 5*: ICRP-155 (2022)] junto con la publicación ICRP-133 (2016) “*The ICRP Computational Framework for Internal Dose Assessment for Reference Adults: Specific Absorbed Fractions*” ha supuesto

un cambio de paradigma en la metodología de cálculo de los nuevos coeficientes de dosis de ICRP para la exposición interna. Su aplicación al ámbito español del sector nuclear hubiera supuesto una revisión y actuali-



Pantalla de inicio de la aplicación INDAC 2014

zación del código INDAC; sin embargo, se ha optado por adquirir en su lugar el código TAURUS desarrollado por la Agencia de Seguridad de la Salud (*UK Health Security Agency*) del Reino Unido.

En el año 1999, el CSN propició una intercomparación de dosimetría interna, que fue llevada a cabo por el CIEMAT, utilizando un maniquí tipo BOMAB con fuentes líquidas distribuidas uniformemente por todo el maniquí simulando una distribución uniforme por todo el cuerpo, de acuerdo con las mejores prácticas internacionales. En aquella intercomparación se detectaron diferencias sistemáticas uniformes no conservadoras en todos los equipos entre las actividades evaluadas y las reales.

Aquellas diferencias fueron debidas a dos causas fundamentales. La primera era que el maniquí de calibración y el utilizado en la intercomparación tenían una geometría distinta de distribución de fuentes. La segunda era que la atenuación que proporcionaba el conjunto de fuente-maniquí de madera (masonita) utilizado en la calibración debido a la existencia de las placas de porexpan era inferior a la del cuerpo, de densidad 1 gr/cm^3 .

Para la corrección de estas diferencias el sector nuclear optó por revisar la metodología de calibración lo que supuso el cambio del maniquí de calibración de madera a uno tipo antropomórfico tipo BOMAB para corregir las diferencias observadas en la intercomparación. No obstante, su utilización implicó también la revisión del método de análisis de espectros tanto en la calibración como en el análisis de resultados.

Todo ello quedó perfectamente indicado en las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN remitió a las CCNNEE y al servicio de dosimetría interna de Tecnatom tras la campaña de intercomparación anteriormente citada y que imponían una serie de actuaciones concretas.

El sector nuclear, representado por las CCNNEE y Tecnatom, asumió en su momento de forma total y al 100% las actuaciones y las mejoras que se derivaban del cumplimiento de los requerimientos establecidos por el CSN mediante Instrucciones Técnicas Complementarias y ello se planteó al CSN la conveniencia de desarrollar una nueva metodología de análisis y calibración que permitiera emplear maniquíes tipo BOMAB.

Sin embargo, este método de actuar y proceder en cuanto al tipo de maniquí antropomórfico indicado, contemplaba una serie de dificultades importantes, irresolubles e incompatibles con la anterior metodología de funcionamiento de los contadores CRC con detectores NaI de las CCNNEE y Tecnatom, y que se resumen en lo siguiente:

- Necesidad de cambiar la metodología de calibración de los contadores CRC para pasar de radionúclidos individuales a conjunto multifuentes con maniquíes antropomórficos tipo BOMAB.
- Necesidad de cambiar la metodología de interpretación y análisis de resultados desde un análisis por mínimos cuadrados con un número limitado de espectros unitarios y por tanto de radionúclidos a detectar y medir, a un nuevo sistema no influenciado por las limitaciones de la librería de espectros o radionúclidos de análisis que pueda tratar cualquier exposición interna, independientemente del radionúclido en cuestión, pues todos ellos tendrían cabida con la nueva metodología.



Maniquíes de calibración



Maniqués BOMAB

Para ello se optó por realizar un desarrollo propio específicamente adaptado a las necesidades planteadas, que habiendo sido concebido sobre la base de la tecnología disponible, no dependiera de agentes externos, fuera perfectamente conocido por los usuarios, totalmente compatible con otras aplicaciones necesarias del sector como INDAC, y que su mantenimiento y actualizaciones futuras estuvieran asegurados puesto que la base de su conocimiento iba a ser nacional.

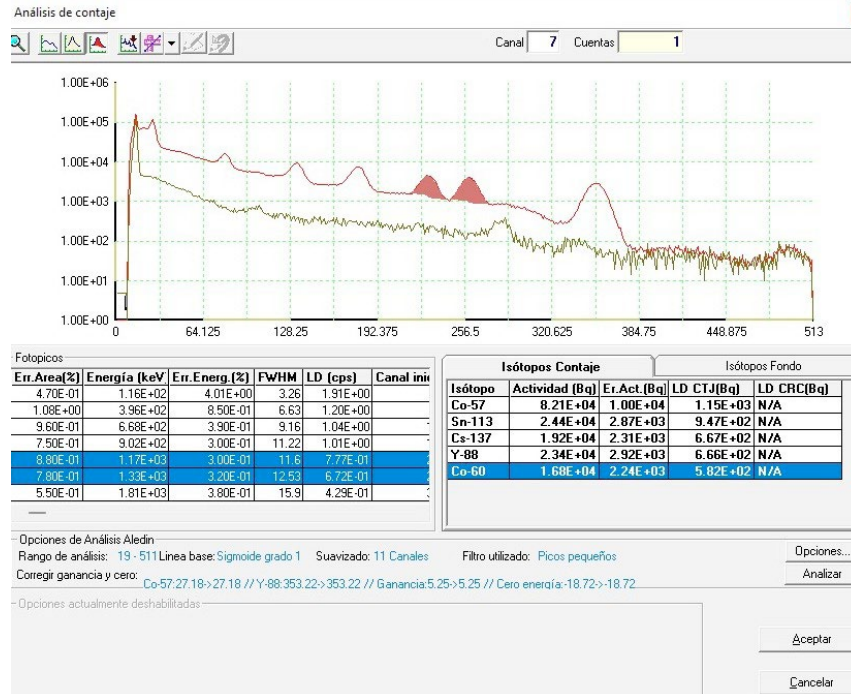
Sobre estas consideraciones se planteó un proyecto de investigación con objeto de desarrollar este método de análisis de espectros, con su doble aplicación: calibración y medida de actividad.

Todos estos productos fueron desarrollados en el marco de un Proyecto de I+D soportado de forma conjunta por el CSN y UNESA, también dentro del marco del *"Plan Coordinado de Investigación (PCI) CSN-UNESA en materia de Seguridad y Protección Radiológica"* y referenciado como PCI-PR-13 que dio como fruto la aplicación ALEDIN que resuelve los espectros generados durante los contajes de medidas directas de los CRC por el método de análisis de las áreas netas de los fotopicos encontrados.

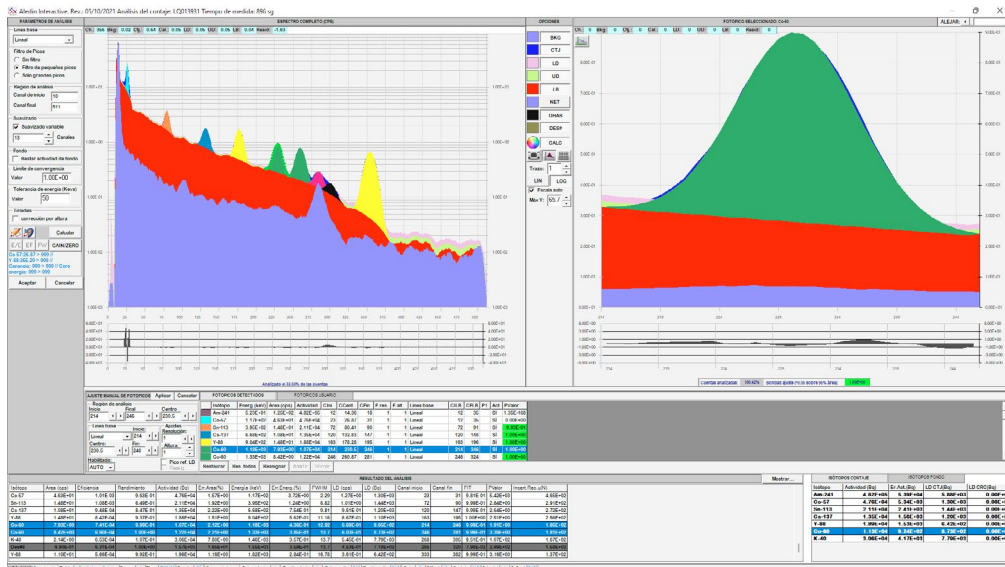
Tras otra intercomparación promovida por el CSN en el año 2010, todas los SDPI de las CCNNEE y de Tecnatom adaptaron sus procedimientos de trabajo y las aplicaciones informáticas que procedieran a la normativa internacional específica en la materia indicada en las normas ISO *"International Organization for Standardization"*.

En el año 2021 ALEDIN (ALEDIN Interactive) fue sometido a una muy importante actualización que ha permitido entre otras mejoras poder analizar de forma individual cada fotopico encontrado y proporcionar al operador criterios cuantitativos y cualitativos para enjuiciar la bondad del análisis efectuado. Esta nueva versión de ALEDIN ha sido informada en el CSN pero está aún pendiente de autorización oficial para su utilización por los SDPI de las CCNNEE y de Tecnatom.

En el seno del grupo de trabajo sobre Protección Radiológica y Residuos del CEIDEN (Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión) se identificó la necesidad de incrementar las capacidades nacionales específicas



Pantalla de resultados de la aplicación ALEDIN



Pantalla de resultados de la aplicación ALEDIN Interactive

en dosimetría interna por bioeliminación, ya que solamente el CIEMAT contaba con estas competencias a nivel nacional, poniendo en marcha un programa adicional de desarrollo de dosimetría *in-vitro*.. Es por ello que el SDPI de Tecnatom se postuló como candidato para desarrollar estas nuevas competencias y así completar sus capacidades para la evaluación de las dosis internas tanto por medidas *in-vivo*, ya en vigor, como *in-vitro*.

Las medidas de bioeliminación son necesarias para llevar a cabo los controles de exposición interna requeridos de aquellos trabajadores que han desarrollado sus tareas con riesgo de contaminación por emisores alfa o beta. Para llevar a cabo esta tarea, Tecnatom firmó un acuerdo de colaboración con el Laboratorio de Bioanálisis de la División de Ensayos Medioambientales de Geocisa (Geotecnia y Cimientos S.A. del grupo ACS) que estaba capacitado para la realización de las medidas mediante varias técnicas de radioquímica y espectrometría y de las determinaciones analíticas expresadas en la tabla siguiente:

Elemento	Orina	Heces	Método
Creatinina	X		Cromatografía líquida
Uranio: U-234, U-235, U-238	X	X	Espectrometría alfa
	X		ICP-MS
Americio y Curio: Am-241; Cm-242, Cm-244	X	X	Espectrometría alfa
Plutonio: Pu-238, Pu-239+Pu-240	X	X	Espectrometría alfa
Tritio H-3	X		Centelleo líquido
Estroncio: Sr-90	X		Centelleo líquido



Imágenes del laboratorio de Geocisa para medidas radioquímicas

Desde el mes de diciembre de 2010, el Servicio de SDPI de Tecnatom dispuso de la correspondiente autorización del CSN para la realización de medidas mediante técnicas de bioeliminación.

Para la evaluación de las dosis internas por bioeliminación, el SDPI de Tecnatom cuenta con dos códigos de cálculo autorizados por el CSN, INDAC e IMBA de la *Health Protection Agency* (HPA) del Reino Unido, formando actualmente parte de la PHE (*Public Health England*), actualmente UKHSA (*UK Health Security Agency*).

En el caso de la dosimetría por bioeliminación, TECNATOM, como titular de la autorización del Servicio de Dosimetría, dispone de un Acuerdo de Colaboración con el Laboratorio de Bioanálisis de GEOCISA, siendo el SDPI nacional de carácter privado autorizado para realizar este tipo de ensayos. A través de este laboratorio, se han realizado análisis radioquímicos de muestras de excretas para la determinación de emisores alfa o beta.

Este trabajo de colaboración dificultaba la gestión y trazabilidad de las muestras, y para que dicha colaboración pudiera hacerse de una manera ágil y manteniendo la conformidad en todo momento con la legislación vigente en materia de Protección de Datos Personales que afecta a este tipo de datos, TECNATOM desarrolló una aplicación denominada BIODOS, que permitía que cada una de las partes, instalación, laboratorio y servicio de dosimetría, pudiera conocer el proceso seguido por cada muestra individual, desde que era dada de alta en la instalación y solicitada a un trabajador, su salida de la planta, pasando por la recepción de muestras y análisis en laboratorio, hasta la estimación de dosis final.

BIODOS

Avísos

Trabajadores

Muestras

Listados

Informe Mensual

Edición de Muestras > Consulta

DNI/Passaporte

Tipo de muestra

Fecha de toma

Fecha de análisis

Fecha de envío

Código muestra

Programa control

Estado

Terminada

Id. Trabajador Cliente

Buscar

Limpiar

Código Muestra	Estado	Fecha toma	Tipo muestra	Programa control
000001	Terminada	02/06/2021	Orina	Periódico
000002	Terminada	07/06/2021	Orina	Periódico
000003	Terminada	02/06/2021	Orina	Periódico
000004	Terminada	13/10/2021	Orina	Periódico
000005	Terminada	13/10/2021	Orina	Periódico
000006	Terminada	13/10/2021	Orina	Periódico
000007	Terminada	01/06/2022	Orina	Periódico
000008	Terminada	01/06/2022	Orina	Periódico
000009	Terminada	01/06/2022	Orina	Periódico
000010	Terminada	23/10/2022	Orina	Especial
000011	Terminada	23/10/2022	Orina	Especial
000012	Terminada	10/11/2022	Orina	Periódico

Imagen de la aplicación BIODOS

Adicionalmente, en el año 2014 el SDPI amplió la acreditación que ya disponía por parte de la entidad ENAC según la Norma UNE-EN ISO/IEC 17025, para la determinación de la incorporación de radionucleidos en el organismo humano mediante medidas directas por espectrometría gamma y asignación de la dosis la efectiva comprometida resultante de dicha incorporación, con la acreditación por la misma entidad para la asignación de la dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de radionucleidos obtenida mediante ensayos de análisis de muestras de orina.

Por otro lado, el SDPI de Tecnatom se ha integrado en grupos de trabajo internacionales entre otros como PROCORAD, EURADOS, para participar en ejercicios internacionales de intercomparación a fin de mantener actualizadas en todo momento sus habilidades y competencias.



Anexo Técnico
Nº 91/LE2105 Rev. 5
Pág. 1 de 2

TECNATOM, S.A. (Unipersonal)
Servicio de Dosimetría Personal Interna

Dirección: Avda. Montes de Oca 1; 28703 San Sebastián de los Reyes (Madrid)
Norma de referencia: **UNE-EN ISO/IEC 17025:2017**
Actividad: **Ensayo**
Acreditación nº: **91/LE2105**
Fecha de entrada en vigor: 11/04/2014

ALCANCE DE LA ACREDITACIÓN

Instalaciones donde se llevan a cabo las actividades cubiertas por esta acreditación

	Código
Avda. Montes de Oca 1; 28703 San Sebastián de los Reyes (Madrid)	A
Laboratorios móviles	I

I. Dosimetría personal interna. Asignación de dosis

ENSAYO	NORMA/PROCEDIMIENTO DE ENSAYO	CÓDIGO
Organismo humano Asignación de dosis efectiva comprometida (E50) debida a la incorporación de radionucleidos en base a los resultados obtenidos por métodos directos ⁷ de determinación de radionucleidos en el organismo humano (*) Ver parte II	SD-01 Método interno basado en: ISO 27048	I
Asignación de dosis efectiva comprometida (E50) debida a la incorporación de radionucleidos en base a los siguientes ensayos: Métodos indirectos de determinación de incorporación de radionucleidos en el organismo humano mediante análisis en muestras de orina de los isótopos ²¹⁰U, ²¹³U, ²¹⁰Pb, ²⁴¹Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm, ²¹⁰Pu, ²³⁸⁻²⁴⁰Pu, realizados en laboratorio acreditado.	SD-10 Método interno basado en: ISO 27048	A



ENAC es firmante de los Acuerdos de Reconocimiento Mutuo establecidos en el seno de la European co-operation for Accreditation (EA) y de las organizaciones internacionales de organismos de acreditación, ILAC e IAF (www.enac.es)

Código Validación Electrónica: V0232FSQ0nCrNp019K

La acreditación mantiene su vigencia hasta notificación en contrario. La presente acreditación está sujeta a modificaciones, suspensiones temporales y retirada. Su vigencia puede confirmarse en <http://www.enac.es/web/enac/validacion-electronica> o haciendo clic aquí



Anexo Técnico
Nº 91/LE2105 Rev. 5
Pág. 2 de 2

II. Dosimetría personal interna. Métodos directos de determinación de incorporación de radionucleidos en organismo humano

ENSAYO	NORMA/PROCEDIMIENTO DE ENSAYO	CODIGO
Organismo humano (cuerpo entero y órganos específicos)		
Radionucleidos emisores gamma en cuerpo entero y tiroides en el rango energético de 100 a 2000 keV por espectrometría gamma CRC-Quicky-III con detección de NaI (TI)	PG-SD-03 PG-SD-04 SD-03-01 SD-04-01 SD-04-02	I
Radionucleidos emisores gamma en cuerpo entero en el rango energético de 100 a 2000 keV por espectrometría gamma CRC-DIYS con detección de NaI (TI)	Métodos internos basados en ISO 28218	
¹³¹ I por espectrometría gamma CRC-DIYS con detección de NaI (TI)		

Un método interno se considera que está basado en métodos normalizados cuando su validez y su adecuación al uso se han demostrado por referencia a dicho método normalizado y en ningún caso implica que ENAC considere que ambos métodos sean equivalentes. Para más información recomendamos consultar el Anexo I al CGA-ENAC-LEC.

Emplazamientos desde los que se llevan a cabo actividades *in situ*:

Avda. Montes de Oca 1; 28703 San Sebastián de los Reyes (Madrid)

Código Validación Electrónica: V823ZFSGI9CnPeH91K

La acreditación mantiene su vigencia hasta notificación en contra. La presente acreditación está sujeta a modificaciones, suspensiones temporales y retirada. Su vigencia puede confirmarse en <https://www.enac.es/web/enac/validacion-electronica> o haciendo clic [aquí](#)

REFERENCIAS

1. International Organization for Standardization and the International Electrotechnical Commission. General requirements for the competence of testing and calibration laboratories. ISO/IEC 17025:2017 (ISO: Geneva) (2017).
2. International Commission on Radiological Protection. Individual monitoring for internal exposure of workers – Replacement of ICRP Publication 54. ICRP Publication 78. Ann. ICRP 27 (3-4) (1997).
3. International Commission on Radiological Protection. 1990 Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3) (1991).
4. International Commission on Radiological Protection Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30, Part 1. Ann. ICRP 2 (3-4) (1979).
5. International Commission on Radiological Protection. Individual monitoring for internal exposure of workers – Replacement of ICRP Publication 54. ICRP Publication 78. Ann. ICRP 27 (3-4) (1997).
6. International Organization for Standardization. Radiation Protection — Performance criteria for radiobiological assay. ISO 28218:2010 (ISO: Geneva) (2010).
7. International Organization for Standardization. Radiation protection — Monitoring of workers occupationally exposed to a risk of internal contamination with radioactive material. ISO 20553:2006 (ISO: Geneva) (2006).
8. International Organization for Standardization. Radiation Protection — Dose assessment for the monitoring of workers for internal radiation exposure ISO 27048:2011 (ISO: Geneva) (2011).
9. Castellani, C. M., Marsh, J. W., Hurtgen, C., Blanchardon, E., Bérard, P., Giussani, A. and Lopez, M. A. IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data. EURADOS Report 2013-01 ISBN 978-3-943701-03-6 (2013).
<http://www.eurados.org/~media/Files/Eurados/documents/EURADOS%20Report%202013-01%20online%20version.pdf?la=en>
10. European Commission, Directorate-General for Energy, Technical recommendations for monitoring individuals for occupational intakes of radionuclides, Publications Office, G. Etherington, A. Giussani, M.A. López, P. Berard, E. Blanchardon, B. Bresustedt, C.M. Castellani, D. Franck, J. Marsh, D. Nosske, C. Challeton-de Vathaire, 2018, <https://data.europa.eu/doi/10.2833/393101>
11. Detección y medida de la radiactividad “in vivo” en el organismo humano, (F. de los Santos Salina – División de Medicina y Protección JEN. Año XII nº 56 Energía Nuclear.
12. Palomares (Spain): A historical review. C. Sancho¹, R. García-Tenorio² ¹ Departamento de Medio Ambiente (CIEMAT), Madrid, Spain ²CNA, (Universidad de Sevilla-CSIC), Sevilla, Spain. Journal of Environmental Radioactivity 203 (2019) 55–70.
13. Collaboration in the fields of health and safety in accordance with the agreement for cooperation for civil uses of atomic energy between Spain and the United States. J.A.Hall (atomic energy commission-EEUU). J.M.Otero (J.E.N.) 1966.

14. Health Physics Society. Specifications for the Bottle Manikin Absorber Phantom. An American National Standard. New York: American National Standards Institute; ANSI/HPS N13.35; 1995.
15. PERFORMANCE OF AN ARRANGEMENT OF SEVERAL LARGE-AREA PROPORTIONAL COUNTERS FOR THE ASSESSMENT OF Pu-239 LUNG BURDENS R. EHRET, H. KIEFER, R. MAUSHART AND G. MOHRLE. ' KARLSRUHE NUCLEAR RESEARCH CENTRE, KARLSRUHE, FEDERAL REPUBLIC OF GERMANY
16. IAEA, 1970. Directory of Whole-Body Radioactivity Monitors. International Atomic Energy Agency, STI/PUB/213, Vienna.
17. A Low Energy Germanium Detector System for Lung Counting at the WBC Facility of CIEMAT (M.A.Lopez, T.Navarro) Radiation Protection Dosimetry, Volume 89, Issue 3-4, 1 July 2000, Pages 221–227.
18. CIEMAT Report N° 1005 (ISSN 1135-9420). 2002. "Calibration Human Voxel Phantoms for in-Vivo measurements of of Am-241 in bone, at the Whole Body Counting facility of CIEMAT". M. Moraleda, M.A. Lopez, J.M. Gomez-Ros, T. Navarro, J.F. Navarro.
19. Assessment of the internal dose of 241Am in bone by in vivo measurements of activity deposited in knee (J. F. Navarro, M. A. López, T. Navarro, J. M. Gomez Ros, M. Moraleda) Radiation Protection Dosimetry, Volume 127, Issue 1-4, November 2007, Pages 531–534, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncm411>
20. The Challenge of Ciemat Internal Dosimetry Service for Accreditation According to ISO/IEC 17025 standard, for in vivo and in vitro monitoring and dose assessment of internal exposures (M. A. Lopez, R. Martin, C. Hernandez, J. F. Navarro, T. Navarro, B. Pérez, I. Sierra) Radiation Protection Dosimetry, Volume 170, Issue 1-4, September 2016, Pages 31–34, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncv387>
21. METHODOLOGY AT CIEMAT WHOLE BODY COUNTER FOR IN VIVO MONITORING OF RADIOIODINE IN THE THYROID OF EXPOSED POPULATION IN CASE OF NUCLEAR EMERGENCY (B Pérez López, J F Navarro, M A López) Radiation Protection Dosimetry, Volume 182, Issue 2, December 2018, Pages 171–176, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncy045>
22. EVT1900289 Project RER9149 " Regional Workshop on Basic Internal Dosimetry. Internal Dosimetry Group (CIEMAT) Madrid-Spain (December 2019)
23. Indirect monitoring of internal exposure in the decommissioning of a nuclear power plant in Spain (L.M. Robredo, T. Navarro, I. Sierra). Applied Radiation and Isotopes, 53; 345-350. 2000.
24. Natural uranium isotopes determination in 24h-urine samples from exposed workers to enriched uranium (P. Albendea, I. Sierra, C. Hernández, A.I. Barrado, A. Yllera). Radiation Physics and Chemistry 174 (2020) <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2020.108929>
25. Development of a rapid procedure to analyse Pu, Am and 90Sr in emergency urine bioassay in CIEMAT Bioelimination Laboratory. Method validation by emergency bioassay intercomparison exercises (I. Sierra, C. Hernandez). Radiation Protection Dosimetry 170, 237-241 (2016).
26. Rapid procedure for actinides and 90Sr analysis in emergency urine spot samples applied in the GH-SI-RNWG emergency intercomparison exercise (C. Hernández, I. Sierra). Applied Radiation and Isotopes. 144, 19-23 (2019).



Paloma Marchena González es licenciada en ciencias Biológicas por la Universidad Complutense de Madrid. Especialista de nivel superior en Prevención de Riesgos Laborales en las especialidades de Higiene Industrial, Ergonomía y Psicología Aplicada por la Comunidad de Madrid. Supervisora de Instalaciones Radiactivas por el CSN. En 1988 comienza en la Asociación de Medicina y Seguridad en el trabajo AMYS de UNESA donde se hace cargo de la puesta en marcha del Servicio de Dosimetría Personal Interna y de su homologación por el CSN, integrándose posteriormente en la Dirección Nuclear de UNESA colaborando en varios proyectos de investigación CSN-UNESA. Desde el año 2000 pasa a formar parte de TECNATOM como jefe del Servicio de Dosimetría Personal Interna y apoyo al CSN en Emergencias. Ha sido miembro de la Junta Directiva de la Sociedad Española de Protección Radiológica y directora de su revista. Es socia de la Sociedad Nuclear Española y ha participado en diversos foros nacionales e internacionales.



Borja Bravo Pérez-Tíno es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid. Desde 2022 se incorporó al Electric Power Research Institute (EPRI) como Líder Técnico Principal del Programa de Protección Radiológica dirigiendo proyectos de investigación relacionados con la protección radiológica en el ámbito de las centrales nucleares. Anteriormente, trabajó en Tecnatom durante más de 20 años, habiendo sido el responsable del área de protección radiológica y del Servicio de dosimetría personal interna acreditado por ENAC conforme a la norma ISO 17025, colaborando con el sector nuclear español, ENUSA, ENRESA y el CSN. Borja ha colaborado con la Sociedad Española de Protección Radiológica a través del Comité de Redacción, siendo el Coordinador de la Revista RADIOPROTECCIÓN de 2011 a 2015, y formando parte de la Junta Directiva de la SEPR, siendo el Presidente los años 2017-2019. También ha sido miembro del Consejo Gestor de la Plataforma Española de I+D en Protección Radiológica (PEPRI) y del Grupo de Trabajo 7 de EURADOS, y es socio de la Sociedad Nuclear Española.



Eduardo Sollet Sañudo es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y diplomado en Ingeniería Nuclear por la Junta de Energía Nuclear. Se incorporó al proyecto de la central nuclear de Valdecaballeros en 1977 cursando estudios de especialización de protección radiológica y química y radioquímica en las instalaciones de General Electric en Vallecitos en California (EEUU). Ha participado en los arranques de las centrales nucleares españolas de Almaraz y Vandellós II y en el primer año de operación de la central nuclear de Cofrentes. Ha sido jefe del servicio de protección radiológica (SPR) de la central nuclear de Cofrentes en el periodo 2001-2016 con diploma de Jefe de SPR expedido por el Consejo de Seguridad Nuclear. Ha participado en misiones Osart (OIEA) en Chernobyl (1994), en Kozloduy Bulgaria (1991-1992) en misión TACIS de la UE y en WANO Peer Reviews en Metzamor (Armenia), Cernavoda (Rumania) y Dungeness A (Reino Unido). Ha sido experto de la UE (2017-2019) en el proyecto INSC de apoyo al organismo regulador de China en el control y regulación de la liberación de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos. Ha sido presidente de la SEPR en el periodo 1996-1998 y es miembro de la SNE. En dosimetría interna ha liderado al sector nuclear en el desarrollo teórico y práctico de esta disciplina.

