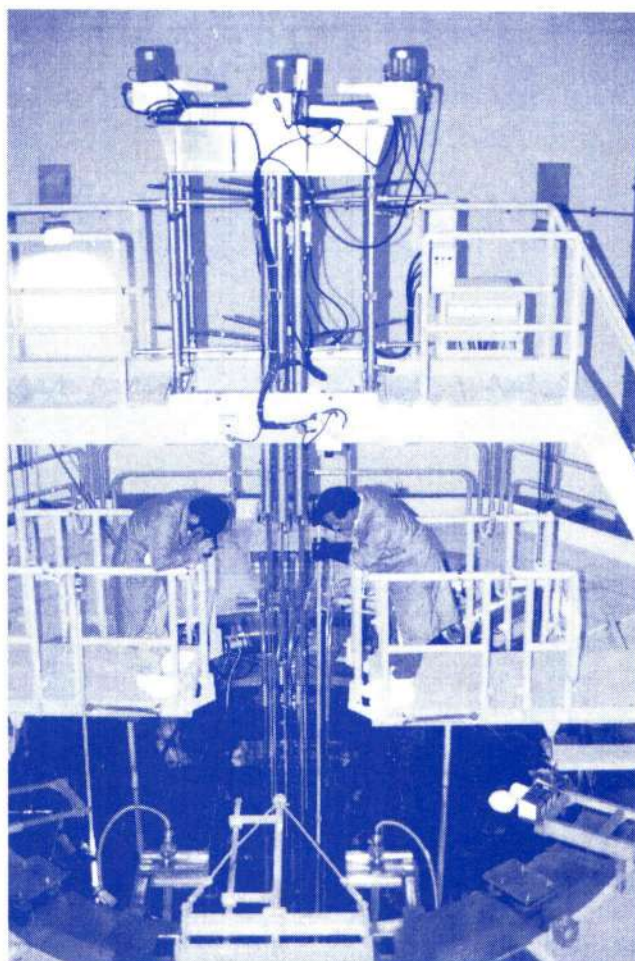




**INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA
NUCLEAR
(IPEN)**



**INFORME CIENTÍFICO Y TECNOLÓGICO
1994 - 1997**



**INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA
NUCLEAR
(IPEN)**

**INFORME CIENTÍFICO Y TECNOLÓGICO
1994 - 1997**

Presentación

El Instituto Peruano de Energía Nuclear se ha convertido desde hace muchos años en una entidad realmente promotora de las múltiples aplicaciones pacíficas de la energía nuclear.

Lógicamente que al comienzo debió ser ejecutor de las mismas, por cuanto la infraestructura física y humana existente en el país sobre el tema, era mínima y no era posible que las aplicaciones de esta tecnología progresaran sin la existencia de una entidad que asumiera la responsabilidad de conducir tales acciones.

Para tal efecto se inició el desarrollo de un Plan de Capacitación de personal que en un primer momento estuvo dirigido a áreas prioritarias como: Protección Radiológica, Producción de Radiofármacos, Medicina Nuclear, Análisis de Contaminación Ambiental y Prospección de Uranio, lo cual más tarde se diversificó a otras áreas con el desarrollo del Proyecto Centro Nuclear del Perú.

La capacitación que en un primer momento se realizó en países como: Francia, Alemania y Estados Unidos, se concentró posteriormente en Argentina debido al Contrato IPEN-CNEA, aunque siempre se mantuvo la alternativa de muchos otros países gracias al apoyo que en este rubro siempre ofreció el Organismo Internacional de Energía Atómica.

A nivel país, el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN) unidad orgánica del IPEN, que dispone de aulas y laboratorios apropiados para desarrollar sus actividades de capacitación a nivel nacional, ha efectuado varios cursos de Magister en Física, Química e Ingeniería Nuclear y ha desarrollado recientemente el primer curso de Magister en Física Médica.

Este curso al igual que los otros, se ha desarrollado bajo Convenio con una entidad universitaria esta vez lo ha sido con la Universidad Nacional de Ingeniería y el Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas y ha llenado un gran vacío, el de la especialidad de físico médico, profesional que debe cumplir un rol importante en el tratamiento médico con radiaciones.

En cuanto a la infraestructura física son ya ampliamente conocidas en el ámbito de la ciencia y tecnología del país, las facilidades con que cuenta la institución en sus diferentes sedes. Por un lado el Centro Piloto de Biología y Medicina Nuclear que construyó y equipó el IPEN en un terreno de 1000 m² cedido en uso por el Sector Salud, ha cumplido un papel determinante en lo que ha sido poner a punto técnicas de estudios gammagráficos in vivo, terapia radioisotópica y dosajes radioinmunológicos e igualmente capacitación y entrenamiento para personal de centros hospitalarios públicos y privados, en la actualidad dicho centro funciona como un servicio del Instituto de Enfermedades Neoplásicas y es administrado por esta entidad bajo Convenio con el IPEN.

En la Sede Central del Instituto, entre otra infraestructura, destaca el Reactor de Potencia Cero, pequeña facilidad crítica de capacitación y entrenamiento con núcleo similar del RP-10, que se encuentra en plena operatividad y es permanentemente utilizado por profesores y estudiantes universitarios, así como profesionales del IPEN para realizar trabajos de tesis y otras investigaciones relacionadas con el tema.

En el Centro Nuclear "RACSO", el Reactor RP-10, los Laboratorios Auxiliares del Reactor, la Planta de Producción de Radioisótopos, el Centro Nacional de Seguridad Radiológica, la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos y los Laboratorios de Aplicaciones Nucleares, constituyen todo un complejo de moderna infraestructura utilizada para desarrollar, aplicar y transferir tecnología.

A este Centro concurren diariamente y en forma permanente durante todo el año, alrededor de 50 estudiantes o egresados universitarios que están desarrollando su trabajo de tesis y un período de entrenamiento específico en algunas de las áreas de las que se dispone en Huarangal.

Ampliando la infraestructura a las aplicaciones de la radiación a la industria, se ha completado la construcción, montaje y puesta en marcha de la primera Planta de Irradiación Multiuso del País, esta obra ha significado un gran esfuerzo de muchas personas a lo largo de varios años y ha contado con el aporte económico del Gobierno Peruano y la cooperación técnica del Organismo Internacional de Energía Atómica.

El programa de investigación tecnológica a nivel de laboratorio realizado a lo largo de 17 años por el IPEN, en el tema de la irradiación de alimentos con fines de preservación y de productos de uso médico con fines de esterilización, conducía inevitablemente a disponer de una planta semi comercial, que a mayor escala demostrara las bondades de la tecnología y así mismo su rentabilidad.

La Planta de Irradiación de Santa Anita, que entró en funcionamiento en el primer trimestre de 1996, es de diseño Ruso, el montaje estuvo a cargo de un equipo Peruano-Ruso y tiene como fuente de irradiación 100 000 curies de Cobalto 60 de fabricación Argentina, los cuales pueden incrementarse 5 veces. Igualmente dispone de todos los sistemas reglamentarios de seguridad y está brindando servicios de irradiación a la industria nacional que lo requiera.

En lo que se refiere a las actividades de investigación, efectuadas en la institución principalmente por la Dirección General de Promoción y Desarrollo Tecnológico (DGPDT) éstas son abordadas a través de los Grupos de Física, Química, Aplicaciones Industriales e Hidrológicas, Centro de Medicina Nuclear y Planta de Irradiación Multiuso.

Entre los trabajos desarrollados en este amplio panorama destacan los experimentos en análisis por espectrometría de rayos gamma inmediatos, las técnicas de retrodispersión, el uso del método del K₀ en análisis por activación neutrónica, el análisis de muestras arqueológicas por fluorescencia de rayos X, estudios hidrológicos de las zonas de Pasto Grande, Tacna y Lago Titicaca, irradiaciones de alimentos y productos médicos y evaluaciones gammagráficas óseas y tiroideas. Fruto de la experiencia acumulada en estas líneas de investigación y desarrollo y disponiendo del equipamiento y materiales necesarios la institución brinda habitualmente servicios tecnológicos que contribuyen al desarrollo nacional en diferentes esferas.

Por otro lado se realizan también actividades de investigación y desarrollo especializados en la Dirección General de Instalaciones (DGI) en las líneas de reactores de investigación y electrónica nuclear, radioisótopos y radiofármacos, ello conduce a profundizar en el conocimiento y el mejor manejo de los reactores RP-0 y RP-10 y asimismo a lograr una mayor y mejor producción de materiales principalmente para las aplicaciones radioisotópicas en medicina e industria.

Finalmente otro órgano de línea institucional, la Dirección General de Seguridad Radiológica (DGSR) desarrolla permanentemente un amplio programa de trabajo en tres áreas bien definidas: Radioprotección y dosimetría, controles biomédicos y controles ambientales, lo cual contribuye a garantizar las mejores condiciones de trabajo con radiaciones para el personal.

Dado el panorama antes mencionado, se puede decir en honor a la verdad, que nuestro Instituto está cumpliendo con los fines para los que fue creado y prueba de ello constituye el presente Informe Científico y Tecnológico que recoge los resúmenes de todos los trabajos de investigación y temas de actividad institucional desarrollados en el periodo 1994-1997 con la participación de Profesionales y Técnicos de nuestra institución y de otras, como se consigna en cada caso.

Lima, Diciembre de 1997

Dr. Conrado Seminario Arce

Director Ejecutivo

Instituto Peruano de Energía Nuclear

1994

1995

I N D I C E

1. DIRECCION GENERAL DE PROMOCION Y DESARROLLO TECNOLÓGICO

	Pág.
1.1 Pruebas experimentales de Filtros Gamma: Bismuto y Plomo	3
1.2 Primeros experimentos en análisis por Espectrometría de Gamma inmediatos en el Reactor RP-10	3
1.3 Uso del intensificador de Imagen Trimax-8 en Neutrografia	3
1.4 Aplicación de la técnica de retrodispersión Gamma en la densidad de materiales	3
1.5 Aplicación de la técnica de retrodispersión Gamma en la determinación de la cuantía del acero de refuerzo en concreto	4
1.6 Evaluación y estandarización del análisis por activación neutrónica según el Método del K_0 en el Reactor Nuclear RP-10, estudio preliminar empleando irradiaciones cortas	4
1.7 Diseño y construcción de un intercambiador de muestras para contajes de rutina de muestras del grupo de análisis por activación	4
1.8 Determinación de Cadmio en muestras biológicas mediante análisis por activación neutrónica radioquímica	5
1.9 Errores en análisis por activación neutrónica según el Método del K_0 , causados por la no idealidad del espectro neutrónico epidérmico y la elección del comparador	5
1.10 Puesta en servicio y aplicación de una versión restringida del Método K_0 de análisis por activación neutrónica	6
1.11 Análisis de muestras arqueológicas por fluorescencia de rayos X dispersiva en energía	6
1.12 Desarrollo de software para el cálculo de concentraciones de elementos por activación neutrónica Método del K_0	7
1.13 Fluorescencia de rayos X en energía dispersiva	8
1.14 Determinación de desequilibrios en líneas de ácido sulfúrico, utilizando trazadores radiactivos	9
1.15 Estudio hidrológico de las cuencas del proyecto Pasto Grande	9
1.16 Estudio hidrodinámico de la zona aledaña al dique de la represa de Yuracmayo	9
1.17 Estudio de filtraciones del túnel de conducción de agua de la Central Hidroeléctrica Charcani V	10
1.18 Investigación de filtraciones en la represa Yuracmayo	10
1.19 Cuantificación de pérdidas de producción en la unidad de secado-molienda-ensecado de arcillas activadas andinas S.A., utilizando trazadores radiactivos sólidos	10
1.20 Estudio hidrológico del Altiplano Sur	11
1.21 Evaluación del sistema de molienda de Clinker de Cementos Lima S.A., mediante el uso de trazadores radiactivos	11
1.22 Tecnología de irradiación, dosimetría y sus aplicaciones en el Perú	11
1.23 Reducción de la carga microbiana y eliminación de microorganismos patógenos en alimentos balanceados para pollos por radiación Gamma	13
1.24 Población microbiana en Uña de Gato (Uncaria Tormentosa) y su descontaminación por radiación Gamma	13

1.25	Gammagrafía de hemangioma cavernoso gigante	14
1.26	Tiroglobulina Sérica y Rastreo Tiroideo en pacientes operados por cáncer diferenciado de tiroides	14
1.27	Gammagrafía ósea de tres fases en Distrofia Refleja Simpática del pie	15
1.28	Utilidad de la Gammagrafía de tiroides en niños	15
1.29	Evaluación de Gammagrafía ósea y Ca 15-3 sérico en metástasis y óseas por cáncer de mama	15
1.30	Proyecto nucleoelectrico	16

2. DIRECCIÓN GENERAL DE INSTALACIONES

	Pág.
2.1 Evaluación de cementos nacionales para el acondicionamiento de residuos radiactivos	21
2.2 Inventario y gestión de fuentes selladas en desuso	21
2.3 Preparación y optimización del Fosfomolibdato de Amonio (FMA)	21
2.4 Incidencia de aditivos en la evaluación de parámetros físicos de matrices cementales	22
2.5 La gestión de residuos radiactivos en el Centro Nuclear	22
2.6 Estudio de pérdida de carga en el sistema de la planta de tratamiento químico del Centro Nuclear	22
2.7 Análisis de la resistencia mecánica en cementos nacionales para su utilización en el acondicionamiento de residuos radiactivos	23
2.8 Evaluación de parámetros físicos en cementos nacionales para su aplicación en la solidificación de residuos radiactivos	23
2.9 Evaluación de tarjetas multicanales adaptadas a microcomputadores IBM, que se utilizan en los laboratorios de instrumentación nuclear para realizar espectroscopía Gamma	23
2.10 Ensayo del Módulo 2071 ^o Dual Counter Timer Canberra	24

3. DIRECCION GENERAL DE SEGURIDAD RADIOLOGICA

		Pág.
3.1	Anomalías cromosómicas en un grupo de trabajadores ocupacionalmente expuestos	27
3.2	Evaluación radiológica ambiental en el Centro Nuclear	27
3.3	Estudio de riesgos radiológicos en hospitales	28
3.4	Electroforesis de linfocitos humanos para el estudio de daño en el ADN	28
3.5	Factores de retrodispersión para Fotones de baja energía para fantomas cúbico de agua y acrílico	29
3.6	Intercomparación en dosimetría citogenética entre cinco laboratorios de Latinoamérica	30
3.7	Medición de radiación ambiental en el Centro Nuclear usando dosimetría termoluminiscente	30
3.8	Método matemático para determinar KV_p a partir de medidas de atenuación	31
3.9	Determinación del espectro continuo de rayos X por absorción y transformada de Laplace	31

1

Dirección General

de Promoción y Desarrollo Tecnológico

1.1 PRUEBAS EXPERIMENTALES DE FILTROS GAMMA: BISMUTO Y PLOMO

Y. Ravello, C. Lozano ⁽¹⁾ y W. Vilca ⁽²⁾

⁽¹⁾ Universidad Nacional Federico Villarreal.

⁽²⁾ Universidad Nacional Mayor de San Marcos.

Se han utilizado las facilidades del reactor RP-10: conducto radial No. 4 y un haz de la columna térmica, posición No. 5, la de mayor flujo. En la columna térmica se ha empleado un contador proporcional de BF_3 para medir la atenuación de los neutrones térmicos en plomo y bismuto. Se preparó un filtro de bismuto de 10 cm de espesor, el cual fue colocado en el conducto radial No. 4. La atenuación neutrónica fue un orden, mientras que la radiación gamma fue reducida en dos órdenes.

1.2 PRIMEROS EXPERIMENTOS EN ANÁLISIS POR ESPECTROMETRÍA DE GAMMAS INMEDIATOS EN EL REACTOR RP-10

R. Oliver ⁽¹⁾, M. Montoya y Y. Ravello

⁽¹⁾ Institut Laue-Langevin, Grenoble, Francia.

Se ha utilizado el conducto radial No. 4 (neutrografía) para instalar una facilidad de análisis por espectrometría de gammas inmediatos, para realizar una primera prueba de este sistema. Se usó un filtro gamma de bismuto de 5 cm de espesor. El flujo de neutrones térmicos en la salida del haz fue de $2,5 \times 10^6$ n/cm²s. El portamuestra se mantuvo al vacío, 4×10^{-1} mb. El detector utilizado fue uno tipo n con ventana de berilio de 30% de eficiencia relativa.

Los resultados de ésta primera experiencia son: alta tasa de radiación gamma en el detector, esto como resultado de un mal colimado y por otro lado, a la falta de plomo alrededor del detector (se usó 10 cm de plomo); alta tasa de neutrones rápidos en el detector, esto debido también a la falta de parafina y polietileno para proteger al detector y usuario. Como consecuencia de ello, el tiempo muerto del sistema de detección fue muy alta (del orden de 35%), lo que impidió observar contenido de boro menores a 1000 ppm. Se concluye que se requiere rediseñar el blindaje y los materiales utilizados en él.

1.3 USO DEL INTENSIFICADOR DE IMAGEN TRIMAX-8 EN NEUTROGRAFÍA

Y. Ravello, E. Aragón ⁽¹⁾ y J. Caro ⁽²⁾

⁽¹⁾ Universidad Nacional Mayor de San Marcos

⁽²⁾ Universidad Nacional de Ingeniería

Se ha empleado el intensificador de imagen para rayos X, TRIMAX-8 de la casa 3M como convertidor en neutrografía. Los primeros experimentos demuestran su posible uso y la calidad de imagen encontrada es buena. El TRIMAX-8 contiene gadolinio en su composición química. El método utilizado para la formación de imágenes fue la directa.

La calidad de las imágenes encontradas es mejor con películas lentas, como la del tipo AA de KODAK. Aunque el contraste es menor que en el método directo se ha observado que con el filtro de bismuto se incrementa notablemente el contraste.

1.4 APLICACIÓN DE LA TÉCNICA DE RETRODISPERSIÓN GAMMA EN LA DENSIDAD DE MATERIALES

F. Terri, Y. Ravello, E. Cunya, C. Sebastián y M. Mendoza

Se ha empleado la técnica de retrodispersión gamma para medir la densidad de suelos. Para ello se ha empleado una fuente gamma de Cs-137 de 20 mCi de actividad. Se empleó

un detector de centelleo de 3"x3" para la detección de la radiación gamma retrodispersada. Se prepararon 40 muestras de suelos con densidades entre 1,5 y 2,4 g/cm³, algunas con humedad en el rango de 0% a 20%, que se forraron con parafina para mantener su estado de humedad.

Se hizo un estudio de la mejor configuración que ha emplear para trazar las curvas de calibración para cada tipo de suelo. Se encontró que para distancias entre 15 y 23 cm se obtienen los mejores resultados. Las curvas presentaron una pendiente negativa, algo que se esperaba debido a que a mayor densidad, mayor atenuación de la radiación gamma.

1.5 APLICACIÓN DE LA TÉCNICA DE RETRODISPERSIÓN GAMMA EN LA DETERMINACIÓN DE LA CUANTÍA DEL ACERO DE REFUERZO EN CONCRETO.

B. Huapaya, Y. Ravello. E. Cunya, C. Sebastián, M. Mendoza B. y M. Mendoza

Se ha empleado la técnica de retrodispersión gamma para determinar la posición y diámetro del acero de refuerzo en concreto. Para ello, se ha empleado una fuente gamma de Cs-137 de 20 mCi de actividad y un detector de centelleo de 2" x 2" de NaI(Tl) dentro de un blindaje con un colimador recto de 1x3 cm².

Las muestras se prepararon con diferentes composiciones de agregados, es decir con diferentes resistencias. Se observó para una varilla de acero de 1" que es posible ubicarla debido a la absorción de la radiación gamma retrodispersada en ella, así como determinar su diámetro.

1.6 EVALUACIÓN Y ESTANDARIZACIÓN DEL ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DEL K₀ EN EL REACTOR NUCLEAR RP-10. ESTUDIO PRELIMINAR EMPLEANDO IRRADIACIONES CORTAS

E. Montoya

Se ha establecido una posición de irradiación del reactor nuclear RP-10 para el uso del análisis por activación neutrónica según el método del k₀, empleando la convención de Högdahl y se ha evaluado el comportamiento de dicho método respecto a la exactitud y precisión de los resultados obtenidos en el análisis multielemental cuantitativo de diversos materiales certificados de referencia. Para comprobar que el método se encuentra totalmente bajo control estadístico, se ha empleado el método de Heydorn. Se ha constatado que el método es exacto, preciso y confiable para la determinación de aluminio, antimonio, arsénico, bromo, calcio, cloro, cobre, magnesio, manganeso, sodio, titanio, vanadio, zinc y otros elementos. También se discuten, en relación al uso de las constantes k₀, los diversos formalismos empleados para calcular la integral de la tasa de reacción por núcleo en la ecuación de activación.

1.7 DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE UN INTERCAMBIADOR DE MUESTRAS PARA CONTAJES DE RUTINA DE MUESTRAS DEL GRUPO DE ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN

M. Mendoza, E. Montoya, E. Cunya, R. Ramos, W. Quesada y L. Cavero.

En los laboratorios de análisis por activación neutrónica se ha llevado a cabo un proceso de automatización mediante el desarrollo de un sistema de intercambio de muestras. El equipo alrededor del cual se diseñó y construyó dicho sistema fue el analizador multicanal Canberra Series 85, el cual mediante un programa adecuado controla el equipo de intercambio de muestra, colecta los conteos correspondientes a cada posición y envía los datos a la computadora para su procesamiento y almacenaje.

El intercambiador automático de muestras consiste de una rueda de acrílico de 6 mm, de espesor y 1200 mm, de diámetro con 12 posiciones maquinadas a distancias ya calculadas

en su periferie, y gira en posición horizontal a 5 cm, sobre un detector vertical de germanio intrínseco, para lo cual se ha construido una estructura metálica donde va fijado un motor con un sistema de reducción de velocidad acoplado a un eje, a la que va fijada la rueda de acrílico, y sostiene los 5 cm de blindaje que separan a la rueda del detector.

Se han tenido en cuenta los requisitos de reproductibilidad que debían alcanzar cada una de las posiciones de la rueda al detector, ya que de ello dependía la precisión de los resultados, para lo cual el montaje de la rueda se realizó con sistemas auxiliares de soporte buscando de obtener la máxima horizontalidad posible. Además, para reforzar el reposicionamiento vertical y lateral se pusieron guías de teflón en dos puntos fijos que obligan a la rueda a mantenerse horizontal al pasar por la zona de conteo, frente al detector.

Para el control electrónico del giro de la rueda se ha construido una tarjeta de interfase que interactúa con el analizador multicanal y controla el motor y un sensor de autoreflexión. En cada una de las 12 posiciones se han pegado pequeñas láminas metálicas (espejos) que permiten al sensor de autoreflexión encontrar un punto de reflexión, y por consiguiente detener al motor en esa posición. La precisión del reposicionamiento lateral de la rueda con respecto al detector depende de la posición de los espejos y no del espacio existente de una posición a otra.

Finalmente, se caracterizó el intercambiador programándose para tiempos de conteo de 5 y 10 horas, a fin de evaluar las fuentes de error derivadas del reposicionado lateral y vertical. Los resultados muestran que en 11 posiciones los errores de conteo son menores al 0,5% y sólo una posición da un error de conteo del 2%. Asimismo se ha podido determinar que el error se debe en gran medida al reposicionado vertical.

1.8 DETERMINACIÓN DE CADMIO EN MUESTRAS BIOLÓGICAS MEDIANTE ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA RADIOQUÍMICA

P. Bedregal y E. Montoya.

Se ha desarrollado un método de análisis para la determinación de trazas de cadmio en muestras de alimentos y material biológico mediante la técnica de análisis por activación neutrónica con separación radioquímica post-irradiación. Se irradia la muestra por 8 horas a un flujo de 3×10^{13} n/cm²s. Después de dos días de enfriamiento de la muestra se hace la digestión con ácido nítrico y perclórico en presencia de 5 mg de portador de cadmio y evaporación a sequedad, se redisuelve el residuo seco en HCl 6M y se hace pasar por una resina de intercambio iónico con resina Dowex 1-x8 en forma cloruro, siendo retenido todo el cadmio en la resina, la que se lava con porciones de 20 ml de HCl 6M, HCl 0,25M y HCl 0,024M para eliminar interferencias de otros elementos. Finalmente se eluye el cadmio con buffer amoniaco-cloruro de amonio. Se mide la actividad inducida por espectrometría gamma.

El método ha sido puesto a punto y verificado analizando varios materiales certificados de referencia cuyos valores de concentración de cadmio están en el rango de 200 a 0,020 ppm. Los resultados obtenidos muestran la sensibilidad del método y una discrepancia de hasta 8% con respecto a los valores certificados.

1.9 ERRORES EN ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DEL K_0 , CAUSADOS POR LA NO IDEALIDAD DEL ESPECTRO NEUTRÓNICO EPITÉRMICO Y LA ELECCIÓN DEL COMPARADOR

E. Montoya.

Se calculan los errores sistemáticos en la determinación de 42 elementos químicos mediante análisis por activación neutrónica según el método del k_0 , cometidos al despreciar los efectos de no idealidad del flujo neutrónico epicádrico, para diversos valores de los parámetros a

y $f(0)$, empleando Zr como monitor bi-isotópico para la determinación de $f(0)$ y utilizando Au y Na como comparadores. El uso simultáneo de estos elementos y posiciones de irradiación bien termalizados ($f(0) \gg 60$) permite la determinación de al menos 32 elementos con errores sistemáticos menores al 2%. Para otros 5 elementos se obtienen errores menores al 3%. En base a los errores cometidos para algunos elementos sensibles a la forma del espectro neutrónico epicárdico se discute un método indirecto para estimar el valor de a .

1.10 PUESTA EN SERVICIO Y APLICACIÓN DE UNA VERSIÓN RESTRINGIDA DEL MÉTODO DEL k_0 DE ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

E. Montoya, B. Torres y P. Mendoza

Se describe la experiencia de los autores, respecto a la puesta en marcha y operación rutinaria el método del k_0 , en una versión limitada.

Las restricciones en las condiciones experimentales se orientan a eludir la necesidad de correcciones por diversos factores, e incluyen posiciones y geometrías de irradiación y conteo bien definidas e idénticas para estándares y muestras, distancias entre fuente y detector relativamente grandes, utilización de un sistema neumático y un flujo neutrónico bien termalizado y el uso de más de un comparador para minimizar los efectos de incertidumbre en el valor de (f_t/f_e) y la no idealidad del espectro neutrónico epitérmico. También se incluye el uso de un sistema de control de calidad de resultados analíticos basado en el análisis de precisión de Heydorn y el uso continuo de materiales certificados.

Esta versión limitada del método viene siendo aplicada rutinariamente por los autores, para la determinación de Al, Ag, As, Au, Ba, Br, Ca, Ce, Cl, Co, Cr, Cu, Dy, Fe, Ga, I, In, K, La, Mg, Mn, Mo, Na, Re, Sb, Sc, Sm, Th, Ti, U, V, W, Yb y Zn en muestras diversas, y sirve como base para continuar el estudio e incorporación de los refinamientos y extensiones descritos en la literatura.

1.11 ANÁLISIS DE MUESTRAS ARQUEOLÓGICAS POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X DISPERSIVA EN ENERGÍA

P. Olivera

El análisis por fluorescencia de rayos X, es una alternativa de análisis químico para estudiar estos bienes sin riesgo de destruir las muestras, ya que puede determinar simultáneamente varios elementos (entre 20 ó 25), simplemente exponiendo cada muestra a un haz de fotones gamma ó X provenientes de una fuente radiactiva ó de un tubo, con energía suficiente para excitar los átomos presentes y provocar la fluorescencia de rayos X característicos.

A partir de un estudio que había realizado la necropsia de una momia de la cultura Nasca para un estudio paleopatológico; se analizó un diente incisivo (esmalte), un fragmento de occipital (por su cara interna y externa, un fragmento de costilla (con fibras adheridas en su superficie), un segmento de vértebra dorsal y unos pequeños cristales (1,84 mg) encontrados en la superficie interna de la momia (cavidad torácica, canal medular).

El trabajo se realizó utilizando una fuente radiactiva anular de Cd-109, como fuente de excitación; un detector de Si-Li, marca CAMBERRA, Modelo SL 30180 con ventana de Berilio de 25 mm de espesor asociado a una tarjeta multicanal PCAII Nucleus, para la detección de los rayos X fluorescentes.

Se irradiaron las muestras por 3000s, excepto los cristales que fueron irradiados por 4000s; los espectros obtenidos fueron analizados con la ayuda del Programa QXAS (Quantitative X-ray Analysis System) y los cálculos fueron realizados por el método de parámetros fundamentales, obteniendo los siguientes resultados:

Diente incisivo: Ca, $21,10 \pm 0,19\%$; Fe, $104,08 \pm 30,915$ ppm; Zn, $293,15 \pm 13,896$ ppm; Sr, $101,60 \pm 1,958$ ppm; Pb, L 21,3 ppm.

Fragmento de Occipital: Ca, $34,90 \pm 0,145\%$; Fe $624,89 \pm 38,01$ ppm; Zn, $296,34 \pm 12,81$ ppm; Sr, $229,87 \pm 2,16$ en su cara externa y Ca, $29,16 \pm 0,135\%$; Fe, $968,02 \pm 34,165$ ppm; Zn, $297,33 \pm 10,766$ ppm; Sr, $167,21 \pm 1,734$ ppm; Pb, $30,44 \pm 6,229$ ppm.

Costilla: Ca, $9,54 \pm 0,094\%$; Fe, $476,88 \pm 19,310$ ppm; Zn, $382,15 \pm 8,388$ ppm; Sr, $65,92 \pm 0,853$ ppm; Pb 8,87 ppm.

Vértebra Dorsal: Ca, $25,42 \pm 0,124\%$; Fe, $271,64 \pm 22,355$ ppm; Zn, $159,43 \pm 7,747$ ppm, Sr, $83,41 \pm 1,229$ ppm; Pb, $36,10 \pm 4,756$ ppm.

Cristales: K, $4127,72 \pm 1013,567$ ppm; Ca, $1,08 \pm 0,421$; Cr, $197,12 \pm 55,193$ ppm; Fe, $161,87 \pm 20,874$ ppm; Cu, 25,74 ppm; Zn 18,42 ppm; Mo, $13,90 \pm 2,83$ ppm; Pb, $41,22 \pm 6,061$ ppm.

La información obtenida del análisis de materiales antropológicos se utiliza en estudios de paleonutrición, mediante las relaciones Zn/Ca y Sr/Ca, para discriminar la tendencia de la nutrición, sea carnívora o herbívora, respectivamente.

Como conclusión, nuestra técnica ha contribuido para que se logre la detección de mycobacterium tuberculosis en una momia, complementando a otras pruebas no destructivas realizadas previamente.

1.12 DESARROLLO DE SOFTWARE PARA EL CÁLCULO DE CONCENTRACIONES DE ELEMENTOS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA MÉTODO DEL K_0

B. Torres

En los laboratorios del grupo de Química se ha estudiado y puesto en marcha la técnica de activación neutrónica mediante el método del k_0 , el cual es utilizado para análisis tanto de investigación como de rutina siguiendo parámetros experimentalmente determinados. Para tal fin se ha creado un programa de cálculo, de acuerdo a las fórmulas recomendadas por DE CORTE, de fácil ejecución y rápido en lenguaje Clipper, éste programa usa base de datos del Dbase III+ y algunos archivos del programa DBGamma V5.0 de Canberra.

Para la búsqueda, el cálculo del área de los picos, la identificación de los radionucleidos, cálculos de eficiencia y calibración en energía se utiliza el programa DBGamma V5.0.

El programa creado para el cálculo contiene 3 menús:

Base de Datos para 70 radionucleidos y para usar uno o más detectores, en ésta base de datos se encuentran todos los doce parámetros necesarios para el cálculo; la identificación del radionucleido se hace utilizando una tecla función. Tiene 3 submenús para agregar, editar e imprimir.

Consulta: con este menú se tiene la opción de buscar e imprimir resultados anteriores buscando ya sea por identificación de la muestra o por el número de lote.

Cálculo: este menú tiene 3 opciones:

acciones preliminares: determinar el detector, el espectro a utilizar y el cálculo de decaimiento de la muestra.

cálculo: se realiza la razón de contaje del patrón, ejecutado una vez por cada juego de muestras de la misma irradiación, para cada muestra calcula las concentraciones de los elementos identificados en la base de datos con sus respectivos parámetros y de acuerdo a la fórmula recomendada por DE

CORTE. Para éstos cálculos además se deben ingresar tiempo de irradiación, masa del patrón y de la muestra; razón de flujo y alfa que son medidos de tiempo en tiempo.

Para confirmar la validez de los resultados se ha insertado el cálculo del error para las muestras de referencia.

Impresión: imprime los resultados obtenidos y algunos de los parámetros necesarios para el control de calidad.

En conclusión, el programa ha reducido enormemente el tiempo utilizado en el cálculo manual engorroso y tedioso. Mediante todos los archivos creados se hace fácil el control de calidad.

1.13 FLUORESCENCIA DE RAYOS X EN ENERGÍA DISPERSIVA

P. Olivera

Los trabajos realizados mediante el método de fluorescencia de rayos X en energía dispersiva se dividen en tres campos:

Fragmentos de cerámicos arqueológicos, suelos y sedimentos.- Se ha establecido un método de dilución de la muestra en sustancias orgánicas, en la proporción de 3:7 y utilizando materiales de referencia como patrones de comparación (suelo, sedimentos de río y sedimentos marinos).

Se han analizado hasta ahora 39 fragmentos de cerámicos procedentes de Villa el Salvador, Valle bajo de Lurín (Lomo de Corvina), cuyos resultados en concentraciones de aproximadamente 30 elementos, principalmente Ti, Fe, Rb, Sr, Y, Zr y Nb, se espera analizar métodos estadísticos multivariados y con el apoyo de profesionales arqueólogos.

El procedimiento establecido para este tipo de muestras se viene utilizando también para analizar muestras de suelos, sedimentos u otras muestras de características físicas semejantes (no concentrados), que los usuarios solicitan como servicio al grupo de química sobre todo en la determinación de Ti, Ni, Rb, Sr, Y, Zr, Nb y Pb algunos de los cuales, por diferentes razones, no se determinan mediante activación neutrónica.

No obstante en muestras de suelos y sedimentos se han determinado límites de detección para los siguientes elementos K, 0,2%; Ca, 1,5%; Ti, 450 ppm; V, 100 ppm; Cr, 80 ppm; Mn, 60 ppm; Fe, 50 ppm; Ni, 60 ppm; Cu, 12 ppm; Zn, 14 ppm; Ga, 14 ppm; As, 18 ppm; Br, 3,5 ppm; Rb, 2,7 ppm; Sr, 2,4 ppm; Y, 5 ppm; Zr, 2 ppm; Nb, 3 ppm; Mo, 3,5 ppm; Sn, 30 ppm; Sb, 5 ppm; Cs, 14,4 ppm; Ba, 409 ppm; La, 19 ppm; Ce, 78 ppm; Nd, 22,6 ppm; Dy, 0,4 ppm; Hg, 0,4 ppm; Pb, 7 ppm; Th, 5 ppm; U, 4 ppm; utilizando Cd-109 como fuente de excitación y 3600 s de irradiación.

Se ha venido trabajando en el análisis elemental de arcillas provenientes de Paracas, con el Bachiller en Física de la Facultad Física de la UNMSM en su tema de Tesis sobre Estudio por Difracción de Rayos X y Fluorescencia de Rayos X de muestras de arcilla de la costa Central.

Metales y aleaciones.- Se ha establecido los parámetros de geometría y constante instrumental promedio e individual para la mayoría de elementos comúnmente presentes en un metal o aleación, para ser analizados por el método de parámetros fundamentales. Los resultados obtenidos para aleaciones Fe-Ni con concentraciones de 60,7 y 38,06% respectivamente, se tienen errores relativos menores de 2% y con irradiaciones de 100 a 200s.

Análisis de Películas.- Los elementos depositados por diferentes procedimientos físico-químicos sobre sustratos de vidrio, generalmente cuarzo o sobre aleaciones metálicas, son susceptibles de ser determinados cuantitativamente por FRXED utilizando el método de parámetros fundamentales.

1.14 DETERMINACIÓN DE DESEQUILIBRIOS EN LÍNEAS DE ÁCIDO SULFÚRICO, UTILIZANDO TRAZADORES RADIACTIVOS

C. Sebastián, J. Maguiña y J. Vásques

Se ha determinado la ubicación de desequilibrios de flujo en línea de ácido sulfúrico caliente de la torre de secado 150 C, de la Compañía Minero Perú S.A. Refinería de Zinc de Cajamarquilla, mediante la determinación de distribuciones de tiempos de residencia en diversos puntos de la citada unidad, utilizando 80 mCi de I-131 como trazador radiactivo. Se utilizaron además cuatro detectores de radiación gamma, un analizador de radiación, un graficador de pluma y una impresora.

Los tiempos de tránsito entre tramos así como el cálculo de velocidades se determinan por el método pico a pico. A partir de estos resultados se evalúan los caudales en las diversas líneas. Los resultados confirman equilibrios de flujos en algunas líneas, así como desequilibrios en otras.

Con la información obtenida se realizan las medidas correctivas en la operación de la unidad.

1.15 ESTUDIO HIDROLÓGICO DE LAS CUENCAS DEL PROYECTO PASTO GRANDE *A. Plata ⁽¹⁾, R. Rojas, J. Romero ⁽²⁾, C. Sebastián*

(1) Organismo Internacional de Energía Atómica

(2) Proyecto Especial Pasto Grande

El estudio se llevó a cabo dentro del marco de Cooperación Técnica del OIEA a través del Proyecto PER/18/007 con la participación de funcionarios y técnicos del OIEA, IPEN y Proyecto Especial Pasto Grande. El objeto del estudio fue investigar la hidrodinámica de las aguas subterráneas y su relación con los manantiales, ríos y lagunas de la zona, utilizando técnicas de hidrología isotópica.

Durante los estudios se tomaron muestras y se efectuaron mediciones físico químicas de aguas en puntos representativos de la zona de estudios los análisis isotópicos se llevaron a cabo en los laboratorios del OIEA, y los químicos de trazadores artificiales, en los laboratorios del IPEN.

Los resultados preliminares indican que la mayor parte de las filtraciones de agua al pie de presa no provienen del embalse; consecuentemente no afectan a la estabilidad de la represa.

1.16 ESTUDIO HIDRODINÁMICO DE LA ZONA ALEDAÑA AL DIQUE DE LA REPRESA DE YURACMAYO

R. Rojas, G. Arroyo, J. Maguiña, J. Vásquez ⁽¹⁾

(1) Universidad Ricardo Palma.

El estudio se llevó a cabo dentro del marco de un contrato de servicios entre el IPEN y la empresa ELECTROLIMA.

El objetivo central del estudio fue determinar las velocidades y direcciones de las aguas subterráneas en el cuerpo del dique.

Durante los trabajos de campo se inyectaron los trazadores I-131 y Au-198 en nueve pozos existentes. El decaimiento del primero en función del tiempo y la distribución de la fijación del Au-198 en una malla de acero colocada en cada pozo, permitieron determinar la velocidad y dirección de los flujos de aguas subterráneas.

1.17 ESTUDIO DE FILTRACIONES DEL TÚNEL DE CONDUCCIÓN DE AGUA DE LA CENTRAL HIDROELÉCTRICA CHARCANI V

R. Rojas, C. Sebastián, J. Valencia y J. Maguiña

Se determinaron las pérdidas de caudal a lo largo del túnel de la Central Charcani V de Arequipa, y su posible relación con los manantiales existentes a lo largo del valle del río Chili. La metodología aplicada consistió en el balance de masa de trazador inyectado y recuperado en los diferentes puntos de control y muestreo (purgas en dos ventanas de inspección del túnel y salida de aguas turbinadas de la Central).

Los trabajos incluyeron la instalación de un sistema de inyección de trazador sumergido parcialmente en la cámara de compuerta que comunica el embalse Aguada Blanca con el inicio del túnel de conducción.

Como trazador principal se utilizó Rodamina B, teniendo en cuenta las características del régimen y tipo de flujo del agua en el túnel a presión. Previamente se inyectó I-131 con el fin de determinar los parámetros requeridos para estimar la masa del trazador principal a inyectar para el balance.

Adicionalmente se tomaron registros de conductividad y temperatura de los 17 diferentes manantiales y aguas de túnel, lo cual confirma que la fuente que alimentaría a estos manantiales puede provenir de las aguas del túnel, teniendo en consideración un mecanismo geoquímico de interacción de las aguas de filtración con las sales de las rocas de la región. Para llegar a conclusiones definitivas se consideró el análisis de isótopos estables O-18 y Deuterio.

1.18 INVESTIGACIÓN DE FILTRACIONES EN LA REPRESA YURACMAYO

R. Rojas, J. Valencia, R. Visurraga y J. Maguiña

Se efectuaron determinaciones de filtraciones en la represa de Yuracmayo, ubicada en la cuenca alta del río Rimac, represa recientemente construida por las empresas EDEGEL y SEDAPAL, para regulación de las aguas del Río Rimac, con fines de generación de energía eléctrica y abastecimiento de agua para el consumo doméstico de la ciudad de Lima.

El trabajo consistió en la inyección de dos trazadores artificiales, Uranina y I-131. El primero en parte del embalse de agua, a lo largo del dique, y el segundo en un piezómetro construido en el cuerpo del dique.

Luego de la inyección se inició el monitoreo del desplazamiento de los trazadores en puntos de filtraciones y piezómetro, trabajos que continuaron por 30 días

1.19 CUANTIFICACIÓN DE PÉRDIDAS DE PRODUCCIÓN EN LA UNIDAD DE SECADO-MOLIENDA-ENSACADO DE ARCILLAS ACTIVADAS ANDINAS S.A., UTILIZANDO TRAZADORES RADIATIVOS SÓLIDOS

C. Sebastián, R. Visurraga, J. Maguiña y J. Vásquez

Se identificaron las pérdidas de material arcilloso en los diferentes equipamientos de proceso, mediante el uso de trazadores radiactivos sólidos.

Para llevar a cabo las determinaciones se utilizaron 0,5 g de La-140 en la forma química de Trióxido de Lantano, con una actividad de 4 mCi, producido en el Centro Nuclear.

Se ubicaron detectores de radiación gamma en puntos predeterminados de manera que un balance adecuado de trazador en los diferentes puntos y un muestreo continuo a la salida del sistema, permitieron cuantificar las pérdidas de material en las diferentes chimeneas a lo largo del sistema, constituido por un horno rotativo, un molino y tolvas de despacho.

Las determinaciones indicadas resultaron de importancia económica para los usuarios del servicio, ya que conducen a minimizar las pérdidas del producto mediante la optimización y mejora de las unidades de procesamiento; sin dejar de mencionar las evidentes mejoras ambientales, ya que los volúmenes de partículas evacuadas a la atmósfera serán mucho menores.

1.20 ESTUDIO HIDROLÓGICO DEL ALTIPLANO SUR

R. Rojas, C. Sebastián, G. Arroyo y J. Valencia

Se continuaron las visitas de trabajo a la zona altiplánica, que incumbe a los proyectos especiales Pasto Grande, Tacna y el Lago Titicaca.

Los próximos trabajos permitirán constatar que los resultados de análisis isotópicos y químicos de unas 100 muestras de agua superficiales y subterráneos del Altiplano, van a servir para determinar las características hidrodinámicas de los acuíferos regionales Capillune y Maure.

Por otro lado, los especialistas, conjuntamente con los ingenieros, técnicos y funcionarios de los proyectos mencionados, elaboraron el programa de trabajo para el próximo año. Este programa incluye el muestreo de aguas de lluvia de una red de estaciones desde la Costa hasta el Lago Titicaca y el muestreo periódico de las aguas para determinar la tasa de evaporación mediante técnicas isotópicas.

1.21 EVALUACIÓN DEL SISTEMA DE MOLIENDA DE CLINKER DE CEMENTOS LIMA S.A., MEDIANTE EL USO DE TRAZADORES RADIATIVOS

C. Sebastián, J. Maguiña y L. Urbano

Se evaluó la operación del sistema de molienda de clinker de la Cía. Cementos Lima S.A., consistente en un molino de bolas con recirculación de partículas provenientes de un clasificador de clinker molido.

Las determinaciones se llevaron a cabo utilizando La-140 en la forma química de trióxido de lantano aglomerado con cemento de rápida fragua constituyendo partículas de granulometría y resistencia mecánicas, similar a las partículas de clinker. Se ubicaron detectores de radiación gamma a la entrada ya la salida del molino, así como también a la salida del clasificador; inyectándose el radiotrazador en un punto del sistema de transporte de material hacia el molino.

Instalado el sistema de medición nuclear se procedió al conteo de radiación en función del tiempo y procesada la información se determinó las funciones de distribución de tiempos de residencia y los balances de masa; los que permitieron conocer el comportamiento dinámico de las partículas durante la molienda; así como también la eficiencia del clasificador.

1.22 TECNOLOGÍA DE IRRADIACIÓN, DOSIMETRÍA Y SUS APLICACIONES EN EL PERÚ

J. Vargas, P. Huamanlazo

El control de proceso de irradiación, supone el empleo de métodos aceptados de medición de la dosis de radiación absorbida (dosimetría) y la vigilancia del proceso.

La dosis absorbida por el producto dependen del parámetro de radiación, del tiempo de permanencia, densidad del producto, densidad aparente del producto a irradiar, geometría fuente-producto, distancia fuente-producto y las medidas para aumentar la eficiencia de la irradiación, influirán sobre la dosis absorbida y la homogeneidad de la distribución de dosis.

La radiación gamma produce diferentes efectos:

Conservación de Alimentos y/o mejoramiento de su calidad higiénica.

Inhibición del brotamiento en tubérculos y bulbos.

Retardo de la maduración, reducción de la capa microbiana, eliminación de la Mosca de la Fruta.

Desinfestación de insectos en cereales, menestras.

Eliminación de parásitos patógenos como la triquina y cisticercus en carne de cerdo.

Reducción de la carga microbiana y eliminación de microorganismos patógenos en pollo, pescado carnes, productos cárnicos, productos deshidratados o secos (colorantes naturales, plantas medicinales, hierbas aromáticas, especies, etc.)

Esterilización de material médico. Como jeringas descartables, apósitos, compresas, gasa, etc.

Mutación inducida por radiación gamma. Con la finalidad de obtener nuevas variedades mejoradas, con mayor rendimiento, precocidad, resistencia a plagas, heladas etc., en productos como la cebada, trigo, tarwi, ajos, etc.

Esterilización de la Mosca de la Fruta. El control autocida o la técnica del insecto estéril (TIE), consiste en traer del campo al laboratorio a una plaga, reproducirla en grandes cantidades en forma artificial esterizarla mediante radiaciones gamma para que no se puedan reproducir, enviarlas de vuelta al campo y liberarlas en forma masiva con la finalidad de que se crucen con las moscas nativas, de tal manera que mientras más cruzamiento haya entre ambas, se obtenga como resultado menor reproducción.

Todo esto se logra aplicando dosis óptimas de radiación. Es importante determinar la tasa de dosis en los diferentes productos, ya que en la investigación nos permite aplicar dosis conocidas, con la finalidad de ser evaluados seleccionando la dosis mínima óptima y la dosis máxima que permita lograr los efectos deseados.

El objetivo de este trabajo es mediante la dosimetría estándar de referencia Fricke, determinar la tasa de dosis máxima (TDmáx), tasa de dosis mínima (TDmín) y uniformidad de dosis (UD) al irradiar diferentes productos, independientemente dentro del cilindro de irradiación.

En la tabla se presentan las instalaciones de irradiación existentes en el Perú.

Tabla 1

IRRADIADORES EN EL PERÚ

INST./EMPRESA	IPEN - Sede Central	SENASA	IPEN - PIMU
INSTALACION	GAMMACELL 220	NY-66 USA	Planta
FUENTE	Co-60	Cs-137	Co-60
ACTIVIDAD INICIAL	9 800 Ci	20 000 Ci	110 000 Ci
ACTIVIDAD	4 455 Ci	10 400 Ci	110 00 Ci
TASA DE DOSIS INICIAL (kGy/h)	7,85	3,00	2,50
TASA DE DOSIS OCT (1995) kGy/h	3,53	1,47	2,50
CAPACIDAD	3,738 L	3,040 l	11 200 m ³

1.23 REDUCCIÓN DE LA CARGA MICROBIANA Y ELIMINACIÓN DE MICROORGANISMOS PATÓGENOS EN ALIMENTOS BALANCEADOS PARA POLLOS POR RADIACIÓN GAMMA

J. Vargas

Se analizaron diferentes muestras de alimento balanceado para pollos, habiéndose encontrado niveles de contaminación hasta $9,6 \times 10^5$ ufc/g para microorganismos aerobios mesófilos, si bien esta población microbiana es normal, en cambio los recuentos de hongos ($> 10^4$ ufc/g) y coliformes (1100 NMP/g) son elevados. Dosis de 5 kGy reduce en aproximadamente 3 ciclos logarítmicos la población bacteriana de aerobios mesófilos, hongos y elimina microorganismos patógenos como las enterobacterias, Coliformes, etc. Los constituyentes nutricionales del alimento no son afectados significativamente por la dosis de radiación mencionada.

Los insumos y alimentos balanceados para pollos en el Perú requieren ser tomados en cuenta, a menudo están contaminados, ya sea por insectos, hongos, microorganismos patógenos. Para la prevención de estos, y por tratarse de animales se utilizan grandes cantidades de fumigantes, antibióticos y otros aditivos químicos, siendo un serio riesgo tóxico para los animales y humanos.

Bueno (1980) sostiene que los alimentos balanceados constituyen entre el 70 al 75% del costo total de producción. De aquí que cualquier mejora o el deterioro en la calidad de alimentos tiene gran influencia en la productividad, aumentándola o disminuyéndola.

Son abundantes las bacterias productoras de enfermedades en el mundo avícola. Estos microorganismos son capaces de invadir al pollo, donde se multiplican rápidamente por división celular al producir un cambio fisiológico en el ave huésped que no pueda soportar. Sigue la enfermedad y si la reacción es lo suficientemente grave, puede sobrevenir la muerte. Los alimentos balanceados están constituidos principalmente de harina de maíz y de pescado, estos productos debido a sus nutrientes, presentan favorables condiciones para el desarrollo de hongos y microorganismos patógenos como la *Salmonella* sp respectivamente.

En el maíz se encuentran hongos del género *Aspergillus* y otros que producen Aflatoxinas de comprobada incidencia de cáncer hepático, además producen en aves diarreas sangrantes y muerte. En la harina de pescado desarrollan las *Salmonellas* que a través del huevo o la carne producen con relativa frecuencia la enfermedad denominada tifoidea; con desenlaces fatales en algunos casos.

Dada la implicancia de este problema, es importante emplear tecnologías que contribuyan a la solución de este problema. La tecnología de irradiación de alimentos ofrece una alternativa de solución. Esta, es un proceso físico que consiste en aplicar energía electromagnética (rayos gamma).

1.24 POBLACIÓN MICROBIANA EN UÑA DE GATO (UNCARIA TORMENTOSA) Y SU DESCONTAMINACIÓN POR RADIACIÓN GAMMA

J. Vargas, P. Huamalazo. L. Alvarado

Se analizaron diferentes muestras de corteza micropulverizada de uña de gato realizados en distintos laboratorios, encontrándose niveles de contaminación de microorganismos aerobios mesófilos de $3,2 \times 10^4$ a $6,3 \times 10^5$ UFC/g, en lo que respecta a Mohos y Levaduras se encontró niveles del orden de 10^3 a 10^5 UFC/g y Coliformes totales se halló hasta mayores de 2400 NMP/g; en algunas muestras se detectó presencia de *Escherichia Coli*, y en otras se cuantificó hasta 90 NMP/g.

Dosis mínimas de 7 a 9 kGy aplicados a corteza micropulverizada de uña de gato, reducen significativamente a valores de 10 UFC/g la población de bacterias aerobias mesófilas, Mohos y Levaduras; eliminando Coliformes totales, Coliformes fecales y *Escherichia Coli*.

La infusión liofilizada de uña de gato en polvo, presentó una población de bacterias aerobias mesófilas de $2,2 \times 10^3$ UFC/g. En cambio en comprimidos o grageas se halló niveles entre $1,7 \times 10^3$ UFC/g.

No se encontró otros tipos de microorganismos como Mohos y levaduras, *Escherichia Coli*, *Pseudomona aeruginosa*, *Salmonella* y *Staphilococcus aureus*.

En productos de uña de gato liofilizados dosis de 4 – 6 kGy son suficiente para cumplir con las especificaciones más exigentes.

En extracto de uña de gato se reportó presencia de microorganismos aerobios mesófilos en número de 20 a 230 UFC/g, no se encontró otros microorganismos: Mohos y levaduras, *Escherichia Coli*, *Pseudomona aeruginosa*, *Salmonella* y *Staphilococcus aureus*.

En uña de gato en extracto, dosis entre 2 – 4 kGy disminuye la población bacteriana a los niveles aceptables.

La uña de gato es una planta medicinal, nativa del Perú y Sudamérica, crece entre los 500 a 600 msnm en la Selva Peruana. Como principio activo contiene alcaloides oxindólicos pentacíclicos, además glicósidos del ácido quinóico y triterpenos polihidroxilados, a los que se les atribuye propiedades antiinflamatorias, por lo que es utilizado para el tratamiento de enfermedades reumáticas, artritis, inflamaciones en general; otras propiedades como estimulante del sistema inmunológico, y citostático, por lo que se utiliza en la prevención de enfermedades como el SIDA y en el tratamiento de otros tipos de cáncer.

Si bien es cierto tiene propiedades preventivas y curativas de enfermedades, con la ventaja de ser un producto natural; se encuentra contaminado con microorganismos aerobios mesófilos y hongos, lo que es más grave en muchos casos altamente contaminado con coliformes incluyendo *Escherichia Coli* microorganismos propios de las excretas, que pueden causar enfermedades gastrointestinales o de otro tipo.

1.25 GAMMAGRAFÍA DE HEMANGIOMA CAVERNOSO GIGANTE

R. Cano, R. Morales, G. Mendoza, E. Delpino y C. Aguilar

El objetivo del trabajo es describir los hallazgos de gammagrafía planar en hemangiomas cavernosos (HC). Tres pacientes con diagnóstico clínico presuntivo de HC gigante que tuvieron ecografía y tomografía computarizada fueron evaluados gammagráficamente con glóbulos rojos marcados con Tc-99m, mediante la técnica de marcación in vivo. Se obtuvieron imágenes dinámicas de perfusión arterial, venosa y estática tardías de pool vascular. Se encontró lesiones únicas o múltiples con hipo perfusión en la fase de flujo arterial e hipercaptación en la fase de pool vascular. Los hallazgos fueron confirmados en el acto quirúrgico en dos casos. La gammagrafía con glóbulos rojos marcados con Tc-99m es útil en la confirmación del diagnóstico de hemangioma cavernoso hepático gigante, situación que generalmente requiere manejo quirúrgico.

1.26 TIROGLOBULINA SÉRICA Y RASTREO TIROIDEO EN PACIENTES OPERADOS POR CÁNCER DIFERENCIADO DE TIROIDES

G. Mendoza, R. Cano, R. Morales, J. Postigo, J.C. Farfán y M. Huanca.

El carcinoma de tiroides es el tumor maligno más frecuente en patología endocrina. En nuestro medio tiene una incidencia de 1,87 casos por cada cien mil habitantes. La tiroglobulina es una iodoglicoproteína que se utiliza en el seguimiento de pacientes portadores de cáncer tiroideo diferenciado. El rastreo tiroideo con I-131 es un procedimiento con demostrada utilidad en la detección de la metástasis funcionantes causadas por esta patología. Se reporta la concordancia entre estos dos métodos en 22 pacientes derivados al Centro de Medicina Nuclear y procedentes del Departamento de Cabeza y Cuello del INEN, los cuales habían sido

sometidos a tiroidectomía total y recibido dosis ablativas de I-131; posteriormente fueron sometidos a rastreos corporal total y determinada la concentración de tiroglobulina sérica. Catorce de los pacientes fueron mujeres y un número igual calificados como portadores de cáncer de alto riesgo. Se concluye que para la población estudiada existió excelente correlación entre los dos métodos y para el futuro se utilizará a 6,5 ng/ml como punto de corte en la determinación de tiroglobulina sérica.

1.27 GAMMAGRAFÍA ÓSEA DE TRES FASES EN DISTROFIA REFLEJA SIMPÁTICA DEL PIE

R. Morales, R. Cano, L. Vidal, G. Mendoza

Se realizó una gammagrafía ósea de tres fases, con Tc-99m AMD a seis pacientes (cinco adultos de 43-58 años y un adolescente de 14 años) con diagnóstico clínico de distrofia refleja simpática del pie. Cinco de ellos tenían historia de un traumatismo previo y todos mostraban dolor, eritema y edema en la región distal de la extremidad inferior. En las imágenes tempranas planares cuatro pacientes mostraron incremento difuso de la actividad del radiofármaco en el pie. Todos los pacientes tuvieron aumento difuso de captación en la segunda fase (a los 5 minutos). En las imágenes planares tardías (3-4 horas) se encontró captación focal en el pie afectado, en cinco casos. En el paciente restante se halló un patrón regional, comprometiendo el pie izquierdo, la rodilla y la articulación sacroiliaca del mismo lado. La gammagrafía ósea de tres fases puede ser una herramienta útil en el diagnóstico y seguimiento de los pacientes con distrofia refleja simpática de las extremidades inferiores.

1.28 UTILIDAD DE LA GAMMAGRAFÍA DE TIROIDES EN NIÑOS

R. Morales

Se realizó un estudio descriptivo en forma retrospectiva en 48 niños a los que se solicitó gammagrafía de tiroides con Tc-99m (pertechnetato) por la vía endovenosa, de 1983 a 1993. Los motivos del estudio fueron: evaluación de masa cervical, estudio de hipertiroidismo, estudio post-quirúrgico (previo al rastreo con I-131) y por bocio difuso con caracteres atípicos.

Se encontró tiroides ectópica en cuatro casos, nódulo tiroideo en tres y tiroides normal con masa extratiroidea en veinte de veintisiete pacientes evaluados por masa cervical anterior. Se destaca la necesidad de gammagrafía de tiroides para evitar cirugía que deje tiroprivo al paciente. En la evaluación por hipotiroidismo se encontró cinco casos con hipocaptación difusa, un caso de atiroides y tres casos de tiroides normal (que correspondería a dishormonogénesis).

Los estudios postquirúrgicos (4 casos) correspondieron a restos cervicales en tres y ausencia de restos en uno, en el que se procedió a rastreo para búsqueda de metástasis.

De los siete casos con bocio difuso atípico se confirmó enfermedad de Graves en cinco, en dos se dio como posibilidad tiroiditis de Hashimoto, por la captación irregular del fármaco, que se confirmó luego por otros métodos de diagnóstico.

Se señala la utilidad de la gammagrafía de tiroides en niños en estas cuatro situaciones clínicas.

1.29 EVALUACIÓN DE GAMMAGRAFÍA ÓSEA Y CA 15-3 SÉRICO EN METÁSTASIS Y ÓSEAS POR CÁNCER DE MAMA

G. Mendoza, R. Cano, R. Morales and C. Guzmán

El CA 15-3 es un marcador tumoral (TM) útil en el seguimiento de cáncer de mama. El objetivo del presente trabajo es reportar la experiencia del Centro de Medicina Nuclear (*) y establecer

la proporción de concordancia entre la gammagrafía ósea y el CA 15-3 en pacientes portadores de cáncer de mama que acudieron al departamento de Senos, Huesos y Tumores Mixtos del INEN de Junio a Diciembre de 1993. De 100 pacientes que acudieron para dosajes de CA 15-3 se seleccionó 52 a los que se les solicitó simultáneamente CA 15-3 y gammagrafía ósea. Las edades fluctuaron entre 21 y 67 años (media de 44,57 años). La gammagrafía ósea se realizó con metilendifosfonato marcado con Tc-99m, utilizando una Maxicámara GE AZS-400, obteniéndose imágenes segmentarias con 1000 k en la imagen básica (tórax posterior) y similar tiempo en imágenes posteriores. El dosaje de CA 15-3 se realizó en suero, mediante la técnica de IRMA (ELSA CA 15-3 CIS Bio France). El lapso entre el dosaje y la gammagrafía ósea fue no mayor de diecisiete días. De 52 pacientes, 44 (85%) presentaron gammagrafía ósea negativa, con una media de CA 15-3 de 17,06 U/ml (DS 15,4); y 8 pacientes (15%) presentaron gammagrafía ósea positiva con una media de CA 15-3 de 41,6 U/ml (DS 23,0). Los rangos del MT fluctuaron entre 4,6 y 96,0 para el primer grupo y entre 10,1 – 74,0 U/ml para el segundo. Según los resultados obtenidos y tomando como punto de corte de 30 U/ml, la sensibilidad del CA 15-3 fue de 62,5% y la especificidad de 93,2% estableciéndose valores predictivo positivo y negativo de 62,5% y 93,2% respectivamente. En la población estudiada existió diferencia significativa en las concentraciones medias de CA 15-3 ($p=0,0361$) entre las pacientes con gammagrafía ósea positiva y negativa. El elevado valor predictivo negativo del CA 15-3 puede ser de utilidad para discriminar los pacientes a las que se les practicará gammagrafía ósea.

1.30 PROYECTO NUCLEOELÉCTRICO

C. Pizarro

Una de las aplicaciones más importantes de la energía nuclear es la generación de electricidad, que tiene vital importancia en el desarrollo de los países. Esta energía es eficiente, económicamente competitiva y ambientalmente benigna (sin emisiones de CO₂, gas de efecto invernadero).

El Proyecto Nucleoeléctrico ha considerado el mensaje mundial de obtener energía confiable, barata y ambientalmente limpia, es por ello que los objetivos y metas del proyecto están estructurados de tal forma que permitan su cumplimiento programático. Así en el año 1994, se ha cumplido una etapa muy importante que en la actualidad es inherente a cualquier país: La evaluación ambiental. Cabe resaltar, que en nuestro país todavía no existe una conciencia ecológica y por ende, tampoco programas integrales para la conservación del medio ambiente; bajo este diagnóstico el Proyecto Nucleoeléctrico decidió sustentar la promoción de la energía nucleo-eléctrica dentro de un proceso integral de evaluación, es decir compitiendo con otras alternativas energéticas, bajo el concepto energía-economía-medio ambiente (técnica, económicamente y ambientalmente factible).

En este contexto, en el año 1994 se ha priorizado las actividades del proyecto en la evaluación de uno de los problemas del medio ambiente, como son las emisiones de los gases de efecto invernadero (GHG) provenientes del sector energético, que tienen impacto negativo sobre el clima (calentamiento de la Tierra).

A tal efecto se viene ejecutando el Proyecto de Estudio Peruano relacionado con los Cambios climáticos, el cual ha finalizado en su primera etapa obteniéndose el inventario de las emisiones de los GHG debidas a fuentes energéticas y no energéticas en el ámbito nacional.

Para el mejor desarrollo del proyecto, el estudio se ha dividido en los sectores energético y no energético (a cargo del IPEN, SENAMHI, respectivamente), incluyendo en ellos todas las actividades y sectores económicos del país.

Entre los alcances logrados en esta primera etapa son: i) elaboración de un diagnóstico sobre la situación del país en año base 1900, donde se han identificado las fuentes de emisión GHG; ii) obtención del inventario nacional GHG.

En el sector energético, se ha actualizado el Balance Nacional de Energía para el año 1990, el cual incluye las actividades de extracción, conversión y uso final de los recursos energéticos, y dentro de esta última los sectores económicos: industria, transporte y otros (minería, pesca, comercio, público, etc.) También en el ámbito del sector energético se realizó el estudio de la demanda y la oferta total de energía a nivel nacional y regional, identificando los centros potenciales de mayor consumo, producción y conversión de energía, para la determinación posterior de las emisiones de GHG.

De los resultados de las emisiones de GHG provenientes de fuentes energéticas, se ha determinado que las de CO₂ son más importantes, por presentarse en mayor cantidad, correspondiendo a un total de 19 303 000 TM de CO₂, de lo cual la mayor emisión se encuentra el sector transporte (37%), seguido del proceso de conversión (21%), y los sectores residencial comercial (14%), industria (12%), minero metalúrgico (6%), público (5%), pesquero (3%) y agropecuario-agroindustrial (2%). Sin embargo, también son significativos los resultados de las emisiones de CH₄, N₂O, NO_x y CO.

Las emisiones del sector transporte representan un 35% de los combustibles y productos no energéticos usados en total por todos los sectores económicos que conforman el mercado peruano, y el transporte carretero, el que tiene la más alta participación en dicha emisión, debido al alto consumo de gasolina de 84, 90 y 95 SP y diesel 2, además de gran parte de vehículos del parque automotor tiene más de 17 años de antigüedad.

Para la disminución de dichas emisiones por el consumo de combustibles usados en el mercado nacional, se debe introducir alternativas de mitigación, tal como la sustitución de los actuales combustibles por otros contaminantes y mejorar los procesos de combustión o calidad de los combustibles.

La segunda etapa del proyecto comprende el estudio sobre el análisis y alternativas de mitigación de los GHG.

2

*Dirección General de
Instalaciones*

2.1 EVALUACIÓN DE CEMENTOS NACIONALES PARA EL ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

M. Mallaupoma, A. Soriano, G. Rodríguez y W. Cruz.

En el presente trabajo se muestra los estudios preliminares de investigación desarrollados para implementar la técnica de acondicionamiento de residuos líquidos por cementación. En primer lugar se analizaron los diferentes tipos de cementos que se venden en forma comercial en el Perú. Se presentan los resultados de las pruebas realizadas con el tipo de cemento denominado comercialmente "Atlas". En la primera etapa la mayor parte de las pruebas fueron la densidad, porosidad y la resistencia mecánica. Se utilizaron probetas de geometría cilíndrica (48 mm de diámetro x 48 mm de altura) y prismática (40 x 40 x 160 mm). En el presente documento se presentan los resultados obtenidos de las pruebas realizadas.

2.2 INVENTARIO Y GESTIÓN DE FUENTE SELLADAS EN DESUSO

G. Rodríguez, M. Mallaupoma y W. Cruz

El presente trabajo técnico está referido a establecer una clasificación y ordenamiento de las fuentes selladas en desuso, que en su momento fueron utilizadas dentro de las aplicaciones en la industria, medicina e investigación. Estas fuentes luego de haber cumplido con su vida útil deben ser gestionadas en forma segura dentro de las instalaciones del Centro Nuclear, de acuerdo a lo que establece la reglamentación nacional.

La experiencia ganada en la gestión de tales fuentes, se destaca en los cuadros correspondientes que muestra el tipo de radionucleido, actividad y volumen acumulado en varios años. En el Centro Nuclear se tienen almacenados 63 fuentes selladas y se vienen tomando las medidas adecuadas para el acondicionamiento por cementación en cilindros de 200 litros reforzados en acero, y apropiados para su transporte y almacenamiento.

Se muestra un diagrama de flujo, donde se puede observar las etapas que deben desarrollarse y que permiten proceder a resolver, los inconvenientes por parte de los usuarios nacionales, de poseer fuentes radiactivas en desuso, que pueden ocasionar potenciales riesgos a la seguridad pública, cuando precisamente se trata de minimizar y aislar toda posibilidad de efectos nocivos para la salud de la población.

A partir de la coordinación, entre el usuario y el IPEN se efectúan una serie de acciones que permiten caracterizar a la fuente, definir la modalidad de transporte y definir el tipo de acondicionamiento a realizar. Otro aspecto que se analiza son los aspectos de costos involucrados.

2.3 PREPARACIÓN Y OPTIMIZACIÓN DEL FOSFOMOLIBDATO DE AMONIO (FMA)

W. Cruz, M. Mallaupoma G. Rodríguez

Tomando en consideración la filosofía de seguridad radiológica, se identificaron los residuos radiactivos líquidos de baja y mediana actividad, que se producirían potencialmente en el Centro Nuclear y que en su composición podrían tener presente el Cesio-137, por lo cual podría haber un riesgo inaceptable si son dispuestos directamente en un terreno superficial, sin previo tratamiento, ya que el Cesio-137 tiene un período de semidesintegración de aproximadamente 30 años. En este caso resulta ser importante lograr la separación utilizando diferentes reactivos químicos, donde uno de ellos es el fosfomolibdato de amonio (FMA). En el presente trabajo, se muestra un método de preparación y optimización en la producción del FMA. Aquí el criterio principal que se toma en consideración en los ensayos químicos, para el tratamiento de los residuos radiactivos líquidos, es lograr la máxima descontaminación, concentrando la mayor parte de la radiactividad en el menor volumen posible.

2.4 INCIDENCIA DE ADITIVOS EN LA EVALUACIÓN DE PARÁMETROS FÍSICOS DE MATRICES CEMENTALES

M. Mallaupoma y A. Soriano

A fin de mejorar las características de la solidificación por cementación, de residuos radiactivos, se suelen agregar diversos aditivos. Uno de los aspectos más importantes resulta ser la evaluación de la lixiviación de contaminantes radiactivos en matrices cementales, sin embargo, el agregado de los mismos podrían deteriorar el comportamiento de otros parámetros físicos.

En el presente trabajo de investigación se evalúan como incide el agregado de aditivos, arcillas y bentonita, en el comportamiento de matrices cementadas. Para diferentes relaciones agua/cemento se realiza el agregado de diferentes porcentajes de arcilla que varía de 3 a 10. Se observa que cuando el porcentaje de aditivo es mayor a 10 se hace difícil manejar adecuadamente la mezcla no así con una relación de 3 al 5 para determinar resistencia mecánica, densidad, porosidad y resistencia a la inmersión respectivamente.

2.5 LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN EL CENTRO NUCLEAR

M. Mallaupoma, G. Rodríguez

En el presente trabajo técnico se realiza la evaluación de los residuos radiactivos generados en el Centro Nuclear, durante el año 1995, considerando tanto los residuos líquidos como sólidos. También se realiza la comparación con respecto al volumen y actividad generada en los años anteriores.

Se presentan también resultados de las evaluaciones realizadas en las determinaciones cuantitativas, por espectrometría Gamma, de las muestras líquidas contaminadas así como los valores de tasa de exposición que presentaban los diferentes bultos radiactivos.

Los resultados muestran que la concentración de actividad de las muestras líquidas, recogidas de las cisternas de decaimiento del RP-0, eran similares a las del fondo natural. El mayor volumen de los residuos sólidos generador en la Planta de Producción de Radioisótopos, se debe básicamente a los residuos de naturaleza biológica.

2.6 ESTUDIO DE PÉRDIDA DE CARGA EN EL SISTEMA DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DEL CENTRO NUCLEAR

M. Mallaupoma y G. Rodríguez

Dentro del sistema de tratamiento de los residuos líquidos radiactivos, en el centro Nuclear, se ha considerado la construcción de una Planta de Tratamiento Químico para tratar los residuos líquidos de baja actividad que tuvieran contaminantes de interés radiosanitario. Gran parte del equipamiento fue obtenido por aporte del organismo Internacional de Energía Atómica, a través de un Proyecto de Asistencia Técnica, entre estos se pueden mencionar a las bombas y un tanque de vidrio especial, de 1 m³ para el tratamiento químico específico. En este sentido se ha podido observar que la potencia de varias de las bombas estaban sobredimensionadas.

El presente trabajo busca realizar un estudio integral de las pérdidas de carga que existen en cada parte del sistema de cañería y tanques de la planta de tratamiento químico. Como resultado se determina la potencia requerida por cada una de las bombas del sistema.

2.7 ANÁLISIS DE LA RESISTENCIA MECÁNICA EN CEMENTOS NACIONALES PARA SU UTILIZACIÓN EN EL ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

M. Mallaupoma y A. Soriano

Una de las técnicas más utilizadas, a nivel mundial, en el acondicionamiento de residuos radiactivos es la cementación, es decir, el uso de matrices de cemento. Esta técnica es utilizada básicamente para el caso de los residuos de baja y mediana actividad.

El producto resultante de las solidificaciones de los residuos radiactivos debe reunir una serie de características físico químicas. Uno de los parámetros más relevantes es la evaluación de la resistencia mecánica para fines de disposición, debiendo tener ésta un valor mayor o igual a 10 Mpa.

En el presente trabajo de investigación se evalúa la resistencia mecánica que presentan, los cementos nacionales que se expiden en forma comercial: Atlas, Sol y Andino respectivamente, bajo diferentes condiciones, a fin de ver la posibilidad de su utilización en el acondicionamiento de residuos radiactivos de baja y mediana calidad.

Los resultados obtenidos muestran que, como es de esperar cuanto mayor es la relación agua/cemento, la resistencia a la compresión disminuye. En el caso específico de los cementos nacionales, una relación agua/cemento de 0,35 y 0,40 logran superar los valores recomendables a nivel internacional de 10 Mpa.. Si la relación agua/cementos menor se hace difícil trabajar con la mezcla.

2.8 EVALUACIÓN DE PARÁMETROS FÍSICOS EN CEMENTOS NACIONALES PARA SU APLICACIÓN EN LA SOLIDIFICACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

M. Mallaupoma y A. Soriano

La técnica de la solidificación de residuos radiactivos, a través de la cementación requiere que se evalúen una serie de parámetros físicos que van a influir en la disposición de los bultos radiactivos.

En el presente trabajo de investigación se evalúan diferentes parámetros físicos, variando la relación agua/cemento, para los tres tipos de cementos que se encuentran comercialmente, en el mercado peruano, Atlas, Sol y Andino. Los parámetros evaluados son: densidad, porosidad y resistencia a la inmersión.

Los resultados obtenidos muestran que la densidad varía poco al variar la relación agua/cemento así como la resistencia a la inmersión; sin embargo, si existe una variación significativa para el caso de la porosidad. También se observa que para ciertas formulaciones de agua y cemento, es posible encontrar valores que satisfagan las recomendaciones internacionales.

2.9 EVALUACIÓN DE TARJETAS MULTICANALES ADAPTADAS A MICROCOMPUTADORES IBM, QUE SE UTILIZAN EN LOS LABORATORIOS DE INSTRUMENTACIÓN NUCLEAR PARA REALIZAR ESPECTROSCOPIA GAMMA

J. Paez

En el presente trabajo se ha realizado la evaluación de seis tarjetas multicanales (MCA-CARDS) utilizadas en instrumentación Nuclear para Sistemas de Análisis en Espectroscopía Gamma.

Se presenta un número de ideas acerca de las funciones, comportamiento específico y las posibilidades de aplicaciones de cada MCA-CARDS (Tarjetas Multicanales).

Los resultados demuestran que los que utilizan CAD (Conversor Análogo Digital) externos tienen la ventaja de poder alcanzar condiciones experimentales que requieran de mayor flexibilidad y adaptabilidad en su configuración de un amplificador de espectroscopia que requiera de conexiones mas complejas incluyendo un estabilizador digital de picos.

Otra importante diferencia es la relación de dependencia con el computador y eso esta de acorde a la utilización de un microprocesador externo a la PC.

2.10 ENSAYO DEL MÓDULO 2071^a DUAL COUNTER TIMER CANBERRA

J. Paez, J. Santos

En el presente trabajo se ha realizado las siguientes pruebas para evaluar el módulo:

Características Físicas (solamente recepción)

Características de Alimentación

Características de Entradas

Características de Salidas

Controles Externos del Módulo

Controles Internos del Módulo

Performance

Opciones

3

Dirección General
de Seguridad Radiológica

3.1 ANOMALIAS CROMOSOMICAS EN UN GRUPO DE TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS.

M. Espinoza, J. Alfaro y V. Castro.

Siendo las radiaciones ionizantes agentes mutagénicos y cancerígenos eficaces nos propusimos explorar el material cromosómico de los linfocitos en el personal ocupacionalmente expuesto, en el denominado **grupo crítico**. Todos eran trabajadores con más de cinco años en esta condición. Nuestro objetivo fue averiguar el índice de daño citogenético y correlacionarlo con los niveles de dosis acumulados y registrados. Esto nos permitiría estimar la eficacia de la radioprotección de estas personas y evaluar las bondades de la dosimetría personal tipo film para dar información sobre las dosis absorbidas.

La metodología de estudio se basa en los protocolos establecidos por el OIEA (Technical Reports Series N° 260, 1986). En resumen, se toman 10 ml. de sangre en condiciones asépticas y se siembran en tubos de cultivo (20 gotas de sangre por tubo) conteniendo 5 ml. de medio RPMI-1640, 0.2ml de fitohemaglutinina, 1 ml de suero bovino fetal, 1 ml de suero del mismo individuo estudiado, antibióticos (penicilina y estreptomycin, 10000 UI/ml) y bromodesoxiuridina (concentración final de 15 uM). Los tubos de cultivo así preparados se ponen a cultivar a 37° C durante 45 horas en oscuridad. Cumplido ese tiempo se añade colchicina a cada cultivo (concentración final de 25 ug/ml) y se pone nuevamente en incubación. Tres horas más tarde se centrifugan los tubos, se extrae el líquido y se añade al sedimento que queda en el tubo, una solución de KCI 0.075 M, dejándola actuar por siete minutos. Luego, se centrifuga, se descarta el sobrenadante y se añaden 5 ml de fijador (metanol- ácido acético, 3:1), dejando reposar por 20 minutos. Se centrifuga y se repite el procedimiento de fijación dos veces más. Del último fijado se preparan las muestras para estudio al microscopio sobre láminas portaobjeto (previa tinción con Giemsa al 2%, pH 6.8).

Se estudiaron un mínimo de 250 células por cada uno de los 19 trabajadores, además, se procesaron, en las últimas condiciones, dos individuos no expuestos como controles. La evidencia citogenética indica que 4 de los estudiados presentan daño cromosómico atribuible a las radiaciones. Por tratarse de dosis acumuladas en años de trabajo, es muy difícil calcular las dosis recibidas en cada caso particular. Otros 7 presentan menor nivel de daño (alteraciones tipo cromátide, no atribuible necesariamente a las radiaciones ionizantes). Todos estos trabajadores debieran ser monitoreados periódicamente. Los otros 8 individuos no presentan ningún indicio de daño citogenético. Ninguno de los trabajadores muestreados reporta irradiaciones accidentales o lecturas altas del dosímetro personal.

3.2 EVALUACION RADIOLOGICA AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR

S. Gonzáles, J. Osore, R. Jara y A.Anaya

La vigilancia ambiental en el área de influencia tiene como propósito identificar y cuantificar la presencia de radionucleidos de origen artificial que llegan a los diferentes componentes físicos y biológicos del medio ambiente, debido a las descargas controladas del funcionamiento del RP-10 y PPR.

Se ha colectado muestras de aire, agua, leche y productos agrícolas, que luego se acondicionaron para someterse a análisis gamma y beta total. Las muestras de aire se recolectan haciendo pasar el aire del medio en forma controlada durante ocho (08) días, a través de un filtro de 98% de eficiencia de retención para aerosoles de 0,8 micrones. En el caso de muestras biológicas se secan durante 24 a 36 horas a 110° C, luego se muelen, homogenizan y calcinan a 300°C. Por su parte las aguas se acidifican a un pH de 1 a 5, reduciendo su volumen por evaporación lenta.

Para las mediciones se ha empleado un contador beta de centelleo plástico de bajo fondo, equivalente a 3 cpm, y un sistema espectrométrico gamma, compuesto por un detector de ioduro de sodio, NaI (TI), y dos detectores de germanio hiperpuro, asociados a una tarjeta multicanal y a un microcomputador.

Los resultados obtenidos permiten afirmar que los niveles de radiactividad de las muestras ambientales analizadas, se encuentran por debajo de las concentraciones mínimas detectables, por lo que no existe presencia de radioisótopos artificiales en el medio ambiente del Centro Nuclear.

3.3 ESTUDIO DE RIESGOS RADIOLOGICOS EN HOSPITALES

S. Regalado, T. Benavente y E. Celedonio

La exposición médica en los países desarrollados puede aproximarse a la procedente de fuentes naturales y en consecuencia se pone gran empeño en reducirla al mínimo. Estas dosis se han evaluado con el fin de seguir sus tendencias y ver cuales de los procedimientos médicos aplicados son más significativos en relación con los riesgos que representan.

Las dosis de radiación a los diferentes órganos varían ampliamente. En la práctica difieren mucho de un hospital a otro, según la técnica radiológica y según el equipo que se emplee.

En los países en desarrollo resulta difícil obtener datos sobre disponibilidad de equipo radiológico y sobre frecuencia de exámenes de diagnóstico con rayos X.

El público en general se ha alarmado con frecuencia respecto a los riesgos a la radiación en la práctica médica. Por eso las personas que conocen sobre protección radiológica deberían esforzarse en presentar al paciente una visión equilibrada para situar las preocupaciones en una perspectiva adecuada. Dentro de este contexto se ha efectuado el control de calidad en equipos de rayos X, a través de la medición de parámetros de trabajo y también se ha medido la dosis de radiación ionizante recibida por operadores y pacientes en el Hospital Regional Docente de Trujillo, empleando dosímetros termoluminiscentes. Se obtuvo una exposición promedio de 0.14 mGy en tronco para operadores y 1.04 mGy en vértebras y 0.25 mGy en gónadas para pacientes, sometidos a exámenes de vertebras.

En lo referente al control de calidad, para el caso de la filtración total se encontraron los siguientes valores: equipo A >4mm de Al; equipo B >3.5mm Al y para el equipo C >4 mm Al. Con respecto a los campos luminosos y radiación se determinó los siguientes resultados: Equipo A >9%; B >32 % y C >50%.

Se concluye que el número de exámenes es de 10,000, por año, que en los equipos existe una considerable falta de coincidencia entre campo luminoso y de radiación, y que las tasas de kerma superan la tolerancia de 5%.

3.4 ELECTROFORESIS DE LINFOCITOS HUMANOS PARA EL ESTUDIO DE DAÑO EN EL ADN

M. Espinoza; N. Oliveros ⁽¹⁾; y M. Testoni ⁽²⁾

⁽¹⁾ Universidad Nacional Mayor de San Marcos

⁽²⁾ IMBICE-Argentina

En colaboración con la UNMSM y con el asesoramiento del IMBICE se ha iniciado el desarrollo de una técnica para evaluar cualitativa y cuantitativamente niveles bajos de daño en el ADN de células humanas. Este trabajo se basa en un ingenioso método descrito por Sing y

colaboradores (1988), quien modificando técnicas convencionales hace la electroforesis de células individuales en capa fina (single cell gel electrophoresis). El método se basa en resuspender las células en estudio en un medio de cultivo (TC-199, RPMI-1640 ó HAM F-10) y luego mezclarlas a 37° con una solución al 5% de agarosa de bajo punto de fusión, sobre una lámina portaobjeto cubierta con una delgada capa de agarosa solidificada al 0.5%. Se coloca, entonces, una laminilla cubreobjeto sobre la preparación anterior y se pone la lámina sobre hielo seco para solidificar la agarosa. En seguida se despega la laminilla y se agrega otra capa de agarosa de bajo nivel de fusión al 0.5%. Se cubren los preparados con la solución de lisis por una hora a 4° C. Luego se colocan las láminas así preparadas en la cubeta electroforética cubriéndolas con un buffer alcalino, dejándolas reposar 20 minutos y luego sometiénolas a un voltaje de 25 voltios. Posteriormente, se hace la neutralización (Tris 0.4 M. por 5 minutos) y se tiñe con bromuro de etidio (20 ug/ml).

Finalmente se observan las láminas al microscopio usando objetivos de contraste de fases. Luego se estudian con luz ultravioleta y se fotografían y analizan 50 núcleos interfásicos por cada tratamiento. Los núcleos tienen diferente morfología de acuerdo al daño recibido. La escala de daño va de I a V, siendo la forma I para los núcleos sin daño aparente y la forma V para los núcleos totalmente destruidos. Las formas II, III y IV muestran núcleos con contenido de ADN desplazado fuera del núcleo, adoptando un aspecto ovoide o alargado (como el de un cometa). Se está tratando de determinar la correlación existente entre la longitud del núcleo después de la electroforesis y la dosis de agentes mutagénicos.

Cuando la técnica esté a punto cuantificaremos el daño producido por diversas dosis de radiaciones ionizantes en células de sangre humana, en el rango de dosis de interés para la protección radiológica (de 0.1 a 1 Gray) tanto para rayos X como para rayos Gamma.

3.5 FACTORES DE RETRODISPERSION PARA FOTONES DE BAJA ENERGIA PARA FANTOMAS CUBICO DE AGUA Y ACRILICO.

T.Benavente; F.Márquez ⁽¹⁾ y J.Santa Cruz ⁽¹⁾

(1) Universidad Nacional Mayor de San Marcos

El Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría del Instituto Peruano de Energía Nuclear (LC/IPEN) ha realizado el presente estudio con el propósito de determinar los coeficientes de conversión entre las nuevas cantidades operacionales y la exposición en aire libre, que permitan efectuar la calibración de dosímetros de vigilancia individual, de acuerdo a las recomendaciones de la ICRU 47.

Se utilizaron seis calidades de haces de rayos X con voltajes entre 30 y 150KV, recomendados en la norma ANSI 13. Para determinar la calidad de los haces de rayos X empleados se midieron las capas semirreductoras y los coeficientes de homogeneidad. Asimismo, las energías efectivas fueron calculadas empleando el método de absorción y transformada de Laplace. Los resultados de la capa semirreductora, el coeficiente de homogeneidad y la energía efectiva están, de acuerdo con los publicados, en 4,32 y 4%, respectivamente.

Los coeficientes de retrodispersión fueron medidos en fantasmas de agua de 30x30x30cm³ y de plexiglas de 20x20x15 cm³, para las calidades de haces de rayos X mencionadas y para radiación gamma de Cs-137 y Co-60. Las mediciones fueron hechas con cámaras de ionización y dosímetros termoluminiscentes. Los resultados obtenidos son reportados con un nivel de confianza del 95%.

3.6 INTERCOMPARACION EN DOSIMETRIA CITOGENETICA ENTRE CINCO LABORATORIOS DE LATINOAMERICA.

O.García y J.Manzano ⁽¹⁾; *A.Ramahlo* ⁽²⁾, *M. DI Giorgio* ⁽³⁾ y *M. Nasazzi* ⁽³⁾, *S.Mir* ⁽⁴⁾ y *I. López* ⁽⁴⁾, y *M.Espinoza*

(1) Secretaría Ejecutiva para Asuntos Nucleares-Cuba

(2) Comisión Nacional de Energía Nuclear-Brasil

(3) Comisión Nacional de Energía Atómica-Argentina

(4) Comisión Chilena de Energía Nuclear-Chile

Como parte de un proyecto de cooperación regional del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para Latinoamérica, cinco países participaron en una intercomparación de dosimetría citogenética. Para este fin, el laboratorio coordinador que organizó este trabajo (el Laboratorio de Citogenética de la SEAN-CPHR de Cuba), preparó el material codificado (láminas portaobjeto con material para análisis al microscopio) para estudiar anomalías cromosómicas y micronúcleos y envió este material a los otros cuatro laboratorios que se comprometieron a participar en esta intercomparación. Uno de estos laboratorios era el nuestro, en el Centro Nuclear de Huarangal.

Para la estimación de las dosis de las muestras que habíamos recibido, cada laboratorio registró la frecuencia de cromosomas dicéntricos en células en metafase y la frecuencia de micronúcleos en células binucleadas. Los linfocitos de las muestras que habíamos recibido, habían sido irradiados con rayos gamma del ^{60}Co con dosis de 0.75, 1.5 y 3.0 Gy, además de una muestra de control de dosis igual a 0 Gy. Cada laboratorio analizó las muestras codificadas recibidas y remitió los resultados al país coordinador (Cuba).

Once de los 15 estimados de dosis basados en el estudio de los cromosomas dicéntricos y 9 de los 12 basados en el análisis de los micronúcleos estuvieron dentro del + 30% de las dosis verdaderas. Considerando los valores de incertidumbre de los estimados de dosis, las dosis verdaderas cayeron dentro del 95% de los límites de confianza estadística de los estimados de dosis, en 8 a 15 ocasiones para las determinaciones con dicéntricos y en 4 de 12 para las determinaciones con micronúcleos.

Los resultados de esta intercomparación fueron publicados en la revista científica *Mutation Research*, 327 (1995) 33-39.

3.7 MEDICION DE RADIACION AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR USANDO DOSIMETRIA TERMOLUMINISCENTE.

T.Benavente A. y Elder Celedonio

El presente trabajo es un avance del estudio de la exposición ambiental en el emplazamiento del Centro Nuclear, que realiza el Grupo de Radioprotección y Dosimetría (Grd) del IPEN, cuyo objetivo es implementar un monitoreo rutinario de medición de radiación ambiental y evaluar sus variaciones.

La medición de la radiación ambiental en la vecindad de una instalación nuclear sirve para evaluar, en todo momento, que los dispositivos de seguridad de la instalación operan correctamente y garantizan la protección de la población en general y del medio ambiente, contra los riesgos radiológicos.

En los años 1980 y 1981, como parte del programa de vigilancia radiológica pre-operacional, se realizaron mediciones de radiación ambiental en el emplazamiento del Centro Nuclear en cuatro estaciones, obteniéndose durante el estudio (14 meses) una tasa de exposición promedio de 11,38 $\mu\text{R/h}$.

En el presente estudio las mediciones se realizaron empleando dosímetros termoluminiscentes del $\text{CaF}_2:\text{Dy}$, debido a su alta sensibilidad. La tasa de exposición medida debido a radiación ambiental, con un nivel de confianza del 95% es un promedio $(10,19 \pm 2,04)$ uR/h, estimándose una exposición anual de $(89,26 \pm 17,85)$ mR.

Los resultados obtenidos en esta parte del estudio, indican la factibilidad para desarrollar el monitoreo rutinario de radiación ambiental en el Centro Nuclear y que las variaciones de la radiación ambiental durante los últimos años no son significativas.

3.8 METODO MATEMATICO PARA DETERMINAR KV_p A PARTIR DE MEDIDAS DE ATENUACION

J.Méndez ⁽¹⁾ y Lic. T.Benavente

(1) Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas

El estudio realizado en el Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría sugiere un método para determinar el KV_p de un generador de rayos X producidos por bremsstrahlung. A partir de un análisis matemático se obtiene una fórmula analítica de la curva de atenuación, la cual tiene una aproximación a las obtenidas con filtros gruesos y de alto número atómico. Mediante un procedimiento gráfico se obtiene el coeficiente másico de atenuación evaluado a la energía máxima. Se incluyen las correcciones debido a la filtración de aluminio y a la dependencia energética de la cámara de ionización.

El método es utilizado para haces de rayos X generados a potencial constante y no se consideran los fotones característicos en el espectro filtrado. Se reportan datos numéricos para filtros de cobre y voltajes menores de 70KV_p .

Los resultados obtenidos para 50 y 60KV_p difieren en menos del 2% de los valores hallados por un sistema evaluador de radiación no invasivo. (NERO).

3.9 DETERMINACION DEL ESPECTRO CONTINUO DE RAYOS X POR ABSORCION Y TRANSFORMADA DE LAPLACE.

T. Benavente A.

La distribución espectral continua del sistema generador de rayos X a potencial constante del Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría se determina empleando el Método de Absorción y Transformada de Laplace. La validez del método es comprobada con los datos de absorción publicados por Shogi Tominaga.

Se emplea una función analítica para la curva de transmisión con tres parámetros de ajuste. Estos parámetros son calculados por el método de optimización de Rosembrock, con errores menores al 1%. Luego, calculando la transformada de Laplace de la curva de transmisión y utilizando los coeficientes másicos de atenuación, se determina la distribución espectral.

En el presente trabajo se determinan las distribuciones espectrales para 60 y 100 KV, los errores estimados en promedio son inferiores al 8%.

1996

1997

I N D I C E

1.	DIRECCION GENERAL DE PROMOCION Y DESARROLLO TECNOLÓGICO	Pág.
1.1	Neutrografía a 100 Kw en el Reactor RP-10. Método directo	39
1.2	Medidas en técnicas neutrográficas: Influencia Gamma en películas 3M (método directo) y crecimiento de densidad óptica vs. tiempo de transferencia	39
1.3	Variación de la razón de Cadmio y flujo neutrónico en presencia de espesores de Bismuto en la facilidad de neutrografía	39
1.4	K ₀ Application in the Study of the Average Mineral Composition of a Sample of the Hair of Healthy Brazilian	39
1.5	Implementación y evaluación del método de análisis por inyección en flujo en espectrometría de absorción atómica con llama, aplicada al análisis de elementos menores y traza en aguas	40
1.6	Las correcciones por comportamiento no ideal del espectro de neutrones epitérmicos y la restitución de la simplicidad en el análisis por activación paramétrico	40
1.7	Chemical characterization of archeological ceramics using K ₀ – based instrumental neutron activation analysis: A study in the production and distribution of middle horizon pottery of Cuzco, Perú (IAEA Research Contract PER 9398/RB)	40
1.8	Modelamiento matemático del comportamiento de reactores tipo tanque agitado, utilizando técnicas de trazadores	41
1.9	Estudio dinámico del transporte de fluidos a través de lechos porosos, utilizando trazadores radiactivos	41
1.10	Fabricación de materiales compuestos Aluminio-Carburo de Silicio para su uso en reactores nucleares, utilizando el proceso de pulvimetalurgia	41
1.11	Estudio isotópico e hidroquímico del lago Titicaca	42
1.12	Estudio hidrológico del Altiplano Sur	42
1.13	Irradiación de Uña de Gato (Uncaria Tormentosa Willd)	42
1.14	Descontaminación de Maca (Lepidium Meyinii Walp) por radiación Gamma	42
1.15	Esterilización del metasilicato de Magnesio por radiación Gamma	43
1.16	Descontaminación de la fécula de maíz (Zea Mays Linné)	43
1.17	Eliminación de vibrio cholerae en filetes de Lisa (Mugil Cephalus) mediante el uso de la energía ionizante	43
1.18	Eliminación de Vibrio Cholerae en Colas de Langostino (Penaeus Vannamei) mediante el uso de la energía ionizante	44
1.19	Eliminación de Vibrio Cholerae y Vibrio Parahaemolyticus en filetes de Jurel (Trachurus Symetricus) mediante el uso de la energía ionizante	44
1.20	Eliminación de Vibrio Cholerae en Conchas de Abanico (Argopecten Purpuratus) mediante el Uso de radiación Gamma	45
1.21	Evaluación de Gammagrafía Osea y Ca 15-3 Serico en metástasis y óseas por cáncer de mama	45
1.22	Hallazgo incidental de osteoartritis de rodilla en Gammagrafías óseas de pacientes con sobrepeso y diagnóstico neoplásico	46
1.23	Diseño y desarrollo del sistema multisonda para aplicaciones con radiotrazadores	46
1.24	Diseño y desarrollo del sistema intercambiador de muestras de precisión	46

2. DIRECCION GENERAL DE INSTALACIONES

Pág.

2.1	Protocolos de control de calidad para agentes de radiodiagnóstico y radiofármacos	49
2.2	Síntesis y marcación de la Meta-Iodobencilguanidina con Yodo-131	49
2.3	Técnica de Lúmulus Amebocyte Lysate (L.A.I.) para el control de endotoxina Bacteriana en agentes de radiodiagnóstico (Kits) y radioisótopos	49
2.4	Distribución biológica del EDTMP-Sm 153 por el método del estándar externo	50
2.5	Síntesis, formulación y marcación del N,N'-BIS-L'(1-CarbónXI-2-Mercapto) Etiletilendiamina con Tc-99m	50
2.6	Estudio de estabilidad para agentes de radiodiagnóstico marcados con Tc-99m	51
2.7	Estudio de optimización del consumo de energía eléctrica en el RP-10	51
2.8	Desarrollo de una herramienta para movimiento en banco de las barras de control del RP-10	51
2.9	Evaluación del estado radiosanitario del RP-10	52
2.10	Software para cálculo de costos de producción de bienes y servicios del IPEN	52
2.11	Producción de alambres de Iridio 192 en el Reactor Nuclear RP-10 para uso en braquiterapia	52
2.12	Software para estimación y cálculo de consumo de energía eléctrica en el Centro Nuclear	53
2.13	Introducción a la simulación del método Monte Carlo MCNP aplicado a la Física de las Radiaciones	53
2.14	Adaptación del reactor de investigación RP-10 PARA terapia por captura de neutrones	53
2.15	Introducción a la simulación del código Monte Carlo MCNP y sus aplicaciones en Física Médica	54
2.16	Automatización y control de una planta de tratamiento químico de residuos radiactivos	54
2.17	Caracterización de la columna térmica de irradiación del RP-10 con el MCNP4B para irradiación de muestras	55
2.18	Diseño y desarrollo del sistema de monitoreo neutrónico en la sala experimental del RP-10	55
2.19	Diseño y construcción de una interfase entre una PC y un scanner rectilíneo para pequeños animales	55
2.20	Evaluación de una interfase entre una PC y una cámara Gamma que la convierte de analogía a digital	56
2.21	Estudio y pruebas de funcionamiento de los sistemas espectrométricos para espectrometría Gamma portátiles	56
2.22	Determinación de concentración de radón ambiental por medio de la espectrometría Alfa utilizando dos sistemas de espectroscopía modular e integrado	57
2.23	Elaboración de los protocolos de operación de los monitores de aerosoles	58
2.24	Evaluación de sistemas espectrométricos portátiles que se utilizan en los laboratorios de instrumentación nuclear para realizar espectroscopía Gamma	59

3. DIRECCION GENERAL DE SEGURIDAD RADIOLOGICA

Pág.

3.1	Determinación de dosis absorbida en campos de fotones por el método de TANDEM	63
3.2	Caracterización de haces de rayos X por método de atenuación para la calibración de dosímetros personales	63
3.3	Medición de radiación ambiental en el Centro Nuclear usando dosimetría termoluminiscente	64
3.4	Presencia de alteraciones cromosómicas estructurales en trabajadores sin historial de accidentes ni sobreexposiciones	64
3.5	Vigilancia radiológica marina en el Litoral Peruano	65
3.6	Environmental Radioactivity at Machu Picchu Scientific Station	66
3.7	Evaluación Radiológica Ambiental en Punta Crepin	66

1

***Dirección General de Promoción y
Desarrollo Tecnológico***

1.1 NEUTROGRAFÍA A 100 KW EN EL REACTOR RP-10. MÉTODO DIRECTO***Y. Ravello – B. Cuadros***

Se ha acondicionado el haz de neutrografía del reactor RP-10 para aplicar el método directo a 100 kW. La potencia nominal del reactor es de 10 MW, sin embargo, por razones económicas ésta potencia sólo se alcanza una vez a la semana. Con el fin de prestar servicios, se han estimado los tiempos necesarios para realizar neutrografía a baja potencia. Se ha observado que con un filtro gamma de bismuto de 11 cm, se obtienen buenas imágenes entre 100 y 200 minutos. Se usó el VISQI como referencia para determinar la calidad de las imágenes.

1.2 MEDIDAS EN TÉCNICAS NEUTROGRÁFICAS: INFLUENCIA GAMMA EN PELÍCULAS 3M (MÉTODO DIRECTO) Y CRECIMIENTO DE DENSIDAD ÓPTICA VS TIEMPO DE TRANSFERENCIA***M. Ticllacuri – E. Llashag***

Se ha obtenido la curva de influencia gamma para la película de uso médico marca 3M y ésta se ha comparado con la película AA de KODAK, observando buenos resultados para la 3M. Se obtuvo la curva de transferencia para el indio y disprosio para un tiempo de irradiación de 15 minutos.

1.3 VARIACION DE LA RAZÓN DE CADMIO Y FLUJO NEUTRÓNICO EN PRESENCIA DE ESPESORES DE BISMUTO EN LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA***M. Ticllacuri – M. Munive***

Se han obtenido las curvas de variación del flujo neutrónico y razón de cadmio del haz de neutrografía en presencia de bismuto policristalino como filtro gamma. El método utilizado fue el de activación de hojuelas bajo la convención de Westcott. Se usaron hojuelas de indio y oro.

1.4 K_0 APLICATION IN THE STUDY OF THE AVERAGE MINERAL COMPOSITION OF A SAMPLE OF THE HAIR OF HEALTHY BRAZILIAN***C. Sabino ⁽¹⁾, E. Montoya***

⁽¹⁾ Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Belo Horizonte, Brasil.

Trace elements in the head hair of 49 healthy Brazilian children have been analyzed in order to establish the average mineral composition. The concentration of 15 elements Al, Ag, Au, Br, Cl, Cu, I, K, La, Mn, Na, Sb, Sc, V and Zn are presented. The k_0 neutron activation analysis was used as analytical technique. The rotatory specimen rack of the 100 kW TRIGA MARK I IPR R1 nuclear reactor was used for the irradiation. Precision and accuracy have been checked through the Human Hair reference material from Shanghai Institute of Nuclear research / China.

1.5 IMPLEMENTACION Y EVALUACIÓN DEL MÉTODO DE ANÁLISIS POR INYECCION EN FLUJO EN ESPECTOFOTOMETRÍA DE ABSORCION ATÓMICA CON LLAMA, APLICADA AL ANÁLISIS DE ELEMENTOS MENORES Y TRAZA EN AGUAS.

R. Torres, E. Montoya

Se ha desarrollado la Implementación del Método de Análisis por Inyección en Flujo (FIA) en Espectrofotometría de Absorción Atómica con Llama (FAAS) porque permite mayor velocidad en las mediciones, menor consumo de muestra, facilidad para realizar las replicas mejorando el tiempo de respuesta. Se ha establecido las Curvas de Calibración para concentraciones pequeñas en el rango de 0.025 a 0.5 ppm y se ha determinado los límites de detección para diferentes elementos que se encuentran presentes en el agua como: Cobre, magnesio, manganeso, potasio y zinc. Para mejorar la relación señal / ruido se ha empleado la técnica de Promediado Conjunto sobre un conjunto réplicas múltiples. Se ha empleado un espectrofotómetro PERKIN ELMER 373, conectado a una computadora personal IBM compatible mediante una tarjeta PCL-711S (ADVANTECH) controlada por un programa desarrollado en ambiente LAB WINDOWS CVI (NATIONAL INSTRUMENTS).

Se ha analizado muestras de agua de pozo (CEPIS) con valores certificados para comprobar la eficacia del Método FIA obteniéndose buenos resultados.

Los datos experimentales se procesaron usando los programas Microsoft MS Excel 97 y PEAK FIT V4 (JANDEL SCIENTIFIC SOFTWARE) calculándose las intensidades de las señales analíticas, el promedio y desviación estándar de las réplicas, pendiente e intercepto de la curva de calibración así como los gráficos correspondientes.

1.6 LAS CORRECCIONES POR COMPORTAMIENTO NO IDEAL DEL ESPECTRO DE NEUTRONES EPITERMICOS Y LA RESTITUCION DE LA SIMPLICIDAD EN EL ANALISIS POR ACTIVACION PARAMETRICO.

E. Montoya, M. Cohen (1), P. Mendoza, B. Torres, P. Bedregal.

(1) Comisión Nacional de Energía Atómica, Centro Atómico Ezeiza, Buenos Aires, Argentina

The systematic errors occurred when the effects of non-ideal behavior of the epithermal flux are neglected, have been evaluated for the determination of twenty elements in biological materials by the k_0 method of neutron activation analysis. Gold and sodium were used as comparators, and zirconium as bi-isotopic flux monitor, in order to measure the thermal to epithermal flux ratio (f). The errors were calculated for different values of f and a is not considered. In positions of the reactor relatively well thermalized ($f \gg 60$), up to 18 elements can be determined with low errors, without including a in the calculations, by the simultaneous use of gold and sodium comparators. Experimental results obtained for reference materials are presented.

1.7 CHEMICAL CHARACTERIZATION OF ARCHAEOLOGICAL CERAMICS USING k_0 - BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS: A STUDY IN THE PRODUCTION AND DISTRIBUTION OF MIDDLE HORIZON POTTERY OF CUZCO, PERÚ, (IAEA RESEARCH CONTRACT PER 9398/RB).

E. Montoya, J. Zapata (1), M. Glowacki (2), P. Mendoza

(1) Universidad Nacional San Antonio Abad, Cusco, Perú

(2) Smithsonian Institution, Washington DC, USA.

Relevant aspects of our archaeological background, formulation, archaeological criteria and procedures for sample selection, sample processing and research hypotheses are presented.

118 powdered and dried samples were analyzed by k_0 based INAA following the analytical procedure. Quality control of analytical results were carried out by duplicate analysis of every sample (for analysis of precision) and repeated analysis of the NIST SRM 2704 (Buffalo River Sediment). Analytical results (in logarithmic units) were processed by the multivariate statistic analysis methods of hierarchical clustering (dendrogram formation using the method of Ward and Euclidean distance measures) and discriminate analysis (using as initial groups those defined by the clustering method). Our preliminary results allow us outline the following two preliminary archaeological inferences.

Pottery of the Wari Okros style sampled from various sites in the Huaró valley (e.g. Señorpa, Coripata) seems reflect both local production and importation, may be from Ayacucho, the Wari

As suggested by earlier preliminary INAA research by Glowacki of Wari period pottery from Cusco, the local ceramic style, Q'otakalli, shows different compositional make up from that of Wari style pottery.

1.8 MODELAMIENTO MATEMÁTICO DEL COMPORTAMIENTO DE REACTORES TIPO TANQUE AGITADO, UTILIZANDO TÉCNICAS DE TRAZADORES

R. Vela, C. Sebastián, J. Maguiña

Se han diseñado y construido sendos sistemas de tanques agitados, tanto en serie como en paralelo, alimentados por un flujo continuo de agua; habiéndose realizado para cada caso, inyecciones de pulsos del trazador I-131. Se utilizaron métodos numéricos para determinar el tiempo medio de residencia, el tipo de flujo y las anomalías existentes para cada sistema de flujo. Para ello se colocó un detector de centelleo a la salida de cada tanque, a fin de analizar la curva de respuesta a la salida de los sistemas y las funciones de distribución de edad adimensionales. Este trabajo simula algunos sistemas típicos de procesamiento en la industria.

1.9 ESTUDIO DINÁMICO DEL TRANSPORTE DE FLUÍDOS A TRAVÉS DE LECHOS POROSOS, UTILIZANDO TRAZADORES RADIATIVOS

J. Carbajal, C. Sebastián, J. Maguiña

Se han diseñado y construido dos columnas de vidrio de 1 y 2 pulgadas de diámetro interno y se han rellenado las mismas con diversos materiales, sea arena fina tamizada, esferas de vidrio de 3 mm. de diámetro o partículas de cuarzo blanco clasificado; simulando de esta manera algunas operaciones unitarias en las industrias de proceso. Para la obtención de datos de cada sistema, se aplicó la técnica del estímulo respuesta (inyección instantánea - detección), utilizándose trazadores artificiales, tanto químicos como radiactivos.

1.10 FABRICACIÓN DE MATERIALES COMPUESTOS ALUMINIO-CARBURO DE SILICIO PARA SU USO EN REACTORES NUCLEARES, UTILIZANDO EL PROCESO DE PULVIMETALURGIA

L. Espinoza, R. Visurraga, C. Sebastián, J. Maguiña

Se han confeccionado probetas de materiales compuestos Aluminio - Carburo de Silicio y se han evaluado sus propiedades físicas, químicas y tecnológicas, habiéndose encontrado buenas posibilidades de utilización para este tipo de materiales compuestos en instalaciones nucleares. Este trabajo se desarrolló con la colaboración de especialistas de la PUCP y de la UNI quienes facilitaron sus instalaciones para sus ensayos correspondientes (porosidad, permeabilidad, densidad aparente, ensayos mecánicos destructivos, etc.).

1.11 ESTUDIO ISOTÓPICO E HIDROQUÍMICO DEL LAGO TITICACA

R. Rojas, J. Valencia

Se llevaron a cabo trabajos de campo en el lago y áreas circundantes, con la participación del experto del OIEA y de los ingenieros del Proyecto Especial Lago Titicaca (PELT) y de la Autoridad Autónoma Binacional del Lago Titicaca (ALT), consistente en mediciones físico-químicas de muestras de agua y determinaciones isotópicas por Tritio y Deuterio. Adicionalmente se construyó un evaporímetro con circulación de agua en la orilla del Lago Titicaca que tiene la ventaja de mejorar la precisión en las mediciones de evaporación del lago.

1.12 ESTUDIO HIDROLÓGICO DEL ALTIPLANO SUR

R. Rojas, J. Valencia

Dentro del marco del Proyecto PER/8/10, se trabajó en el estudio hidrodinámico de la laguna Vizcachas (Tacna) utilizando el modelo VISUAL MODFLOW, con la participación de los ingenieros del Proyecto Especial Tacna (PET) y del experto del OIEA Dr. Daniel Gomes, quien visitó la zona de estudios. El estudio debe concluir con el modelamiento de la Cuenca de la laguna Vizcachas utilizando mayores datos sobre bombeo y geología, incluyendo mediciones de resistividad de suelos.

1.13 IRRADIACION DE UÑA DE GATO (*Uncaria tomentosa* Willd) EN EL PERU

E. Castro G.

La Uña de Gato (*Uncaria tomentosa* Willd), planta medicinal empleada por la medicina tradicional peruana es una liana trepadora, oriunda de la Amazonía que se utiliza ampliamente debido a sus reconocidas propiedades inmunoestimulantes y antiinflamatorias. Su composición consta de diversos alcaloides, glicósidos, ácidos oleanólicos así como triterpenos. Por su forma de procesamiento, este producto se contamina fácilmente. El propósito de este trabajo es verificar la validez del tratamiento por radiación gamma para descontaminar totalmente la Uña de Gato sin alterar las propiedades del producto así como también determinar la dosis mínima de irradiación a la cual se logra el objetivo deseado. El equipo de irradiación empleado fue el Gammacell 220. Se trabajó con 9 lotes de Uña de Gato, cada uno de 03 kilos en diferentes presentaciones, es decir extracto atomizado, micropulverizado a granel y micropulverizado en cápsulas. Se llevaron a cabo las respectivos dosimetrías de acuerdo a la presentación del producto y se realizaron pruebas microbiológicas, físico-químicas, farmacológicas y fitoquímicas pre y post-irradiación. Las dosis aplicadas fueron 1, 2, 4, 5, 7, 8, 10 y 15 kGy. Se determinó que una dosis de 8 kGy era suficiente para descontaminar el producto con una carga microbiana inicial de 105 ufc/g de microorganismos de aerobios mesófilos, hongos y levaduras, y que incluso una dosis de 15 kGy no altera el contenido de los alcaloides, ni sus propiedades físico-químicas, siendo negativa la prueba de toxicidad a esa misma dosis.

1.14 DESCONTAMINACION DE MACA (*Lepidium meyenii* Walp) POR RADIACION GAMMA

E. Castro, N. Pérez

La maca (*Lepidium meyenii* Walp) es una raíz tuberosa, que crece en los Andes Peruanos a una altura de 4000 a 5000 m.s.n.m. Su composición química comprende proteínas, carbohidratos, vitaminas A, B1, B6, C y minerales tales como fósforo, hierro, iodo entre otros.

Se emplea debido a su alto poder nutritivo y se considera que posee acción reguladora en trastornos del proceso reproductivo, ciclo menstrual, fertilidad, etc. Debido a su forma de extracción su proceso de producción, el producto final puede resultar con una carga microbiana muy elevada, por lo que previa comercialización requiere ser tratado mediante un proceso de descontaminación. Así, el objetivo del presente estudio fue la descontaminación total del producto empleando como agente la radiación gamma. El equipo de irradiación empleado fue el Gammacell 220. El trabajo se realizó con 3 lotes de producto micropulverizado, cada uno de 5 kg. Se efectuó la dosimetría respectiva y se irradiaron muestras a diferentes dosis. Se llevaron a cabo análisis microbiológicos, así como también las pruebas de humedad, proteínas, grasa, ceniza y carbohidratos. Se determinó que la dosis necesaria para descontaminar el producto con una carga inicial de 106 ufc/g es de 10 kGy, por otro lado una dosis de 15 kGy no altera la composición química del producto ni de sus características organolépticas.

1.15 ESTERILIZACION DEL METASILICATO DE MAGNESIO POR RADIACION GAMMA

E. Castro, N. Pérez

El presente trabajo consiste en la esterilización del metasilicato de magnesio mediante radiación gamma, para ser utilizado en la industria cosmética como sustituto del talco. Para conocer el comportamiento del producto frente a la radiación, se trabajó con dos lotes de producto, de 5 kg cada uno. La carga microbiana inicial de ambos lotes en lo que respecta a microorganismos aerobios mesófilos fue de 103 ufc/g, y en lo que respecta a hongos y levaduras, el primer lote presentó un recuento < 10 y el segundo lote un recuento de 102 ufc/g. Se realizó la dosimetría del producto, y se irradiaron muestras a 1, 2, 3, 5, 10, 15, 25 y 35 kGy. El equipo de irradiación empleado fue el Gammacell 220. Se llevaron a cabo pruebas microbiológicas y físico-químicas pre y post-irradiación. Se concluyó que con una dosis de 3 kGy se logra la esterilidad del producto sin que este sufra cambios en su composición química. En las muestras irradiadas se observó una ligera variación en el color con respecto a la muestra control, factor considerado aceptable por la norma técnica.

1.16 DESCONTAMINACION DE LA FECULA DE MAIZ (Zea Mays Linné)

E. Castro, N. Pérez

La fécula de maíz (Zea Mays Linné), polvo blanco y fino que contiene aproximadamente 27% de amilosa y 73% de amilopectina, se emplea en la industria cosmética para la fabricación de tabletas y talco entre otros. El objetivo del trabajo fue la descontaminación total del producto para ser empleado posteriormente como talco para infantes. El equipo de irradiación empleado fue el Gammacell 220. Se llevó a cabo la dosimetría del producto y se irradiaron muestras a las siguientes dosis: 2, 3, 4, 5, 7, 8, 10, 12 kGy. Se trabajó con un total de 4 kg de producto. La carga microbiana inicial de microorganismos aerobios mesófilos fue de 102 ufc/g y de hongos y levaduras 10 ufc/g. Se realizaron análisis microbiológicos, pruebas físicas y sensoriales pre y post-irradiación. Se concluyó que una dosis de 3 kGy es adecuada para lograr la descontaminación de la viscosidad a medida que aumentaba la dosis. Esto último no se consideró determinante para la irradiación del producto, debido al uso para el cual estaba destinado el mismo.

1.17 ELIMINACION DE *Vibrio cholerae* EN FILETES DE LISA (*mugil cephalus*) MEDIANTE EL USO DE LA ENERGIA IONIZANTE"

Z. Torres

Se trabajó utilizando una cepa dura de *Vibrio cholerae* EL TOR, serotipo Inaba; causante de la enfermedad conocida como "cólera". Se realizó la determinación del valor de D_{10} en

solución salina peptonada y en los filetes de lisa obteniéndose 0,11 kGy y 0,125 kGy respectivamente. Posteriormente, se determinó la calidad microbiológica, a través de la toma de muestra, desde los puntos de la extracción así como en diferentes puntos de la cadena de comercialización, esto es, los Terminales pesqueros de Ventanilla, Villa María y Chorrillos.

Se trabajaron las siguientes dosis de irradiación 1.5, 2.5, 3.5 y 4.5 kGy, con fines de la extensión de la vida útil de los filetes de Lisa, empacados en bolsas de polietileno y almacenados en refrigeración (2°C). Se concluyó que la dosis de 1.5 kGy fue suficiente para la eliminación total del *Vibrio cholerae* inoculado en la cantidad de 1.75×10^8 ufc/g, esta dosis permitió, además, la conservación de los filetes de Lisa, a una temperatura de 2°C, por 21 días, en un estado cercano a la Frescura, sin alterar significativamente sus características físicas-químicas y sensoriales. Las pruebas sensoriales son las más relevantes en este tipo de investigaciones, por lo que se usó un panel entrenado conformado por 7 colaboradores a los que se les brindó muestras crudas y cocidas, concluyéndose que la diferencia entre producto irradiado y no irradiado casi imperceptible durante el almacenamiento.

1.18 ELIMINACION DE *Vibrio cholerae* EN COLAS DE LANGOSTINO (*Penaeus vannamei*) MEDIANTE EL USO DE LA ENERGIA IONIZANTE

Z. Torres

Se inoculó *Vibrio cholerae* proveniente de una cepa pura EL TOR, serotipo Inaba; sobre el sustrato a una concentración de $2,2 \times 10^8$ ufc/g., obteniéndose un valor de $D_{10} = 0,107$ kGy y en solución salina peptonada, con una concentración de $1,1 \times 10^9$ ufc/g., dándonos un valor de $D_{10} = 0,12$ kGy. Las pruebas de inoculación con *Vibrio cholerae* y los valores bajos de la D_{10} , nos permite concluir que este microorganismo es muy sensible al tratamiento con energía ionizante.

Esta investigación también tuvo como objetivo la extensión de la vida útil de las colas de Langostino blanco para lo cual se trabajó con dosis de irradiación de: 1, 2, 3 y 4 kGy; determinándose que 2 kGy es la dosis óptima para conservar las colas de Langostino blanco (*Penaeus vannamei*), por 25 días, a la temperatura de 2°C, sin alterar significativamente las características físico-químicas y sensoriales. Para la evaluación sensorial se contó con 7 panelistas entrenados a quienes se les entregó muestras crudas y cocidas.

Paralela a esta experiencia en colas de langostino blanco irradiadas crudas, se realizaron pruebas en colas de langostino con tratamiento de calor, a 110°C por 30 seg., previo al proceso de irradiación. Las muestras tratadas como se indicó, se mantuvieron en perfecto estado de conservación hasta 5 meses de almacenamiento a la temperatura de 2°C.

1.19 ELIMINACION DE *Vibrio cholerae* y *Vibrio parahaemolyticus* en filetes de Jurel (*Trachurus symmetricus*) MEDIANTE EL USO DE LA ENERGIA IONIZANTE

Z. Torres

Se empleó una cepa pura de *Vibrio cholerae* EL TOR, serotipo Inaba; causante de la enfermedad conocida como "cólera". Se realizó la determinación del valor de la D_{10} en solución salina peptonada y en los filetes de lisa obteniéndose 0,11 kGy y 0,12 kGy respectivamente. Posteriormente, se determinó la calidad microbiológica, a través de la toma de muestra, desde los puntos de la extracción así como en diferentes puntos de la cadena de comercialización, esto es, los Terminales pesqueros de Ventanilla, Villa María y Chorrillos.

Se trabajaron las siguientes dosis de irradiación 1, 1.5 y 2 kGy, con la finalidad de prolongar la vida útil de los filetes de Jurel, empacados en Nylon 6 y almacenados en refrigeración (2°C). Se concluyó que la dosis de 1 kGy fue suficiente para la eliminación total del *Vibrio cholerae* inoculado en la cantidad de 1.98×10^8 ufc/g., esta dosis permitió, además, la conservación de los filetes de Jurel, a una temperatura de 2°C, por 18 días, en un estado cercano a la

Frescura, sin alterar significativamente sus características físicas-químicas y sensoriales. Las pruebas sensoriales son las más relevantes en este tipo de investigaciones, por lo que se usó un panel entrenado conformado por 7 colaboradores a los que se les brindó muestras crudas y cocidas, concluyéndose que la diferencia entre producto irradiado y no irradiado fue casi imperceptible durante el almacenamiento.

1.20 ELIMINACION DE *Vibrio cholerae* EN CONCHAS DE ABANICO (*Argopecten purpuratus*) MEDIANTE EL USO DE RADIACION GAMMA

Z. Torres

Para esta experiencia se preparó un Acuario de capacidad de 150 lts., con la finalidad de poder realizar la inoculación "in vivo" de las Conchas de Abanico (*Argopecten purpuratus*) con la cepa de *Vibrio* cólera endémico EL TOR, serotipo Inaba; a través de la contaminación previa del agua, tal y como se realiza en forma natural en el medio marino. De modo de evitar la competencia entre microorganismo se tuvo que esterilizar el agua antes del proceso de inoculación, utilizando para ello un equipo de ozonización.

La contaminación de *Vibrio cholerae*, encontrada en las conchas de Abanico después de 2 horas de inoculada el agua, fue de una concentración de $1,12 \times 10^8$ ufc/g; con lo cual se obtuvo un valor de D_{10} de 0,143 kGy o 143 Gy con un coeficiente de determinación de 0,97, teniéndose como sustrato al producto tratado.

Se determinó que la dosis óptima de irradiación fue de 1 kGy, para las conchas de abanico almacenadas a 2°C y 85% de H.R., ya que con esta dosis se consigue una extensión de la vida útil de hasta 20 días, sin que sus características físicas-químicas y sensoriales se vean afectadas significativamente.

1.21 EVALUACION DE GAMMAGRAFIA OSEA Y CA 15-3 SERICO EN METASTASIS Y OSEAS POR CANCER DE MAMA

G. Mendoza, R. Cano, R. Morales y C. Guzmán

El CA 15-3 es un marcador tumoral (TM) útil en el seguimiento de cáncer de mama. El objetivo del presente trabajo es reportar la experiencia del Centro de Medicina Nuclear (*) y establecer la proporción de concordancia entre la gammagrafía ósea y el CA 15-3 en pacientes portadores de cáncer de mama que acudieron al departamento de Senos, Huesos y Tumores Mixtos del INEN de Junio a Diciembre de 1993. De 100 pacientes que acudieron para dosajes de CA 15-3 se seleccionó 52 a los que se les solicitó simultáneamente CA 15-3 y gammagrafía ósea. Las edades fluctuaron entre 21 y 67 años (media de 44,57 años). La gammagrafía ósea se realizó con metilendifosfonato marcado con Tc 99m, utilizando una Maxicámara GE AZS-400, obteniéndose imágenes segmentarias con 1000 k en la imagen básica (tórax posterior) y similar tiempo en imágenes posteriores. El dosaje de CA 15-3 se realizó en suero, mediante la técnica de IRMA (ELSA CA 15-3 CIS Bio France). El lapso entre el dosaje y la gammagrafía ósea fue no mayor de diecisiete días. De 52 pacientes, 44 (85%) presentaron gammagrafía ósea negativa, con una media de CA 15-3 de 17,06 U/ml (DS 15,4); y 8 pacientes (15%) presentaron gammagrafía ósea positiva con una media de CA 15-3 de 41,6 U/ml (DS 23,0). Los rangos del MT fluctuaron entre 4,6 y 96,0 para el primer grupo y entre 10,1 – 74,0 U/ml para el segundo. Según los resultados obtenidos y tomando como punto de corte de 30 U/ml, la sensibilidad del CA 15-3 fue de 62,5% y la especificidad de 93,2% estableciéndose valores predictivo positivo y negativo de 62,5% y 93,2% respectivamente. En la población estudiada existió diferencia significativa en las concentraciones medias de CA 15-3 ($p=0,0361$) entre las pacientes con gammagrafía ósea positiva y negativa. El elevado valor predictivo negativo del CA 15-3 puede ser de utilidad para discriminar los pacientes a las que se les practicará gammagrafía ósea.

1.22 HALLAZGO INCIDENTAL DE OSTEOARTRITIS DE RODILLA EN GAMMAGRAFIAS OSEAS DE PACIENTES CON SOBREPESO Y DIAGNOSTICO NEOPLASICO

R. Regalado (1), R. Morales, R. Cano, G. Mendoza, L. Vidal (2)

⁽¹⁾ Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas

⁽²⁾ Hospital María Auxiliadora

Los estudios de gammagrafías óseas en el Centro de Medicina Nuclear (IPEN-INEN), a pacientes con diagnóstico de neoplasia entre Enero de 1995 y Junio de 1996, permitió el hallazgo incidental de imágenes hipercaptadoras en las rodillas de 28 pacientes, asociadas a una artropatía asintomática: osteoartritis.

Se revisaron las historias clínicas y gammagrafías óseas de estos pacientes obteniendo el peso, talla, ocupación, sintomatología, diagnóstico neoplásico y diagnósticos gammagráficos previos.

Se incluyeron pacientes menores de 66 años, asintomáticos, que no presentaban focos secundarios, sin antecedentes de artropatías y con un Índice de Masa Corporal mayor o igual que la clase I. Se clasificó la artropatía según la localización del compartimiento comprometido en la rodilla.

Del cálculo del Índice de Masa Corporal de cada paciente se obtuvo: Clase I=12, Clase II=11, Clase III=3 y en Clase IV=1.

La localización de las lesiones osteoartriticas en la rodilla que predominó fue la rotuliana.

Se discute el factor que influye sobre la ausencia de síntomas de la enfermedad, la relación obesidad – osteoartritis y la utilidad de las gammagrafías óseas en el diagnóstico de la artropatía en estas pacientes.

1.23 DISEÑO Y DESARROLLO DEL SISTEMA MULTISONDA PARA APLICACIONES CON RADIOTRAZADORES

O. Baltuano

La utilización de los radioisótopos en estudios de hidrología y aplicaciones industriales es importante por cuanto estos elementos permiten realizar el seguimiento de materiales o líquidos en condiciones de difícil medición. Este trabajo presenta los detalles básicos del desarrollo de un sistema de medición nuclear multipropósito en circunstancias que se utilicen radiotrazadores. Tal sistema en principio deberá poder manejar dos cadenas de medición monocanal y un pequeño sistema multicanal para la calibración de los amplificadores.

1.24 DISEÑO Y DESARROLLO DEL SISTEMA INTERCAMBIADOR DE MUESTRAS DE PRECISION

O. Baltuano

Este trabajo detalla aspectos relacionados con el desarrollo electrónico necesario para la modificación del actual sistema de intercambiador de muestras del Grupo de Química por un nuevo sistema más avanzado que proporcione mayor precisión en el posicionamiento de las muestras, mejor eficiencia en la adquisición de datos y una mayor versatilidad en el sistema de control que permita una fácil adaptación a posibles cambios en el equipamiento o en el proceso mismo de trabajo. Los desarrollos realizados proporcionan el sistema electrónico necesario para el manejo de 2 sistemas de intercambiadores. Este informe incluye algunas modificaciones de último momento realizadas sobre las tarjetas de impresos, además de algunos alcances aclaratorios que complementan el documento IM01-OBE del 7 de julio de 1997.

2

*Dirección General de
Instalaciones*

2.1 PROTOCOLOS DE CONTROL DE CALIDAD PARA AGENTES DE RADIODIAGNOSTICO Y RADIOFARMACOS

A. Robles, M. Condor, J. Caballero, C. García, M. Benites

Para realizar los controles de calidad de radiodiagnóstico (ARD) más conocido como kits y a los A.R.D. marcados con Tc-99m (radiofármaco), se han efectuado procesos en base a la recopilación de métodos farmacopeas, literatura, manuales y otros desarrollados en los laboratorios. Los protocolos de control de calidad comprenden a los controles físico-químicos y biológicos. Los controles físico-químico que se describen para los A.R.D. son con las siguientes características físicas, tamaño y número de partículas pH identificación química, humedad, estaño II y como controles biológicos esterilidad, toxicidad aguda y determinación de endotoxinas bacterianas (LAL).

Los controles físico-químicos que se describen a los radiofármacos marcados con Tc-99m son pH y pureza radioquímica y como control biológico la distribución biológica.

2.2 SINTESIS Y MARCACION DE LA META-IODOBENCILGUANIDINA CON IODO-131

J. Miranda, J. Herrera, A. Robles, J. Caballero, A. Portilla, L. Ticona

La síntesis de la meta-iodobencilguanidina (m-IBG) se lleva a cabo mediante la condensación de la m-iodobencilamina y posterior formación de la sal de hemisulfato. Se caracteriza e identifica el producto sintetizado por espectroscopia IR y determinación del punto de fusión. Los ensayos de toxicidad agua realizados en ratones demuestran que el producto sintetizado no es tóxico. El método de marcación del hemisulfato de m-IBG con I-131 se realiza por intercambio isotópico nucleofílico, la reacción es catalizada con sulfato de cobre en presencia de sulfato de amonio a la temperatura entre 140 a 150°C. Los ensayos de distribución biológica en ratas wistar, presentan un valor promedio de 1,54% de dosis inyectada por gramo de órgano en glándulas suprarrenales, estos valores son prometedores para la aplicación de este radiofármaco en radiodiagnóstico de tumores suprarrenales y en la obtención de imágenes de la médula adrenal, miocardio y glándulas salivales.

2.3 TECNICA DE LUMULUS AMEBOCYTE LYSATE (L.A.L.) PARA EL CONTROL DE ENDOTOXINA BACTERIANA EN AGENTES DE RADIODIAGNOSTICO (KITS) Y RADIOISOTOPOS

M. Morote, A. Robles, B. Ramos, M. Otero

Para realizar el control de endotoxinas bacterianas en los agentes de radiodiagnóstico (A.R.D.): HEMTEC, DEIDA, PPI, AMD, GHCA, RENTEC, DMSEA, MAA, TSC, HERTEC, DTPA, BRATEC Y EDTMP, así como a los radioisótopos I-131 y Tc-99m, se ha elaborado un procedimiento en base a la técnica rápida de kits individuales, L.A.L. Se inicia con la determinación de los siguientes valores: volumen de inyección (V.I.), límites de endotoxina (L.E.), máxima dilución válida (M.D.V.), masa total (M.T.), volumen de reconstitución (V.R.), concentración (mg/ml) y la dilución final (D.F.). Posteriormente, se realiza el procedimiento para la realización del control «in vitro» de los agentes de radiodiagnóstico o radioisótopos con los kits individuales L.A.L que comprende: la reconstitución de la muestra a controlar, dilución de la misma, inoculación de la muestra diluida a los tubos L.A.L. e incubación a 37°C por una hora. Finalmente, se describe la interpretación de los resultados, mediante la observación de formación o no de gel en los tubos L.A.L.

2.4 DISTRIBUCION BIOLOGICA DEL EDTMP-Sm 153 POR EL MÉTODO DEL ESTANDAR EXTERNO

J. Caballero, A. Portilla, B. Cuya

El agente radioterapéutico EDTMP-Sm-153 se produce en la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR) con una pureza radioquímica superior al 99%.

Mediante la distribución biológica por el método del estándar externo se van a determinar el modelo biológico ideal y el tiempo óptimo de localización en el tejido óseo del EDTMP-Sm-153.

Se realiza la biodistribución de dicho agente con ratones CPW a diferentes tiempos: 0,5; 1; 2; 3 y 6 horas, y en ratas wistar por 3 y 24 horas, a los cuales se les administra 0,1 ml de EDTMP-Sm 153 equivalente a una actividad de 100 mCi. El tiempo óptimo de biodistribución es de 3 horas y el modelo biológico que presenta mejores resultados es la rata wistar.

Posteriormente, se efectúan controles biológicos correspondientes a 30 lotes diferentes mediante el método del estándar externo y los resultados se procesan con la ayuda de un diseño de evaluación biológica en el programa Excel.

Finalmente el porcentaje de fijación ósea en fémur es superior a 1% de la dosis inyectada y se observa una rápida depuración del producto en el resto de órganos.

2.5 SINTESIS, FORMULACION Y MARCACION DEL N,N'-BIS-L-(1-CARBOXI-2-MERCAPTO) EETILETILENDIAMINA CON Tc-99m

A. Robles, J. Herrera, I. Petzoldt, J. López

El N,N-Bis-L-(1-carboxi-2-mercapto) etiletilendiamina (EC), es un derivado de las moléculas del tipo diaminoditiol (DADT), que es un ligando tretadentado que forma con el oxotecnecio (V) un complejo de estructura tetragonal (Ec-Tc-99m). La síntesis del EC se realiza en dos etapas. La primera consiste en la obtención del ácido tianolidin-4-carboxílico se realiza mediante la reacción de condensación entre la L-cisteína y el formaldehído. El rendimiento que se obtiene es del 82% y el p.f. está entre 195 a 197°C. Se realizan análisis por espectroscopia infrarroja e identifican los grupos funcionales característicos de la molécula. La segunda etapa consiste en la reducción del ácido tiazolidin-4-carboxílico con sodio metálico en amoníaco líquido.

El rendimiento que se obtiene es del 15% con p.f. entre 254 a 255°C y mediante los análisis por espectroscopia infrarroja se identifican los grupos funcionales característicos del Ec.

La formulación y la marcación del Ec se basa en el procedimiento de Verbruggen. La formulación consiste en disolver el Ec con buffer fosfato 0,05M con pH-12, para luego adicionar 500 mg de cloruro de estaño deshidratado.

Los parámetros de marcación estudiados son pH, concentración estaño-II presente, tiempo de reacción post-marcación, los resultados reportan una pureza radioquímica mayor al 95% a pH 12 a los 15 minutos de reacción a temperatura ambiente, luego se lleva a pH 7 con buffer fosfato 0,5M de pH 5.

Los controles radioquímicos se realizan por cromatografía ascendente, contenido de estaño por espectrofotometría visible y se concluyó con la prueba de toxicidad aguda al producto sintetizado en nuestros laboratorios.

2.6 ESTUDIO DE ESTABILIDAD PARA AGENTES DE RADIODIAGNOSTICO MARCADOS CON Tc-99m

M. Benites, A. Robles, M. Otero

El presente estudio se basa en la evaluación de los resultados de pureza radioquímica en tres agentes de radiodiagnóstico (A.R.D.), marcados con Tc-99m, tales como: pirofosfato de sodio (PPi), ácido dietilacetanilida iminodiacético (DEIDA) y la sal trisódica cálcica dietilentriaminopentacético (DTPA); los que se han controlado por un período de 3 años.

El tratamiento estadístico de los datos se realiza empleando el programa Excel, por el cual se determina el tiempo real de expiración, mediante la extrapolación de la recta por regresión lineal hasta un límite inferior del 95% de pureza radioquímica.

De acuerdo al estudio, los tiempos de expiración son: de 3 años para el DTPA, 8 meses para el PPi y 5 meses para el DEIDA.

El presente estudio permite establecer un producto de estabilidad aplicada a otros A.R.D.

2.7 ESTUDIO DE OPTIMIZACION DEL CONSUMO DE ENERGIA ELECTRICA EN EL RP-10

J. Castro

El presente estudio describe y evalúa los parámetros relacionados al costo en el consumo de energía eléctrica del RP-10 para las operaciones del reactor nuclear, para lograr optimizar a corto plazo el consumo energético, sus costos u lograr con ello el control sistemático en todas sus modalidades de operación.

El estudio parte del análisis de los costos estimados de consumo de energía eléctrica del Centro Nuclear, de tal manera que puedan referirse sólo al consumo de la subestación No. 2 perteneciente al RP-10. El estudio trata de relacionar el consumo eléctrico del reactor con los costos de energía activa máxima potencia demandada por el Centro Nuclear, antes y durante las operaciones programadas.

Es posible determinar los costos de energía eléctrica del Reactor a partir del costo global de consumo de energía eléctrica del Centro Nuclear. Así se determinó que, durante las operaciones rutinarias para la producción de radioisótopos la subestación No. 2 indica un consumo de energía activa del 50% al 60% de consumo de energía activa del Centro Nuclear y el 100% máxima demanda de potencia; lo que comprueba el alto índice de participación del al subestación No. 2 en relación con el consumo global de energía eléctrica del Centro Nuclear.

2.8 DESARROLLO DE UNA HERRAMIENTA PARA MOVIMIENTO EN BANCO DE LAS BARRAS DE CONTROL DEL RP-10

A. Ramón, C. Padilla

El proyecto realizado consiste en usar una micro-computadora compatible, software de desarrollo LabWindows/CVI y tarjetas de adquisición de datos AT-MIO16-E10 y PC-DIO96 de la National Instruments para modificar la secuencia de movimiento de las barras del reactor y comandarlas a partir de una interfaz gráfica en pantalla de computadora, esta presentación gráfica esta dispuesto como una consola de instrumentos virtuales desde donde se puede realizar el movimiento de barras a realizar se ha previsto para tres casos que son: para movimiento de barras normal, para movimiento de barras de banco y para calibración de barras, estas experiencias involucran tener diferentes lógicas de movimiento de barras que determinarán la secuencia de movimiento de ellas. También se determinó controlar el cambio de rango automático de un módulo amplificador de corriente denominado «Amplificador de

Piloto Automático, que dado la ubicación estratégica de su detector (Cámara de Ionización Compensada) en el núcleo del reactor, entrega una corriente de flujo neutrónico que es considerado flujo promedio referencia de la distribución de flujo neutrónico superficial en el núcleo del reactor; la lectura y monitoreo de esta señal permite llevar al reactor a una determinada potencia siendo la corriente de esta señal proporcional a la potencia a la cual queremos llevar al reactor.

Las ventajas que han de obtener con este sistema es la de actualizar en tecnología la consola de mando, conseguir una distribución de flujo neutrónico más uniforme a menor quemado de combustible y lograr un quemado uniforme del combustible nuclear.

2.9 EVALUACION DEL ESTADO RADIOSANITARIO DEL RP-10

L. Zapata, J. Villanueva, R. Páucar

La aplicación de las técnicas de prevención y limitación de riesgos que ejecuta el Grupo de Radioprotección permiten la utilización del RP-10 en forma controlada y con el mínimo riesgo que, por otra parte se ha logrado sea inferior al de otras actividades humanas. El presente trabajo tiene como objetivo mostrar un resumen de las actividades y controles radiosanitarios realizados al personal que labora en áreas controladas y supervisadas del reactor, así como a las propias instalaciones y que corresponden al período 1990-1996. Finalmente concluimos, de los resultados obtenidos en los monitorajes y controles radiológicos, que en ningún caso se ha superado los límites autorizados por la Autoridad Licenciante (OTAN).

2.10 SOFTWARE PARA CALCULO DE COSTOS DE PRODUCCION DE BIENES Y SERVICIOS DEL IPEN

J. Guarnizo, O. Anaya, J. Condori

Se ha desarrollado e implementado la primera versión del Programa COSTIPEN, el cual sirve para estimar y calcular el costo de producción de bienes y servicios que se presta en el IPEN.

Este programa tiene definida una estructura de costos clásica que requiere la introducción de datos de costos unitarios y cantidades correspondientes a cada unidad de producción de un bien o un servicio.

Además de calcular los costos de producción, el programa COSTIPEN permite realizar análisis de sensibilidad de precios y costos en función de los parámetros utilizados para el cálculo de una manera gráfica, directa e interactiva. Asimismo tiene la opción de realizar la gráfica de PARETO para visualizar la importancia de cada componente en cualquier producto o servicio.

2.11 PRODUCCION DE ALAMBRES DE IRIDIO 192 EN EL REACTOR NUCLEAR RP-10 PARA USO EN BRAQUITERAPIA

R. Páucar, C. Picón (1), J. Condori, J. Guarnizo, O. Anaya, M. Nieto A. Zapata.

(1) Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas

Actualmente en el RP-10 se produce radioisótopos para utilizarlo en medicina nuclear, con la producción del iridio 192 se abre una nueva etapa en la radioterapia, su utilización en el tratamiento y curación de diferentes tipos de cáncer, en especial los más frecuentes en nuestro país como son el cáncer de cuello uterino y el de mama.

En el Reactor RP-10 hemos desarrollado una metodología para producir alambres de iridio 192. Se ha creado una trampa de neutrones en una posición del núcleo H3, para lograr el

incremento y homogeneidad del flujo de neutrones térmicos. Posteriormente se ha irradiado alambre de iridio flexible de 0,3 mm de diámetro y 50 cm de largo para finalmente caracterizarlo para su uso clínico.

El flujo térmico máximo en la posición H3 es de $9,0E+13 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$. La homogeneidad de la distribución del iridio 192 a lo largo de los 50 cm de alambre fue de 4%, la actividad en línea fue de 2,4 y 4,5 mCi cm^{-1} para 8 horas de irradiación. Valores que nos muestran la factibilidad de producir alambres con la actividad específica para terapia de baja tasa de dosis (LDR) comprendida entre 1 y 4 mCi. cm^{-1} .

2.12 SOFTWARE PARA ESTIMACION Y CALCULO DE CONSUMO DE ENERGIA ELECTRICA EN EL CENTRO NUCLEAR

J. Guarnizo, R. Santivañez

Se ha desarrollado e implementado la primera versión del Programa ELECTRA, el cual sirve para estimar y calcular el costo de consumo de energía eléctrica en el Centro Nuclear «RACSO» del IPEN.

La entrada de datos es flexible y permite realizar análisis de sensibilidad de sus parámetros de manera directa.

Se han hecho las validaciones correspondientes con facturas de consumo de electricidad de meses pasados y se han obtenido los resultados correctos.

2.13 INTRODUCCION A LA SIMULACION DEL METODO MONTE CARLO MCNP APLICADO A LA FISICA DE LAS RADIACIONES

R. Páucar, G. Lázaro, F. Parreño

MCNP (Monte Carlo N-Particle) es un código que simula el transporte de partículas a través de la materia por el método de Monte Carlo. En su origen N P significaba «neutrones» y «fotones», pero las versiones recientes incluyen transporte de electrones y de ahí lo de «n-particle». Se trata de un código de geometría generalizada y de propósito general, cuyo uso está ampliamente extendido en aplicaciones variadas, que van desde cálculos de criticidad de diseño de blindajes.

El código está escrito en FORTRAN 77 estándar y su adaptabilidad a diferentes máquinas es muy amplia.

En el presente trabajo se hace una revisión del método general de Monte Carlo, lo que incluye las transformaciones que sufren las variables aleatorias y los criterios de aceptación y rechazo del método, para posteriormente introducirnos al conocimiento del código de cálculo de Monte Carlo MCNP. Finalmente, se presenta una simulación, cuyo objetivo es mostrar la forma de ingreso de datos y los resultados obtenidos con el MCNP.

2.14 ADAPTACION DEL REACTOR DE INVESTIGACION RP-10 PARA TERAPIA POR CAPTURA DE NEUTRONES

R. Páucar, M. Nieto, R. Bruna, O. Anaya, G. Lázaro, F. Parreño, M. Vela, Z. Pozo

La terapia por captura de neutrones (NCT) es un procedimiento experimental para lograr la selectiva irradiación del cáncer. Esto es realizado mediante la utilización de reacciones nucleares para generar partículas energéticas pesadas de corto alcance en el lugar y a través de la zona afectada.

En el presente trabajo se hace un resumen de las características funcionales del reactor RP-10 y un plan de trabajo para lograr una facilidad de irradiación para propósitos médicos. Esta facilidad de irradiación deberá proporcionarnos un adecuado flujo de neutrones en la profundidad del tejido humano o con un espectro variable de energía de los neutrones a través de la zona epitérmica, para permitir efectos profundos satisfactorios.

La facilidad de irradiación propuesta incluye una serie de modificaciones en la columna térmica del reactor para instalar un tubo radial de irradiación («beam hole») en el cual serán dispuestos diversos materiales (filtros) para modelar el espectro de energía de los neutrones en la posición de irradiación.

Este trabajo describe el reactor RP-10 y los recientes esfuerzos para asegurar la designación de la facilidad de irradiación de neutrones para NCT.

2.15 INTRODUCCION A LA SIMULACION DEL CODIGO MONTE CARLO MCNP Y SUS APLICACIONES EN FISICA MEDICA

R. Páucar, F. Parreño

La simulación por Monte Carlo es una herramienta con que la física médica cuenta para el desarrollo de sus investigaciones. El interés por esta herramienta es creciente, como podemos observar en las principales revistas científicas *Medical Physic* y *Medical Biology* de los años 95-96, donde el 27% de los artículos tratan sobre temas de Monte Carlo y/o sus aplicaciones en el transporte de la irradiación. En el equipo de física médica nuclear, del Grupo de Cálculo, Análisis y Seguridad, estamos implementando y haciendo uso de los códigos Monte Carlo N-Particle, (MCNP4a), Series Integradas Tiger (ITS) y Electron Gamma Shower (EGS4).

En este trabajo se presentan los lineamientos generales del método de Monte Carlo y las aplicaciones más usuales en Física Médica. Asimismo, como parte del modelado del espectro de neutrones en una facilidad de irradiación del RP-10 se presenta la simulación en MCNP de la variación del espectro de una fuente de Am-Be con diferentes espesores de parafina.

2.16 AUTOMATIZACION Y CONTROL DE UNA PLANTA DE TRATAMIENTO QUIMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS

M. Mallaupoma, A. Ayala, M. Quevedo

El presente trabajo tiene como objetivo presentar el desarrollo de un sistema de automatización y control en una planta de tratamiento químico de residuos radiactivos líquidos de baja y mediana actividad.

Se muestra el sistema de control establecido para la Planta de Tratamiento Químico del Centro Nuclear «RACSO» que es el tipo ON-OFF secuencial y con retroalimentación. Se ha considerado este tipo de control de acuerdo a los volúmenes a tratar en la planta porque el tratamiento es por lotes.

El sistema será gobernado por un Controlado Programable (PLC) de característica modular con un mínimo de 24 entradas digitales, 01 entrada analógica, 16 salidas digitales y 01 entrada analógica.

Las entradas y salidas digitales son específicamente en los sensores de nivel de los tanques y en el control de las electroválvulas del tipo solenoide. Las entradas y salidas analógicas han sido consideradas en el control de pH.

Se ha dividido el sistema integral en tres lazos de control. Se muestra los lazos correspondientes considerados para la operación de la planta, la cual cuenta con tanques de almacenamiento, acondicionamiento, tratamiento y de clarificado.

Para la simulación se ha utilizado el software Lookout de National Instruments, lo cual nos proporciona una herramienta importante no solo en esta fase de diseño, ya que en la práctica este software será empleado como sistema SCADA.

Finalmente se analiza las ventajas y bondades que involucra el sistema de automatización en este trabajo específico ya que se logra reducir las dosis de radiación que recibirá el personal ocupacionalmente expuesto y asimismo, se logra mejorar la confiabilidad de operación del sistema integral.

2.17 CARACTERIZACION DE LA COLUMNA TERMICA DE IRRADIACION DEL RP-10 CON EL MCNP4B PARA IRRADIACION DE MUESTRAS

G. Lázaro, R. Bruna, R. Páucar

Este trabajo de investigación se define en determinar la calidad del flujo neutrónico en diferentes zonas de interés de la columna térmica para propósitos de irradiación de muestras. El mapeo se hace en cada punto de volumen de la columna térmica. Este cálculo de flujo tridimensional se simula con el código MCNP4B, que a la fecha se ha simulado la geometría de diseño de la columna tal como esta montada. Se ha verificado la definición de las celdas y la geometría de cada una de ellas en diferentes cortes y planos. El propósito en la fase final será la de diseñar las celdas de irradiación tanto en geometría como en materiales con las que deba estar compuesta, para lograr la mayor calidad del flujo térmico.

2.18 DISEÑO Y DESARROLLO DEL SISTEMA DE MONITOREO NEUTRÓNICO EN LA SALA EXPERIMENTAL DEL RP-10

E. Cunya

El informe describe la concepción y ejecución de un monitor digital de neutrones utilizando para su construcción la electrónica básica de un medidor analógico, adicionalmente la interface necesaria para el control de un panel de presentación de lectura a través de un puerto serial.

2.19 DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE UNA INTERFASE ENTRE UNA PC Y UN SCANNER RECTILINEO PARA PEQUEÑOS ANIMALES

W. Gorriti, P. Arias

En la actualidad, el análisis en medicina nuclear ha revolucionado la medicina, por lo que se esta desarrollando nuevas técnicas en este campo, para ello las pruebas se hacen en animales pequeños y con ello se puede detectar ciertos problemas colaterales en el uso de los radioisótopos, la Planta de Producción de Radioisótopos cuenta con un Scanning Rectilíneo para pequeños animales, en la cual la información digital se recepciona en un dispositivo que a su vez plotea la información pero no se consigue mucha resolución lo que origina que el investigador tenga imágenes con una gran dispersión, si esta información fuera recepcionada por una microcomputadora las imágenes podrían ser mejoradas dando mayor de resolución, además de poder tener toda la facilidad que da la microcomputadora en el manejo de la información.

El investigador con estas pruebas puede mejorar los análisis de marcación cuando usa los isótopos, el caso más cercano es el de trabajar con marcadores Tecnecio 99m utilizado para Gammagrafías en la detección de enfermedades cancerígenas, esto está en relación estrecha con el trabajo que se realiza en el Centro de Medicina Nuclear.

2.20 EVALUACIÓN DE UNA INTERFASE ENTRE UNA PC Y UNA CÁMARA GAMMA QUE LA CONVIERTE DE ANALOGÍA A DIGITAL

J. Paez, E. Valdivia

Las ciencias médicas, desde el descubrimiento de los rayos X, de las radiaciones ionizantes y apoyado en los avances de la Tecnología e Ingeniería ha desarrollado métodos de diagnóstico pro imagen para evaluar los distintos órganos que conforman nuestro organismo.

Uno de estos métodos es la Medicina Nuclear que nos permite observar la funcionalidad de nuestros órganos, cuando les aplicamos ciertos fármacos marcados con sustancias radiactivas.

Las imágenes obtenidas se les denomina gammagrafías y es el método de elección para el diagnóstico temprano de determinados problemas óseos y de tumores, de metástase en diversos órganos, de estudio hepáticos, de tiroides y de ciertos estudios circulatorios.

Los equipos de cómputo se han modernizado rápidamente por lo que ya no se tiene las limitaciones en cuanto a memoria de trabajo, grabación de archivos, procesamiento de la información; esto permite un óptimo resultado de los estudios realizados por diagnóstico por imágenes, y lo que es más importante que la tarjeta interfase fue evaluada en un Microcomputador personal, desde el tratamiento y procesamiento de la señal hasta la obtención de las imágenes respectivas. Quizás lo más resaltante de este trabajo es que se tiene todo el procedimiento para el tratamiento y procesamiento de las señales que pueden ser aplicados a cualquier sistema, donde se quiera trabajar con imágenes. Solamente mediante pruebas apropiadas se pudo determinar la performance del sistema cámara-computador, sin embargo hay una serie de parámetros que se toman en cuenta en las pruebas de aceptación como son:

- Resolución Energética
- Linealidad Integral y Diferencial del CAD
- Resolución Espacial
- Operación de la tasa de conteo
- Exactitud temporal en la captura de datos.

2.21 ESTUDIO Y PRUEBAS DE FUNCIONAMIENTO DE LOS SISTEMAS ESPECTROMETRICOS PARA ESPECTROMETRIA GAMMA PORTÁTILES

J. Paez, I. Obadia

El sistema de Espectroscopía de Canberra combina un equipo superliviano portable (3.2 Kgr. Total de peso) con un laboratorio de gran performance. El sistema de Espectrometría INSPECTOR de Canberra combina un super liviano portable, con un laboratorio de microcomputadoras personal NOTEBOOK, un completo sistema de adquisición de datos y análisis a través de un GENIE-PC software, que hace con los laboratorios basados en GENIE Sistemas.

El sistema básico esta compuesto por los siguientes componentes:

- Model 1200 Inspector acquisition Electronics unit
- Model S404 Basic Spectroscopy Software Disks
- Model S403 PROCOUNT-PC Software cable
- One 60cm computer communication cable
- One 3m composite preamplifier cable
- Two NiCd batteries, One Sony Ac adapter/charger
- A three volume user's manual. A carrying case

Para completar el sistema la micorcomputadora Notebook necesita el Software OS/2 version 2.0 or mayor.

El modelo 1200 Unidad Electrónica de Adquisición INSPECTOR esta compuesto por:

Low voltage power supply for the preamplifier

High voltage power supplies

Shaping amplifier

8K ADC 100 Mhz Wilkinson type

32 Bits/channel counting capacity

Todos los parámetros electrónicos son completamente programables.

La instalación del OS/2 requiere de un procedimiento de instalación personalizada o standard se debe trabajar con tarjetas de alta confiabilidad, por ejemplo en nuestro caso se presentaron problemas en la instalación del Sistema Operativo OS/2 con la tarjeta de Video de 1 Mbyte de RAM y 640 x 400 pixels, sin embargo los requisitos mínimos son de 640 x 480 pixels.

El Sistema Inspector de Canberra es un módulo diseñado para trabajar como un Sistema de Espectroscopia.

El sistema inspector provee de capacidad completa para la adquisición de datos y análisis.

El sistema inspector trabaja bajo un módulo de Software llamado GENIE-PC Software

2.22 DETERMINACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE RADÓN AMBIENTAL POR MEDIO DE LA ESPCTROMETRIA ALFA UTILIZANDO DOS SISTEMAS DE ESPECTROSCOPIA MODULAR E INTEGRADO

L. Sajo, J. Paez, J. Cabello, P. Perruccio

Para determinar la concentración de Radón en el aire se utilizaron dos diferentes espectrómetros Alfa y tres diferentes detectores de Barrera Superficial.

Después de presentar los parámetros operacionales y los métodos de calibración, se reporta un nuevo método de calibración cuando no se disponga de una fuente alfa adecuada.

La concentración de la radiación Alfa presente en el aire, en los laboratorios de medición varía entre 6.3 y 51.4 Bg/m³. De los resultados obtenidos se observó una deferencia entre la concentración de Radón IN-DOOR y OUT-DOOR de un factor 7. La concentración en promedio obtenido es de 28.8 Bg/m³ que es comparable con los valores reportados en la literatura (25 Bg/m³).

El método espectrométrico para medir los productos de decaimiento del radón es bien conocido y existen establecidos protocolos de ejecución para los sistemas más utilizados. En este caso se siguió las recomendaciones de la US-EPA 520/1-86-04. Especialmente consiste en filtrar el aire con un flujo constante de pro ejemplo 15 litros/min.

Utilizando papel de filtro con poros con diámetro menor de 1 μ m, existe una dependencia entre el número de cuentas ALFA y el tiempo de filtrado a flujo constante, esto no es, una función lineal como era de esperarse, se ha determinado que el tiempo de filtrado para obtener el mejor coeficiente de retención es de 20 min.

Se han medido dos docenas de espectros con los espectrómetros referidos, dentro y fuera de la edificación con el resultado de haber un valor de mayor concentración de radón en el ambiente cerrado.

Se encuentran en el presente trabajo las gráficas que ilustran los resultados.

2.23 ELABORACIÓN DE LOS PROTOCOLOS DE OPERACIÓN DE LOS MONITORES DE AEROSOLES

B. Mendoza, F. Uribe

Con estos protocolos se trata de fijar los parámetros de operación de los monitores; empezando de la fuente de alimentación, amplificadores y analizadores de simple canal, como también la fuentes de voltaje y el módulo de procesamiento.

MONITOR CONTINUO DE IODO

Modelo SJM 1000

Fuente de alimentación Voltajes +5, +15, -15

Amplificador y Analizador de Simple Canal.- UL: 2.04 LL:1.62

Módulo SCA-B!D.- Monocanal de compensación, UL: 2.42, LL: 2.22

Fuente de Alto Voltaje.- Voltaje de Operación: 722 voltios

Módulo de Proceso MAB 1000.-

Es el módulo de procesamiento, existen dos niveles de alarma en cuentas que son prefijados por el operador y que siguen la siguiente fórmula: $N = X, Y \ E \ Z$

X,Y: Son números entre 0,9

Z: Es un número entre -2 y 7

E: Exponente

Se hace una descripción y uso de todos los controles del monitor.

MONITOR CONTINUO DE AEROSOLES

Modelo SAM 1000

Fuente de alimentación: Voltajes +5, +15, -15

Amplificador y Analizador de Simple Canal.- UL: 7.5 LL:1.75

Módulo SCA-B!D.- Monocanal de compensación, UL: 10.00, LL: 10.00

Fuente de Alto Voltaje.- Voltaje de Operación: 796 voltios

Módulo de Proceso MAB 1000.-

Es el módulo de procesamiento, existen dos niveles de alarma en cuentas que son prefijados por el operador y que siguen la siguiente fórmula: $N = X, Y \ E \ Z$

X,Y: Son números entre 0,9

Z: Es un número entre -2 y 7

E: Exponente

Se hace una descripción y uso de todos los controles del monitor.

MONITOR CONTINUO DE GASES NOBLES

Modelo SEM 1000

Fuente de alimentación: Voltajes +5, +15, -15

Amplificador y Analizador de Simple Canal.- UL: 7.5 LL: 0.2

Módulo SCA-B!D.- Monocanal de compensación, UL: 10.00, LL: 10.00

Fuente de Alto Voltaje.- Voltaje de Operación: 720 voltios

Módulo de Proceso MAB 1000.-

Es el módulo de procesamiento, existen dos niveles de alarma en cuentas que son prefijados por el operador y que siguen la siguiente fórmula: $N = X, Y \ E \ Z$

X,Y: Son números entre 0,9

Z: Es un número entre -2 y 7

E: Exponente

Se hace una descripción y uso de todos los controles del monitor.

2.24 EVALUACIÓN DE SISTEMAS ESPETROMETRICOS PORTÁTILES QUE SE UTILIZAN EN LOS LABORATORIOS DE INSTRUMENTACIÓN NUCLEAR PARA REALIZAR ESPECTROSCOPIA GAMMA

J. Paez

En el presente trabajo se ha realizado la evaluación de tres sistemas espectrométricos modulares portátiles, utilizadas en instrumentación nuclear para Sistemas de Análisis en Espectroscopia Gamma. Se presenta un número de ideas acerca de las funciones, comportamiento específico y las posibilidades de aplicaciones de cada sistema espectrométrico que son:

Inspector CANBERRA, Odyssey 4 APTEC, wALKIAB SILENA

Los resultados demuestran que los que utilizan Full Software tienen la ventaja de poder alcanzar condiciones experimentales que requieren de mayor flexibilidad y adaptabilidad en su configuración, tal es el caso de un amplificador de espectroscopia que requiera de condiciones mas complejas incluyendo un estabilizador digital de picos que se hace vía la Notebook incluida en el Sistema Modular. En el presente trabajo se hace una descripción específica del Sistema Modular Portátil INSPECTOR CANBERRA. Además se ve la tendencia para los próximos años de usar este tipo de sistemas modulares, ya que son el software que manejar lo hacen muy versátiles y pueden adaptarse a cualquier experimento ya sea en planta o en el laboratorio, cada sistema cuenta con un paquete de baterías que le dan una performance de aprox. 4-8 horas de trabajo continuo. En la evaluación se demuestra que el Sistema Modular Portátil APTEC es el que cumple la mejor performance. Los costos de estos equipos son de orden de \$ 25,000 dólares. Aunque no es una desventaja pero es buena indicarla que estos Sistemas requieren de máquinas más potentes y de mayor capacidad, en este reporte se ve toda la secuencia de la instalación del Software del Inspector Canberra que utiliza el Sistema Operativo IOS/2 que como sabemos es un software potente para multitareas. Algunas ventajas y desventajas del sistema Operativo OS/2

Ventajas del OS/2: Sistema Multitareas, Facilidad de trabajar con el sistema Operativo DOS y Windows. Puede procesar la información mucho más rápido, ya que aprovecha los tiempos inactivos del computador.

Desventajas del OS/2: Sistema Operativo muy poco conocido, con requerimientos de Hardware exigente.

En el presente informe se incluyen gráficas de performance del Inspector Canberra.

3

	<i>Dirección General</i>
	<i>de Seguridad Radiológica</i>

3.1 DETERMINACIÓN DE DOSIS ABSORBIDA EN CAMPOS DE FOTONES POR EL MÉTODO DE TANDEM

T. Benavente, J. Márquez, J. Santa Cruz

El presente trabajo tiene como objetivo desarrollar un método alternativo para determinar la dosis absorbida y la energía efectiva de fotones con una distribución espectral desconocida. El sistema empleado consiste de un "Tandem" formado por dos dosímetros termoluminiscentes de diferente dependencia energética.

Se utilizan dosímetros termoluminiscentes de LiF: Mg, Ti (TLD-100) y de CaF₂: Dy (TLD-200) y un sistema lector termoluminiscente Harshaw 3500. Los dosímetros son caracterizados con ⁹⁰Sr-⁹⁰Y, calibrados a la energía de ⁶⁰Co e irradiados con siete calidades de haces de radiación x, sugeridas por el ANSI N° 13 e ISO N° 4037.

Con los datos obtenidos se determinan las respuestas para cada tipo de dosímetro, las cuales son ajustadas a una función que depende de la energía efectiva de los fotones. El ajuste se realiza mediante el algoritmo de minimización de Rosenbrock. El modelo matemático utilizado para esta función tiene cinco parámetros de ajuste y está compuesto por una gaussiana y una recta.

Los resultados muestran que los parámetros de ajuste calculados reproducen los datos experimentales de las respuestas para cada tipo de dosímetro, con errores menores que el 5 %. La razón de las respuestas del CaF₂: Dy y el LiF: Mg, Ti, en función de la energía de la radiación, permite determinar la energía efectiva con errores menores que el 10 %. Asimismo, se encuentra que la dosis absorbida es determinada con errores del 20 %.

3.2 CARACTERIZACION DE HACES DE RAYOS X POR METODO DE ATENUACION PARA LA CALIBRACION DE DOSIMETROS PERSONALES

T. Benavente, J. Márquez, J. Santa Cruz

En el Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría del Instituto Peruano de Energía Nuclear se ha realizado la calibración de dosímetros personales en términos de las nuevas magnitudes operacionales, de acuerdo a las recomendaciones del ICRP, y del OIEA en sus Normas Básicas Internacionales de Seguridad. En la calibración de dosímetros se han empleado las calidades de radiación x, recomendadas por el ANSI Nro. 13, las cuales están caracterizadas por la tensión del tubo, la filtración total, la capa semirreductora, el coeficiente de homogeneidad, la energía media, y la resolución espectral.

La caracterización de los haces se ha efectuado utilizando el método de atenuación, determinando así las calidades de los haces empleados. Para obtener los datos de atenuación se han utilizado: un sistema generador de rayos x, a potencial constante ($V_{\text{máx}} = 320 \text{ kV}$; $I_{\text{máx}} = 10 \text{ mA}$); dos cámaras de ionización, una de placas paralelas de 30 cm^3 y otra cilíndrica de 35 cm^3 ; y filtros de aluminio y cobre de 99,99%

Los datos de atenuación obtenidos han sido ajustados a una función analítica, cuya transformada de Laplace es proporcional a la distribución diferencial de fluencia de fotones del haz de rayos x. Los resultados obtenidos para las capas semirreductoras, los coeficientes de homogeneidad y las energías medias, difieren en promedio en el 3, 30 y 4%, respectivamente, con respecto a los valores publicados en el ANSI N° 13. Las resoluciones espectrales determinadas por el método de atenuación se diferencian en promedio en el 9% de las resoluciones calculadas por la técnica de Montecarlo.

3.3 MEDICION DE RADIACION AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR «RACSO» USANDO DOSIMETRIA TERMOLUMINISCENTE

T. Benavente, E. Celedonio

El Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría del Instituto Peruano de Energía Nuclear realiza la medición de la radiación ambiental en la vecindad del Centro Nuclear del Perú «RACSO», debida a radiación gamma, utilizando la dosimetría termoluminiscente. Estas mediciones se realizan con el objetivo de garantizar la protección de la población en general y del medio ambiente, contra los riesgos radiológicos y posibles efectos dañinos producidos por las radiaciones ionizantes.

En la medición se utilizan dosímetros termoluminiscentes de $\text{CaF}_2:\text{Dy}$, por su alta sensibilidad a las radiaciones. Los dosímetros son caracterizados con ^{90}Sr , calibrados con ^{137}Cs , y leídos en el sistema lector termoluminiscente Harshaw 3500. Los dosímetros son ubicados en las direcciones sur, sur oeste, nor este y este, a aproximadamente 500 m con respecto a la posición geográfica del reactor.

Los resultados obtenidos de las tasas de exposición en las direcciones mencionadas, en el periodo comprendido entre los años 1993 y 1997, son: 10,4 uR/h (14,2%); 7,5 uR/h (13,5%); 7,9 uR/h (14,4%), 7,5 uR/h (14,0%), respectivamente. Los resultados han sido calculados con un nivel de confianza del 95% y considerando las correcciones debido a las características del material dosimétrico, precisión y calibración.

3.4 PRESENCIA DE ALTERACIONES CROMOSÓMICAS ESTRUCTURALES EN TRABAJADORES SIN HISTORIAL DE ACCIDENTES NI SOBREEXPOSICIONES

M. Espinoza, J. Alfaro, O. Acosta, Y. Cano

Se realizaron estudios citogenéticos en un grupo de trabajadores rutinariamente expuestos a radiaciones ionizantes para determinar los índices de anomalías cromosómicas. Se trabajó con muestras de sangre obtenidas de 15 voluntarios, sin historial de accidentes o sobreexposiciones y con una antigüedad laboral entre 6 meses y 14 años. En cada caso se tomó 10 ml de sangre venosa en condiciones estériles y se hicieron cultivos de linfocitos de acuerdo al protocolo establecido por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA, 1986) y adaptado para nuestro laboratorio. Se hizo el análisis cromosómico y se tomaron fotografías de las células de mayor interés. Para una mejor interpretación de los hallazgos -en los casos en que ha sido posible- hemos averiguado las dosis de radiación (mSv) acumuladas por las personas estudiadas durante su vida laboral.

En cada persona se analizó un número variable de células (entre 110 y 413), determinándose el número total de células analizadas (4050), el número de células normales (3995), los tipos de anomalías estructurales encontradas: dicéntricos (4), anillos (0), fragmentos (16), minutos (3), quiebras cromatídicas (14) y cromosómicas (1), figuras radiales (1), gaps (3) y translocaciones, marcadores, etc. (20).

Los límites de dosis establecidos en la Protección Radiológica son una especie de techo el cual no debieramos pasar nunca para aceptar que trabajamos dentro de un nivel de riesgo aceptable, es decir, un nivel de riesgo que estadísticamente sea comparable al de cualquier otra ocupación. Sin embargo esto no nos garantiza que, a nivel individual, nuestra particular radiosensibilidad inherente no nos haga mucho más sensibles a las radiaciones de lo que son otras personas y esto termine por hacernos vulnerables a niveles de radiación que en el papel están «dentro de un valor seguro».

No es extraño que dentro de los grupos de personas que hemos estudiado cromosómicamente a lo largo del tiempo -y en particular en el grupo descrito en la Tabla 1- hayamos encontrado personas que aún sin haber sufrido exposiciones accidentales o niveles de dosis elevados o

crónicos, presentan daño citogenético considerable. Esta situación se ilustra si comparamos los casos E y M. El primero con una dosis acumulada de 5070 mSv en 06 años no presenta ninguna alteración estructural en 259 células analizadas, en tanto que el segundo, también con 06 años de antigüedad en el trabajo con radiaciones y con menos dosis acumulada (4385 mSv), presenta tres anomalías cromosómicas estructurales (incluso un cromosoma dicéntrico) en apenas 267 células analizadas. En el presente estudio, de quince personas estudiadas 10 presentan aberraciones citogenéticas en una cantidad que excede las frecuencias consideradas normales en la población (casos B, D, F, H, I, J, K, M, U e Y).

Quedan algunas interrogantes que de alguna manera cuestionan aspectos de la vigilancia radiológica de los trabajadores ocupacionalmente expuestos : ¿Se cumplen cabalmente las normas, reglamentos y disposiciones legales vigentes en relación con la protección radiológica?, ¿Cuán confiable es el uso de dosímetros personales (dosímetros de película) en nuestro país?, si este sistema fuera confiable, ¿cómo se hace el control de calidad de tal dosimetría, quienes lo hacen, cada cuánto tiempo y cuales han sido los resultados?, ¿cuán seguros son los límites de dosis establecidos por Ley para el trabajo con radiaciones?, ¿cómo saber los niveles de radiosensibilidad inherente de cada persona y hasta qué punto estos niveles podrían limitar a una persona para el trabajo con radiaciones predisponiéndola a sufrir de cancer prematuramente? y finalmente, ¿cuán conscientes son los trabajadores ocupacionalmente expuestos sobre los peligros de las bajas dosis en el cuerpo humano?.

3.5 VIGILANCIA RADIOLOGICA MARINA EN EL LITORAL PERUANO

S. Gonzales, J. Osore, J. Martínez, E. López, R. Jara

En las últimas tres décadas, el planeta ha recibido una importante cantidad de radionucleídos artificiales los que se han dispersado como «fallout» troposférico y estratosférico depositándose en mares y océanos.

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) conjuntamente con el Instituto del Mar del Perú (IMARPE), ejecutan desde 1993 el «Programa de Vigilancia Radiológica Marina en el Litoral Peruano». Constituyen objetivos del Programa el estudiar y evaluar los niveles de radiactividad en el litoral peruano, obtener información de base que sirva de referencia para estudios futuros y poder contar con capacidad de respuesta ante la comunidad nacional e internacional ante posibles eventos nucleares que pudieran afectar el medio ambiente marino.

Muestras de agua de mar (superficial y profunda), sedimentos y productos hidrobiológicos fueron colectados en 06 perfiles a lo largo del litoral peruano. El sedimento fue secado y pasado por tamíz de malla 200, los productos hidrobiológicos fueron lavados, pesados e incinerados, disponiéndolos en contenedores específicos para las geometrías de medición analítica. Las muestras de agua de mar fueron acidificadas, filtradas y luego evaporadas hasta la obtención de sales, asimismo, grandes volúmenes de agua de mar fueron concentrados utilizando fosfomolibdato de amonio para la detección de Cs-137.

Mediciones por espectrometría gamma de alta resolución y contajes betas totales equivalente a K-40 fueron realizados en el Laboratorio de Radiometría del Centro Nuclear «RACSO».

Los resultados indican que los niveles de radiactividad en aguas del litoral peruano, se encuentran por debajo de la concentración mínima detectable para Cs-137, utilizando métodos directos, sin embargo, niveles muy bajos del mismo radioelemento han sido detectados utilizando técnicas radioquímicas; lo cual puede atribuirse a los ensayos nucleares atmosféricos realizados en décadas pasadas que elevaron globalmente los niveles de radiactividad.

3.6 ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY AT MACHU PICCHU SCIENTIFIC STATION

S. Gonzales, J. Osores, R. Jara

Studies on environmental radioactivity at the Peruvian Scientific Station were carried out in the last two austral summer periods. The main objective of this study is to establish an environmental radiological monitoring program for evaluating environmental components and achieving a baseline study related to artificial and natural radioactivity levels. For this purpose, samples such as seaweeds, mosses, lichens, soil, sea water, ice, marine sediment and underground water were collected from the area surrounding the station starting from Punta Crepin to Playa Inca and Playa Naylamp; then they were pre-conditioned in Machu Picchu Station and were sent to the Environmental Radioactivity Laboratory of "RACSO" Peruvian Nuclear Center to conduct beta and gamma spectrometry.

The obtained results showed the presence of Cs-137 in geological components (soil and sediment) and in biological components (lichens and mosses). Nevertheless, those levels seem to be in a range of normal fluctuations after atmospheric nuclear testing and they are not considered to be dangerous to the ecosystem of the Antarctic Region. On the other hand, high concentration of Be-7 has been detected in seaweed and lichens. Other natural radionuclides detected were Ra-226, Bi-214 and K-40.

3.7 EVALUACION RADIOLOGICA AMBIENTAL EN PUNTA CREPIN

S. Gonzales, J. Osores, J. Martínez, E. López, R. Jara

Estudios sobre radiactividad ambiental en la estación antártica peruana fueron realizados durante los últimos tres períodos del verano austral. La estación antártica «Machu Picchu» está localizada en la Isla Rey Jorge, a una latitud Sur de 62° 05' 39" y a una longitud Oeste de 58° 28' 16". El objetivo del proyecto es evaluar radiológicamente componentes ambientales a fin de elaborar un estudio de línea base sobre los niveles de radioactividad natural y artificial en la región antártica.

Muestras biológicas, geológicas e hidrológicas se colectaron en Punta Crepín y Ensenada Mackellar. Las muestras biológicas fueron lavadas, pesadas e incineradas; las muestras geológicas fueron secadas y pasadas por tamíz, disponiéndolas luego en geometrías específicas de medición.

Para las muestras hidrológicas se utilizó un método radioquímico empleando fosfomolibdato de amonio y un portador de cesio estable que permite concentrar cantidades de Cs-137 a partir de grandes volúmenes de agua de mar. El análisis instrumental efectuado consistió en mediciones por espectrometría gamma de alta resolución y contajes Beta Total equivalente a K-40, los mismos que fueron ejecutados en el Laboratorio de Radiometría del Centro Nuclear «RACSO».

Los resultados obtenidos muestran la presencia de Cs-137 en componentes ambientales, sin embargo; esos niveles a pesar de indicar la presencia de radiactividad artificial no constituyen un peligro potencial para el ecosistema de la región antártica, pudiendo ser considerado como niveles en un rango normal de fluctuación después de los ensayos nucleares atmosféricos y accidentes nucleares, evidenciándose que los niveles de radiactividad se elevaron globalmente luego de los citados eventos. Asimismo, se ha detectado alta concentración de Be-7 en líquenes y plantas acuáticas y los elementos Ra-226, Bi-214 y K-40 fueron identificados como radionucleídos naturales.

 edición, diagramación e impresión, por
ditorial HOZLO S.R.L.

Psje. Santa Rosa 191-501, Lima
Telefax: 428-4071

Esta edición, consta de 0500 ejemplares.

Lima, marzo de 1999.