MEMORIA TÉCNICA ARN 2018

CONTENIDO

PARTE I
Publicaciones y trabajos presentados en Congresos y/o Seminarios

DETERMINACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE ESTRONCIO-90 EN SUELOS Y SEDIMENTOS
Acosta, S. y Lewis, C. 3

ACCIDENTE DE GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN RÍO TURBIO, ARGENTINA.
ANÁLISIS DE CAUSAS Y LECCIONES APRENDIDAS EN CULTURA DE SEGURIDAD
Alonso, M.T.; Pagni, I.R. y Ameal, E.M. 11

CRITERIOS Y EXPERIENCIAS PARA LA EVALUACIÓN DEL SISTEMA DE VENTILACIÓN DE INSTALACIONES CON CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA
Andrada Contardi, F.; Rabi, G.; Pérez, A.; Papadópulos, S.; Fruttero, N. y Saavedra, A. 21

SAFEGUARDS CAPACITY BUILDING – ARGENTINE EXPERIENCE
Bonet Durán, S.; Pardo, L. and Smith, R. 35

EVALUACIÓN DE LA METODOLOGÍA DE TRIAGE APLICADA EN EL ENSAYO DE DICÉNTRICOS Y ANILLOS CÉNTRICOS EN CASO DE ACCIDENTES RADIOLÓGICOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES
Cabitto, M.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Fernández Rearte, J. y Deminge, M. 43

MULTIVARIATE OPTIMIZATION OF FACTORS INFLUENCING ON THE QUALITY OF AN ^{241}Am ALPHA SOURCE
Carranza, M.E. 47

RESPUESTA ANTE EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO. LA EXPERIENCIA EN ARGENTINA
Cateriano, M.A. y Villca Torrez, J.C. 51

APLICABILIDAD DEL ENSAYO DE MICRONÚCLEOS - DOSÍMETRO BIOLÓGICO EN ESCENARIOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES
Deminge, M.; Radl, A.; Taja, M. R.; Fernández Rearte, J.; Cabitto, M. y Di Giorgio, M. 61

EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA DE UN INCIDENTE RADIOLÓGICO CON UNA FUENTE DE ^{192}Ir - ENFOQUE MULTIDISCIPLINARIO
Fernández Rearte, J.; Radl, A.; Portas, M.; Discacciatti, A.; Dubner, D.; Gossio, S.;
Deminge, M. y Di Giorgio, M 75

CHIMNEY EMISSION MONITORING OF RA-3 RESEARCH REACTOR AT EZEIZA ATOMIC CENTER
Fruttero, N. and Quintana, E. 85

CRITERIOS PARA EL LICENCIAMIENTO DE UNA PLANTA PILOTO DE TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN LA ETAPA DE PUESTA EN MARCHA
Fuhr, E.I.L. y Malnis, E. 89

REGIONAL MULTIPARAMETRIC INTERCOMPARISON EXERCISE ON PHYSICAL, BIOLOGICAL AND COMPUTATIONAL DOSIMETRY IN A SIMULATED INDUSTRIAL RADIOGRAPHY SCENARIO
Gossio, S.; Radl. A.; Puerta Yepes, N.; Di Giorgio, M. and Cruz Suarez, R. 103

EFICACIA DE LA APLICACIÓN DE LA FRACCIÓN ESTROMAL VASCULAR (SVF) DERIVADA DE TEJIDO ADIPOSO EN PACIENTES AFECTADOS CON LESIONES RADIOINDUCIDAS
Lendoiro, N.; Rossini, A.; Dubner, D.; Portas, M. y Di Giorgio, M. 115

EFECTOS DE LA EXPOSICIÓN DE CÉLULAS NEOPLÁSICAS HUMANAS A BAJAS TASAS DE DOSIS DE RADIACIÓN BETA
Michelin, S.C.; Lendoiro, N.; Trotta, M. y Dubner, D. 119

CÁLCULO DE MEJOR ESTIMACIÓN MÁS INCERTEZAS DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE Y DE VAINA EN UN CANAL COMBUSTIBLE DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE DURANTE UNA PÉRDIDA DE REFRIGERANTE
Mugrabi, F.I. y Lazarte, A.I. 129

REINFORCING NUCLEAR SAFEGUARDS EFFECTIVENESS THROUGH COOPERATION
Pardo, L; Díaz, G.; Bonet Durán, S.; Fernández Moreno, S.; Machado Da Silvia, L.; Derrough, M. and Broodryk, A. 133

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN DOSIMETRÍA FÍSICA, BIOLÓGICA Y COMPUTACIONAL EN UN ESCENARIO SIMULADO DE EXPOSICIÓN ACCIDENTAL EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL
Puerta, N.; Gossio, S.; Radl, A.; Di Giorgio, M.; Deminge, M.; Astrada, R.; Reyes, M.; Ferrufino, G.; Rearte, J.; Discacciatti, A.; Cabitto, M.; Matta, L.E. y Cruz Suarez, R. 143

SPECIAL MONITORING CAPABILITIES DEVELOPED AT THE INTERNAL DOSIMETRY LABORATORY OF THE ARGENTINE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY
Puerta Yepes, N.; Gossio, S.; Villella, A.; Pedemonti, E.; Di Giorgio, M. and Cruz Suarez, R. 155

FORTALECIMIENTO DE LA DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA EN LATINOAMÉRICA EN EL MARCO DEL PROYECTO RLA 9075
Puerta, N.; Gossio, S.; Radl, A.; Di Giorgio, M.; Astrada, R.; Reyes, M.; Ferrufino, G.; Discacciatti, A.; Matta, L.E. y Cruz Suarez, R. 163

STRENGTHENING OCCUPATIONAL RADIATION PROTECTION IN ARGENTINA
Puerta Yepes, N.; Di Giorgio, M.; Gossio, S.; Vidal, D.; Castro, L.; López, F. and Canoba, A. 175

ENHANCING SSAC'S CAPABILITIES. THE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY EXPERIENCE
Serrano Bentancour, A. and Acosta, M.G. 181

CÁLCULOS DE LOS COEFICIENTES DE REACTIVIDAD PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE OBTENIDOS CON LOS CÓDIGOS WIMS-CITVAP y CONDOR-CITVAP
Spinella, M.R.; Mascitti, J.A. y Lazarte, A.I. 191

ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE POR ROTURA DE COLECTOR DE ENTRADA CON INDISPONIBILIDAD DEL SISTEMA DE INYECCIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE
Ugarte, R.; Lazarte, A.I. y Corzo, S.F. 195

CARACTERIZACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN DE Am-241 EN PULMÓN PARA LA RESPUESTA EN ESCENARIOS DE SOBRE-EXPOSICIÓN
Villella, A; Puerta, N.; Gossio, S. y Pedemonti, E. 213

PARTE II
Resúmenes de publicaciones en revistas

APPLICATION OF AN EXPERIMENTAL DESIGN TO OPTIMIZE A SEGREGATION METHOD OF ^{129}I AND ^{14}C
Carranza, M.E. 227

A NOTE ON POISSON GOODNESS-OF-FIT TESTS FOR IONIZING RADIATION INDUCED CHROMOSOMAL ABERRATION SAMPLES
Higueras, M.; González, J.E.; Di Giorgio, M. and Barquinero, J.F. 228

BIODOSIMETRY AND BIODOSIMETRY NETWORKS FOR MANAGING RADIATION EMERGENCY
Kulka, U.; Wojcik, A.; Di Giorgio, M.; Wilkins, R.; Suto, Y.; Jang, S.; Quing-Jie, L.; Jiaxiang, L; Ainsbury, E.; Woda, C.; Roy, L.; Li, C.; Lloyd, D.; and Carr, Z. 229

LISTADO DE AUTORES 231

PARTE I

Publicaciones y trabajos presentados en Congresos y/o Seminarios

Determinación de la concentración de estroncio-90 en suelos y sedimentos

Acosta, S. y Lewis, C.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

DETERMINACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE ESTRONCIO-90 EN SUELOS Y SEDIMENTOS

Acosta, S.[1] y Lewis, C.[1]

[1]Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear en Argentina realiza un monitoreo radiológico ambiental como parte de sus tareas de control de las instalaciones nucleares del país. Este monitoreo se lleva a cabo en forma independiente del monitoreo que debe realizar cada instalación y se utiliza para verificar los resultados informados por las mismas.

En el marco del Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental de la Autoridad Regulatoria Nuclear, se toman muestras de distintas matrices como agua, vegetales, peces, filtros de aire, sedimentos de los cursos de agua superficiales y muestras de los suelos cercanos a las instalaciones.

Uno de los radionucleidos cuya presencia se monitorea regularmente en el medioambiente es el estroncio 90. Dicho radionucleido es un producto de fisión pudiendo producirse por emisiones en situaciones accidentales o encontrarse en el ambiente debido a pruebas nucleares realizadas en el pasado.

El objetivo de este trabajo es describir un método aplicado para la determinación de la concentración de actividad de estroncio-90 en suelos y sedimentos, mediante la extracción en fase orgánica de su hija, el itrio-90, y posterior medición del efecto Cerenkov en un equipo de centelleo líquido. Dicho procedimiento permite obtener una Mínima Concentración Detectable de 1,5 Bq/Kg, con un rendimiento químico superior al 70%.

Este método fue aplicado en suelos y sedimentos provenientes de diferentes sitios de nuestro país con lo cual ha demostrado ser un procedimiento robusto y reproducible.

Palabras Claves: Suelos-Sedimentos-Estroncio90

1. INTRODUCCIÓN

Las fuentes más importantes de radiactividad artificial están asociadas a pruebas nucleares, a las emisiones producidas en situaciones accidentales y, en menor medida, al funcionamiento de la industria nuclear. El ^{90}Sr es uno de los radionucleidos que tiene mayor relevancia en los estudios medioambientales debido a su largo período de semidesintegración. En este sentido, la acumulación de radioestroncio en el suelo y su paso posterior a la vegetación, y por tanto, a la cadena alimentaria, se puede considerar la vía de mayor impacto en el hombre tanto a corto como a largo plazo. Además el ^{90}Sr se metaboliza en el organismo de la misma manera que el calcio, pasando a formar parte de la estructura ósea, convirtiéndose así en una forma de radiación interna afectando principalmente a la médula ósea.

En el presente trabajo se describe el método utilizado para la determinación de la concentración de ^{90}Sr en suelos y sedimentos: dicha determinación consiste básicamente en tomar una alícuota de la muestra de suelo o sedimento, calcinarla hasta alcanzar

[1] sacosta@arn.gob.ar

aproximadamente los 600°C, realizar la digestión de la muestra y recuperar la misma en HCl 1M, para posteriormente extraer el itrio-90 y determinar la actividad presente en la muestra por cuantificación de la radiación Cerenkov emitida.

2. MATERIALES Y METODOS

2.1 Pre-tratamiento de las muestras

Una vez ingresada la muestra de suelo o sedimento al sector de pretratamiento de los laboratorios de la Autoridad Regulatoria Nuclear, ésta es secada en una mufla a 105°C durante al menos 24 hs. y luego de ser molida y homogeneizada es enviada al laboratorio de Sr-90, donde una vez allí, se procede a tomar una alícuota de aproximadamente 15 g en una cápsula de cerámica y luego a calcinarla en mufla a 600°C durante toda una noche. [1]

Se deja enfriar la muestra y se coloca en un vaso de vidrio de 250 ml junto con 150 ml de ácido nítrico 8 M, 1 ml de solución "portador" de nitrato de itrio (concentración aproximada de 10 mg/ml) y 1ml de solución "portador" de nitrato de estroncio (concentración aproximada de 10 mg/ml). En esas condiciones se procede a tapar el vaso con un vidrio reloj y se deja reposar durante toda una noche.

Transcurrida la noche, se coloca el vaso sobre una plancha calefactora con agitación magnética y se mantiene la muestra en agitación permanente a aproximadamente 250°C, alrededor de 6 horas. Durante éste periodo se añade peróxido de hidrógeno en pequeñas porciones. Se deja enfriar en reposo.

Las muestras son filtradas empleando un embudo Büchner provisto de un filtro de fibra de vidrio, enjuagando el vaso con agua destilada.
Se descarta el filtro y el residuo sólido, y el líquido filtrado es transferido a un vaso de 250 ml. Se evapora hasta aproximadamente la mitad del volumen y se inicia el agregado paulatino de ácido clorhídrico concentrado, con el fin de modificar el medio. Se continúa con la evaporación, pero sin llegar a sequedad.

Se deja enfriar y la muestra es retomada con 50 ml de ácido clorhídrico 1M; se cubre con vidrio de reloj y se calienta hasta ebullición. Se deja enfriar.

2.2 Extracción del ^{90}Y

A la solución resultante se le agregan aproximadamente 2 g de ácido cítrico, ajustándose el pH a 1-2 con hidróxido de amonio. Luego se trasfiere a una ampolla de decantación.

Se agregan 50 ml de HDEHP 10% en tolueno (bis 2-hetilexil fosfato) y se agita alrededor de un minuto. Registrar fecha y hora de separación del itrio. A continuación se deja reposar 20 minutos, separar y descartar la fase acuosa.

La fase orgánica es lavada, agitando alrededor de 1 minuto con 50 ml de HCl 0,1M. Dejar reposar 20 minutos, separar y descartar la fase acuosa.

El itrio es reextraído de la fase orgánica con, aproximadamente, 50 ml de HNO_3 3M. Se agita alrededor de un minuto y se deja reposar 20 minutos para la separación de las fases.

Se vierte la fase acuosa en un tubo de centrífuga de 250 ml, alcalinizándose la solución con hidróxido de amonio hasta aparición de precipitado. Se descarta la fase orgánica.

Se deja enfriar la solución y luego es centrifugada a 200 rpm durante 20 minutos. Se descarta el sobrenadante y el precipitado es disuelto con aproximadamente 2 ml de HNO_3 concentrado.

La solución es transferida a un vial plástico de centelleo líquido, completándose el volumen del vial con agua destilada.

2.3 Medición de las muestras

Por cada tanda de muestras el laboratorio adopta la metodología de realizar un blanco de reactivo que está conformado sólo por los reactivos de disolución final (2 ml de ácido nítrico y agua destilada) y un testigo o rendimiento químico consistente en una muestra de la matriz a analizar, con el agregado de una cantidad conocida de patrón de ^{90}Sr, que recibe el mismo tratamiento que las muestras.
Se determina la concentración de actividad del ^{90}Y, y por ende la concentración de ^{90}Sr, a partir de la medición de la muestra, el blanco y del rendimiento químico obtenido. [2]

Las muestras, el blanco y el vial correspondiente al rendimiento químico se miden 240 minutos en el equipo de centelleo líquido Packard Tri-Carb 2770 TR/CL.

2.4 Cálculos:

2.4.1 Cálculo de la concentración de actividad del ^{90}Sr

$$A\left(\frac{Bq}{kg}\right) = \frac{M - B}{R_q . E_f . F . P . e^{-\left(\frac{ln2}{T_{1/2}} T_m\right)}} f_d \; 1000 \qquad (1)$$

Donde:

M: cpm de la muestra más blanco
B: cpm del blanco
Rq: rendimiento químico
Ef: eficiencia del contaje (cpm/dpm)
F: factor de corrección (F = 60 dpm/Bq)
P: masa de la muestra seca (g)
T1/2: semiperíodo de desintegración del ^{90}Y (64.053 h = 3843,18 minutos) [3]
Tm: tiempo transcurrido desde la separación del ^{90}Y de la muestra hasta el inicio de la medición (minutos)
fd: factor de corrección del decaimiento del ^{90}Y durante la medición. (1,022 para 240 minutos de medición)

$$fd = \frac{\left(\frac{ln2}{T_{1/2}}\tau\right)}{1 - e^{-\left(\frac{ln2}{T_{1/2}}\tau\right)}} \quad (2)$$

Donde:

τ: tiempo de medición (240 minutos)

2.4.2 Cálculo del rendimiento químico

El rendimiento químico se determina en paralelo con cada tanda de muestras. Se prepara un testigo conformado por 15 g de suelo o sedimento al que se añade una cantidad conocida de patrón de ^{90}Sr y se la somete a los mismos pasos que a una muestra a analizar.

$$Rq = \frac{(Am - B)}{E_f . A_t . e^{-\left(\frac{ln2}{T_{1/2}}T_p\right)}} f_d \quad (3)$$

Donde:

Rq: rendimiento químico
Am: cpm medidas de la muestra patrón más blanco
Tp: tiempo transcurrido desde la separación del ^{90}Y del testigo hasta el inicio de la medición (minutos)
At: dpm de la solución patrón agregada a la muestra testigo:

$$A_t = A_p \ . V_P \quad (4)$$

Siendo:

Ap: concentración de actividad de la solución patrón empleada (dpm/g)
Vp: masa de solución patrón agregada a la muestra testigo (g)

La eficiencia de medición en este caso es igual para todas las muestras y afecta en igual medida a muestras y al rendimiento químico, por lo tanto el término eficiencia puede ser simplificado, al igual que el factor de corrección (fd), con lo cual, reordenado las ecuaciones, el cálculo de concentración de actividad de Sr-90 de una muestra está dada por la siguiente expresión:

$$A\left(\frac{Bq}{kg}\right) = \frac{(M - B).A_t}{(Am - B).F.P} \ \ 1000 \ . e^{-\frac{\ln 2}{T_{1/2}}(T_P - T_m)} \quad (5)$$

2.4.3 Cálculo de la mínima concentración detectable [4] [5]

$$MCD\left(\frac{Bq}{kg}\right) = \frac{3 + 4{,}65\sqrt{B.Tb}}{R_q.fd.E_f.Tb.F.P.e^{-\left(\frac{ln2}{T_{1/2}}T_m\right)}} f_d\ 1000 \qquad (6)$$

Dónde:

MCD: mínima concentración detectable (Bq/Kg)
Tb: tiempo de medición del blanco (minutos)

Teniendo en cuenta las mismas consideraciones que se han asumido en el cálculo de la concentración de actividad y reordenando la ecuación:

$$MCD\left(\frac{Bq}{kg}\right) = \frac{\left(3 + 4{,}65\sqrt{B.Tb}\right).At.e^{-\frac{\ln 2}{T_{1/2}}(T_P - T_m)}}{(Am - B)Tb.F.P}\ 1000 \qquad (7)$$

2.4.4 Cálculo de Incertidumbre

Las fuentes de incertidumbre son:

- Conteo de la muestra
- Masa de la alícuota de la muestra
- Conteo del blanco
- Rendimiento químico
- Solución patrón agregada

$$uA\left(\frac{Bq}{kg}\right) = A\sqrt{\left(\frac{uM}{M-B}\right)^2 + \left(\frac{uB}{M-B}\right)^2 + \left(\frac{uAT}{AT}\right)^2 + \left(\frac{uAM}{Am-B}\right)^2 + \left(\frac{uB}{Am-B}\right)^2 + \left(\frac{uP}{P}\right)^2} \qquad (8)$$

Donde:

uA: incertidumbre de la concentración de actividad de la muestra (Bq/Kg)
A: concentración de actividad de la muestra (Bq/Kg)
uM: incertidumbre en el conteo de la muestra más blanco (cpm)
uB: incertidumbre en el conteo del blanco (cpm)
uAM: incertidumbre en el conteo del patrón más blanco (cpm)
uP: incertidumbre de la masa de la muestra (g)
P: masa de la muestra seca (g)
uAT: incertidumbre de la actividad agregada de patrón (dpm)

$$uAT = \sqrt{(Ap)^2 + (uVp)^2 + (Vp)^2 + (uAp)^2} \qquad (9)$$

Siendo:

A*p*: concentración de actividad de la solución patrón empleada (dpm/g)
uVp: incertidumbre de la masa de solución patrón agregada a la muestra testigo (g)
V*p*: masa de solución patrón agregada a la muestra testigo (g)
uAp: incertidumbre de concentración de actividad de la solución patrón empleada (dpm/g)

3. RESULTADOS

Durante varios años se han analizado con el método descripto en este trabajo, suelos y sedimentos provenientes de los diferentes sitios monitoreados por la Autoridad Regulatoria Nuclear en la República Argentina, que comprenden las Centrales Nucleares de potencia del sitio Atucha (unidades I y II) ubicadas en la provincia de Buenos Aires, y la central nuclear de Embalse ubicada en la provincia de Córdoba, así como también los Centros Atómicos de Ezeiza situado en el Gran Buenos Aires y de Bariloche, en la provincia de Río Negro.

Los rendimientos químicos obtenidos fueron superiores al 70%, con una mínima concentración detectable de 1,5 Bq/Kg.

4. CONCLUSIONES

El presente procedimiento fue aplicado en suelos y sedimentos provenientes de diferentes sitios de nuestro país, con diferentes características físico-químicas, obteniéndose valores reproducibles y repetibles, un elevado rendimiento químico y un límite de detección adecuado para los requerimientos regulatorios.

5. REFERENCIAS

1. Muestreo y pretratamiento de suelos y sedimentos para la determinación de radioisótopos P-MUES-05 Revisión 00 - Gerencia de Mediciones y evaluaciones en Protección Radiológicas, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.
2. Determinación de ^{90}Sr en agua, P-STRO-26 Revisión 03 - Gerencia de Mediciones y evaluaciones en Protección Radiológicas, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.
3. Nudat2: National Nuclear data center (NNDC), Brookhaven National Laboratory, https://www.nndc.bnl.gov/nudat2/
4. Brodsky A., "Exact Calculation of Probabilities of False Positives and False Negatives For Low Background Counting". *Health Physics*, **Vol. 63 (2)**, pp.198-204, (1992)
5. Currie L.A., "Limits for qualitative detection and quantitative determination. Application to radiochemistry" *Analytical Chemistry*, **Vol.40, No 3,** pp.586-593(1968)

Accidente de gammagrafía industrial en Río Turbio, Argentina. Análisis de causas y lecciones aprendidas en cultura de seguridad

Alonso, M.T.; Pagni, I.R. y Ameal, E.M.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

ACCIDENTE DE GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN RÍO TURBIO, ARGENTINA. ANÁLISIS DE CAUSAS Y LECCIONES APRENDIDAS EN CULTURA DE SEGURIDAD

Alonso, M.T.; Pagni, I.R. y Ameal, E.M.[1]

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El 27 de agosto del 2015, en la central térmica de Río Turbio, provincia de Santa Cruz, Argentina, ocurrió un accidente durante la operación de un equipo de gammagrafía industrial, que trajo como consecuencia la sobreexposición del operador. El análisis posterior que realizó la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) develó serias falencias en relación a la Cultura de Seguridad de la empresa licenciada. Este trabajo describe la cronología del accidente y analiza las causas que lo provocaron, enfatizando en el análisis de Cultura de Seguridad en cada uno de los involucrados. Se pone de manifiesto una vez más la importancia de una Cultura de Seguridad sólida y la necesidad de la implementación de la misma en las empresas que manejan material radiactivo. Quedan fuera del alcance de este trabajo las evaluaciones de dosimetría física, dosimetría biológica y computacional, que fueron realizadas por otros sectores de la ARN.

1. INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es uno de los ensayos no destructivos de materiales más utilizado a nivel global. Se ha comprobado que es una de las prácticas con material radiactivo que más accidentes reporta en el mundo. En Argentina, en el año 1968, ocurrió un accidente con una fuente de gammagrafía de Cs-137 [1], y hasta el año 2015 no se tuvo conocimiento de otro accidente en relación a esta práctica.

El objetivo de este trabajo es analizar las causas del accidente del 2015 desde el enfoque de la Cultura de Seguridad.

Por los datos que se tienen de los accidentes, se puede comprobar que los factores humanos y organizacionales continúan teniendo el protagonismo, que no ha sido suficiente con la mejora tecnológica en los sistemas de seguridad de los equipos proyectores, con la capacitación impartida al personal ocupacionalmente expuesto, etc. Operadores con una vasta experiencia y buena trayectoria como el de Río Turbio pueden llegar a incurrir en una actitud negligente, apoyada por un pobre desempeño de la Organización. Todo esto contribuye al debilitamiento de las barreras y medidas de control destinadas a prevenir la ocurrencia de incidentes y accidentes. Para el análisis se pretende utilizar la representación gráfica, basada en el Modelo de Reason sobre la Anatomía del Accidente Organizacional [2]. Un accidente tiene un tiempo de latencia para que se manifieste y el modelo de Reason es adecuado para ir analizando este proceso de gestación.

[1] E-mail de los autores principales: malonso@arn.gob.ar, ipagni@arn.gob.ar, EAmeal@arn.gob.ar

2. DESARROLLO DE LOS HECHOS

A las 4 a.m. del 27 de agosto del 2015, en la Central Térmica de Río Turbio, Provincia de Santa Cruz, Argentina, un grupo de trabajo constituido por un operador habilitado y un ayudante comenzó a realizar operaciones de gammagrafía industrial en una caldera de vapor. El equipo proyector utilizado alojaba una fuente radiactiva de Ir-192 de 1628 GBq (44 Ci) a esa fecha.

Figura 1. Central Térmica de Río Turbio

El operador conectó el telecomando y el tubo guía al equipo, y posicionó el extremo del tubo guía sobre el elemento a radiografiar. Posteriormente dejó en manos del ayudante la operación del equipo, alegando que tenía que ir a buscar más placas radiográficas al depósito transitorio. En la primera proyección de la fuente el ayudante se encontró con un telecomando trabado, muy difícil de accionar, que lo llevó a girar la manivela correspondiente en ambos sentidos. La indicación grabada en el telecomando donde se muestra el sentido de giro para exponer y retraer la fuente, se encontraba invertida, con lo cual el ayudante, siguiendo el sentido indicado, retrajo la fuente al interior del equipo asumiendo que la misma quedaba expuesta. Al momento regresó el operador al área controlada y verificó el tiempo de exposición junto con el ayudante, pidiéndole que retrajera la fuente cuando pasaran los 2 minutos 45 segundos establecidos. El ayudante giró la manivela para la retracción de la fuente, exponiendo la misma. La fuente quedó alojada en el terminal ciego del tubo guía sin que el operador o el ayudante se percataran de ello.

Cabe destacar que no se estaba usando colimador, ya que el operador consideró que no era necesario y era incómodo para la operación. Asimismo, tampoco se utilizaba un medidor cuantitativo de radiación que midiera tasa de dosis equivalente ambiental.

El operador ingresó al espacio confinado dentro de la caldera para retirar las placas radiográficas. No le llamó la atención que no hubiera actuado el sistema de bloqueo automático del equipo, el cual asegura la posición de la fuente cuando ésta se aloja en la posición de máximo blindaje dentro del equipo, indicándolo visualmente, porque sabía que al estar el telecomando gastado y en mal estado operativo, este sistema no funcionaba correctamente. Se acercó al terminal del tubo guía, retiró las placas expuestas, tomó el terminal del tubo guía con la mano y lo posicionó nuevamente, tomando contacto con el extremo donde estaba alojada la fuente.

El operador se percató de la indicación de la alarma acústica del dosímetro integrador electrónico, miró la indicación de lectura de dosis directa y vio que el valor era bajo. Ante esta señal de alarma sospechó que la otra empresa que se encontraba en la Central estaba operando, como otras veces ya le había pasado. Salió del espacio confinado y le dijo al ayudante que volviera a exponer la fuente. Al percibir el ruido del telecomando, de repente se percató del sentido de giro que el ayudante le estaba dando a la manivela y se dio cuenta del posible accidente. Tomó el telecomando, retrajo la fuente a su posición de blindaje, revisó el equipo y continuó exponiendo él hasta que el día 8 de septiembre, ante la aparición de una lesión en su mano derecha, llamó a la ARN y comunicó el accidente.

El tratamiento posterior y la evaluación dosimétrica no es objeto de este trabajo.

3. ANÁLISIS DE LOS HECHOS DESDE EL PUNTO DE VISTA DE CULTURA DE SEGURIDAD. ALGUNAS FETAS DEL QUESO DE REASON

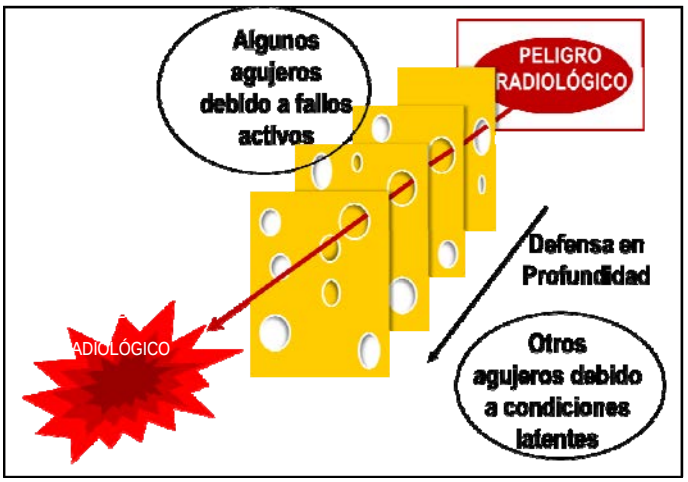


Figura 2. Modelo de Reason

La experiencia de sucesos radiológicos demuestra que comportamientos inadecuados de individuos u organizaciones pueden erosionar las barreras y medidas de control destinadas a la prevención de accidentes, incluso mucho antes de que estos se produzcan. Este accidente es un claro ejemplo.

3.1. El operador

El operador involucrado en el accidente es una persona que contaba con muchos años de experiencia en la práctica. Antes de estar en la empresa para la cual trabajaba al momento del accidente, estuvo trabajando en su provincia de origen. No había registros de que hubiera tenido incidentes o accidentes anteriormente, y él mismo lo confirmó en las entrevistas posteriores. Desde que empezó a trabajar en la empresa mencionada, con sede en otra provincia, realizaba múltiples funciones y tareas. Además de ser el responsable por la seguridad radiológica, era el único habilitado (permiso individual vigente otorgado por la Autoridad Regulatoria Nuclear), nivel 1 y nivel 2 de radiografía industrial [3].

Hacía varios meses que el operador estaba trabajando en la central térmica de Río Turbio bajo condiciones climáticas adversas, acentuadas en el horario de la madrugada, horario en que se realizaba la práctica, para que no hubiera otras personas trabajando en las inmediaciones. De las declaraciones posteriores al accidente se desprendió que el operador estaba apurado por terminar esta obra y regresar a su casa, donde también le preocupaban temas personales que distraían su atención.

En este estado el operador tuvo varias suposiciones que no reflejaban la realidad: percibió la alarma del integrador electrónico y lo justificó con lo que cree que estaba pasando: por ejemplo que la otra empresa estaba operando y no que la fuente se encontraba expuesta; el operador creyó que el ayudante estaba en su período de prácticas confiando en lo que el Titular de Licencia le había dicho sin cuestionarse que no hubiera un formulario de Inicio de prácticas firmado por él.

3.2. Ayudante “en práctica”

Según lo requerido por la normativa de aplicación, norma de operación [4], en la zona de operación deben trabajar dos personas, y como mínimo una de ellas debe estar con permiso individual vigente. La norma de permisos individuales [5] requiere que si una persona cumple con los requisitos para postularse a un permiso individual, debe realizar un período de práctica después de hacer y aprobar un curso teórico y presentar un apto psicofísico, operando un equipo de gammagrafía bajo la supervisión directa de un preceptor. Este inicio de prácticas se comienza completando un formulario donde queda consignada la firma del Titular y el preceptor. La ARN debe aprobar el inicio de la práctica del ayudante con ese preceptor y en el marco de esa empresa, para que la persona comience a operar.

El Titular de Licencia de Operación envió a Río Turbio a una persona, que había realizado y aprobado el curso teórico pero no había realizado todavía ninguna operación de gammagrafía ni tenía el apto psicofísico. Al comunicarle al responsable sobre esta persona, le dice que era un ayudante en práctica, que había aprobado el curso y ya tenía experiencia en la técnica, por lo que el operador asumió que ya sabía operar. Según lo declarado por el Titular, él, en su “presunto desconocimiento”, pensó que el haber aprobado el curso lo “habilitaba” para operar.

Era el tercer ayudante que pasaba por la obra. Según declaraciones posteriores del operador, este ayudante había tenido un accidente con un arma de fuego, que generó un daño en su cráneo y debido a ello tenía una placa de platino que debía ser cambiada, por lo que es posible que su capacidad para realizar operaciones se encontrara limitada.

3.3. Telecomando

Entre los accesorios para operar equipos de gammagrafía de Categoría II según la IRAM-ISO 3999:2004 [6], se encuentra el control remoto de la fuente, a través del cual se realiza la conexión, proyección y retracción de la fuente fuera y dentro del proyector (blindaje). La norma de operación requiere que se le debe hacer un control rutinario al equipo, en forma periódica. Este control rutinario, lo realiza la misma empresa. El operador declara que este telecomando que le había entregado el Titular de Licencia no funcionaba bien por lo que tuvo que desarmarlo varias veces y volverlo a armar. La última vez que lo desarma, lo lubrica y lo arma colocando el cable del telecomando con el sentido de giro inverso, para que no se trabara tanto para exponer. Omite cambiar la señalización en el canasto donde está señalado el sentido de giro de la manivela tanto para exponer como para retraer.

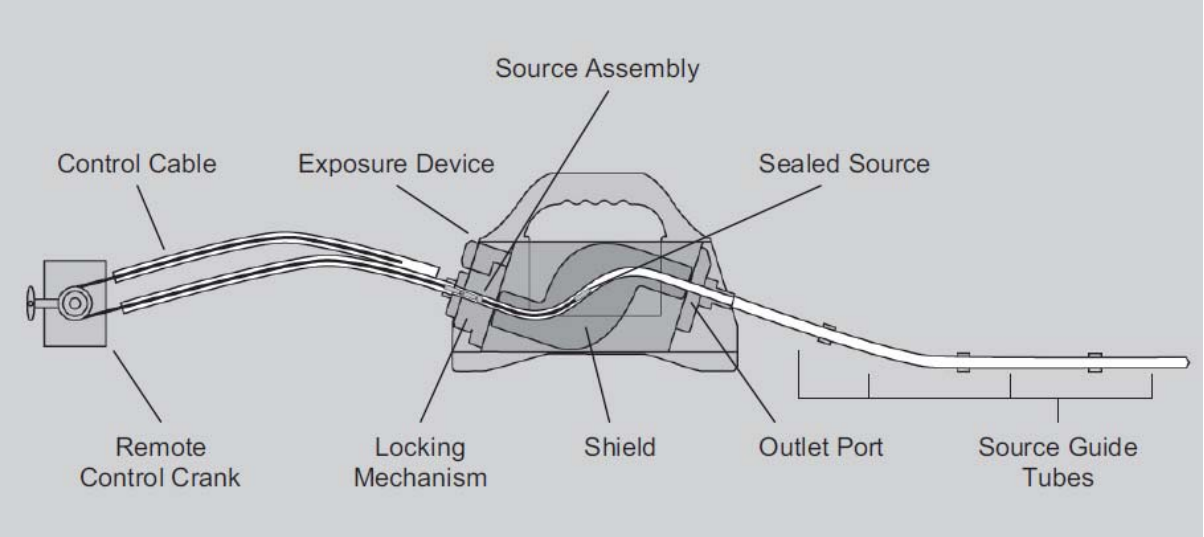


Figura 3. Elementos de un equipo de gammagrafía Categoría II

Figura 4. Telecomando y tubo guía

3.4. Instrumental de radioprotección

La empresa de gammagrafía debe proveer al operador de todo el instrumental requerido por la normativa de aplicación para la operación segura. El instrumental debe estar en óptimas condiciones operativas. Esto es, verificado en su respuesta/calibrado, con el rango de medición adecuado para la práctica y con baterías.

En el momento del accidente tanto el operador como el ayudante portaban dosímetros integradores electrónicos de lectura directa, con un rango de medición insuficiente para las dosis que se manejan en este tipo de práctica y con el dosímetro film de lectura diferida. No contaban con el monitor de radiación tipo Geiger y tampoco con las alarmas de indicación acústica. Según lo que declaró el operador el monitor había quedado guardado en la camioneta y las alarmas sonoras no contaban con una tasa de repetición de pulsos proporcional a la tasa de dosis, además de que les era difícil portarlas

por no tener cinturón para sujetarlas. La indicación acústica del modelo de integradores electrónicos que se estaba usando es de un volumen muy bajo.

Figura 5. Instrumental de radioprotección

3.5. Trabajo en paralelo de otra empresa de gammagrafía en Río Turbio

En la central térmica de Río Turbio había otra empresa de gammagrafía industrial realizando tareas de gammagrafía. El día del evento, las dos empresas se encontraban realizando operaciones en el mismo horario y a aproximadamente 20 m de distancia una de la otra.

3.6. Presión contractual

Tanto la empresa cliente como las empresas contratistas estaban ejerciendo presión para que se concluyera con los trabajos en la caldera N° 2 de Río Turbio. Esta presión estaba siendo ejercida al operador diariamente.

3.7. La Organización/ Titular de Licencia

La empresa de gammagrafía hacía poco más de un año que estaba operativa, y ya había cambiado de responsable por la seguridad radiológica una vez. Comenzó con una licencia para un equipo y rápidamente amplió su inventario para operar otro equipo. Por lo que presentó para dicha ampliación de inventario un nuevo telecomando y nuevo instrumental de radioprotección. Contando con una sola persona en el momento del accidente con permiso individual vigente, no se justifica por qué el telecomando nuevo y el instrumental nuevo no estaban en la obra de Río Turbio.

Por otra parte la empresa también poseía colimador de tungsteno y en Río Turbio había sólo un colimador de acero.

De las entrevistas al Titular y el operador se percibían desavenencias comerciales entre ellos. El operador se quejaba de que el Titular no le estaba pagando lo pactado por las múltiples funciones que ejercía para la empresa. El Titular se quejaba de que el operador cometió un error humano, sin que él como titular haya tenido que estar involucrado.

El Titular de Licencia designó a un responsable que apenas conocía. Sólo lo vio seis días antes de asignarle la obra. El resto de la comunicación con el mismo fue vía telefónica. Según la norma de aplicación “El Titular de Licencia debe designar al responsable y asegurar que la función del mismo esté cubierta mientras permanezca vigente la licencia de operación y prestarle todo el apoyo que necesite para que la práctica se desarrolle en adecuadas condiciones de seguridad radiológica y

física". En este caso el Titular mostró y exhibió un desconocimiento de la normativa, contactando y contratando telefónicamente al responsable aduciendo que estaba siendo intimado por la ARN para no perder la Licencia de Operación.

El Titular envió a una persona con capacidad limitada, para auxiliar al responsable en la operación, trasmitiéndole al operador información falsa, por ejemplo que este ayudante ya tenía conocimiento de la técnica y estaba realizando las prácticas.

4. CONCLUSIONES

La falta de Cultura de Seguridad de la Organización condujo a la ocurrencia de este accidente. Esta falta de Cultura de Seguridad puede verse reflejada a través de los diez Elementos Básicos citados en la Guía del FORO [7].

Tanto en el Titular de Licencia como en el operador/responsable por la seguridad radiológica se refleja un comportamiento totalmente reactivo ante el accidente, siempre a la defensiva, buscando justificar cada uno de los errores en los que incurrieron y culpándose uno al otro. Cabe aclarar que el Titular mantuvo siempre una actitud de desconfianza ante el hecho de que el operador se hubiera irradiado y que las lesiones que aparecían en su piel fueran radioinducidas, lo que muestra que no había un ambiente de confianza y colaboración con respecto a los temas de seguridad dentro de la Organización.

El Titular de Licencia mantuvo en todo momento una actitud de manifiesto desconocimiento ante la normativa de aplicación, que usó a su vez como defensa ante posibles cargos con respecto al accidente. El Titular careció de una actitud de liderazgo y compromiso con la seguridad dentro de su Organización. La Organización carecía de mecanismos de identificación y solución oportuna de problemas de seguridad.

El operador no priorizó la seguridad en su trabajo y mostró una falta de enfoque permanente en la seguridad debido a presiones externas que hicieron que actuara con falta de atención y de alerta permanente, que es lo requerido en trabajos que involucran riesgos.

El operador fue atendido por personal de la ARN y del Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires, por lesiones debidas a efectos determinísticos.

Posteriormente el órgano regulador aplicó, tanto al operador como a la empresa de gammagrafía, el Régimen de Sanciones de la ARN, quedando suspendido el permiso individual del operador y aplicada una multa a la empresa de gammagrafía.

5. REFERENCIAS

1. Beninson, D., Placer, A., Vander Elst, E., "Study of a case involving accidental irradiation of a human being", In IAEA, Handling of Radiation Accidents. Proceedings of a symposium organized by the IAEA in collaboration with the WHO, Vienna, 19-23 May 1969. Vienna: IAEA, 1969. p. 415-429. Proceedings Series. STI/PUB/229.

2. Reason, J., *Managing the Risks of Organizational Accidents*, Ashgate Publishing Limited, Aldershot, England (1997).

3. Norma IRAM NM ISO 9712, *Ensayos no destructivos. Calificación y certificación del personal para END*, IRAM, Buenos Aires, Argentina (2014).

4. Norma AR 7.9.1, *Operación de equipos de gammagrafía industrial, rev. 3*, Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires, Argentina (2010).

5. Norma AR 7.11.1, *Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial, rev. 3*, Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires, Argentina (2010).

6. Norma IRAM-ISO 3999-1, *Protección radiológica. Equipos de gammagrafía industrial. Parte 1: Especificaciones de desempeño, diseño y ensayos*, IRAM, Buenos Aires, Argentina (2004).

7. Guía de Cultura de Seguridad en las organizaciones, instalaciones y actividades con fuentes de radiación ionizante, FORO Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (2015).

Criterios y experiencias para la evaluación del sistema de ventilación de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia

Andrada Contardi, F.; Rabi, G.; Pérez, A.; Papadópulos, S.;
Fruttero, N. y Saavedra, A.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

CRITERIOS Y EXPERIENCIAS PARA LA EVALUACIÓN DEL SISTEMA DE VENTILACIÓN DE INSTALACIONES CON CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA

Andrada Contardi, F.; Rabi, G.; Pérez, A.; Papadópulos, S.; Fruttero, N. y Saavedra, A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En Argentina se lanzó en 2015 un plan nacional de aplicaciones radiológicas en medicina, denominado Plan Nacional de Medicina Nuclear, que incluía 6 ciclotrones de producción de radioisótopos asociados a laboratorios de radiofarmacia dedicados, donde las finalidades incluyen crear, gestionar y actualizar centros de medicina nuclear y radioterapia de alta complejidad distribuidas en el país e integradas en una red nacional, permitiendo poner al alcance de la población tecnologías de última generación para el diagnóstico, tratamiento y prevención de diversas enfermedades. En este contexto, la Autoridad Regulatoria Nuclear evaluó distintos diseños de sistemas de ventilación en el marco del licenciamiento de las diversas instalaciones, tomando como base los criterios desarrollados en el documento del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) denominado “Criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones médicas”. El presente trabajo tiene como objetivo compilar criterios y experiencias relativos al proceso de evaluación del diseño de los sistemas de ventilación para instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. Se concluye que se pueden presentar situaciones que exceden el marco que establece el documento citado y se deben considerar criterios de evaluación adicionales por parte de evaluadores experimentados.

1. INTRODUCCIÓN

En el año 2015 se lanzó en Argentina el denominado Plan Nacional de Medicina Nuclear con el objetivo de dotar a la Argentina de las herramientas que la actividad nuclear ofrece para la prevención, control y tratamiento de enfermedades crónicas no transmisibles, como el cáncer y enfermedades cardiovasculares y endocrinológicas, entre otras. Este plan, incluía la construcción de 6 instalaciones de producción de radiofármacos con ciclotrón de pie de hospital distribuidas en el país. En este marco, las entidades responsables efectuaron el diseño de las instalaciones y sus sistemas de seguridad, e iniciaron los procesos de licenciamiento y construcción, todas ellas de manera prácticamente simultánea.

Esta situación obligó a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) argentina a cursar evaluaciones de seguridad radiológica en forma paralela, considerando diseños variados de instalaciones y de sus sistemas de seguridad. Cabe destacar que en la Subgerencia Control de Instalaciones Radiactivas Clase I y del Ciclo de Combustible Nuclear de ARN, se encuentra la Actividad Control de Aceleradores de Partículas Clase I (CAPCI) que lleva adelante el control regulatorio de instalaciones con aceleradores de partículas con energía superior a 1MeV (excepto de uso médico directo) donde se encuadran dichas instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia, y realiza evaluaciones de seguridad radiológica asociadas a este tipo de instalaciones.

Respecto de la evaluación particular del diseño de los diferentes sistemas de ventilación, se tomó como base fundamental al documento del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) relativo a instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia denominado “Criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones médicas”. La aplicación del citado documento resultó muy valiosa, pero también se presentaron aspectos de diseño que excedieron lo establecido en

el documento de referencia. En este marco, se aplicaron los criterios indicados en el documento de referencia, y se desarrollaron criterios de seguridad radiológica asociados al análisis de estos aspectos puntuales en algunos diseños.

En el presente trabajo se detallan punto por punto los aspectos donde resultaron sustantivos los aportes del documento del FORO a las referidas evaluaciones del diseño de sistemas de ventilación en instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia, como así también aquellos aspectos en los cuales el análisis de seguridad resultó desafiante para el sector CAPCI de ARN. De este modo, resulta de interés describir las experiencias adquiridas como resultado de las evaluaciones realizadas.

2. DESARROLLO

En el presente apartado se describe la metodología de trabajo empleada para el desarrollo de las evaluaciones técnicas del diseño de sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia, el resultado de las evaluaciones basadas en el referido documento del FORO, y las evaluaciones que alcanzaron aspectos adicionales a los indicados en ese documento.

2.1. Metodología de trabajo

Para realizar las evaluaciones se utilizó el siguiente método de trabajo:

- Análisis de la documentación técnica presentada por las instalaciones por parte de al menos dos integrantes del grupo de trabajo, con evaluación individual en contraste con el cuadro normativo nacional y fundamentalmente el citado documento del FORO en relación a los aspectos técnicos relativos al sistema de ventilación de las mencionadas instalaciones.
- Reunión de discusión interna de los resultados de las evaluaciones.
- Consulta bibliográfica/opinión de experto en caso de dudas en algún aspecto en particular, y prosecución con igual metodología. a consultar bibliografía/opinión de experto, y se trató el tema con la misma metodología descripta.
- Solicitud de evaluación independiente al sector especializado en sistemas de ventilación de la ARN, dependiente de la Gerencia de Mediciones y Evaluaciones en Protección Radiológica, cuyo reporte fue analizado por el sector CAPCI para la elaboración de la respuesta técnica.

2.2. Evaluaciones del diseño de los sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón basadas en el documento del FORO

Las evaluaciones de diseño basadas en los criterios establecidos en el documento del FORO aplicables a la etapa de diseño se desarrollaron de la siguiente manera:

Criterio 1: Por tratarse de una instalación productora de radiofármacos, resulta necesario incluir sobrepresiones en al menos un local a los fines de proteger al producto. El aire que se mueva en sentido de riesgo de contaminación decreciente a causa de la sobrepresión debe conducirse hacia el banco de filtros de la extracción general. Se recomienda que las celdas presenten el mayor valor de diferencial de presión (negativo) de toda la instalación.

Evaluación del criterio 1: Se evaluó cómo se encadenan las presiones relativas entre los diferentes locales. Se presentó algún caso donde no se detallaron las presiones relativas de las celdas calientes, y varios casos donde no se contemplaron los sistemas de transferencia de materiales (SAS, pasamuros o cámaras de materiales) en la cascada de presiones relativas. También se presentó otro caso donde las presiones se encadenaban sin contemplar un pulmón de depresión para conducir el aire expulsado por la sobrepresión hacia el banco de filtros de la extracción general.

A modo de ejemplo de lo observado en el marco de las evaluaciones realizadas, se presenta en la Figura 1 el encadenamiento de presiones relativas presentado a la ARN en un Informe de Seguridad donde se contempla el diseño de una instalación, sin indicar los diferenciales de presión de las celdas ni de los sistemas de transferencia de materiales:

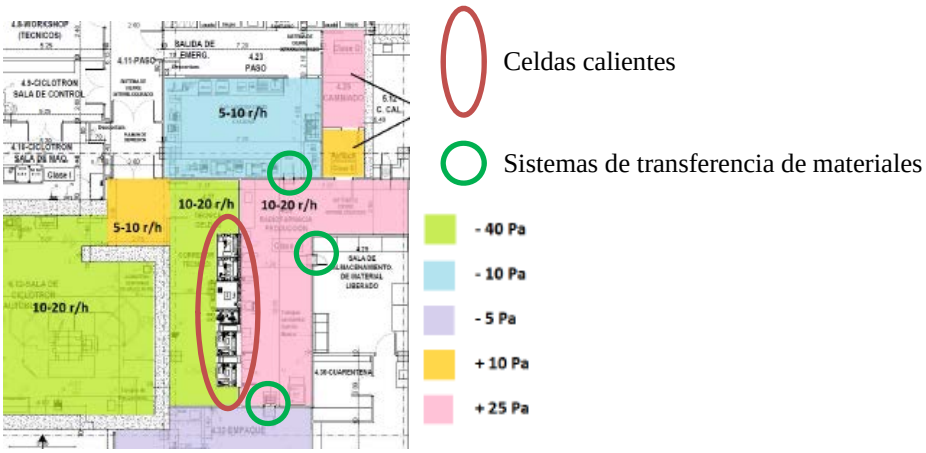


Figura 1. Detalle del contenido de un Informe de Seguridad Radiológica de una instalación donde no se indican las presiones relativas de celdas calientes (rodeadas con color rojo) ni de los sistemas de transferencia de materiales (rodeados con color verde)

Criterio 2: se recomienda la implementación de un sistema de retención de gases para su decaimiento antes de la descarga a través del banco de filtros.

Evaluación del criterio 2: En algunos casos se detectó que no se había considerado en el diseño original la inclusión del sistema de retención de gases de síntesis.

Criterio 3: El sistema de ventilación para las áreas con potencial de contaminación radiactiva deberá ser independiente del sistema de ventilación general.

Evaluación del criterio 3: Se identificaron situaciones donde sectores activos comparten circuitos de ventilación con locales inactivos. Se presentó un caso donde no se incluyó el circuito de ventilación de las celdas calientes.

A modo de ejemplo de lo observado en el marco de las evaluaciones realizadas, se presenta en la Figura 2 un circuito de ventilación compartido entre el laboratorio de control de calidad (activo) y sectores administrativos (inactivos).

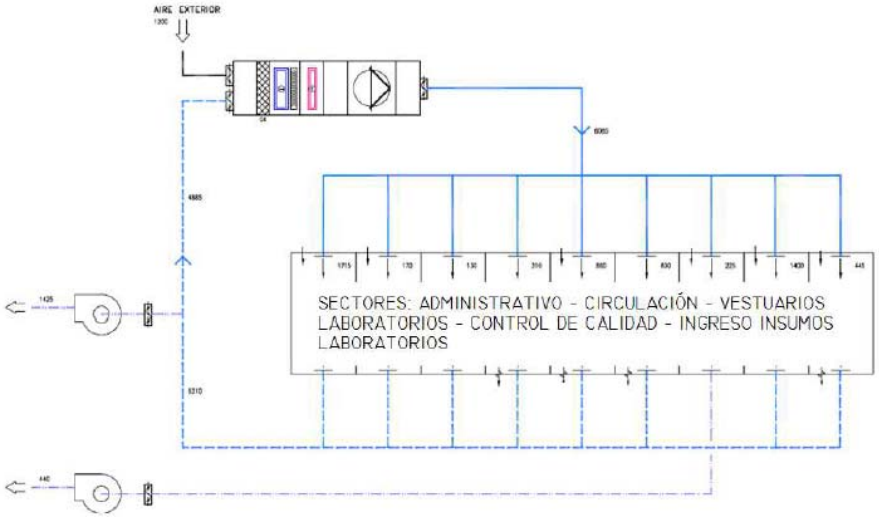


Figura 2. Detalle de un circuito del sistema de ventilación compartido por zonas activas (por ejemplo el Laboratorio de Control de Calidad de Radiofármacos) y zonas inactivas (por ejemplo el sector administrativo)

Criterio 4: Renovar el aire de las celdas con un valor no menor de 20 Renovaciones Por Hora (RPH), y 5 RPH para los locales.

Evaluación del criterio 4: Si bien en algunos casos no se incluyó en primera instancia la información relativa a las renovaciones de aire de las celdas, al solicitar la información y en función de la experiencia adquirida en el control y ensayo de los distintos modelos de celdas calientes, se determinó que las mismas cumplen holgadamente el requisito. De hecho, en el caso que una celda moderna recién instalada presente un número de renovaciones de aire en torno a las 20 RPH, se entiende que la misma estaría presentando algún inconveniente técnico, dado que no es de esperar un número de renovaciones de aire inferior a 40 RPH.

En relación a las renovaciones de aire de los locales, en todos los casos se presentaron diseños con renovaciones de aire mayor o igual a las 5 RPH que destaca el documento del FORO.

Criterio 5: En caso de equipos que operen en modo de confinamiento dinámico, la velocidad promedio de ingreso de aire debe ser de al menos 0,5 m/s.

Evaluación del criterio 5: No se presentaron observaciones dado que se cumplimentó con el criterio.

Criterio 6: Se recomienda poseer indicación de caudal/velocidad de ingreso de aire de las celdas visible para el operador.

Evaluación del criterio 6: Si bien se está incorporando este criterio a los modelos de celdas comerciales, aún existen modelos de celdas que no han incorporado esta indicación al operador. Esta situación puede ser suplida por la instalación, habiéndose presentado casos que han optado por el monitoreo manual, y otros por el continuo, siendo ambas propuestas aceptables con preferencia hacia la indicación permanente para el operador.

Criterio 7: La filtración del aire de salida debe incluir filtros para gases/vapores y para aerosoles.

Evaluación del criterio 7: Se presentó un caso donde no se contempló la etapa de filtración para aerosoles en la salida de aire de las celdas calientes, la cual estaba integrada solamente por pre-filtro y filtro de carbón activado, tal como se muestra en la Figura 3. No obstante, en general este criterio fue contemplado adecuadamente en los distintos diseños.

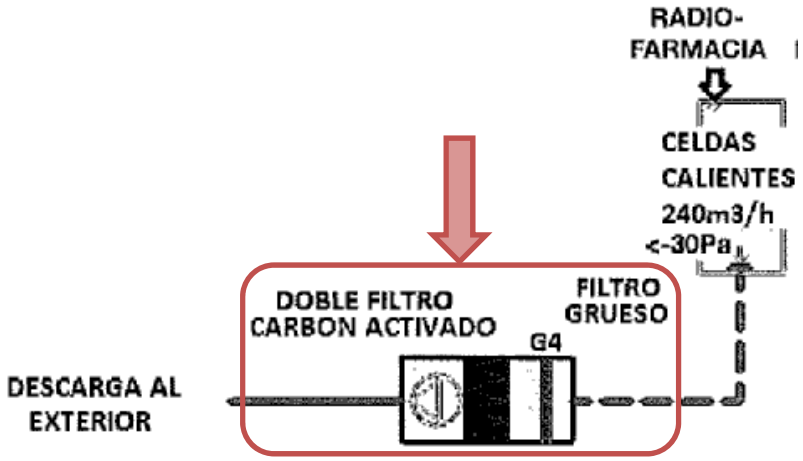


Figura 3. Detalle de un circuito de ventilación donde la extracción de celdas calientes no incluye filtrado fibroso para aerosoles (HEPA), ni ventilador redundante

2.3. Evaluaciones del diseño de los sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón: Aspectos adicionales a los indicados en el documento del FORO

Adicionalmente, en los distintos diseños se incluyeron aspectos que el documento del FORO no contempla y que necesitaban ser evaluados. A continuación se presentan resultados de evaluaciones de otros aspectos del diseño de un sistema de ventilación:

Criterio de recirculación/extracción 100% de aire: Dado que algunos de los emplazamientos de las instalaciones presentan temperaturas extremas, se ha solicitado a la ARN que considere el empleo de la recirculación de aire en algunos locales por razones de eficiencia energética. No obstante, cabe señalar que no se debe recircular el aire de las celdas calientes. Tampoco se debe recircular el aire del bunker que aloja al ciclotrón durante la irradiación, a los fines de evacuar los productos de activación del aire. En este sentido, se presentaron diseños que, a los fines de mantener eficiencia energética, poseen extracción 100% en el bunker que aloja al ciclotrón (sin recirculación) pero reduciendo las renovaciones de aire del recinto fuera de los horarios de producción. En cuanto a los locales, no existen inconvenientes en recircular el aire de un local que presente aire limpio en condiciones normales de operación. Se presentaron diseños que, en caso de presentarse una eventual contaminación del aire en un local, el sistema de ventilación tiene la capacidad de cambiar su modo de operación de recirculación a extracción 100%. El cambio de modo de operación puede realizarse en forma automática o manual. Como resultado de las evaluaciones, se concluyó que los criterios de diseño aquí detallados resultaron adecuados desde el punto de vista de la seguridad radiológica, teniendo en cuenta que las extracciones de aire de los equipos donde se manipule/opere con fuentes radiactivas abiertas no deben recircularse, y deben mantenerse los diferenciales de presión.

Criterio de ductos en depresión: Los ventiladores deben situarse al final del circuito de extracción, cercanos al punto de descarga, y de esta forma se mantienen los ductos del circuito en presión negativa. La inclusión de ventiladores intermedios en general no es apropiada dado que se podrían generar sobrepresiones asociadas que pudieren expulsar aire fuera de los ductos a través de las uniones. En una primera etapa de diseño, se presentó ante ARN un circuito de ventilación que incluía un ventilador (redundante) intermedio según se muestra señalizado en la Figura 4, que podría causar una sobrepresión entre el mismo y el banco de filtros, y una eventual circulación inadecuada del flujo de aire.

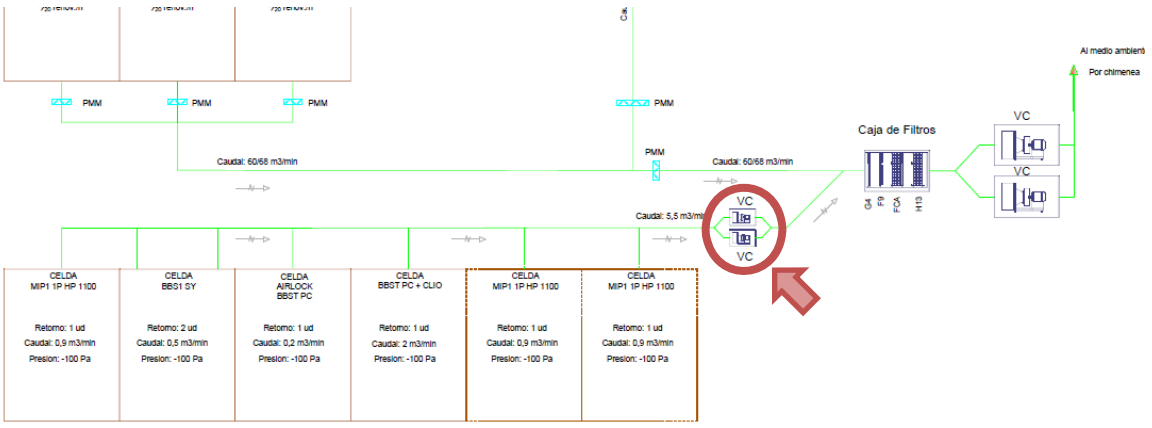


Figura 4. Detalle de un circuito de ventilación donde se incluyeron ventiladores en etapas intermedias del mismo, según se indica con color rojo

Criterio de distribución de las bocas de inyección y extracción de aire: Al respecto, si bien se pueden encontrar en la industria instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia con inyección y extracción de aire de locales montados a nivel del techo, el concepto moderno pretende favorecer por diseño la renovación del aire de un local, teniendo en cuenta los principales escenarios de incidente. En este

sentido, cabe destacar que los incidentes más probables implican derrames de la fuente no sellada. Además, se tiene en cuenta el efecto muy local de la aspiración a los fines de renovar el aire que pudiere arrastrar un contaminante radiactivo, en contraposición con los efectos asociados a la impulsión de aire, según se muestra en la Figura 5.

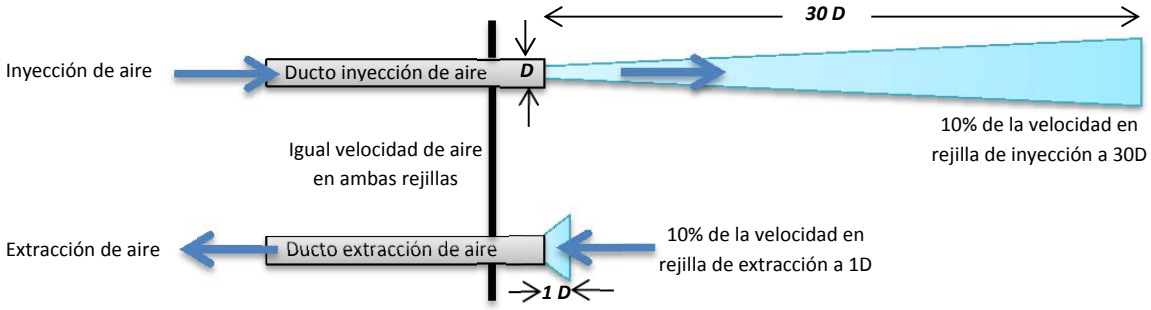


Figura 5. Esquema sobre las diferencias en las zonas de influencia asociadas a la inyección y a la extracción de aire

Por lo tanto, en el caso de una fuente no sellada que cae, su derrame genera aerosoles a nivel del piso por el impacto de la caída, y podrían adicionalmente generarse vapores. Es conveniente aprovechar los efectos a distancia de la impulsión de aire para producir una corriente de aire descendente que aleje de la zona respiratoria del operador al contaminante radiactivo que pudiere haber pasado al aire (boca de inyección en el techo impulsando aire hacia el piso), combinada con una aspiración de aire a nivel del suelo, para facilitar la captura del contaminante. Se presenta un esquema ilustrativo en la Figura 6, que muestra un diseño conforme al criterio.

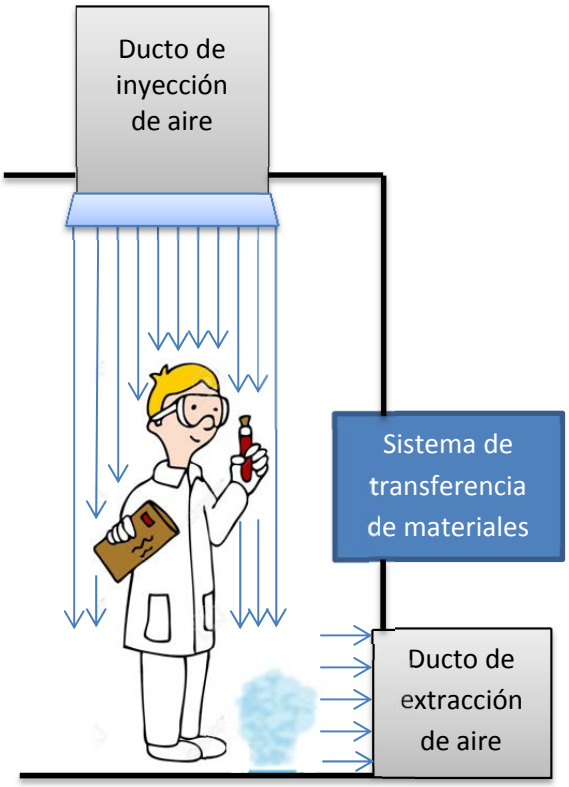


Figura 6. Esquema que detalla la distribución de la inyección y la extracción de aire en las zonas de mayor riesgo de caída y derrames, a los fines de la protección del trabajador

Existen zonas de la instalación donde es más probable que se produzca un derrame, por ejemplo en las inmediaciones de los sistemas de transferencia de materiales (SAS, pasamuros o cámaras de materiales) como consecuencia de la manipulación involucrada en el traspaso del material radiactivo. En estas zonas, resulta conveniente una distribución de inyección/extracción de aire como la ilustrada en la Figura 6. Este concepto implica distribuir las bocas de inyección y extracción de aire de modo de facilitar la renovación del aire del local de manera de mantener protegido al trabajador, principalmente donde exista mayor probabilidad de producirse dispersión de una fuente radiactiva abierta. Asimismo, esta distribución espacial de las bocas de inyección y extracción de aire debe favorecer las renovaciones de aire de la forma más efectiva posible en operación normal, y esto implica que el aire debe barrer el volumen del local desde las inyecciones hasta las extracciones. Normalmente resulta necesario implementar una mayor cantidad de bocas de extracción que de inyección para lograr efectividad en las renovaciones (esto no implica un mayor caudal de aire de extracción, el mismo debe regularse en función del requerimiento de diferencial de presión del local). Cabe destacar que la ARN promueve este diseño.

Respecto de las evaluaciones, se presentaron casos donde la distribución de las bocas de inyección y extracción no permite una adecuada renovación del aire del local y en sentido de disminuir la posibilidad de pasaje de aire a otro local calificado como de menor riesgo, por ejemplo como se identifica en la Figura 7 se muestra el local de acceso técnico a las celdas calientes donde se presenta una inyección superior en el centro del local y una única extracción sobre la puerta de acceso al local, sin contemplar los criterios mencionados anteriormente.

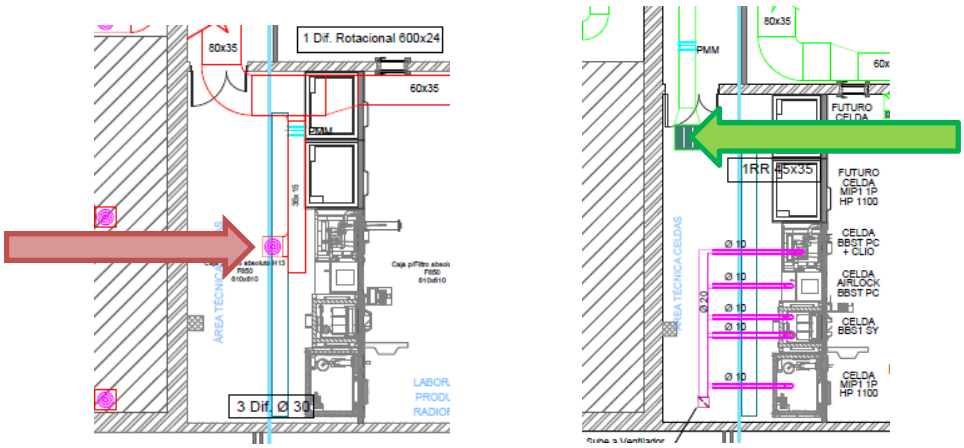


Figura 7. Se muestra en rojo el circuito de inyección de aire y en verde el circuito de extracción de aire, con una distribución de las rejillas poco eficiente en la sala técnica de celdas

Criterio para el acceso a los bancos de filtros: En algunos casos se identificó que el acceso a la sala técnica de los filtros de la extracción de las zonas activas es compartido con la sala técnica de los bancos de filtros de la extracción de la zona convencional, sin control interno de acceso. Esta situación podría llevar a un escenario de exposición indeseada, si un trabajador de mantenimiento de la zona convencional accede a la sala técnica cuando los filtros de la zona activa produzcan una tasa de dosis como consecuencia de la retención de material durante el proceso de filtrado. Por lo tanto, la ARN requirió sectorizar e incorporar control de acceso en la sala donde se monten los filtros de la zona activa.

Criterios a considerar en el diseño de la chimenea de descarga: El aire de extracción debería descargarse, a través de una chimenea, a los 4 vientos, y su altura deberá estar determinada procurando evitar la interferencia de las edificaciones cercanas en la pluma de dicha chimenea, manteniendo una relación mínima de 10:1 de longitud del tramo recto al final de la chimenea respecto del diámetro equivalente de la sección transversal de la misma. Asimismo, se deben considerar los efectos que puedan originarse como consecuencia de las diferencias de temperatura entre el aire de descarga y el ambiente, en particular en emplazamientos que presentan temperaturas extremas. Este criterio surge a partir de la experiencia operativa de CAPCI, en concordancia con lo indicado en la bibliografía.

Criterio de ubicación de las inyecciones y la descarga de aire a la instalación: En relación a la ubicación de la chimenea y las tomas de aire, se recomienda que las mismas estén alejadas suficientemente para procurar evitar que el aire de descarga reingrese por el sistema de toma exterior (o lo haga con suficiente dilución). La disposición de la chimenea debería encontrarse aguas abajo de la toma de aire considerando la dirección de viento predominante. Este criterio surge a partir de la experiencia operativa de CAPCI, en concordancia con lo indicado en la bibliografía.

Criterio de redundancia del ventilador de extracción de celdas: Los ventiladores que generan las depresiones de celdas deberían ser redundantes, y el ventilador de respaldo debería entrar en operación automáticamente ante la falla del ventilador principal. Este requisito en general fue satisfecho en los casos evaluados, pero se presentó un caso donde esta redundancia no fue considerada en el diseño original, tal como se muestra en la Figura 3.

3. CONCLUSIONES

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina posee un grupo dedicado al control de instalaciones con aceleradores de partículas con energía mayor a 1MeV (excepto los aceleradores de uso médico) que incluye a las instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. Este grupo posee experiencia en evaluaciones de seguridad radiológica y, en el marco del lanzamiento del denominado Plan Nacional de Medicina Nuclear, desarrolló simultáneamente una serie de evaluaciones, que incluían los sistemas de ventilación de nuevas instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. Para ello, el grupo se apoyó en primera instancia en el documento del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) denominado “Criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones médicas”. Este documento resultó de gran ayuda en el desarrollo de las evaluaciones de los sistemas de ventilación, pero por tratarse de un documento general, contenía información básica al respecto, sin contemplar algunos aspectos de detalle.

Adicionalmente, se realizaron evaluaciones que excedían el marco establecido en el citado documento, las cuales se basaron en experiencia operativa del grupo evaluador y en bibliografía adicional, adoptando criterios adicionales aplicables a la evaluación del diseño de sistemas de ventilación.

El resultado de las evaluaciones fue explicado en detalle a los responsables de las distintas instalaciones y ha sido implementado en nuevas versiones de los diseños originales o están en proceso de implementación.

La evaluación de sistemas de ventilación es una tarea propia de especialistas en el tema, y se recomienda que los organismos reguladores identifiquen grupos de evaluación dedicados al tema.

Como resultado del proceso de evaluación, se desarrolló un proyecto de Guía Regulatoria que contempla aspectos de diseño del sistema de ventilación de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia, el cual se encuentra en proceso de revisión interna de ARN.

4. BIBLIOGRAFÍA

1. ASHRAE, 2015 ASHRAE Handbook - HVAC Applications, ASHRAE, 2015
2. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Norma AR 10.1.1. - Norma Básica de Seguridad Radiológica - Revisión 3”, (2016).
3. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Norma AR 5.1.1. - Exposición ocupacional en aceleradores de partículas Clase I - Revisión 1”, (2002).
4. Canadian Nuclear Safety Commission, “Design Guide for Nuclear Substance Laboratories and Nuclear Medicine Rooms”, (2010).
5. Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares, “Criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección en instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones e investigaciones médicas”, (2013).

6. N. Fruttero, F. Andrada Contardi, "*Encadenamiento de depresiones en laboratorios de radiofarmacia: experiencia en Argentina"*, Simposio Internacional sobre Protección Radiológica, Cusco, Perú, 01 al 04 de Abril, (2012).
7. International Atomic Energy Agency, "Cyclotron produced radionuclides: guidelines for setting up a facility", (2009).
8. International Atomic Energy Agency, "Design and Operation of Off-Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material", (1988).
9. International Commission on Radiological Protection, "ICRP Publicación 103 - Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica", (2007).
10. ISO 17873, "Criteria for de design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactor", (2003).

Analía Saavedra Néstor Fruttero Susana Papadopulos Adrián Pérez Germán Rabi Flavio Andrada Contardi
E-mail: fandrada@arn.gob.ar

14419 - CRITERIOS Y EXPERIENCIAS PARA LA EVALUACIÓN DEL SISTEMA DE VENTILACIÓN DE INSTALACIONES CON CICLOTRÓN Y RADIOFARMACIA

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires - ARGENTINA

1. INTRODUCCIÓN

El lanzamiento del denominado Plan Nacional de Medicina Nuclear en Argentina, que incluía 6 instalaciones de producción de radioisótopos con ciclotrón, obligó a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) a cursar evaluaciones de seguridad radiológica en forma paralela. Respecto de la evaluación particular del diseño de los sistemas de ventilación, se tomó como base al documento del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) relativo a instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia. La aplicación del citado documento resultó muy valiosa, pero también se presentaron aspectos de diseño que excedieron lo establecido en el documento de referencia.

2. DESARROLLO

En el presente apartado se describe la metodología de trabajo empleada para el desarrollo de las evaluaciones técnicas del diseño de sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón y radiofarmacia, el resultado de las evaluaciones basadas en el referido documento del FORO, y las evaluaciones que alcanzaron aspectos adicionales a los indicados en ese documento.

2.1 Metodología de trabajo

La metodología de trabajo incluyó:

- Análisis de documentación en contraste con las referencias
- Reuniones de discusión interna
- Consulta bibliográfica
- Opinión de expertos

2.2 Evaluaciones del diseño de los sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón basadas en documento del FORO

El documento de referencia utilizado para las evaluaciones es:

"Criterios para el licenciamiento y requisitos de inspección de instalaciones con ciclotrones para producción de radioisótopos utilizados en aplicaciones médicas"

En función de los criterios del citado documento, las evaluaciones arrojaron casos con falta de información sobre presiones relativas -ver Fig. 1-, exclusión de sistema de retención y decaimiento de gases de síntesis de radiofármacos previo a la descarga, circuitos de ventilación que comparten áreas activas e inactivas -ver Fig.2-, falta de indicación de renovaciones de aire por hora (RPH), falta de indicación al operador de RPH de celdas calientes y exclusión de etapas de filtrado del aire de extracción -ver Fig.3-.

Fig. 1: Falta de indicación de presiones de celdas y sistemas de transferencia de materiales

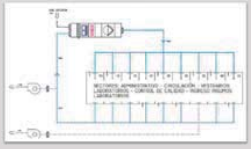


Fig.2: Circuito de ventilación compartiendo áreas activas e inactivas

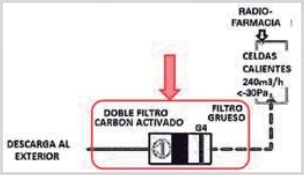


Fig.3: Exclusión de filtrado de aerosoles en el circuito de extracción de aire

2.3 Evaluaciones del diseño de los sistemas de ventilación de instalaciones con ciclotrón: Aspectos adicionales a los indicados en documento del FORO

Criterio de recirculación/extracción 100% de aire: No se debe recircular el aire de las celdas calientes ni del bunker que aloja al ciclotrón durante la irradiación. No existen inconvenientes en recircular el aire de un local que presente aire limpio en condiciones normales de operación por razones de eficiencia energética. Se presentaron diseños que, en caso de presentarse una eventual contaminación del aire en un local, el sistema de ventilación tiene la capacidad de cambiar su modo de operación de recirculación a extracción 100%.

Criterio de ductos en depresión: Los ventiladores deben situarse al final del circuito de extracción. La Fig. 4 muestra un diseño que no cumple con este criterio, donde se incluye un ventilador intermedio que podría causar una sobrepresión entre el mismo y el banco de filtros.

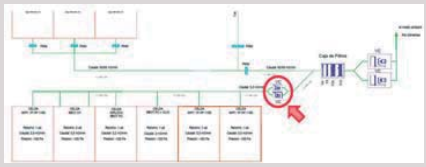


Fig.4: Detalle de circuito de ventilación donde se incluye ventilador intermedio.

Criterio de distribución de bocas de inyección y extracción de aire: esta distribución debe favorecer por diseño las renovaciones de aire de un local. Se observaron diseños con posibilidades de mejora, tal como se muestra en la Fig. 5.

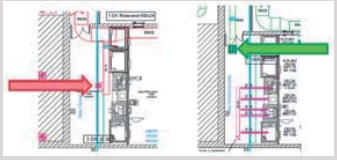


Fig.5: Local con distribución poco eficiente de bocas de inyección (rojo) y extracción (verde) .

Criterio de ubicación de las inyecciones y la descarga de aire a la instalación: se recomienda separación suficiente entre las mismas para procurar evitar que el aire de descarga reingrese por el sistema de toma exterior.

3. CONCLUSIONES

- El documento del FORO es una buena referencia para este tipo de evaluaciones.
- Existen aspectos a considerar adicionales a lo indicado en el documento del FORO
- Este tipo de evaluaciones deben ser realizadas por especialistas, ya sea de la propia organización o de un servicio técnico externo.

Safeguards Capacity Building – Argentine Experience

Bonet Durán, S.; Pardo, L. and Smith, R.

Presentado en: Symposium on International Safeguards: Building Future Safeguards Capabilities.
Viena, Austria, 5 al 8 de noviembre de 2018

SAFEGUARDS CAPACITY BUILDING – ARGENTINE EXPERIENCE

STELLA MARIS BONET DURAN, LEONARDO PARDO
Nuclear Regulatory Authority
Buenos Aires, Argentine Republic
Email: lbonet@arn.gob.ar

RUTH SMITH
National Nuclear Security Administration - U.S. Department of Energy
United States of America

Abstract

In 1994, the Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN) and the U.S. Department of Energy (DOE) Signed a Cooperation Agreement for international safeguards research and development in the areas of nuclear material control, accountancy, verification, physical protection, and advanced containment and surveillance. Over the past 25 years, this collaboration agreement aided the Safeguards Control Division of ARN in safeguards staff development. The subjects of cooperation and training subjects included safeguards concepts applied to uranium enrichment technologies, containment and surveillance, statistics for safeguards applications, and non-destructive Assays, among others. Cooperation focused on human resource development improved the application of safeguards in the national context and also evolved into a joint activity, training other national safeguards personnel of the South American region. The paper will present a quick overview of the cooperation actions carried out, the resulting impact in the Argentinean safeguards community, and how this long-term endeavor strengthens safeguards application in the country and in the region.

1. INTRODUCTION

Nuclear Regulatory Authority is an Argentinean institution with the mandate to establish, develop and enforce a regulatory system applicable to all nuclear activities carried out in Argentina.

The goals of this regulatory system are:

- To provide an appropriate standard of protection for people against harmful effects of ionizing radiation
- To maintain a reasonable degree of radiological and nuclear safety for nuclear activities performed in Argentina
- To ensure that nuclear activities are not developed with unauthorized purposes by the law and regulations resulting there from, as well as by the international agreements and the non-proliferation policies adopted by Argentina.
- To prevent from performing intentional actions, which may either have severe radiological consequences or lead to the unauthorized removal of nuclear material or other materials or equipment subject to control.

In its capacity as the National Authority on all issues relating to radiological and nuclear safety, non-proliferation assurances, physical protection and transport of radioactive materials, the ARN grants authorizations, licenses and permits, as appropriate, in connection with practices associated with radioactive and nuclear materials.

From the nuclear safeguards perspective there is a well-defined State System of Accounting and Control of Nuclear Materials (SSAC) that comprises procedures and requirements that are applied to all nuclear material and activities in the country. The objective of this system is to ensure with a reasonable degree of certainty that nuclear material is not diverted from authorized purposes and that they are performed in compliance to all non-proliferation international commitments.

In addition, ARN cooperates with the application of a Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials applied by ABACC. This system has been established through an Agreement between

Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil for the exclusively peaceful use of nuclear energy, which is fundamentally based in a crossed inspection scheme.

2. THE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY AND THE DEPARTMENT OF ENERGY COOPERATION

Considering its regulatory function in the safeguards area, Argentinean Nuclear Regulatory Authority, maintain close cooperation with foreign governmental organizations. One of those organizations is the Department of Energy of the United States of America.

In this sense the Agreement between the United States Department of Energy (DOE) and the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) "Concerning Research and Development in Nuclear Material Control, Accountancy, Verification, Physical Protection, and Advanced Containment and Surveillance Technologies for International Safeguards Applications", dated on April 18th, 1994. This agreement was the fundamental stone for sharing information, knowledge and experience regarding nuclear safeguards methodologies and technologies between both countries in order to enhance safeguards implementation.

The methodology adopted by this agreement for its practical implementation, is through the signature of "Action Sheets" that reflect the mutual understanding on a specific area. A general structure of an action sheet comprises:

(a) Introduction
(b) Background
(c) Scope of Work
(d) Program Management
(e) Financial Management
(f) Duration
(g) Signatures (in duplicate)

3. COOPERATION AREAS

Among all the cooperation areas explored during almost 25 years, the paper will focus in the last 4 years. It is reasonable to state that the cooperation areas can be divided in capacity building with national impact on one side, and cooperation areas with regional impact on the other side. With this criteria in mind a short description are presented as follows:

3.1. New Applications for spent fuel containment and surveillance

Argentine Republic has fuel storage facilities with some particular features which force the national safeguards authority to be proactive in definition of licensing and operational requirements and restrictions to the operator of those facilities. Because of the design of the facility, safeguards measures and procedures are difficult to implement. That is why an early involvement in this kind of project is fundamental for an efficient implementation of safeguards measures.

Under this framework an action sheet was signed "New Applications for spent fuel containment and surveillance", with the aim of involve all the national safeguards community in an interactive process of evaluation of containment and surveillance technologies applied to a particular project.

The methodology adopted to meet this goal was a workshop (Photo 1) coordinated by DOE and ARN personnel. The most relevant aspects under this action sheet was the participation of operators, designers, regulators and regional safeguards organizations in this training, which helps to create a synergic safeguards perspective for such projects.

Photo 1.

3.2. Technical Training for safeguards specialist

In 2017, ARN identifies some areas of cooperation based on Argentinean safeguards personnel capacity building needs. This was motivated by two factors, firstly an increasing investment in the national nuclear industry and secondly a staff renewal in the Argentinean safeguards control division. The cooperation areas were Non-destructive Assays technologies, based on gamma and neutron radiation, and statistical analysis for safeguards applications.

With this in mind, the action sheet named "Technical Training for safeguards specialist" was signed. Two sub tasks were defined and both comprises specific training.

Regarding NDA training, three Argentinean safeguards inspectors attend a two weeks program in US on gamma and neutron based Non-destructive Assays technologies (Photo 2).

Regarding statistical analysis for safeguards application, a customized training course was developed. A four days course named "Statistical Concepts for Safeguards" (Photo 3) was carried out in Buenos Aires, Argentina. In general terms the subjects to be covered by the course program should consider:

- Basic statistical concepts review.
- Statistics concepts applied on measurements technics in nuclear safeguards and nuclear material sampling methodologies. Uncertainty estimation.
- Sampling plans developments.
- Material balance evaluation.

It was the first time that a comprehensive training on statistical concepts for safeguards was performed in Buenos Aires, and many lessons can be extracted from it.

- The participation of chemical analysts, safeguards inspectors, operators and statistical evaluators, encourage the people to interact in the whole process of statistical evaluation.
- The understanding about the need of an accurate and precise analytical result was clearly noted.
- Last but not least, this training helps all actors in the statistical evaluation process to obtain better result trough the interactions among people with different expertise enhancing the adoption of good practices.

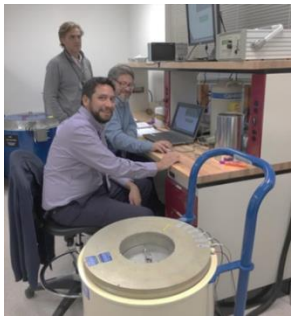


Photo 2. NDA Traning al LANL

Photo 3. Statistical Concepts for Safeguards

3.2. Regional Workshop on domestic inspections

Domestic safeguards inspections play and important role in facilitating international inspections performed by the International Atomic Energy Agency (IAEA). A primary objective of domestic inspections is to ensure licensees are fulfilling the safeguards, safety, and security provisions contained in their operating license. Another purpose is to identify and resolve safeguards issues before, during and after international inspections take place. A national regulator with complete knowledge about all nuclear activities taking place within the State's borders ultimately promotes the effectiveness and efficiency of international inspections. Thus, it is important for States operating nuclear facilities and managing nuclear material inventories to ensure their national regulators are able to plan, coordinate, conduct, and document a safeguards inspection at a nuclear facility. Such activities include collection of safeguards-relevant information; evaluation of information to ensure it is correct, complete, and meets international standards; and documentation of the inspection results; and transmission of all safeguards-relevant information to the IAEA.

This activity can be considered as cooperation with regional impact, because involves the development of a regional training based on a standard course model provided by DOE and technical expertise from ARN that supports the practical implementation. A practical exercise on a real facility, Research Reactor 3 located at Ezeiza Atomic Center, was performed. (Photo 4 and 5)

A five-day workshop on domestic safeguards inspections was carried out for countries in South and North America operating nuclear fuel cycle facilities. Invited countries include Argentina, Brazil, Canada, Chile, Colombia, Jamaica, Mexico, Peru and United States.

Photo 4. Regional Workshop on Domestic Safeguards Inspections

Photo 6. RA-3 Technical Visit

4. CONCLUSIONS

The agreement between the Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN) and the U.S. Department of Energy (DOE) will celebrate its 25th anniversary next year in 2019. This long term commitment has shown to be a fundamental tool for the Argentinean safeguards regulator capacity building process.

During the training courses and workshops, experts and professionals from both organizations exchanged knowledge and technical experiences. As a result of this knowledge exchange, innovative solution for some safeguards implementation challenges has been proposed.

The involvement of all safeguards community, operators and designers during training and courses has shown to be an excellent opportunity to discuss about safeguards objectives from a technical point of view, and the way to meet those objectives considering the constraints of all parties concerned.

The Regional Workshop on Domestics Safeguards Inspection, jointly coordinated between DOE and ARN, is a good way to demonstrate the degree of maturity of this long term endeavor, shifting the focus from a bilateral cooperation scheme to a partnership with regional scope on safeguards related expertise.

The Nuclear Regulatory Authority is very pleased with the cooperation of technical experts from U.S. during technical activities conducted under the DOE/ARN Agreement and expects to continue collaborating with DOE.

REFERENCES

[1] Agreement with the National Atomic Energy Commission of Argentina (CNEA) concerning Research and Development in Nuclear Material Control, Accountancy, Verification, Physical Protection, and Advanced Containment and Surveillance Technologies for International Safeguards Applications, CNEA – DOE, (1994), ARN replaced the CNEA as a partner to the agreement, ARN and DOE signed a five-year extension on October 5, (1999).

Evaluación de la metodología de triage aplicada en el ensayo de dicéntricos y anillos céntricos en caso de accidentes radiológicos con víctimas múltiples

Cabitto, M.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.;
Fernández Rearte, J. y Deminge, M.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

Mariana Cabitto
E-mail: mcabitto@arn.gob.ar

Evaluación de la metodología de triage aplicada en el ensayo de dicéntricos y anillos céntricos en caso de accidentes radiológicos con víctimas múltiples

Cabitto, Mariana; Di Giorgio, Marina; Radl, Analía; Taja, María Rosa; Fernández Rearte, Julieta; Deminge, Mayra

Registro Nº: 09025

Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires - ARGENTINA

Introducción

El objetivo de la Dosimetría Biológica (DB) es la estimación de la dosis absorbida de personas presunta o comprobadamente sobreexpuestas a radiaciones ionizantes, mediante la cuantificación del daño inducido en la molécula de ADN (blanco crítico), a partir de muestras de sangre venosa.

Obtenidas las muestras biológicas, se efectúan cultivos celulares a fin de obtener una población representativa de un tipo celular, los linfocitos, que expresan el daño cromosómico radioinducido durante la división celular (estadio de metafase). A partir de los cultivos de linfocitos se cuantifican las aberraciones cromosómicas inestables (ACI): Dicéntricos y Anillos. La frecuencia de aberraciones cromosómicas observada es referida a una curva de calibración dosis - respuesta *in vitro* para determinar la dosis a cuerpo entero.

En accidentes con víctimas múltiples, existen metodologías que permiten incrementar la velocidad de respuesta. El recuento de dicéntricos con criterio de triage (reducción del número de células analizadas) permite una disminución en el tiempo de análisis, permitiendo la clasificación de las víctimas en rangos de dosis de importancia clínica: <1 Gy; 1-2 Gy; 2-4 Gy; 4-6 Gy; > 6Gy. Realizando el análisis de un número significativamente menor de metafases (50) se incrementa el umbral del límite de detección de la metodología de 0,1 Gy a 1-2 Gy. A pesar de esta limitación, este criterio permite identificar aquellas personas con dosis superiores a 1-2 Gy que representa la dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del Síndrome Agudo de Radiación y por lo tanto permitirá una aproximación adecuada para guiar el tratamiento médico.

Objetivo

El objetivo del presente trabajo es evaluar la participación del Laboratorio de Dosimetría biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina en diferentes ejercicios de intercomparación: a) dos organizados por el Ministerio de Salud de Canadá (internacional) en los cuales se evalúa desde el transporte de las muestras biológicas (sangre) hasta la estimación de dosis; b) un ejercicio multiparamétrico regional de dosimetría física, biológica y computacional organizado por el LDB, simulando un escenario de sobreexposición accidental en un accidente de gammagrafía industrial.

Materiales y Métodos

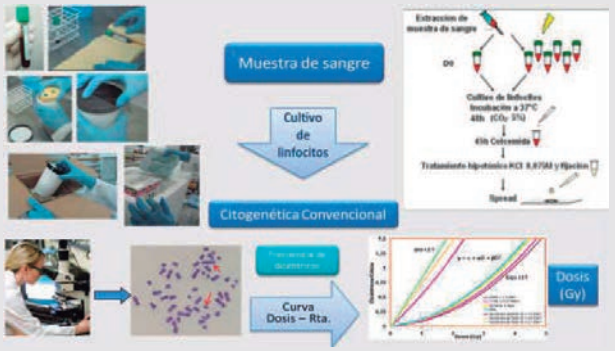


Figura I. Procedimiento de embalaje y etiquetado de las muestras de sangre para su transporte y proceso del ensayo de dicéntricos: Cultivo celular, recuento de ACI y determinación de la dosis absorbida a partir de curvas de calibración *in vitro* del laboratorio.

Test de z-score

$$z = \frac{xi - x\,ref}{s^*}$$

xi: los resultados de laboratorio,
xref: valor de referencia,
s*: desviación estándar robusta.

|z| ≤ 2	Satisfactorio
2 < |z| < 3	Cuestionable-"warning signal"
|z| ≥ 3	No satisfactorio-"action signal"

"Diferencia porcentual" (D%) : Valor de dosis reportado por el laboratorio , : Valor de referencia

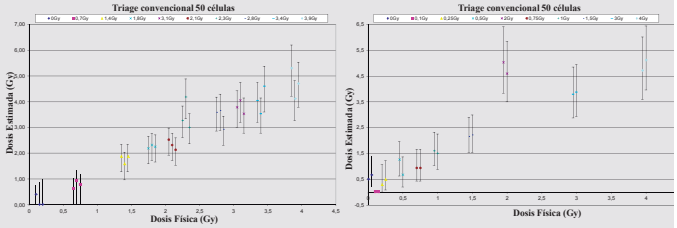
$$D\% = \frac{100(x - X)}{X}$$

Figura II. Estadísticos de desempeño aplicados en la evaluación de los resultados de los ejercicios de intercomparación realizados.

Ejercicios	Cantidad de muestras	Fuente de Irradiación	Tipo de Irradiación
Ministerio de Salud de Canadá – 2014 y 2015	10 Puntos de dosis	Fuente de Rayos X (252 kVp – 15 mA)	*ex vivo*
Laboratorio de Dosimetría Biológica, ARN – 2016 (Proyecto OIEA RLA 9075 y 9076)	2 Puntos de dosis	Fuente de gammagrafía industrial de Ir-192 de 3,33 TBq (90,2 Ci)	Escenario de exposición homogénea: maniquí antropomórfico Alderson RANDO a 80 cm de la fuente.

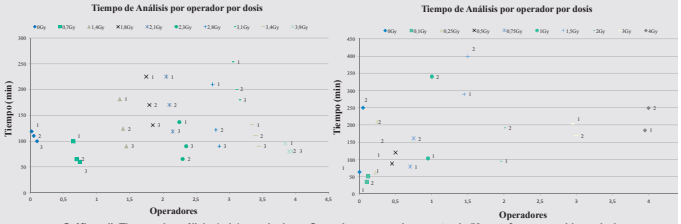
Resultados

Intercomparaciones Internacionales - Ministerio de Salud de Canadá



Gráficos I. Dosis Estimada (Gy) vs Dosis Física para el recuento de 50 metafases en intercomparaciones organizadas por el Ministerio de Salud de Canadá 2014 (izquierda) y 2015* (derecha).

En la intercomparación correspondiente al año 2014 se observa que la estimación de la dosis muestra una mayor sensibilidad para dosis menores o iguales a 2,5Gy y una menor sensibilidad para dosis mayores, basado en el criterio del 20% de error de la dosis física administrada. También se puede evidenciar que existe una tendencia a la sobrestimación de las dosis a dosis mayores a 2Gy de aproximadamente ± 0,7 Gy. En la intercomparación Canadá 2015 se observó un buen ajuste en la estimación de dosis para dosis bajas, aunque se observa una inconsistencia respecto a la estimación de dosis correspondiente a 0Gy, en la cual se observó presencia de dicéntricos por lo tanto la dosis obtenida fue mayor a 0Gy. Esto debió ser inherente de la muestra, dado que ambos operadores estimaron dosis similares.



Gráficos II. Tiempo de análisis (min) por dosis vs Operadores para el recuento de 50 metafases, considerando las intercomparaciones organizadas por el Ministerio de Salud de Canadá 2014 (izquierda) y 2015* (derecha).

En todos los casos el tiempo de análisis es menor para el operador que realizó el recuento de manera automatizada excepto para la dosis correspondiente a 2,3Gy (2014) y la dosis correspondiente a 3Gy (2015) esto puede deberse tanto a la calidad del cultivo (presencia de blastos) como a la demora en el tiempo de armado de la galería (gran cantidad de células en división) lo cual pudo haber demandado mayor tiempo de análisis.

***El punto correspondiente a 2 Gy (Canadá 2015) no fue considerado en el análisis dado que varios laboratorios participantes presentaron dificultades con el cultivo de la muestra.**

Intercomparación Regional Multiparamétrica

Criterio de análisis	Dosis I (0,18Gy)		Dosis II (0,36Gy)	
	Dosis media estimada [Gy]	IC 95% [Gy]	Dosis media estimada [Gy]	IC 95% [Gy]
Convencional (500 metafases)	0,13	[0,02; 0,30]	0,33	[0,18; 0,51]
Triage (50 metafases)	<0,1		<0,1	

Tabla I. Resultados obtenidos en la intercomparación regional aplicando dos criterios de análisis de ACI: convencional y triage. Dosis física impartida: Dosis I = 0,18 Gy; Dosis II =0,36 Gy. Se informan las dosis medias y sus correspondientes intervalos de confianza del 95%. Límite de detección del ensayo de dicéntricos 0,1Gy.

Los resultados de z-score de las dosis absorbidas en función de las dosis física (Dosis I: 0,18 Gy y Dosis II: 0,36 Gy) indican que el LDB resultó satisfactorio para la estimación de ambas dosis, para el criterio convencional de recuento de ACI en 500 metafases. Los resultados indican que para dosis bajas, cercanas al límite de detección, el criterio de triage evaluando 50 células no resultaría eficiente para la categorización de las víctimas en un accidente masivo ya que no permitiría discriminar personas significativamente (> 1 Gy) sobreexpuestas de aquéllas no sobrexpuestas.

Respecto de la evaluación del desempeño de los operadores, considerando todo los laboratorios participantes, mediante el estadístico "diferencia porcentual" (D%), se observó que para la Dosis I las diferencias porcentuales resultaron significativamente mayores que el valor aceptado u objetivo del 20% en relación con el valor asignado, es decir, la dosis física impartida (datos no presentados en el trabajo).

Si bien se observó consistencia en los datos aportados de la dosimetría física y biológica, se observó mayor precisión en la estimación de la dosis física (TLD) y biológica en el caso de la Dosis II respecto a la Dosis I, esto se debe a la cercanía al límite de detección del ensayo de dicéntricos en el caso de la Dosis I.

Conclusiones

La estimación de la dosis a partir del triage muestra una mayor sensibilidad para dosis menores o iguales a 2,5Gy y una menor sensibilidad para dosis mayores, basado en el criterio del 20% de error de la dosis física administrada, con tendencia a sobrestimación. Sin embargo, para dosis muy cercanas al límite de detección se evidencia falta de sensibilidad en la técnica. Con respecto a la evaluación del tiempo de análisis se observó en líneas generales que la utilización del sistema automatizado de microscopía reduce el tiempo de análisis alrededor de un 40% respecto del recuento manual. Por último, en cuanto a la evaluación del desempeño del laboratorio mediante la aplicación del test de z-score se evidenció que el mismo es competente para prever estimaciones de las dosis utilizando el ensayo de dicéntricos en un rango de dosis de 0 a 4 Gy. Si bien los datos no se muestran, se evidenció consistencia entre los resultados aportados por dosimetría física, computacional y biológica.

Los ejercicios de intercomparación analizados permitieron al LDB validar el uso de las metodologías de análisis con criterio de triage, en caso de accidentes radiológicos y nucleares con víctimas múltiples.

Multivariate Optimization of Factors Influencing on the Quality of an ^{241}Am Alpha Source

Carranza, M.E.

Presentado en: Simposio Internacional de Física de las Radiaciones.
Córdoba, Argentina, 7 al 11 de agosto de 2018

14th ISRP 2018
October 7-11, 2018 –
Córdoba, Argentina

Multivariate Optimization of Factors Influencing on the Quality of an ^{241}Am Alpha Source

Matías Ezequiel Carranza
E-mail: mcarranza@arn.gob.ar

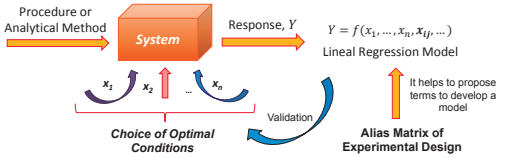
Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires - ARGENTINA

INTRODUCTION

Obtaining suitable α spectra is important to elucidate mixtures of radionuclides in different matrixes. Spectra quality is directly affected by the preparation of the source.

Variables significantly affecting processes can be obtained with the technique known as *Design of Experiments* [1]. Thanks to this information, conditions can be optimized based on the desired results. This chemometric technique takes *interactions* among factors into consideration, which are often overlooked.

Once variables affecting the response are obtained, they can be adjusted to specific values in order to obtain acceptable and reproducible results. The choice of significant factors might be validated applying a model and adding some extra experiments. The method is outlined as follows:



In this work, the application of an experimental design 3^{4-2} to optimize the process of preparation of an α source is outlined in order to generate spectra with very good resolution and better reproducibility. Variables influencing on the process were later set on certain levels to obtain interesting results.

EXPERIMENTAL

Responses and process variables

Four factors or process variables were chosen: amperaje = *i*, time = *t*, cathode-anode distance = *d*, and polishing process = *PP*. Each factor is distributed into three levels, as shown in the following table:

Variables	Levels [b]					
	x_o	x_e	x_o	x_e	x_o	x_e
***i* (A)**	0.1	-1	0.5	-1/9	1	+1
***t* (h)**	0.5	-1	1	-1/3	2	+1
***d* (mm)**	3	-1	5	-1/5	8	+1
PP [a]	a	-1	b	0	c	+1

[a] *PP* levels correspond to:
a = Electropolishing containing 1:1 H_3PO_4/H_2SO_4
b = Electropolishing containing 3:1 H_3PO_4/H_2SO_4
c = Manual polishing with wet sandpaper

[b] Encoded Levels $x_e = \frac{x_o - M}{\Delta}$; x_o = Original value M = Centric value; x_e = Encoded value Δ = Half of the interval range

Response variables, Y_i, obtained in the analysis of the preparation method of the alpha source were:

- Width at half height ($\Delta_{1/2}$) of the signal at 5485.56 KeV of ^{241}Am,
- Homogeneity of the active area, and
- % Recovery (*%R*)

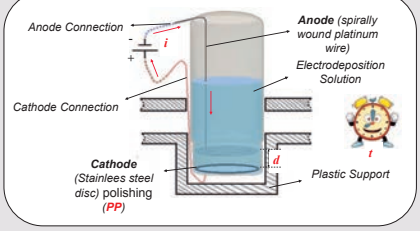
Fractional Experimental Design

A fraction factorial design was applied employing 4 factors in order to find those which significantly influence the variation of the spectrum form of α ^{241} Am emission. The following table shows matrix D of 3^{4-2} design [2],[3].

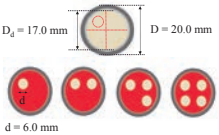
Experiments[a]	*i*	*d*	*t*	*PP*
1	-1	-1	-1	-1
2	-1	-1/5	-1/3	0
3	-1	+1	+1	+1
4	-1/9	-1	-1/3	+1
5	-1/9	-1/5	+1	-1
6	-1/9	+1	-1	0
7	+1	-1	+1	0
8	+1	-1/5	-1	+1
9	+1	+1	-1/3	-1

[a] Each of the experiments was carried out three times

Electrodeposition Cell Diagram



Homogeneity Test



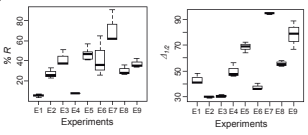
The relation between C_{id}/C_{Dd} and S_{Ad} was assessed (assuming a first order linear model: y = ax + b).

C_{id} : Counts obtained from the source with filter.
C_{Dd} : Represents counts of the active area without filter.
S_{Ad} : Is the uncovered active area.

RESULTS and DISCUSSION

Effects of Factors on Response Variables

Box-Plot of response %R and $\Delta_{1/2}$



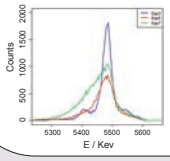
Box-plots of $\Delta_{1/2}$, and %R, for each experiment show how these responses are affected when experimental conditions are modified.

Responses obtained [c]

Exp	*%R*	$\Delta_{1/2}$
1	6 ± 2	43 ± 4
2	27 ± 5	29.3 ± 0.5
3	42 ± 8	30 ± 1
4	8 ± 1	50 ± 6
5	45 ± 4	69 ± 4
6	42 ± 20	37 ± 2
7	71 ± 17	95 ± 1
8	30 ± 5	56 ± 2
9	37 ± 4	78 ± 11

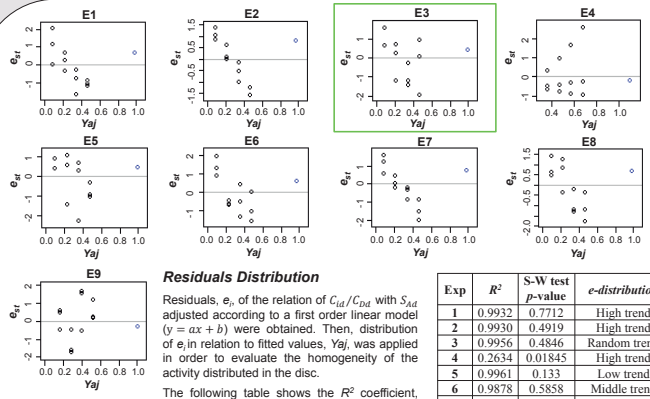
[c] The average of triple values with their standard deviation.

Variation of Alpha Spectrum



^{241}Am spectrum obtained shows different forms in the diverse experimental conditions applied in the preparation of the alpha source. It is interesting to obtain conditions in which narrow spectra and good reproducibility are obtained.

Homogeneity Analysis



Residuals Distribution

Residuals, e_i, of the relation of C_{id}/C_{Dd} with S_{Ad} adjusted according to a first order linear model ($y = ax + b$) were obtained. Then, distribution of e_i in relation to fitted values, *Yaj*, was applied in order to evaluate the homogeneity of the activity distributed in the disc.

The following table shows the R^2 coefficient, the p-value for the Shapiro-Wilk test of normality (S-W test), and visual appreciation of the residual distribution.

Exp	R^2	S-W test *p*-value	*e-distribution*
1	0.9932	0.7712	High trend
2	0.9930	0.4919	High trend
3	0.9956	0.4846	Random trend
4	0.2634	0.01845	High trend
5	0.9961	0.133	Low trend
6	0.9878	0.5858	Middle trend
7	0.9927	0.9908	High trend
8	0.9935	0.4598	High trend
9	0.9949	0.6055	Low trend

Linear Regression Model

Model matrixes, *X*, were built with the matrix *D* of the fractional design 3^{4-2} to later obtain regression coefficients for the significant variables of the process.

Linear Model Obtained for $\Delta_{1/2}$

$$\Delta_{1/2} = 57.26 + 23.71 \cdot i - 8.52 \cdot d + 8.96 \cdot t - 8.42 \cdot PP + 3.02 \cdot t \cdot PP - 2.11 \cdot i \cdot PP$$

R^2 = 0.9412

$\Delta_{1/2}$ values obtained in different experimental conditions and fitted values for linear models.

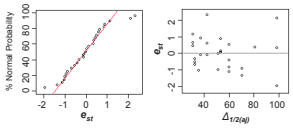
Experiments	*i*	*d*	*t*	*PP*	$\Delta_{1/2(exp)}$	$\Delta_{1/2(adj)}$	$\%\lvert\Delta_R\rvert$
Extra1	-1/9	-1/5	-1/3	0	55	53.3	2
Extra2	-1/9	-1/5	-1/3	0	53		
Extra3	-1/9	-1/5	-1/3	0	52		
Extra4	-1	-1/5	-1	-1	34	35.6	5
Extra5	1	-1/5	-1	1	59	60.2	2

Linear Model Obtained for %R

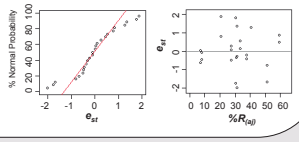
$$\%R = 35.13 + 7.85 \cdot i + 3.73 \cdot d + 4.87 \cdot t - 13.59 \cdot PP - 20.19 \cdot i \cdot d - 4.72 \cdot d^2$$

R^2 = 0.9665

Normal Probability Plots of Residuals and Plots of Residuals vs. Fitted Values.



Plots of residuals confirm normal distribution of the residuals obtained after both models were predicted. This validates the models chosen to represent the analyzed responses.



Regression model taking into account main factors, double interaction and quadratic terms:

$$y_i = \beta_0 + \sum_{i=1} \beta_i x_i + \sum_{i<j} \sum_{j=1} \beta_{ij} x_i x_j + \sum_{i=1} \beta_{ii} x_i^2$$

Triple interactions and high level order were disregarded.

Matrix equation of the regression model

$$y = X_P \cdot \beta_P + X_D \cdot \beta_D + \varepsilon$$

Confusion matrix, *A*, is defined as follows

$$A = (X_P^T \cdot X_P)^{-1} \cdot X_P^T \cdot X_D$$

CONCLUSIONS (and future plans)

- ❖ All the factors analyzed affect the quality of the alpha source obtained.
- ❖ Larger homogeneity of the active area is obtained in E3 conditions.
- ❖ E3 obtains, additionally, a lower $\Delta_{1/2}$ in ^{241}Am signal.
- ❖ The selection of the significant factors was validated applying linear regression models for $\Delta_{1/2}$ and *%R*.
- ❖ E3 conditions will be employed to analyze α-emitters in aqueous mediums.
- ❖ In order to improve E3 *%R*, experiments will be done using a sequential experimental design slightly modifying some of the factors.

REFERENCES

[1] B. Dejaegher, Y. Vander Heyden. J. Pharm. Biomed. Anal. 56, 2011,141 – 158.
[2] L. Massart; B.G.M. Vandeginste; L.M.C. Buydens; S. De Jong; P.J. Lewi and J. Smeyers-Verbeke. *Hanbook of Chemometrics and Qualimetrics.* Parts A and B Elsevier, Amsterdam 1997.
[3] D. C. Montgomery. *Design and Analysis of Experiments*. 8th Ed. Wiley, 2013.

Respuesta ante emergencias radiológicas en el transporte de material radiactivo. La experiencia en Argentina

Cateriano, M.A. y Villca Torrez, J.C.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

RESPUESTA ANTE EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO. LA EXPERIENCIA EN ARGENTINA

Cateriano, M.A.* y Villca Torrez, J.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Cada año, en la Argentina se transportan alrededor de 25.000 bultos con material nuclear y/o radiactivo que se utilizan principalmente para usos médicos e industriales. Los remitentes, los transportistas y los destinatarios deben cumplir con los requisitos contenidos en la normativa específica para el transporte seguro de material radiactivo. Durante el transporte de material radiactivo pueden ocurrir incidentes o accidentes y es necesario contar con adecuadas medidas de respuesta para mitigar las consecuencias de las emergencias radiológicas derivadas de dichos eventos. En este trabajo se describen incidentes ocurridos durante el transporte de material radiactivo en Argentina en el período de 2001 a 2017, incluyendo aquellos ocurridos por pérdida o robo de bultos de transporte. Como resultado de los mismos no se produjeron exposiciones o contaminación a personas o afectación al medio ambiente. Por otro lado, se analizan las causas raíces que los originaron y las lecciones aprendidas de los mismos, como una forma de mejorar la cultura de seguridad.

Palabras claves: transporte, emergencias radiológicas.

1. INTRODUCCIÓN

A nivel mundial no se han producido accidentes de transporte con consecuencias radiológicas graves. Sin embargo, a pesar de todas las medidas que se toman para garantizar el transporte seguro de material radiactivo, existe la posibilidad que estos eventos sucedan. Las consecuencias de estos pueden controlarse o pueden mitigarse mediante acciones que permitan la puesta en condición segura del material radiactivo, con el mínimo riesgo para aquellos que intervengan.

La planificación y preparación necesarias ante emergencias en el transporte con material radiactivo involucrado, son similares a las requeridas para responder a los accidentes de transporte que involucran materiales peligrosos no radiactivos, como sustancias inflamables, explosivos, gases venenosos, químicos tóxicos, etc. Muchos de estos materiales peligrosos no radiactivos, ofrecen peligros mayores al público respecto a aquellos materiales radiactivos que son transportados.

El objetivo de este trabajo es analizar los incidentes ocurridos durante el transporte de material radiactivo en Argentina en el período de 2001 a 2017, incluyendo aquellos ocurridos con bultos en tránsito, o por pérdida o robo de bultos de transporte. Posteriormente se analizarán las causas de los mismos, en ningún caso ha ocurrido exposición o contaminación a personas, ni afectación al ambiente.

* E-mail del Autor. mcateriano@arn.gob.ar

2. TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS

En Argentina, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es la autoridad competente de aplicación en cuanto al transporte de materiales radiactivos. El mismo debe efectuarse de acuerdo a lo estipulado en la Revisión 3 de la norma AR 10.16.1 “Transporte de materiales radiactivos” de la ARN, cuyo texto sigue los lineamientos del “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos” y los “Requisitos de Seguridad Específicos N° SSR-6” del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La revisión de dicha norma fue aprobada por Resolución del Directorio N° 14/16 el pasado 25 de enero de 2016 y publicada en el Boletín Oficial de la República Argentina, en su edición Nº 33.308 del 1° de febrero de 2016.

La aplicación de esta normativa alcanza a todas las modalidades de transporte de material radiactivo (ya sea por vía terrestre, acuática o aérea) y establece, fundamentalmente, cómo debe estar embalado el contenido radiactivo, cómo se deben controlar los niveles de radiación externa y cómo se previenen la criticidad y los daños ocasionados por el calor.

2.1. Reglamentación internacional

Los criterios de seguridad reflejados en la norma AR 10.16.1 Rev. 3. “Transporte de materiales radiactivos” tienen el consenso de todas las organizaciones internacionales, regionales y nacionales dedicadas a regular el transporte de materiales peligrosos por todas las vías. Para proteger a los trabajadores y al público durante el transporte normal, esta norma establece requisitos que, entre otras cosas, limitan la tasa de dosis en el entorno de los bultos y la contaminación transitoria en su superficie externa.

Existen, además, reglamentaciones nacionales e internacionales que regulan el transporte de materiales peligrosos por vía terrestre, aérea y acuática.

3. SISTEMA DE EMERGENCIA DE LA ARN

Toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes, regulada por la ARN, debe tener procedimientos o planes de emergencia. Este es un requisito que forma parte del proceso de licenciamiento y fiscalización de esas actividades. La ARN fija criterios y evalúa los planes y procedimientos de emergencias radiológicas y nucleares que elaboran las instalaciones controladas para hacer frente a situaciones de incidentes o accidentes.

Para la intervención en las emergencias radiológicas en instalaciones distintas a las centrales nucleares, la ARN cuenta con un Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER). Este sistema está concebido para:

- Asesorar a los responsables de las instalaciones en caso de emergencias radiológicas;
- Asesorar a las autoridades públicas que intervienen en el control de emergencias radiológicas;
- Intervenir en las situaciones de emergencia en instalaciones o prácticas donde se produzcan accidentes radiológicos y que no puedan ser controlados por los responsables de las mismas, o que involucren a miembros del público; o en situaciones de emergencias radiológicas no previstas en áreas públicas.

El SIER tiene un grupo de intervención primaria con turnos de guardia, las 24 hs durante todo el año. Dispone de instrumental adecuado, personal capacitado y de la estructura logística necesaria para una intervención rápida y eficaz en situaciones accidentales con posibles

consecuencias radiológicas. La ARN ha establecido acuerdos y convenios de cooperación con otros organismos tales como la Policía Federal, la Gendarmería Nacional y la Prefectura Naval Argentina para actuar en situaciones de emergencia radiológica.

4. PLANIFICACIÓN PARA CASOS DE EMERGENCIA DURANTE EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS

4.1 Aspectos generales

Durante el transporte de material radiactivo, las consecuencias de una situación incidental pueden ser previstas, controladas o mitigadas mediante los procedimientos de emergencia, que respondan adecuadamente ante tales situaciones. La responsabilidad durante el transporte de materiales radiactivos recae en el remitente quien debe cumplir entre otras cosas, con los requisitos de emergencia requeridos por la Norma AR 10.16.1 Rev.3.

Los cursos de capacitación para los conductores de transporte de mercancías peligrosas son obligatorios y se realizan de conformidad con la Resolución 110/97 y 65/00 del Ministerio de Transporte de la Nación Argentina.

Las diversas organizaciones de respuesta a emergencias radiológicas (bomberos, policía, Gendarmería Nacional, Prefectura Naval) reciben capacitación sobre el manejo de materiales peligrosos. Asimismo, la ARN imparte formación en cursos técnicos, posgrados y cursos específicos relacionados a este tema.

4.2 Guía de emergencia o fichas de intervención

Las consecuencias de los accidentes durante el transporte de materiales radiactivos dependerán de: el tipo de bulto, la forma física y química del material radiactivo, su radiotoxicidad, la cantidad de material radiactivo contenido, la modalidad de transporte y la severidad del accidente que afecta directamente la integridad del bulto.

El remitente debe entregar al transportista con los documentos de transporte, la información referida a los procedimientos de emergencia durante el envío de la remesa, dicha información estará contenida en las llamadas “Fichas de Intervención”, las cuales deberán estar en el vehículo y ser conocidas por los transportistas de materiales radiactivos, cuando dicho transporte se realiza por vía terrestre.

Estas Fichas de Intervención contienen los siguientes puntos:

- Características de los materiales radiactivos.
- Instrucciones para emergencias: recomendaciones generales, primeros auxilios, incidentes o accidentes que puedan ocurrir durante el transporte, se pueden incluir los siguientes casos: impacto o choque con o sin fuego, derrame o fuga de material radiactivo de los bultos y pérdida, robo o hurto de material radiactivo.

En los Certificados de Aprobación de la ARN para el transporte de remesas de materiales radiactivos, se exige siempre que deben portar las “Fichas de Intervención” para casos de emergencia y notificar al SIER de la ARN.

5. INCIDENTES DURANTE EL TRANSPORTE

- Análisis de las causas

Del análisis realizado sobre las causas de los 18 incidentes ocurridos en el período 2001 a 2017, surge que las principales causas fueron debidas a robos o hurtos de vehículos que transportaban

el material radiactivo (en 11 eventos), seguida de incidentes durante el transporte de equipos de gammagrafía y bultos del tipo A, (en 7 eventos) cuyas causas se debieron a fallas humanas, debidas a que no se transportaron los bultos en adecuadas condiciones de seguridad. En la Tabla 1, se detallan los eventos analizados.

Tabla 1: Tipos de eventos y sus causas

Fecha	Lugar	Evento	Causas
Evento 1 (2001)	Provincia de Neuquén	Extravío de equipo de gammagrafía industrial en la vía pública Fuente: Ir-192, Actividad: 53 Ci.	Equipo cae a la vía pública por no estar fijado convenientemente al piso del vehículo
Evento 2 (2002)	Ciudad de Buenos Aires	Asalto a un vehículo que transportaba un generador Fuente: Tc-99m, Actividad: 250mCi	Robo
Evento 3 (2003)	Provincia de Tierra del Fuego	Extravío de equipo de gammagrafía industrial en la vía pública Fuente: Ir-192 , Actividad: 6, 3 Ci (al 19/11/03)	Equipo cae a la vía pública por no estar fijado convenientemente al vehículo
Evento 4 (2006)	Provincia de Santa Fe	"Sustracción de material radiactivo: 1 Kit T4 (I-125, 5 µCi), 1 Kit IGE (I-125, 20 µCi) 1 Kit TSH (I-125, 20 µCi)	Hurto
Evento 5 (2007)	Ciudad de Buenos Aires	Robo de automóvil que llevaba fuente radiactiva, Fuente: F-18, Actividad: 60 mCi	Robo
Evento 6 (2008)	Ciudad de Buenos Aires	Robo de un camión, en el cuál se encontraba un generador de Tc-99m, Actividad: 250 mCi	Robo
Evento 7 (2009)	RP6, km 162, Buenos Aires	Robo de una camioneta que transportaba un generador Fuente: Tc-99m , Actividad: 350 mCi	Robo
Evento 8 (2009)	Villa Ballester, Provincia de Buenos Aires	Extravío de un equipo de gammagrafía industrial Equipo: Gamamat TI. Fuente: Ir-192, Actividad: 53 Ci.	Descuido del personal al no fijar el equipo a la caja del vehículo
Evento 9 (2009)	Ciudad de Buenos Aires	Robo de un vehículo que transportaba tres cajas con material radiactivo Fuente: I-131, Actividades: 200 mCi y 150 mCi. Fuente: Ga-67 , Actividad: 3,3 mCi.	Robo
Evento 10 (2009)	Ciudad de Buenos Aires	Robo de un vehículo Fuente: I-131 , Actividad. 20 mCi.	Robo

6. EJEMPLO DE ACTUACIÓN DEL SIER

6.1 Extravío de equipo de gammagrafía en la provincia de Santa Fe.

De los 4 eventos ocurridos en Argentina durante el transporte que involucraron equipos de gammagrafía industrial en el período de 2001 a 2017, se presentará a manera de ejemplo, la respuesta dada al evento ocurrido el año 2017 en la provincia de Santa Fe.

El día 16/08/17, el SIER recibió una llamada del responsable por la seguridad radiológica de una empresa de gammagrafía industrial, que se encontraba en la Provincia de Santa Fe, quién informó el extravío de un equipo de gammagrafía industrial, con las siguientes características: marca Sentinel, modelo 880, el cual contenía una fuente sellada de Ir-192 con una actividad de 25 Ci al día de la fecha.

El responsable informó que al finalizar la práctica de gammagrafía el día 15/08/17, y en circunstancia de reunir las herramientas para subirlas a la camioneta, se distrajo y no colocó el equipo de gammagrafía en su contenedor de transporte, situación que posteriormente produjo la caída del mismo en la vía pública.

Al llegar al destino, se percataron que el equipo de gammagrafía industrial no se encontraba, por lo que volvieron a la obra donde habían realizado la práctica de gammagrafía, suponiendo que

se habían dejado olvidado el equipo allí, pero no lo encontraron. Ante este hecho notificaron al Jefe de Turno del SIER reportando el extravío.

6.2 Respuesta y recuperación

El Jefe de Turno del SIER, al recibir el llamado del responsable por la seguridad radiológica, le solicitó información sobre lo ocurrido: hora, lugar, breve descripción del evento, características del equipo, fuente radiactiva, etc., indicándole que debía denunciar el extravío del equipo en la vía pública, ante la Delegación local de la Policía Provincial. Seguidamente convocó al personal del Grupo de Intervención Primaria, y al personal de la Subgerencia de Intervención en Emergencias Radiológicas y Nucleares en el Centro Control de Emergencias (CCE) de la ARN, para evaluar las acciones a seguir.

El SIER, llevó a cabo las siguientes tareas:

- Se activó el protocolo inicial del SIER correspondiente para poner en aviso a Gendarmería Nacional Argentina y a la División de Riesgo Radiológico y Nuclear de la Policía Federal Argentina brindando información del equipo perdido y la solicitud de alerta a sus delegaciones en la Provincia de Santa Fe y en las Provincias aledañas.
- El grupo SIER y personal del CCE, realizan la preparación del equipamiento, insumos y recursos necesarios para afrontar la emergencia.
- El SIER se desplazó al probable lugar del extravío, con dos vehículos, instrumental apropiado para realizar la búsqueda, equipo de comunicaciones y personal del Grupo de Intervención Primaria del SIER.
- En el CCE, se procedió a preparar los comunicados de prensa a emitir a todos los medios nacionales y se alertó a la Secretaría de Protección Civil de la Provincia de Santa Fe, quienes activaron rápidamente a Policía, Protección Civil, Seguridad Vial, Medio Ambiente, Bomberos Voluntarios de la Provincia de Santa Fe. Los Bomberos Voluntarios emitieron comunicados al público por los medios de difusión locales.

La difusión en los medios locales tuvo resultados positivos, una persona llamó a la policía informando que había encontrado el equipo en la vía pública, y lo tenía en su casa. Posteriormente personal policial y el responsable por la seguridad radiológica de la empresa de gammagrafía se dirigieron al domicilio del denunciante, retirando el equipo con su fuente en posición segura y lo trasladan a la comisaría.

El personal del SIER, arribó a la comisaría el mismo día y procedió a realizar una revisión del equipo para verificar las condiciones de seguridad del mismo. Durante la inspección se comprobó que la fuente se encontraba trabada en posición segura, y las mediciones realizadas sobre el mismo eran normales.

Una vez constatado que el equipo recuperado contenía la fuente en condiciones de seguridad radiológica, se informó al CCE, quien procedió a emitir un comunicado de prensa finalizando la búsqueda.

Se finalizó la intervención con resultados satisfactorios. Como medida precautoria se realizó un seguimiento dosimétrico y médico al público involucrado en el hallazgo del equipo (3 personas) a través del cual se confirmó la no existencia de consecuencias radiológicas sobre la salud de los involucrados.

Figura 1. Equipo similar al extraviado

Hallazgos y lecciones aprendidas

A continuación se abordarán los 4 eventos en que estuvieron involucrados los equipos de gammagrafía para extraer lecciones aprendidas de los mismos:

- Los equipos cayeron de los vehículos que los transportaban por no estar sujetos adecuadamente a la estructura de los mismos, por lo cual es necesario fortalecer la capacitación acerca de las buenas prácticas y la adecuada supervisión de los responsable por la seguridad radiológica
- La difusión en los medios de prensa a fin de alertar a la población sobre las características de los equipos extraviados, los riesgos que pueden presentar, la manera de protegerse, y a quien avisar si se los encontraba es una herramienta muy útil para la recuperación de equipos.
- Resulta vital la rápida notificación de la emergencia a los grupos de respuesta que deben intervenir (Policía, Gendarmería Nacional Argentina, Defensa Civil, etc.) a fin de optimizar recursos, mantener a las organizaciones en alerta y dar una respuesta coordinada en conjunto con las organizaciones de repuesta.

7. CONCLUSIONES

- En el caso de robo/hurto o extravío de bultos de transporte, la amplia difusión en el ámbito periodístico para informar a la población ha sido de gran ayuda para producir la recuperación de los mismos.
- La importancia de actuar con rapidez para poder brindar la información de las características del bulto a los grupos que deberán intervenir en su búsqueda y detección (Policía, Gendarmería Nacional, Prefectura Naval, Defensa Civil, Bomberos Voluntarios, etc.).
- Se deberá disponer en el lugar de la emergencia de un Grupo de Intervención idóneo para evaluar la situación y tomar las acciones correctoras y de protección necesarias, a fin de retomar el control de la fuente radiactiva.
- En los eventos producidos por fallas humanas se deberá fortalecer la capacitación y el entrenamiento de los usuarios, junto con una fluída interacción entre la Autoridad Regulatoria y el usuario, sin desdibujar los roles y tendiente a fomentar una cultura de seguridad sólida.
- En los eventos de transporte de material radiactivo analizados, no hubo consecuencias radiológicas ni para el personal que intervino, ni para el público, ni para el ambiente.

8. REFERENCIAS

1. Norma AR 10.16.1 Revisión 3 “Transporte de materiales radiactivos” de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Edición 2016.

2. “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos”, Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Edición 2012

3. International Atomic Energy Agency, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Requirements, no. SSR-6. 2012 Edition

4. Planificación y preparación de medidas de respuesta a emergencias en los accidentes de transporte que afecten a materiales radiactivos. Guía de Seguridad Nº TS-G-1.2 (ST-3)

   Edición 2009.

Aplicabilidad del ensayo de micronúcleos - dosímetro biológico en escenarios con víctimas múltiples

Deminge, M.; Radl, A.; Taja, M. R.; Fernández Rearte, J.;
Cabitto, M. y Di Giorgio, M.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

APLICABILIDAD DEL ENSAYO DE MICRONÚCLEOS - DOSÍMETRO BIOLÓGICO EN ESCENARIOS CON VÍCTIMAS MÚLTIPLES

Deminge, M.[1]; Radl, A.; Taja, M. R.; Fernández Rearte, J.;
Cabitto, M. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La Dosimetría Biológica (DB) permite estimar dosis absorbida en individuos expuestos a radiaciones ionizantes en distintos escenarios de sobreexposición.

Los métodos citogenéticos, utilizados en DB, se basan en el recuento microscópico de aberraciones cromosómicas en un número de células estadísticamente adecuado que, debido al tiempo que demanda dicho recuento, no resultan eficientes en casos de sobreexposiciones masivas, que requieren una categorización rápida de las víctimas para su atención médica.

Existen tres enfoques para convertir los métodos convencionales en métodos de alto rendimiento, reduciendo los tiempos de análisis: 1) recuento con criterio de triage (reduciendo el número de células analizadas) aplicados a las técnicas de dicéntricos, micronúcleos (MN), y PCC-ring; 2) utilización de sistemas automatizados para localización y captura de células para el recuento de dicéntricos, MN y PCC-ring; y 3) trabajar en redes de dosimetría biológica (regionales e internacionales).

El ensayo de MN es una herramienta biodosimétrica útil en escenarios con víctimas múltiples por su simplicidad, su bajo costo, fácil adaptación a sistemas automatizados de análisis y aplicación de criterios de triage. Estas características permitirían la rápida categorización y priorización de las víctimas en accidentes masivos.

El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear es miembro y coordinador líder, junto con el laboratorio de Cuba, de la Red Latinoamericana de DB. El LDB ha implementado el ensayo de MN y cuenta con su propia Curva de Calibración. Actualmente se encuentra en desarrollo la adaptación de la técnica al nuevo estándar ISO 17099:2014 [1].

Asimismo, esta adecuación está siendo implementada dentro del ámbito de la Red, siendo la Argentina promotor de esta iniciativa mediante la realización de ejercicios de Intercomparación.

El objetivo de este trabajo es discutir un proceso armonizado en el marco de la Red, a fin de fortalecer los fundamentos radiobiológicos de la respuesta en emergencias radiológicas y nucleares para la asistencia mutua.

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo de la Dosimetría Biológica es el desarrollo y aplicación de dosímetros biológicos que permitan evaluar la dosis absorbida, en distintas situaciones de sobreexposición: individuales o que involucren gran número de personas, cuando la dosimetría es inmediata o retrospectiva, para diferentes calidades de radiación y para distinta distribución de la dosis en el cuerpo, por lo que constituye un soporte adecuado para los programas de Protección Radiológica Nacionales y para los Sistemas de Respuesta en Emergencias Radiológicas o Nucleares en el caso de sobreexposiciones accidentales o incidentales, individuales o a gran escala.

[1] Mail del autor: mdeminge@arn.gob.ar

Esta dosimetría provee un dato adicional dentro del conjunto de la información necesaria para la estimación dosimétrica en personas expuestas a la radiación en ausencia de dosímetro individual (dosimetría personal), en casos de demanda legal por daño radioinducido no sustentado por evidencia dosimétrica inequívoca, para la validación de casos en radioprotección ocupacional en los que se sospecha exposición a bajas dosis y para guiar las decisiones en los tratamientos médicos en accidentes radiológicos.

El LDB forma parte de la Red Latinoamericana de DB (LDBNet), los laboratorios que forman parte de ella participan en diferentes ejercicios de Intercomparación, los cuales permiten establecer las condiciones de cultivo, criterios de análisis y recuento de diferentes dosímetros citogenéticos.

Uno de estos dosímetros citogenéticos empleados, es el recuento de MN, aplicando la técnica de CBMN (Cytokinesis-Block Micronucleus Assay), ensayo validado universalmente, práctico y accesible tecnológicamente.

La técnica de CBMN en linfocitos humanos para la dosimetría biológica en caso de exposiciones a radiaciones ionizantes (RI), se realiza a fin de obtener una estimación dosimétrica inicial, como consecuencia de exposiciones accidentales o malevolentes que involucran un gran número de personas, a efectos de llevar a cabo un triage citogenético (reducción del número de células analizadas). Esto permite identificar aquellas personas con dosis superiores a 1-2 Gy que representa la dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del SAR (Síndrome Agudo de Radiación), clasificar a las personas sobreexpuestas en categorías de importancia médica en cuanto a prognosis y para obtener una aproximación adecuada para guiar el tratamiento médico.

El recuento de células mediante este criterio proporciona una disminución en el tiempo de análisis permitiendo la clasificación de las víctimas en rangos de dosis de importancia clínica: menor a 1 Gy; entre 1-2 Gy; entre 2-4 Gy; entre 4-6 Gy y mayor a 6 Gy.

Se ha consensuado, internacional y regionalmente, que la técnica de CBMN es complementaria del ensayo de dicéntricos; por tal razón, en accidentes con víctimas en masa se aplicará el criterio de triage: evaluación inicial de 50 metafases por paciente o 30 dicéntricos (el valor al que se arribe primero), y 500 células binucleadas en el caso de micronúcleos.

En la construcción de las curvas de calibración *in vitro* se observa un término cuadrático pequeño en la relación dosis-frecuencia de MN. La contribución de este componente es tan pequeña que, en particular, si la curva de calibración fue ajustada hasta 3 Gy o 4 Gy, un ajuste lineal es también compatible con la estadística debido a que las curvas de calibración tienen un componente alfa y un componente beta similares α =2,7087E-02; β = 2,7909E-02. Este término cuadrático resulta ser menor que el de la curva de calibración de dicéntricos (técnica convencional) lo que determina una menor sensibilidad de la técnica de MN respecto de la convencional, a altas dosis. **Figura 1.**

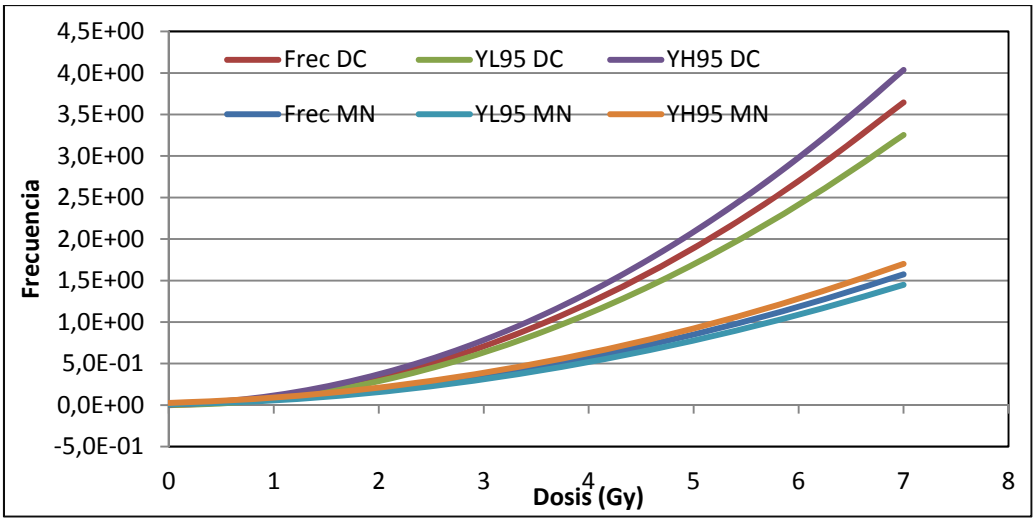


Figura 1. Comparación de la Curva de Dic – MN del LDB

La frecuencia de MN se establece evaluando 500 a 2500 células binucleadas (CB), aplicando los criterios para la identificación de CB y MN. Se evalúan las frecuencias, siendo la misma, la relación entre la cantidad de micronúcleos encontrados y la cantidad de células binucleadas observadas. A partir de una curva de calibración se relaciona la frecuencia con la dosis a cuerpo entero.

Durante la división celular el material contenido en el núcleo celular se replica y divide equitativamente dando lugar a dos células hijas idénticas; proceso que puede desarrollarse de manera errónea debido: a fallas durante la replicación y posterior división del ADN, a roturas cromosómicas y al efecto de la radiación o de sustancias genotóxicas, produciendo perdida cromosómica. Cuando esto ocurre, el material genético que se desprende y no se incorpora al núcleo de las células hijas, origina uno nuevo de menor tamaño, denominados micronúcleos, que resultan visibles al microscopio óptico como cuerpos citoplasmáticos esféricos, detectados en interfase, más pequeños y morfológicamente idénticos al núcleo celular. Dichos MN se originan a partir de fragmentos acéntricos o cromosomas enteros que se retrasan en la división celular y fallan en su incorporación a los núcleos hijos.

El uso de la técnica de recuento de CBMN, fue propuesto por Countryman y Heddle en 1976 [2].

El aspecto más importante de la técnica de micronúcleos es la identificación de los linfocitos que han completado un solo ciclo de división celular y que, por lo tanto, son capaces de expresar el daño cromosómico como MN. Como los linfocitos no responden en forma homogénea a un estímulo mitogénico, frecuencias variables de linfocitos proliferativos afectarán fuertemente el recuento de MN. Este problema fue resuelto por Fenech y Morley [3] mediante el monitoreo de la división celular por el agregado de citocalasina-B. Este agente, inhibidor del ensamblaje de los microfilamentos, permite la cariocinesis (división de los núcleos celulares) pero inhibe la citocinesis (separación del citoplasma de las células hijas) durante la mitosis. De manera que las células que han llevado a cabo un ciclo de división pueden ser identificadas por su aspecto binucleado. **Figura 2**.

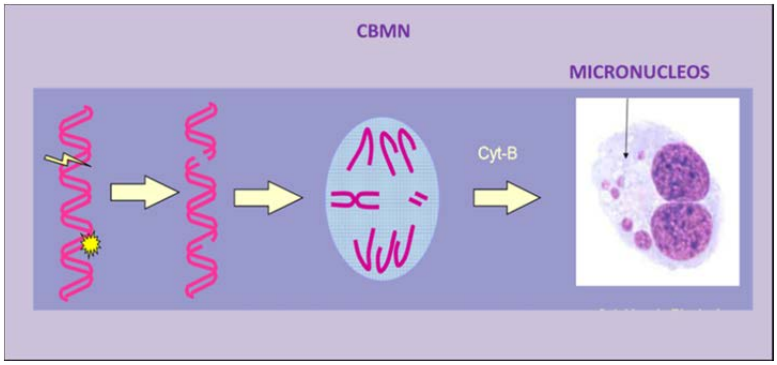


Figura 2. Formación de MN radioinducidos en linfocitos humanos estimulados a división celular *in vitro*. Los MN se originan a partir de cromosomas completos o fragmentos acéntricos rezagados en anafase. Se cuantifican en células que completan su primera división nuclear, reconocidas por su apariencia binucleada después del bloqueo de la citocinesis con Cyt-B.

Esta técnica es complementaria del ensayo de citogenética convencional de dicéntricos y anillos y es aplicada concomitantemente con dicho ensayo. Se utiliza en casos de irradiación aguda reciente a todo o gran parte del cuerpo, por exposición externa y/o incorporación interna de radionucleidos con distribución uniforme en el organismo, tales como ^{137}Cs y ^{3}H.

Se ha estudiado la influencia de diversos posibles factores de confusión en el ensayo de MN, tales como edad, sexo, hábito de fumar, consumo de alcohol, etc. Estos factores deben ser tenidos en cuenta en la utilización de este ensayo con fines de Dosimetría Biológica, particularmente en el rango de las bajas dosis. Muchos autores observan que la frecuencia espontánea de micronúcleos aumenta con la edad pero es menos clara su influencia sobre las frecuencias radioinducidas. Algunos trabajos muestran que cuando se analizan grandes grupos, pueden detectarse frecuencias espontáneas de MN levemente mayores en mujeres respecto de varones. También existe una gran controversia en cuanto a la influencia del hábito de fumar, aceptándose una tendencia al aumento de las frecuencias espontáneas en individuos fumadores respecto de no fumadores, no estableciéndose en qué medida el número de MN radioinducidos puede ser afectado. Datos del LDB de la ARN indican una correlación estadísticamente significativa de las frecuencias espontáneas y radioinducidas de MN con la edad y el hábito de fumar, siendo el hábito de fumar el factor de mayor influencia.

Las dosis absorbidas que este ensayo permite determinar se encuentran en un rango de 0,25 Gy a 4 Gy.

Tomando en cuenta la dificultad que representa para algunos países de la Región, que componen la LDBNet, la construcción de curvas de calibración propias para la técnica de MN, resulta de gran utilidad y conveniencia, disponer de protocolos técnicos y curvas de calibración armonizadas para la LBDNet en los casos de sobreexposición accidental que requieran asistencia mutua.

2. METODOLOGÍA

2.1. Unificación del protocolo para el recuento de MN en sangre periférica

Durante el curso de la LBDNet, efectuada Buenos Aires-Argentina en 2013, "Curso regional de capacitación sobre Micronúcleos y la base radiobiológica de la protección radiológica RLA/9/074", se establecieron las condiciones estándar de cultivo a fin de armonizar los criterios con respecto a la técnica. Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN):

2.1.1. Condiciones armonizadas

- Muestra de sangre entera periférica,
- Medio de Cultivo RPMI 1640 Gibco suplementado con 1-1,5% de L-glutamina (~4 ml);
- Suero Bovino Fetal Certificado Gibco (20% - 25%);
- Fitohemaglutinina M Gibco (3%);
- Incubación en estufa a 37°C (con CO2 al 5%) durante 72 h.
- A las 24-44 h del inicio de la siembra, se somete el cultivo a la acción de la Citocalasina-B.
- Una vez bloqueada la mitosis y alcanzado el tiempo total de cultivo, se lleva a cabo la cosecha celular, un tratamiento hipotónico con KCl 0,075 M.
- Lavados: Realizar un primer lavado con fijador I: 5 partes de metanol, 1 parte de ácido acético glacial y 6 partes de Sc. Salina NaCl 0,9% y realizar los lavados siguientes con fijador II: 5 partes de metanol y 1 parte de ácido acético glacial.
- Tinción con Giemsa (5%).

2.2. Realización de un ejercicio de intercomparación para la técnica, dentro del marco de la LDBNet, a fin de unificar criterios ese mismo año. El mismo consistió en:

- Irradiación de 3 muestras de sangre venosa periférica en 3 puntos de dosis irradiadas *in vitro* en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), en el Centro Atómico Ezeiza, con una fuente de ^{60}Co (tasa de dosis: 0,42 Gy/min), en aire, en condiciones de equilibrio electrónico.
- Procesamiento de las muestras en el LDB, luego de un tiempo estipulado de 2 h, tiempo medio de reparación de las rupturas de doble cadena del ADN.
- Distribución de las láminas. Argentina entregó a cada laboratorio participante 1 caja conteniendo 6 láminas portaobjetos (“slides”) con las 3 dosis diferentes: DI: 2,5 Gy, DII: 0,5 Gy, DIII: 0 Gy. Las cajas se sortearon entre los participantes quienes recibieron su caja conjuntamente con las instrucciones específicas y planillas de recuento y análisis de los datos obtenidos.

Debido a las dificultades de los laboratorios para producir una evaluación/análisis de las láminas distribuidas y dado que hasta ese momento no se encontraba disponible la Norma ISO-17099:2014, se reconoció la importancia de desarrollar un curso en idioma español, en el que se discutieran los criterios de recuento de CB y MN, y los criterios de aceptación y rechazo de las mismas, y fundamentado en los conceptos radiobiológicos que sustentan los criterios de radioprotección. EPR Biodosimetry 2011 [4].

2.3. “Reunión de expertos sobre estandarización de metodologías en biodosimetría y su diseminación regional como soporte de la respuesta médica en emergencias radiológicas” – RLA9076/9005/01. -Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)

En esta reunión se discutieron los resultados obtenidos en el análisis de imágenes de MN, a fin de establecer un consenso de los criterios de lectura de MN y células binucleadas con bloqueo de la citocinesis como preparación para la lectura de las láminas previamente distribuidas. Adicionalmente, se distribuyeron láminas portaobjetos correspondientes a 2 puntos de dosis: DIV: 3,5 Gy y DV: 1,0 Gy, irradiadas *in vitro* en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), en el Centro Atómico Ezeiza, con una fuente de ^{60}Co (tasa de dosis: 0,42 Gy/min), en aire, en condiciones de equilibrio electrónico.

Los criterios consensuados fueron los siguientes:

2.3.1. Criterios de recuento de CB

- Se deben seleccionar las CB, diferenciándolas de los linfocitos mononucleados y multinucleados.
- Los dos núcleos deben tener las membranas nucleares intactas y deben encontrarse dentro de un mismo límite citoplasmático.
- Los dos núcleos deben tener tamaños y presentar perfiles de tinción e intensidades de tinción, aproximadamente iguales.
- Los dos núcleos pueden estar separados o pueden estar conectados por uno o más puentes nucleoplasmáticos, que no serán más anchos que 1/4 del diámetro nuclear.
- Los dos núcleos principales pueden tocarse, pero preferentemente no se deberían solapar. Las células cuyos dos núcleos se solapen solo se examinarán si se distinguen los límites nucleares de ambos núcleos.
- El límite citoplasmático o la membrana de la CB deberá estar intacto y se deberá distinguir claramente de los límites citoplasmáticos de las células adyacentes. **Figura 3**.

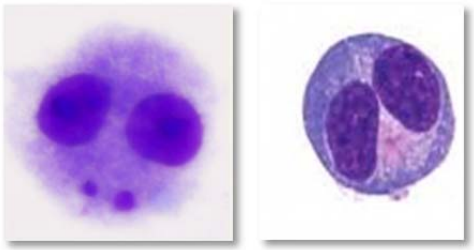


Figura 3. Microfotografías de células binucleadas (CB) mostrando diferentes condiciones en los límites citoplasmáticos. Ambas células son aceptadas para su recuento.

2.3.2. Criterios de recuento de MN

- Los MN deben ser morfológicamente idénticos a los núcleos principales, pero menores.
- El diámetro de los MN en los linfocitos humanos suele variar entre 1/16 y 1/3 del diámetro medio de los núcleos principales, lo que corresponde a 1/256 - 1/9 de la superficie de los núcleos principales de la CB, respectivamente.
- Los MN no deben ser refringentes, por lo que se distinguen fácilmente de artefactos tales como las partículas provenientes de la precipitación del colorante.
- Los MN no deben estar unidos ni conectados a los núcleos principales.
- Los MN pueden tocar los núcleos principales, pero no solaparse con ellos, y el límite de los MN se debe poder distinguir del límite nuclear.
- Los MN suelen presentar la misma intensidad de tinción que los núcleos principales, pero en ocasiones la tinción puede ser más intensa. **Figura 4**

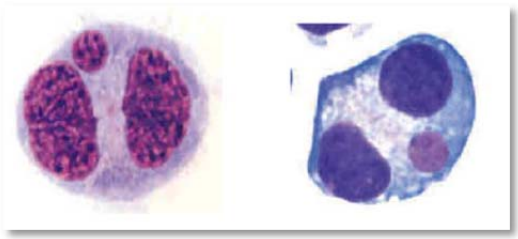


Figura 4. Microfotografías de células binucleadas (CB) con presencia de MN mostrando diferente intensidad de tinción en relación a los núcleos principales. Izquierda: El MN presenta igual intensidad de tinción. Derecha: El MN presenta distinta intensidad.

2.4. Análisis de los resultados de las frecuencias de MN reportados por los 10 laboratorios participantes

Los laboratorios realizaron el análisis de las láminas correspondientes a los 5 puntos de dosis (Reuniones 2013-2014), remitiendo los resultados al LDB para su correspondiente evaluación global, los cuales fueron discutidos durante el **"**Taller Regional sobre Pruebas de Micronúcleos por Bloqueo de la Citocinesis como Método Biodosimétrico en Sucesos con un Gran Número de Víctimas durante Emergencias Radiológicas", Octubre de 2016 en Montevideo, Uruguay**. Tablas 1 y 2.**

Tablas 1 y 2. Análisis de las frecuencias de MN observadas en los 10 laboratorios participantes y sus correspondientes dosis medias con el intervalo de Confianza de 95%, utilizando los coeficientes de la curva de calibración del LDB

Código	DI (2,5 Gy)				DII (0,5 Gy)			
	MN/1000 BN	BN	Dosis media [Gy]	IC 95%	MN/1000 BN	BN	Dosis media [Gy]	IC 95%
L1	257	1000	2,49	[2,24; 2,76]	37	1000	0,49	[0,22; 0,76]
L2	54,93	3204	0,77	[0,61; 0,94]	14	3552	0	
L3	70	999	0,97	[0,73; 1,22]	7	1000	0	
L4	151	1000	1,76	[1,50; 2,00]	2	500	0	
L5	308	1000	2,78	[2,52; 3,07]	49	1000	0,69	[0,42;0,94]
L6	70	1000	0,97	[0,73; 1,22]	30	1000	0,35	[0,06; 0,62]
L7								
L8	58	1000	0,82	[0,56; 1,07]	11	1000	0,00	[0,00; 0,10]
L9	353	1000	3,02	[2,75; 3,32]	82	1003	1,11	[0,86; 1,35]
L10	202	1000	2,13	[1,89; 2,39]	85	1000	1,15	[0,88; 1,39]

Código	DIII (0 Gy)				DIV (3,5 Gy)				DV (1 Gy)			
	MN/1000 BN	BN	Dosis media [Gy]	IC 95%	MN/1000 BN	BN	Dosis media [Gy]	IC 95%	MN/1000 BN	BN	Dosis media [Gy]	IC 95%
L1	40	1000	0,00	[0,00; 0,28]	364	1002	3,07	[2,79; 3,38]	78	1000	1,07	[0,82; 1,31]
L2	5	3458	0									
L3	14	1002	0,00	[0,00; 0,21]	373	980	3,12	[2,84; 3,43]	67	1000	0,93	[0,67; 1,19]
L4	20	1000	0,09	[0,00; 0,39]	453	1001	3,49	[3,20; 3,83]	107	1000	1,37	[1,12; 1,61]
L5	25	1000	0,23	[0,00; 0,52]	565	1008	3,97	[3,66; 4,33]	86	1006	1,16	[0,91; 1,40]
L6	45	1000	0,62	[0,35; 0,88]	67	1010	0,94	[0,68; 1,18]	64	998	0,90	[0,63; 1,14]
L7												
L8	21	1000	0,12	[0,00; 0,43]	229	1000	2,31	[2,06; 2,57]	59	1000	0,83	[0,56; 1,09]
L9	11	1000	0,00	[0,00; 0,10]	440	1000	3,44	[3,15; 3,77]	217	1000	2,23	[1,99; 2,49]
L10	80	1000	1,09	[0,83; 1,34]	553	1000	3,92	[3,61; 4,28]	84	1000	1,14	[0,88; 1,38]

2.4.1. Análisis de las frecuencias de MN observadas y evaluación de desempeño:

Los laboratorios informaron el número de MN observados en 1000 CB. Se aplicó la metodología z-score para evaluar el desempeño de los laboratorios en relación a las frecuencias reportadas por los laboratorios (Nº de MN/1000 CB), para cada una de las dosis, utilizando la media robusta y la desviación estándar robusta de todos los laboratorios participantes. **Figura 5.**

Se pudo visualizar que, los coeficientes de variación calculados con los valores de la media robusta y el desvío estándar robusto, mostraron una gran dispersión de los resultados por lo cual el laboratorio organizador debió utilizar otra metodología para establecer el valor asignado para aplicar el estadístico de desempeño (z-score). [5]-[6].

Dicha metodología, consistió en seleccionar como laboratorios "expertos" aquellos laboratorios cuyo intervalo de confianza en la dosis estimada, aplicando los coeficientes de calibración de la curva del LDB, incluía la dosis física administrada. De tal manera, se tomó como valor asignado la media robusta y desviación estándar de los laboratorios expertos, para evaluar el z-score de los 10 laboratorios participantes. **Figura 6.**

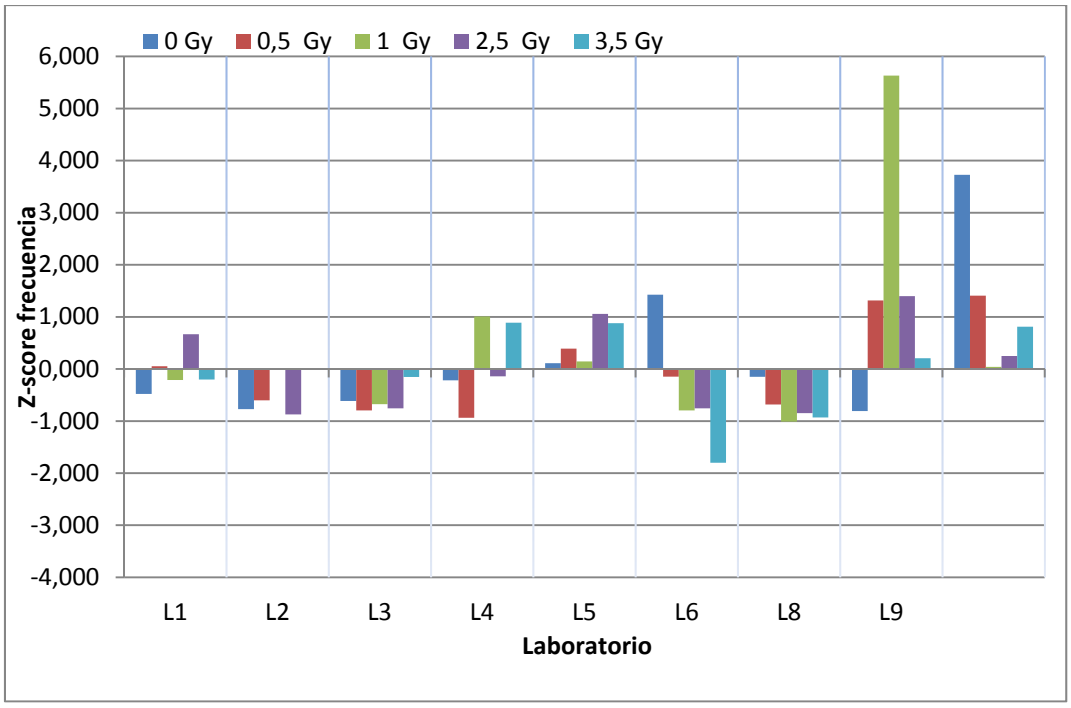


Figura 5. z- score (Frecuencia) 1000 células MN-Consenso de los Laboratorios Participantes

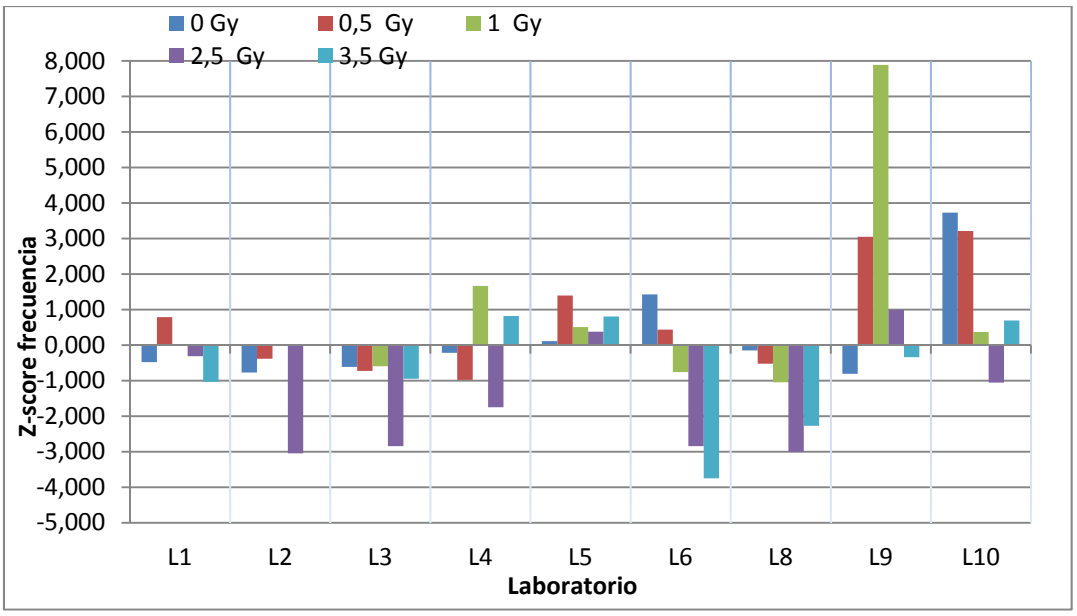


Figura 6. z- score (Frecuencia) 1000 células MN-Consenso de laboratorios que se encontraban dentro del intervalo de confianza de la dosis física

El ajuste de la curva dosis-respuesta se realizó mediante el programa PIRLS (Poisson Iteratively Reweighted Least Square-ARN), considerando las frecuencias de los laboratorios con z-score satisfactorio. **Figura 7** y **Tabla 3.**

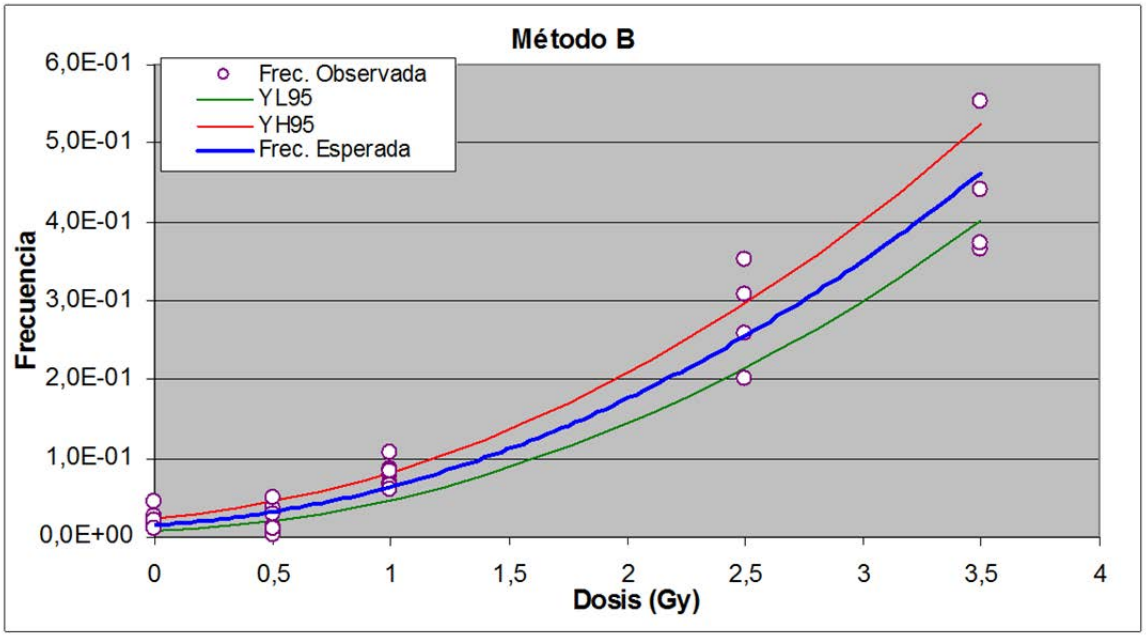


Figura7. Curva de calibración armonizada considerando las frecuencias de los laboratorios con z-score satisfactorio.

Tabla 3. Coeficientes de la curva de calibración armonizada

χ^2= 324,3	D=3,291E+02	DF=27
c= 1,5713E-02	α= 1,6078E-02	β= 3,1916E-02
σc= 1,2257E-03	σα= 3,6838E-03	σβ= 1,4884E-03
Var c= 1,5023E-06	Var α= 1,3571E-05	Var β= 2,2152E-06
Wald test c= 1,2819E+01	Wald test α= 4,3646	Wald test β= 2,1444E+01

Matriz de Corr. Coef=	1,000	-5,884E-01	3,885E-01
	-5,884E-01	1,000	-9,058E-01
	3,885E-01	-9,058E-01	1,000
Matriz Var.-Covar.=	1,502E-06	-2,657E-06	7,088E-07
	-2,657E-06	1,357E-05	-4,966E-06
	7,088E-07	-4,966E-06	2,215E-06

2.5. Recuento en modo triage:

Se ha consensuado, internacional y regionalmente, que la técnica de MN es complementaria del ensayo de dicéntricos; por tal razón, en accidentes con víctimas en masa se aplicará el criterio de triage: evaluación inicial de 50 metafases por paciente o 30 dicéntricos (el valor al que se arribe primero), y 500 células binucleadas en el caso de micronúcleos. La especificidad de la expresión de MN es menor que la de dicéntricos debido a una mayor frecuencia espontánea y a su amplia variación interindividual. La frecuencia de MN se establece evaluando 500 a 2500 células binucleadas, aplicando los criterios para la identificación de células binucleadas y MN.

3. CONCLUSIONES

Una de las estrategias para abordar los accidentes con víctimas múltiples es a través del trabajo integrado y armonizado entre los países que conforman la LDBNet.

Las actividades llevadas a cabo durante las últimas reuniones permitieron:

- Armonizar la Técnica de MN siguiendo los lineamientos de la Norma ISO-17099:2014.
- Generar los criterios de análisis y recuento de MN, así como la aceptación y rechazo de cada una de las células analizadas para todos los laboratorios de la Región.
- Continuar con la armonización del recuento de MN mediante el análisis de imágenes transmitidas electrónicamente, lo cual generó una nueva posibilidad que proporcionará una rápida y eficiente estimación dosimétrica, evitando el transporte y manipulación de muestras biológicas.
- Incentivar a los laboratorios de la Red a la construcción de sus propias curvas de calibración *in vitro* para MN, determinación de la frecuencia espontánea de MN y del límite de detección.
- Iniciar actividades para continuar con la construcción armonizada de una curva de calibración *in vitro* para la técnica, para situaciones accidentales que involucren gran número personas sobreexpuestas y requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua.

Estas acciones colectivas amplían las capacidades operativas de cada laboratorio, para la estimación de la dosis absorbida y la clasificación de las víctimas en categorías de importancia médica para guiar su tratamiento. Esto permite identificar aquellas personas con dosis superiores a 1-2 Gy que representa la dosis umbral de mielotoxicidad de la forma hematológica del Síndrome Agudo de Radiación (SAR).

Los ejercicios de intercomparación realizados permitieron afianzar la metodología de recuento de CB y MN. Así mismo, nos mostró la necesidad de incorporar más puntos de dosis en la curva de calibración a fin de obtener un mejor ajuste de la misma (disminuyendo los errores de los coeficientes de la curva), y de reevaluar el punto dosis de 2,5 Gy, el cual presentó una mayor dispersión de los resultados informados por cada uno de los laboratorios participantes. Una de las posibles causas, por la cual este punto de dosis presentó una elevada dispersión de los resultados, puede deberse a que el análisis de dichas láminas se llevó a cabo un año después de ser distribuidas y, posiblemente la no adecuada conservación de las mismas en algunos laboratorios, afectó al correcto recuento de las CB, dificultando el análisis de los MN.

Por sus características de fácil implementación, susceptibilidad de automatización, y simplicidad en cuanto al equipamiento requerido (dado que se utiliza concomitantemente con el ensayo de citogenética convencional dic + r), indican que la técnica de MN, muestra una relación costo-beneficio favorable para ser aplicada como herramienta biodosimétrica en las redes de cooperación mutua.

De esta forma se mantiene activa la misión de la LBDNet, que es ofrecer asistencia mutua en caso de emergencia radiológica y prestar servicio a los países de América Latina que no tengan laboratorios de DB o la técnica de este Dosímetro Biológico puesta a punto.

4. AGRADECIMIENTOS

El Laboratorio de Dosimetría Biológica de la Argentina agradece a los miembros de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet) en el marco del proyecto OIEA-RLA/9/074, por su activa participación y cooperación. Además, hace extensivo este agradecimiento al Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) por su colaboración con las irradiaciones realizadas.

5. REFERENCIAS

[1] ISO-17099:2014, Radiological Protection-Performance criteria for laboratorios using the cytokinesis block micronucleus (CBMN) assay in peripheral blood lymphocytes for biological dosimetry.

[2] P. Countryman, JA. Heddle, “The production of micronuclei from chromosome aberrations in irradiated cultures of human lymphocytes”, *Mutat. Res.* **41** (1976) 321-32.

[3] M. Fenech, A.A. Morley, “Measurement of micronuclei in lymphocytes”, *Mutat. Res*. **147** (1985) 29–36.

[4]. International Atomic Energy Agency (IAEA). “Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies” (Vienna: IAEA-EPR IAEA) (2011).

[5] ISO-13528:2005, Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparisons.

[6] ISO/IEC-17043:2010, Conformity assessment- General requirements for proficiency testing.

Evaluación dosimétrica de un incidente radiológico con una fuente de ^{192}Ir - enfoque multidisciplinario

Fernández Rearte, J.; Radl, A.; Portas, M.; Discacciatti, A.;
Dubner, D.; Gossio, S.; Deminge, M. y Di Giorgio, M

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA DE UN INCIDENTE RADIOLÓGICO CON UNA FUENTE DE ^{192}Ir - ENFOQUE MULTIDISCIPLINARIO

Fernández Rearte, J.[1], Radl, A.[1], Portas, M.[2], Discacciatti, A.[1], Dubner, D.[1], Gossio, S.[1], Deminge, M.[1] y Di Giorgio, M[1]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear- Gerencia de Mediciones y Evaluaciones en Protección Radiológica, Argentina
[2] HOSPITAL DE QUEMADOS "Dr. Arturo Umberto Illia" del GCBA, Argentina

RESUMEN

El 27 de agosto de 2015 ocurrió un incidente radiológico con una fuente de 192Ir (44 Ci; 1,63 TBq) en una Central Termoeléctrica ubicada en Río Turbio, Santa Cruz, durante una operación de gammagrafía industrial realizada por un operador y su asistente. El día 8 de septiembre del 2015 se informó a la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN) sobre el incidente radiológico. La ARN solicitó el traslado del operador y su asistente a la ciudad de Buenos Aires para su evaluación en el área de dosimetría física y biológica.
El día 9 de septiembre de 2015 se realizó la toma de muestras de sangre para dosimetría biológica y fueron derivados al Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires para su evaluación clínica y tratamiento.
Se evaluaron la dosis a cuerpo entero y localizada, el riesgo de cáncer futuro y se caracterizó la respuesta inflamatoria.
Los resultados de dosimetría biológica confirmaron que únicamente resultó sobreexpuesto el operador, quién presentó lesiones radioinducidas en los dedos de la mano. Dicho evento se clasificó en un nivel 3 de la escala internacional INES.
Objetivo: describir el enfoque multidisciplinario para evaluar la dosis absorbida a cuerpo entero, manos y cristalino mediante las dosimetrías: clínica, biológica, física y computacional.
Conclusión: la estimación de la dosis con un abordaje multidisciplinario, por ser de importancia en la determinación de los riesgos de la salud en casos de sobreexposiciones accidentales, permitió guiar el tratamiento médico y contribuir con las decisiones de protección radiológica en el marco regulatorio.

1. INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es una técnica de ensayo destinada al control de la calidad de diversos materiales a fin de asegurar su integridad estructural.
El incremento de las actividades radiológicas en el ámbito industrial conlleva, intrínsecamente, un riesgo potencial de ocurrencia de incidentes y/o accidentes que evidencian la necesidad de coordinar los esfuerzos dirigidos a elevar la capacidad de respuesta frente a ellos.
Se ha observado que a lo largo de los años, la utilización de radiaciones ionizantes en las prácticas de gammagrafía industrial representa un gran porcentaje de eventos que involucran situaciones de sobreexposición (Perú 1999, Chile 2005, Ecuador 2009, Venezuela 2010, Perú 2014, Argentina 2015).

[1] E-mail del primer autor: jrearte@arn.gob.ar

En tal sentido, la articulación de distintas dosimetrías (clínica, biológica, física y computacional) en un marco de trabajo multiparamétrico, implica un rol fundamental y necesario para establecer criterios de triage y guiar el tratamiento médico de las personas involucradas.
El objetivo del presente trabajo es describir el enfoque multidisciplinario empleado para evaluar la dosis absorbida a cuerpo entero, manos y cristalino mediante las dosimetrías: clínica, biológica, física y computacional de un incidente radiológico con una fuente 192Ir (44 Ci; 1,63 TBq) ocurrido en una Central Termoeléctrica ubicada en Río Turbio-Santa Cruz, Argentina, durante una operación de gammagrafía industrial realizada por un operador y su asistente.

2. METODOLOGÍA

La evaluación del escenario de sobreexposición se realiza llevando a cabo un abordaje integral y tratamiento multidisciplinario con la contribución de la dosimetría clínica, biológica, física y computacional.
La dosimetría biológica permite, a partir de una muestra de sangre venosa, estimar la dosis absorbida en individuos expuestos a radiaciones ionizantes mediante la cuantificación de aberraciones cromosómicas inestables y estables. La frecuencia de dichas aberraciones es referida a una curva de calibración dosis-respuesta in-vitro para determinar la dosis del individuo a cuerpo entero.
A partir de la dosimetría clínica, se evalúan los parámetros inflamatorios y hematológicos a fin de obtener un diagnóstico preciso y un posterior tratamiento de las lesiones radioinducidas.
La dosimetría física y los modelos de cálculo computacionales permiten la reconstrucción física del escenario por medio del cálculo de dosis absorbida en tejido blando por Constante Gamma (Modelo de cálculo convencional) y métodos determinísticos (MicroShield) y no determinísticos (Montecarlo) para la determinación de dosis localizada, en cristalino y a cuerpo entero.

3. RESULTADOS

3.1. EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA

3.1.1. Estimación de dosis a cuerpo entero:

Tabla 1. Resultados de dosimetría biológica evidenciando que el operador incurrió en una dosis, con distribución homogénea. La dosis media estimada para el asistente resultó menor al límite de detección del ensayo de 0,1 Gy

Paciente	Metafases analizadas	N° de dicéntricos + anillos céntricos	Frecuencia de dicéntricos	Dosis media (95% intervalo de confianza)	Fracción del cuerpo irradiada
Operador	632	5	0,008	0,16 Gy [0,06 ; 0,32] Gy	Todo el cuerpo μ=-0,14
Asistente	500	0	0,000	<0,10 Gy	Todo el cuerpo

Tabla 2. Resultados comparativos a cuerpo entero del operador. Los resultados de la dosimetría biológica resultaron mayores con respecto a los estimados por dosimetría física; dicha variación estaría indicando que el tiempo de exposición real es significativamente mayor al declarado en el relato del operador.

Modelo de cálculo	Tasa de dosis a 70 cm de la fuente	Dosis a 70 cm de la fuente (t=300 s)
Convencional	0,13 Gy/s	38 mGy
MicroShield	0,14 Gy/s	34 mGy
Dosimetría Biológica	_	160 mGy [60 ; 320] mGy
Dosimetría de film	_	312 mSv

3.1.2. Estimación de dosis en cristalino del operador:

Tabla 3. Resultados de las dosimetrías física y computacional. Se plantean 2 escenarios de exposición con respecto a la distancia de la fuente. Para ambos escenarios y en ambas metodologías de cálculo, la estimación de la dosis en cristalino resultó superior al límite de 20 mSv/año. Dichos resultados no pueden ser atribuidos a un daño evidenciable que pudiese manifestarse en el futuro.

Modelo de cálculo	Tasa de dosis a 10 cm de la fuente	Dosis a 10 cm de la fuente	Tasa de dosis a 25 cm de la fuente	Dosis a 25 cm de la fuente (t=150 s)
Convencional	6.3 mGy/s	88 mGy	1.0 mGy/s	150 mGy
MicroShield	5.1 mGy/s	72 mGy	0.9 mGy/s	130 mGy

3.1.3. Estimación de dosis en dedo índice (sobreexposición localizada) del operador:

Tabla 4. Resultados de las dosimetrías física y computacional en comparación con el umbral de epitelitis seca. El gradiente de dosis en el dedo índice es muy significativo, si bien la dosis a una profundidad de 7 mm resultó de 1,38 Gy.

Modelo de cálculo	Tasa de dosis en contacto - dedo índice	Dosis en contacto – dedo índice (t=4 s)
Convencional	2,5 Gy/s	10 Gy
Micro Shield	2,8 Gy/s	11 Gy
Montecarlo	2,5 Gy/s	9,9 Gy
Dosimetría Clínica (umbral epitelitis seca)	_	10-15 Gy

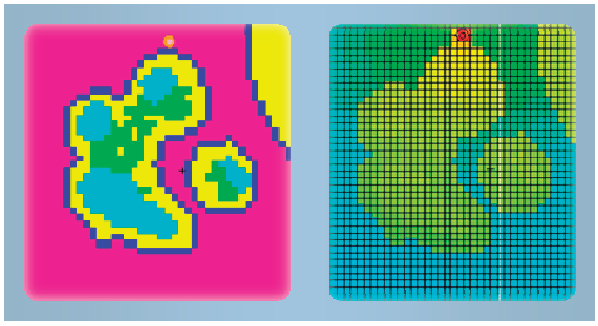


Figura 1. Geometría tridimensional voxelizada (fantoma genérico ICRP 110)

3.2. EVALUACIÓN DE LA RESPUESTA INFLAMATORIA Y MANEJO CLÍNICO

La evaluación y seguimiento clínico del operador y su asistente fue realizada en el Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires. En dicho establecimiento se realizaron hemogramas y entrevistas psicológicas.
A partir de los resultados obtenidos, la sintomatología y lesiones observadas clínicamente junto con los datos proporcionados a través de la estimación dosimétrica, estudios adicionales fueron realizados al operador, incluyendo: Medición de biomarcadores de respuesta inflamatoria, termografías, eco Doppler color y tratamiento local y sistémico.

Tabla 5. Valores de los parámetros bioquímicos analizados. Las moléculas de adhesión presentan valores normales. El aumento de la PCR y los linfocitos T regulatorios evidencian la existencia de un proceso inflamatorio agudo con capacidad de respuesta positiva frente al daño. La disminución de los valores a lo largo del tiempo, reflejan el éxito en el tratamiento impartido.

Fechas	Beta 1 Integrina Granulocitos (IMF)	Beta 1 Integrina Linfocitos (IMF)	ICAM Granulocitos (IMF)	ICAM Linfocitos (IMF)	Linfocitos T regulatorios (%)	PCR (mg/L)
10/09/2015	2.89	13.93	3.11	2.89	18.4	8.42
15/09/2015	3.43	12.98	3.22	3.25	13.2	2.79
08/10/2015	0.93	7.45	3.65	3.20	13.7	-
13/11/2015	2.17	12.02	2.77	2.89	8.6	2.05
11/02/2016	3.83	15.48	2.11	2.84	5.4	1.61
12/05/2016	2.25	11.25	2.91	2.53	9.3	0.81
Valores control	3.00 ± 1.34	8.75 ± 3.77	2.46 ± 0.75	2.17± 0.81	Rango 5.0-10.0	Rango 0.00-5.00

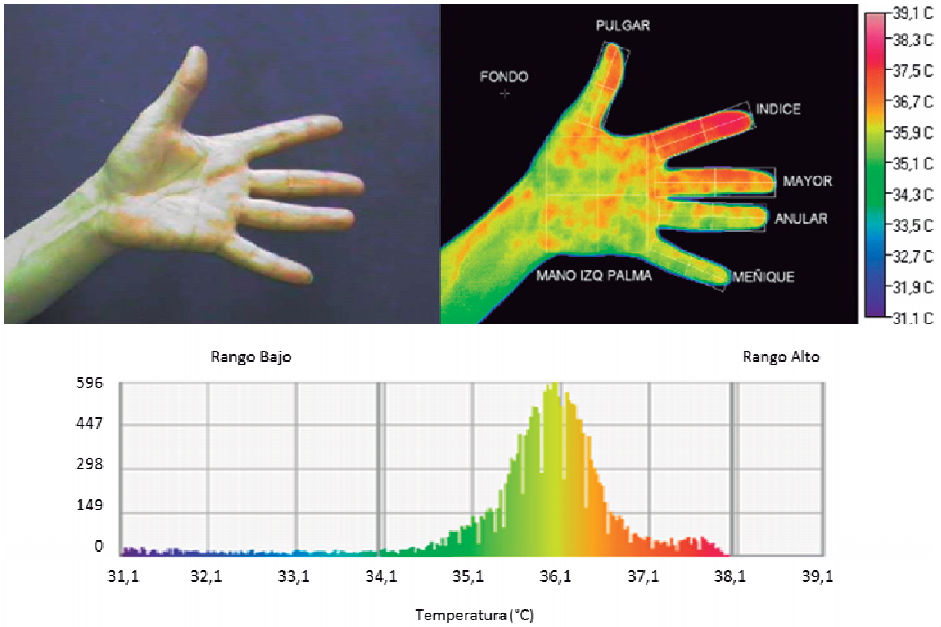


Figura 2. Termografía de la palma izquierda realizada el 15/09/2015. Se evidencian cambios de temperatura en el pulgar, índice y dedo mayor de la mano izquierda. El dedo índice resulta el más afectado y el que presenta la mayor variación de temperatura con respecto al tejido de la perilesión (Δ > 2,0 ° C), evidenciando una lesión causada por exposición a radiaciones ionizantes, en concordancia con la sintomatología del dolor expresada por el paciente.

Figura 3. Dedo índice de la mano izquierda del operador. Evolución hacía epitelitis exudativa.

Tabla 6: Resumen de resultados clínicos.

Fechas	Glóbulos blancos ($x10^3$) (mm^3)	Linfocitos (%)	Monocitos (%)	Granulocitos (%)	Clínica	Termografía (°C)
09/09/2015	10,2	30,80	1,40	68	Eritema - epitelitis	2
15/09/2015	12,70	28,00	3,00	67	epitelitis seca	2,1
24/09/2015	11,50	38,00	5,00	55	flictena	2
08/10/2015	11,00	27,00	2,00	62	remisión	1,4
12/11/2015	10,9	33,00	3,00	60	parestesia	1,6
11/02/2016	8,80	42,00	6,00	50	parestesia	_

4. CONCLUSIONES

A la hora de determinar los riesgos de la salud que puedan afectar individuos expuestos a radiaciones ionizantes en casos de accidentes/incidentes radiológicos, es de gran relevancia poder contar con una estimación de la dosis de exposición con la mayor celeridad posible. Dichos resultados pueden establecer los riesgos de la salud inmediata y determinar las manifestaciones clínicas a futuro, permitiendo lograr una mejor visión pronóstica del paciente. En este contexto, el enfoque multiparamétrico empleado en la evaluación del presente incidente, evidenció la importancia de lograr una integración de las distintas dosimetrías, a fin de promover un intercambio de información, estableciendo un soporte cooperativo y dinámico que contribuye con las decisiones de protección radiológica en el marco regulatorio y en el establecimiento de un plan de acción en el tratamiento médico a seguir.

5. REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency, "Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Standards", N°. GSR Part 3.
2. Autoridad Regulatoria Nuclear., "NORMA AR 10.1.1. NORMA BÁSICA DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA – REVISIÓN 3". República Argentina, 2016.
3. Valverde, N., Gisone, P., Cardenas, J., Sanhueza, S., "MANUAL DE ASISTENCIA A RADIOACCIDENTADOS" *Reunión de Expertos para la Elaboración del Manual de Asistencia a Radioaccidentados*; Río de Janeiro, Brasil, 18 al 22 de octubre de 1999; La Habana, Cuba, 10 al 14 de abril de 2000.
4. "Informe de accidente radiológico ocurrido en una central termoeléctrica en Santa Cruz" http://www.arn.gov.ar/images/stories/home/accidente_santa_cruz/informe_accidente_central_termoelectrica_santa_cruz.pdf (4 de febrero 2016).

Julieta Fernández Rearte
E-mail: jrearte@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear
PRESIDENCIA DE LA NACIÓN

EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA DE UN INCIDENTE RADIOLÓGICO CON UNA FUENTE DE 192Ir - ENFOQUE MULTIDISCIPLINARIO

Fernández Rearte, J.[1]; Radl, A.[1]; Deminge, M.[1]; Gossio, S.[1]; Dubner, D.[1]; Discaciatti, A.[1]; Portas, M.[2]; Digiorgio, M.[1]

N de registro: 8020

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA
[2] Hospital de Quemados – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

El 27 de agosto de 2015 ocurrió un incidente radiológico con una fuente ^{192}Ir (44 Ci; 1,63 TBq) en una Central Termoeléctrica ubicada en Río Turbio, Santa Cruz, durante una operación de gammagrafía industrial realizada por un operador y su asistente. El día 8 de septiembre del 2015 se informó a la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN) sobre el incidente radiológico. La ARN solicitó a la empresa contratista que facilitara el traslado del operador y su asistente a la ciudad de Buenos Aires para que ambos fueran evaluados en los laboratorios de la ARN.
Ambos fueron trasladados a Buenos Aires el día 9 de septiembre de 2015.
Una vez efectuada la toma de muestras de sangre para dosimetría biológica, fueron derivados al Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires, para su evaluación clínica y tratamiento.
Se evaluaron la dosis a cuerpo entero, localizada y se caracterizó la respuesta inflamatoria.
Los resultados de dosimetría biológica confirmaron que únicamente resultó sobreexpuesto el operador, quién presentó lesiones radioinducidas en los dedos de la mano. Debido a la aparición de dichas lesiones, corresponde clasificar el evento radiológico en un nivel 3 de la escala internacional INES (International Nuclear and Radiological Event Scale).

OBJETIVO

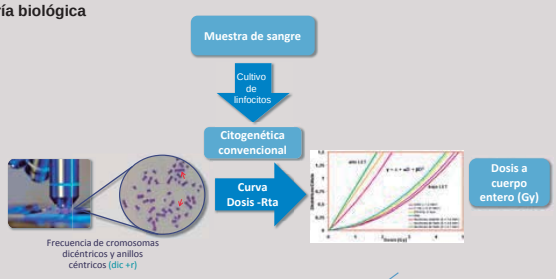
Describir el enfoque multidisciplinario realizado para evaluar la dosis absorbida a cuerpo entero, manos y cristalino mediante dosimetría clínica, dosimetría biológica, dosimetría física y computacional.

MATERIALES Y MÉTODOS

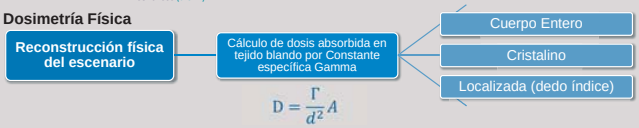
Dosimetría clínica

- Medición de parámetros hematológicos
- Medición de parámetros inflamatorios
- Eco-Doppler Color
- Teletermografía

Dosimetría biológica

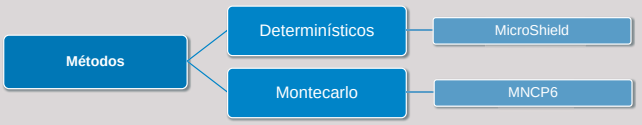


Dosimetría Física



$$D = \frac{\Gamma}{d^2} A$$

Dosimetría Computacional



RESULTADOS

Paciente	Metafases analizadas	N de dicéntricos + anillos céntricos	Frecuencia de dicéntricos	Dosis media (*) (95% intervalo de confianza)	Fracción del cuerpo irradiada
Operador	632	5	0,008	0,16 Gy [0,06 ; 0,32] Gy	Todo el cuerpo μ=-0,14
Asistente	500	0	0,000	<0,10 Gy	Todo el cuerpo

Tabla 1: Estimación de la dosis a cuerpo entero mediante el análisis de aberraciones cromosómicas inestables. El operador incurre en una dosis con distribución homogénea. La dosis media estimada para el asistente resultó menor al límite de detección del ensayo de 0,1 Gy
(*)Curva estándar dosis-respuesta para radiación gamma de ^{192}Ir (12.8 R/min), (α ES) Gy^{-1}= 0,0318 0,0180; (β ES) Gy^{-2}= 0,0609 0,0072

Modelo de Cálculo	Tasa de dosis a 70 cm de la fuente	Dosis a 70 cm de la fuente (t=300 s)
Reconstrucción física	0,13 Gy/s	38 mGy
Micro Shield	0,14 Gy/s	34 mGy
Dosimetría biológica	-	160 mGy [60 ; 320] mGy
Dosimetría de Film	-	312 mSv

Tabla 2: Resultados comparativos a cuerpo entero del operador. La variación de los resultados obtenidos supone un tiempo de exposición real significativamente mayor al declarado en el relato del suceso.

Modelo de Cálculo	Tasa de dosis a 10 cm de la fuente	Dosis a 10 cm de la fuente (t = 14 s)	Tasa de dosis a 25 cm de la fuente	Dosis a 25 cm de la fuente(t = 150 s)
Reconstrucción física	6,3 mGy/s	88 mGy	1,0 mGy/s	150 mGy
Micro Shield	5,1 mGy/s	72 mGy	0,9 mGy/s	130 mGy

Tabla 3: Estimación de dosis en cristalino. Los resultados superan el límite de 20 mSv/año sin embargo dichos valores no condicionan un daño evidenciable que pudiese manifestarse en el futuro.

Modelo de Cálculo	Tasa de dosis en contacto con el dedo índice	Dosis en contacto con el dedo índice (t = 4 s)
Reconstrucción física	2,5 Gy/s	10 Gy
Micro Shield	2,8 Gy/s	11 Gy
Monte Carlo	2,5 Gy/s	9,9 Gy
Dosimetría clínica	-	10-15 Gy

Tabla 4: Estimación de dosis en el dedo índice del operador. El gradiente de dosis en el dedo índice resultó muy significativo ya que la dosis a una profundidad de 7 mm es 1,38 Gy para un tiempo de exposición de 4 s.

Fechas	Beta 1 Integrina Granulocitos (IMF)	Beta 1 Integrina Linfocitos (IMF)	ICAM Granulocitos (IMF)	ICAM Linfocitos (IMF)	Linfocitos T regulatorios (%)	PCR (mg/L)
10/09/15	2.89	13.93	3.11	2.89	18.4	8.42
15/09/15	3.43	12.98	3.22	3.25	13.2	2.79
08/10/15	0.93	7.45	3.65	3.20	13.7	-
13/11/15	2.17	12.02	2.77	2.89	8.6	2.05
11/02/16	3.83	15.48	2.11	2.84	5.4	1.61
12/05/16	2.25	11.25	2.91	2.53	9.3	0.81
Valores control	3.00 1.34	8.75 3.77	2.46 0.75	2.17 0.81	Rango 5.0-10.0	Rango 0.00-5.00

Tabla 5: Parámetros inflamatorios analizados. Se evidencia la existencia de un proceso inflamatorio agudo con capacidad de respuesta positiva frente al daño.

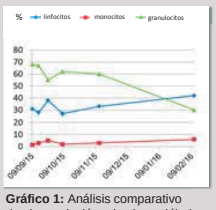


Gráfico 1: Análisis comparativo de la variación de los glóbulos blancos.

Termografía de palma izquierda realizada el 15/09/2015. Se evidencian cambios de temperatura en el pulgar, índice y dedo mayor. El dedo índice resulta el más afectado y presenta la mayor variación de temperatura con respecto al tejido de la perilesión (Δ > 2,0 C), evidenciando una lesión causada por exposición a radiaciones ionizantes

Dedo índice de la mano izquierda del operador. Evolución hacia epitelitis exudativa.

CONCLUSIÓN

A la hora de determinar los riesgos de la salud que puedan afectar individuos expuestos a radiaciones ionizantes en casos de accidentes/incidentes radiológicos, es de gran relevancia poder contar con una estimación de la dosis de exposición con la mayor celeridad posible. Dichos resultados pueden establecer los riesgos de la salud inmediata y determinar las manifestaciones clínicas a futuro, permitiendo lograr una mejor visión pronóstica del paciente. En este contexto, el enfoque multiparamétrico empleado en la evaluación del presente incidente, evidenció la importancia de lograr una integración de las distintas dosimetrías, a fin de promover un intercambio de información, estableciendo un soporte cooperativo y dinámico que contribuye con las decisiones de protección radiológica en el marco regulatorio y en el establecimiento de un plan de acción en el tratamiento médico a seguir.

Chimney Emission Monitoring of RA-3 Research Reactor at Ezeiza Atomic Center

Fruttero, N. and Quintana, E.

Presentado en: Workshop on Signatures of Man-Made Isotope Production (WOSMIP).
Sydney, Australia, 3 al 7 de diciembre de 2018

Nuclear Regulatory Authority (**Autoridad Regulatoria Nuclear - ARN**) – Buenos Aires - **ARGENTINA**

Nestor Fruttero
E-mail: nfruttero@arn.gob.ar

Eduardo Quintana
E-mail: equintana@arn.gob.ar

Chimney Emission Monitoring of RA-3 Research Reactor at Ezeiza Atomic Center

HISTORY

In Argentina, the National Atomic Energy Commission (Comisión Nacional de Energía Atómica - CNEA) has been producing Mo-99 since 1985, employing highly enriched uranium (HEU) at the RA-3 research reactor, located at the Ezeiza Atomic Center (Centro Atómico Ezeiza - CAE), 40 km from Buenos Aires city. To increase the production of Mo-99 by fission, the power reactor was increased from 5 to 10 MW between September 2002 and March 2003. Bearing in mind commitment of Argentina towards the Treaty on Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT) and other world initiatives for stricter control of nuclear material, since 1989 CNEA has developed a Mo-99 production method changing from HEU to Low Enriched Uranium (LEU).

BACKGROUND

Radioisotopes are widely used in medicine, industry and science, being medical diagnostics the principal purpose. Tc-99m, is used for the detection of diseases and for the study of organ structure and function using diagnostic imaging. This radioisotope is especially useful for nuclear medicine procedures due to the fact that it can be chemically bounded into small molecules and proteins that concentrate in specific organs or tissues when injected into the body. Its half-life is 6 hours and emits 140 keV photons. This photon energy is suited for efficient detection by scintillation instruments such as gamma cameras and the collected data are analyzed to produce detailed structural and functional images. Tc-99m is the decay product of Mo-99. The consume of Tc-99m for radiodiagnosis is raising constantly, in our country about 2 millions of studies are performed every year.

ARN SURVEILLANCE PROGRAM

As part of surveillance programs of nuclear facilities, ARN perform radioactive discharges monitoring. In the years 2002 and 2003, during the increase of the power of the RA-3 reactor from 5 MW to 10 MW, stack monitoring of noble gases (Ar-41, Kr-85 and different xenon) and aerosol (mainly radioiodine), discharges were done. Table 1 shows the measured values of noble gases and the daily weighted discharge (DWD) of Xe-133 and Xe-135 are far away down of the proposed maximum emission release goal of 5 GBq per day.

Table 1: ARN Monitoring of RA-3 discharges 2002 - 2003

Date	Power [MW]	Flow rate [m3/h]	Ar-41 Activity [Bq/m3]	Ar-41 DWD [GBq/day]	Xe-133 Activity [Bq/m3]	Xe-133 DWD [GBq/day]	Xe-135 Activity [Bq/m3]	Xe-135 DWD [GBq/day]
03 Oct 2002	6.57	2256	1.83 E+06	**9.91 E+01**	4.94 E+03	**2.67 E-01**	4.91 E+02	**2.66 E-02**
13 Nov 2002	8.31	2173	2.44 E+06	**1.28 E+02**	----	**----**	----	**----**
04 Dec 2002	9.33	2370	2.48 E+06	**1.41 E+02**	3.81 E+02	**2.17 E-02**	4.29 E+02	**2.44 E-02**
16 Dec 2002	9.28	2370	2.52 E+06	**1.43 E+02**	4.59 E+02	**2.61 E-02**	9.38 E+02	**5.34 E-02**
17 Dec 2002	9.53	2370	2.55 E+06	**1.45 E+02**	8.71 E+02	**4.96 E-02**	9.59 E+02	**5.45 E-02**
22 Jan 2003	9.77	2950	2.49 E+06	**1.76 E+02**	5.60 E+02	**3.96 E-02**	8.73 E+02	**6.18 E-02**
29 Jan 2003	9.15	2999	2.30 E+06	**1.65 E+02**	5.28 E+02	**3.80 E-02**	8.79 E+02	**6.33 E-02**
12 Feb 2003	9.57	2748	2.48 E+06	**1.64 E+02**	2.77 E+02	**1.82 E-02**	4.85 E+02	**3.20 E-02**
17 Feb 2003	10.56	2757	2.65 E+06	**1.75 E+02**	3.47 E+02	**2.30 E-02**	7.40 E+02	**4.90 E-02**
19 Feb 2003	10.30	2711	2.67 E+06	**1.74 E+02**	6.40 E+02	**4.16 E-02**	6.83 E+02	**5.85 E-02**
25 Mar 2003	10.08	2730	2.84 E+06	**1.86 E+02**	6.60 E+02	**4.32 E-02**	----	**----**
27 May 2003	10	2750	2.42E+06	**1.60 E+02**	5.37E+02	**3.54 E-02**	6.65E+02	**4.39 E-02**

The chimney emission monitoring of the RA-3 continued in 2008. Table 2 shows the measured values of noble gases where the daily weighted discharge of Ar-41, Xe-133 and Xe-135 are stable and consistent with the values showed in Table 2. The measured DWD for Xe-133 and Xe-135 are negligible compared with daily authorized discharge (1% of annual authorized discharge)

Table 2: ARN Monitoring of RA-3 discharges 2008

Date	Power [MW]	Flow rate [m3/h]	Ar-41 [Bq/m3]	Ar-41 DWD [GBq/day]	Xe-133 [Bq/m3]	Xe-133 DWD [GBq/day]	Xe-135 [Bq/m3]	Xe-135 DWD [GBq/day]
21 Jul 2008	8	2137	2.43 E+06	1.60 E+02	7.03 E+03	3.60 E-01	6.39 E+02	3.28 E-02
22 Jul 2008	8	2256	3.88 E+06	2.10 E+02	1.23 E+02	6.66 E-03	5.13 E+01	2.78 E-03
23 Jul 2008	8	2173	2.45 E+06	1.27 E+02	1.60 E+03	8.34 E-02	6.48 E+02	3.38 E-02

ARN MONITORING EQUIPMENT:

- **Caudalimeter: Gallus 2000**
- **Compressor: AirDin 2822 ET3**
- **Filter: SAIC LB-5211-A-0**
- **Detector: HpGe 60% CANBERRA**
- **Multichannel analyzer: ORTEC 919**
- **Software tool: Gamma Vision**
- **Aspiration pump: SAIC-RADECO AVS 60 A**
- **Velometer: ALNOR**
- **Thermo anemometer: ALNOR – Compuflow 8585**

RA-3 RESEARCH REACTOR

The main activity of the RA-3 is radioisotope production. The most important radioisotopes produced at RA-3 are Mo-99 and I-131, both currently produced by fission, from LEU aluminum alloy targets. At present 12 LEU targets of 1.4 g of U-235 each, are irradiated in each operational cycle. The RA-3 is a fundamental tool for the development of radioisotope production methods, and is the base of fission radioisotope production in Argentina. Further studies developed comprise Neutron Activation Analysis (NAA), Boron Neutron Capture Therapy (BNCT), Nuclear Instrumentation Qualification, Research in Irradiation Damage and Nuclear Fuel Qualification.

TECHNICAL FEATURES:

- **10 MW power-Open pool type.**
- **LEU Material Testing Reactor (MTR) fuel elements.**
- **Operation cycle: app. 80 hours / week, 46 week per year.**
- **Mo-99 weekly production: app. 900 Ci / week.**
- **Graphite reflector.**
- **Light water moderator and coolant.**
- **Core thermal flux (average): approx. 2 E+14 n/(cm2.s).**

Figure 1: RA-3 Vessel

Table 3 shows last 10 years of RA-3 discharge gaseous records. Noble gases discharges are mainly Ar-41, and Xe-133 and Xe-135 contribution are negligible. The annual discharge of Ar-41 varies from 2.53 E+04 to 3.56 E+04 GBq/year, Xe-133 from 0.17 to 8.67 GBq/year and Xe-135 from 0.65 to 13.0 GBq/year.

Table 3: RA-3 Annual Noble Gas Discharges (reported by facility)

Activity (GBq/y)	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Xe-133	8.67	0.69	0.91	0.65	0.56	0.49	0.37	0.37	0.17	No data
Xe-135	13.0	2.16	1.58	1.68	1.51	1.21	1.31	7.53	0.65	No data
Ar-41	2.53E+04	2.93E+04	3.34E+04	3.56E+04	3.12E+04	2.72E+04	2.63E+04	2.26E+04	2.64E+04	3.17E+04

Figure 2: RA-3 Core

NUCLEAR REGULATORY PHILOSOPHY

The ARN use optimized discharges to calculate authorized discharge values following the philosophy of ALARA (As Low As Reasonably Achievable) concept. Using this concept, the RA-3 operation license authorized discharge values are:
Ar-41: 1.4 E+05 GBq/year / Xe-133: 2.6 x E+05 GBq/year / Xe-135: 5.3 E+04 GBq/year
According the reported results the releases of different xenon radioisotopes are very low compared with the current license values.

RA-10 RESEARCH REACTOR PROJECT:

Taking into account the high demand of Mo-99, the Argentina has started the construction of a new 30 MW research reactor (RA-10), located at the CAE in order to increase the radioisotope production. Today the weekly production is approximately 900 Ci per week, covering at present its own demands and an exportable balance. The weekly production at the RA-10, will allow to increase the production to 2500 Ci per week. Such expansion will consolidate the CNEA as large radioisotope provider for medical applications in the local market and in the global market too. In the side of producer is the responsibility for evaluating the improvement in engineering and devices necessary to minimize the noble gas discharges.

RADIOXENON EMISSION REDUCTION

International Monitoring System (IMS) uses fission gases such as Xe-133 and Xe-135 for monitoring the earth for signs of nuclear explosion. Medical isotope production is the main contributor to the background of Xe-133 and Xe-135 into the atmosphere and these releases pose a potential problem for monitoring nuclear tests if not addressed. The emission of 5 GBq/day from medical isotope production facility would be an acceptable limit from the perpective of minimal impact to IMS stations.

Criterios para el licenciamiento de una planta piloto de tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos en la etapa de puesta en marcha

Fuhr, E.I.L. y Malnis, E.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

CRITERIOS PARA EL LICENCIAMIENTO DE UNA PLANTA PILOTO DE TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN LA ETAPA DE PUESTA EN MARCHA

Fuhr, E.I.L.[1] y Malnis, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El presente trabajo tiene como objetivo presentar los criterios regulatorios de aplicación para el licenciamiento de una planta piloto de tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos en estado sólido y líquido de baja actividad en la etapa de puesta en marcha (PEM), teniendo en cuenta el marco legislativo y normativo vigente, y la metodología de aplicación establecida en función de los procedimientos de evaluaciones e inspecciones de seguridad radiológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), para el control regulatorio. Así como también, se muestra en resumen el accionar regulatorio durante el proceso de licenciamiento y la experiencia adquirida durante el mismo, en cuanto a seguridad radiológica se refiere. Se continúa con la explicación del contenido de un programa de protección radiológico, ya que contiene los criterios principales a ser evaluados durante las inspecciones y de mayor importancia por su impacto radiológico. A continuación, se considera una de las inspecciones realizadas por la ARN para la explicación del control regulatorio, siendo el sistema de ventilación de la planta uno de los sistemas de protección radiológicos más relevantes en cuanto a la protección del trabajador y del público. Se derivan de las evaluaciones realizadas las lecciones aprendidas respecto a los distintos sistemas evaluados y la conclusión más importante que surgió del presente estudio, es la importancia del cumplimiento de las especificaciones técnicas y de la normativa regulatoria a la hora de realizar el diseño y el montaje de los sistemas que tienen implicancia en la seguridad radiológica, dado que el no cumplimiento traería demoras en el proceso de licenciamiento, así como también en el entrenamiento del personal y la puesta a punto de la planta. El trabajo realizado servirá como una guía para el regulador, en futuros licenciamientos de instalaciones con características similares, en el ámbito de la gestión de residuos radiactivos.

1. INTRODUCCIÓN

Para este trabajo se ha tomado como referencia el accionar regulatorio asociado al licenciamiento de una planta piloto de tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos sólidos y líquidos de baja actividad. Como introducción se describen sucintamente los procesos de tratamiento y acondicionamiento en ella implementados y el marco regulatorio aplicable al proceso de licenciamiento con una breve mención del marco jurídico nacional e internacional actualmente vigente en Argentina para el área de residuos radiactivos.

El proceso de licenciamiento asociado a la puesta en marcha de la instalación (PEM), se esquematiza en un diagrama de flujo en el que claramente se visualiza el progreso en paralelo de los procesos de licenciamiento de personal y de la instalación propiamente dicha.

Las evaluaciones asociadas a la seguridad radiológica de la instalación requieren del análisis crítico de la documentación técnica de los sistemas de seguridad, de los procedimientos operativos propuestos y de la planificación de tareas. A su vez, es necesario efectuar inspecciones regulatorias para seguimiento de las modificaciones introducidas en la etapa de montaje y para control de los resultados de las pruebas en frío de los sistemas de seguridad (ventilación, enclavamientos, etc.).

[1] efuhr@arn.gob.ar

Definido el marco regulatorio vigente y el esquema de licenciamiento adoptado, se resumen los criterios regulatorios aplicados, las evaluaciones requeridas en la etapa de puesta en marcha y los contenidos del programa de protección radiológica requerido para este tipo de instalación.

Como ejemplo del accionar regulatorio se seleccionó la inspección, focalizada en el sistema de ventilación, efectuada para comprobar su correcto funcionamiento y corroborar los datos obtenidos por la instalación durante las pruebas en frío, a los efectos de proceder a su a aprobación. La experiencia ganada ha sido muy valiosa para consolidar criterios a tener en cuenta en las inspecciones para la habilitación de sistemas de ventilación.

Por último, se presentarán las lecciones aprendidas respecto a la experiencia adquirida durante el proceso de licenciamiento y las conclusiones del trabajo tomando en consideración la continuidad del trámite de licenciamiento para la etapa de operación rutinaria de esta planta piloto y eventuales ampliaciones a los efectos de incorporar nuevos procesos de tratamiento y acondicionamiento.

2. PROCESOS DE UNA PLANTA PILOTO DE TRATAMIENTO

La planta piloto de tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos líquidos y sólidos de baja actividad, provenientes de distintos generadores del ciclo de combustible nuclear que se ha tomado como referencia, tiene como propósito lograr a través de diferentes procesos de tratamiento, un residuo acondicionado, para su posterior almacenamiento seguro en un depósito transitorio de la gestionadora, hasta que se tome una decisión sobre su disposición final.

Estas instalaciones generalmente se utilizan para ajustar o probar la eficacia de un proceso a escala reducida, verificando distintos aspectos del diseño y además son plantas en las cuales el personal adquiere experiencia en los procesos que allí se realizan.

En ella se han implementado dos procesos independientes para cada tipo de residuo, uno es el compactado de residuos sólidos (Figura 1), donde se produce una reducción del volumen por compactación y el otro proceso es la inmovilización de residuos radiactivos líquidos (Figura 2), por medio de una matriz cementicia donde queda retenido el residuo, aportando una barrera adicional de contención al contenedor propiamente dicho e impidiendo que se disperse en el ambiente con el correr del tiempo.

Figura 1. Compactadora de residuos sólidos

Figura 2. Proceso de cementado

3. MARCO LEGAL Y REGULATORIO DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS

El marco legal y regulatorio en materia de residuos radiactivos en la República Argentina, se encuentra constituido por un marco jurídico nacional que ha incorporado el marco jurídico internacional y la legislación provincial y municipal como se describe en forma gráfica de pirámide en la Figura 3. En ella se puede apreciar la importancia a nivel nacional, de la normativa y de la legislación en materia de residuos radiactivos, además de la existencia de acuerdos internacionales, que tratan sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de desechos radiactivos, que han sido incorporadas a la legislación promulgándolas con carácter de ley nacional.

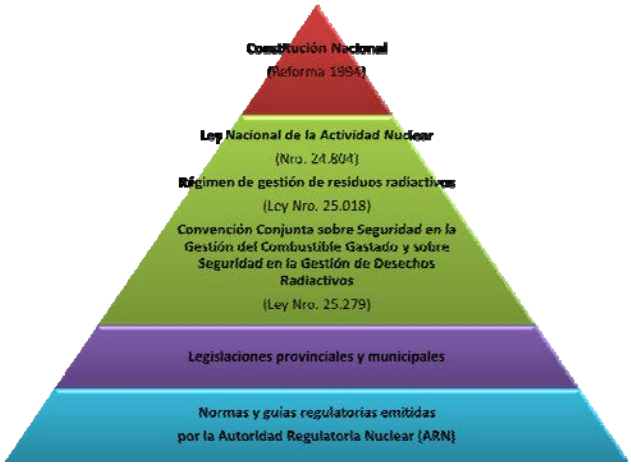


Figura 3. Marco legal y regulatorio

3.1. Marco jurídico Nacional

El sistema jurídico en la Argentina encuentra sustento en la Constitución Argentina, en su carácter de "norma fundamental" de nuestro ordenamiento jurídico. En el artículo 41 de la Constitución Nacional se introdujo el derecho de los habitantes a gozar de un ambiente sano y también, en forma expresa, la prohibición de ingresar al territorio nacional residuos, actual o potencialmente peligrosos, así como también residuos radiactivos.

Respecto de la actividad nuclear, cabe destacar que nuestro país cuenta con una ley específica desde el año 1997, año en que se sancionó la Ley Nacional de la Actividad Nuclear Nro. 24.804, la cual fue reglamentada un año después mediante el Decreto Nro. 1390/98. Esta ley creó un organismo técnico, regulador de las actividades nucleares que se realizan en toda la República Argentina, función que actualmente desempeña la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Posteriormente, en el año 1998, se sancionó la Ley Nro. 25.018 "Régimen de gestión de residuos radiactivos"- mediante la cual se dispusieron los instrumentos básicos para la gestión adecuada de los residuos radiactivos, que garanticen la protección del ambiente, la salud pública y los derechos a la prosperidad.

En un régimen federal cada provincia es soberana y tiene su propia legislación tanto a nivel provincial como municipal. Dicha legislación, si bien no tiene preponderancia sobre la legislación nacional, impacta en los temas nucleares y en particular cuando se trata de residuos radiactivos.

Por otra parte, en el marco legal aplicable a los residuos radiactivos, se integran las normas regulatorias dictadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear, en virtud de lo establecido en el artículo 16 en su inciso a) de la Ley Nro. 24.804. Cabe mencionar las Normas AR 10.1.1 "Norma Básica de Seguridad Radiológica", la cual está en proceso de actualización; AR 10.12.1 "Gestión de Residuos Radiactivos", actualizada en el año 2016 y las normas de licenciamiento, las que se listan en las referencias.

3.2. Marco jurídico Internacional

El marco jurídico internacional se fundamenta en la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, convención que se incorporó a nuestra legislación nacional con la sanción de la Ley Nro. 25.279, en el año 2000. La Convención tiene entre sus objetivos asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos se tomen medidas eficaces contra los riesgos radiológicos potenciales a fin de proteger a las personas, a la sociedad, a las generaciones futuras y al medio ambiente de los efectos nocivos de la radiación ionizantes, de manera que se satisfagan las necesidades y aspiraciones de la generación presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus necesidades y aspiraciones.

4. ETAPAS DEL LICENCIAMIENTO

4.1. Diagrama de flujo del proceso de licenciamiento

En la Figura 4, se presenta un diagrama de flujo donde se muestran las distintas etapas del proceso de licenciamiento, para la etapa de puesta en marcha (PEM). En ella se identifican dos procesos de licenciamiento, por una parte, se encuentra el licenciamiento del personal que operará la instalación y por otra la etapa donde se realiza la evaluación de la planta, en cuanto a los aspectos que tienen implicancia en materia de seguridad radiológica, para verificar que operará de forma segura en todos los aspectos que impacten sobre la seguridad radiológica y nuclear para garantizar su operación segura.

El personal que participará en la etapa de puesta en marcha tiene que estar licenciado, para lo cual se le requiere una formación básica que incluya conocimientos en protección radiológica y de la instalación y sus procesos. La ARN corrobora sus conocimientos a través de un examen y de corresponder le otorga una licencia individual. Por tratarse de una planta piloto durante el proceso de puesta en marcha, el personal comienza el entrenamiento específico en una determinada función desarrollando tareas bajo la supervisión de personal ya calificado en tareas similares. Cuando el personal termina con el entrenamiento específico se evalúa su desempeño y los conocimientos adquiridos, se le solicita un estudio psicofísico para saber si la persona tiene las aptitudes necesarias para desenvolverse en la función asignada sin inconvenientes y si el resultado es satisfactorio se le otorga una autorización específica.

Respecto a las evaluaciones de seguridad de la instalación con impacto en la seguridad radiológica, se analiza la documentación técnica y de gestión y se realizan una serie de controles In-situ en la instalación. Por consiguiente, para el licenciamiento en la etapa de puesta en marcha, se evalúa la siguiente documentación:

- Informe de seguridad.
- Descripción General del Sistema de Calidad.
- Mediciones efectuadas en el sistema de ventilación.
- Informe de pruebas preliminares.

- Procedimiento Operativo “Programa de puesta en marcha”.
- Manual para el mantenimiento correctivo y preventivo.

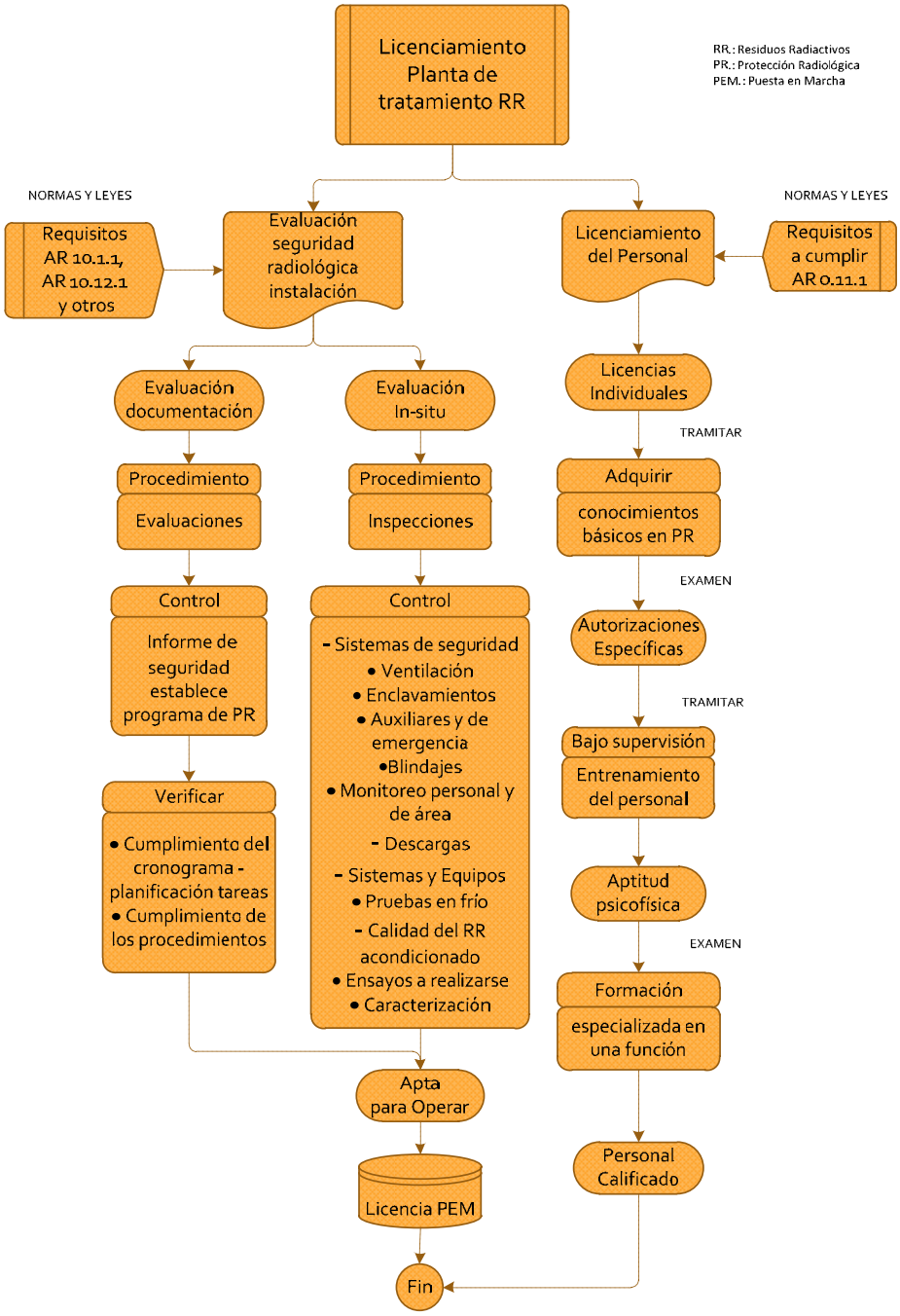


Figura 4. Proceso de licenciamiento

Los controles que se realizan antes de emitir la licencia se visualizan en el diagrama, pero hay algunos como el monitoreo de área y del personal, descargas, pruebas en caliente y calidad del residuo acondicionado, que deben corroborarse in-situ una vez emitida la licencia de PEM. No obstante, esto tiene que estar documentado y previsto en la documentación requerida para

gestionar la licencia PEM, para que cada sector especializado de la ARN efectúe las evaluaciones preliminares que correspondan.

4.2. Metodología utilizada en el control regulatorio

La metodología utilizada para el control regulatorio, se encuentra descripta en el procedimiento: “Inspecciones de Seguridad Radiológica y Nuclear a Instalaciones Radiactivas Clase I y del Ciclo de Combustible Nuclear”, Rev.2, vigente el 23/11/2012 y las evaluaciones a la documentación técnica y de gestión se realizan mediante el procedimiento: “Evaluaciones de seguridad radiológica y nuclear de instalaciones radiactivas Clase I y del ciclo de combustible nuclear”, Rev.3, vigente el 11/02/2016.

5. CRITERIOS PARA EL LICENCIAMIENTO

Los criterios para el licenciamiento de la planta en estudio, se establecieron en base al marco regulatorio de la ARN, así como también a otras normativas técnicas para la evaluación de distintos sistemas presentes en la planta.

5.1. Criterios regulatorios a considerar

De manera general se pueden mencionar, los criterios que se tuvieron en cuenta para evaluar si la planta funcionará de forma segura en la puesta en marcha:

- Cumplimiento de los límites y restricciones de dosis. Programa de protección radiológica. Estimaciones de dosis.
- Verificación del diseño y construcción de la infraestructura y del proceso. Adecuada zonificación, circulación de los residuos, verificación del funcionamiento de equipos y enclavamientos. Pruebas en frío (Sin material radiactivo).
- Cumplimiento de las especificaciones técnicas y recomendaciones para los sistemas de protección radiológica (Distintos enclavamientos, sistemas de ventilación y blindajes).
- Correcto funcionamiento de los sistemas auxiliares y de emergencia (alarmas, señalización, etc.).
- Descargas controladas a la atmósfera, residuos generados por el proceso de tratamiento, efluentes líquidos.
- Almacenamiento de los residuos acondicionados.
- Licenciamiento del personal. Conocimiento de las responsabilidades del personal para cada función a ocupar. Entrenamiento del personal bajo supervisión en funciones especializadas para una tarea específica.
- Calidad del residuo acondicionado (Ensayos a realizar). Procedimientos de extracción de muestras para caracterización y ajuste de la formulación.
- Programa de Mantenimiento de la instalación (Equipos, componentes e infraestructura).
- Cumplimiento de las campañas según cronograma previsto y de los procedimientos establecidos para la operación de la planta.

6. PROGRAMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

En todas las instalaciones de una gestionadora de residuos radiactivos, así como también en la planta en estudio, es obligatorio implementar un Programa de Protección Radiológica que tiene como objetivo garantizar que las dosis que pudieran recibir los trabajadores y el público no superen los límites de dosis establecidos en la normativa regulatoria vigente, se mantengan en niveles tan bajos como sea razonable alcanzar y que, en lo posible, puedan quedar por debajo de las restricciones de dosis adoptadas en la documentación mandatoria.

El Programa de Protección Radiológica es parte de la documentación mandatoria, se mantendrá actualizado, deberá elaborarse antes de la puesta en funcionamiento de la instalación y permanecerá en todo momento sujeto a control e inspección por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

6.1. Contenido de un programa de protección radiológica

El Programa de Protección Radiológica deberá contemplar como mínimo las siguientes medidas:

- Protección radiológica del trabajador. Estimaciones de dosis por irradiación externa en los distintos procesos de tratamiento, irradiación interna por inhalación (aerosoles contaminantes durante el compactado).
- Protección radiológica del público (Estimación de dosis en la persona representativa o también denominado grupo crítico, en condiciones normales de operación y situación accidental, determinación del término fuente e inmersión en las distintas matrices ambientales).
- Parámetros operativos recomendados para los sistemas de protección radiológica instalados. Ventilación (Extracción general, localizada, inyección de aire, renovaciones por hora en las distintas áreas). Enclavamientos que restrinjan el uso de los equipos y sistemas operativos ante fallas que se pudieran producir en los sistemas de protección radiológica.
- Plan de Monitoraje. Establecimiento de niveles de referencia o tasas de dosis equivalentes ambientales máximas según los factores de ocupación del lugar a controlar, monitoraje individual, monitoraje de área, control de la contaminación superficial, calibración de equipos, registros y archivo de los resultados obtenidos.

Antes del otorgamiento de la licencia de puesta en marcha, se evalúan las estimaciones de dosis realizadas en la documentación y el plan de monitoraje, así como también se verifican los sistemas de protección radiológica instalados, si bien en alguno de ellos se puede corroborar su eficacia una vez que comience la puesta en marcha de la planta.

7. INSPECCIONES

Se realizaron diferentes inspecciones a los distintos sistemas operativos y con implicancia en la seguridad radiológica, pero en éste capítulo nos centraremos en la explicación del control regulatorio a través de las inspecciones realizadas para aprobar el sistema de ventilación. Por lo tanto, se describirá brevemente como se encuentra constituido el sistema de ventilación, siendo éste uno de los sistemas de protección radiológica más importante a considerar para ser evaluado en esta clase de instalación. Se mencionan los distintos puntos de control donde se realizaron las mediciones y los resultados obtenidos. Por último, se describen los criterios basados en las especificaciones técnicas de aplicación que debe cumplir la instalación durante el diseño y montaje del sistema de ventilación, para conseguir que su funcionalidad sea la adecuada y cumpla con el propósito para el cual fue diseñado.

7.1. Sistema de ventilación de la planta

El sistema de ventilación de la planta de tratamiento consiste en dos sistemas de extracción independientes y un sistema común de inyección de aire en los distintos sectores. El sistema de extracción se divide en un sistema de extracción localizada, que incluye la extracción en prensa, fraguado, cementado y campana radioquímica y un sistema de extracción general de los distintos sectores de la planta.

7.1.1. Mediciones realizadas

La Autoridad Regulatoria Nuclear, le requiere a la instalación realizar distintas mediciones en el sistema de ventilación, como por ejemplo mediciones de velocidades faciales y caudales en los sistemas de inyección y extracción localizada y general, y el cálculo de las renovaciones por hora (RPH) en los distintos sectores, para garantizar el correcto funcionamiento de los sistemas y por ende la protección radiológica del personal. Posteriormente, la ARN realiza la verificación de los resultados obtenidos por la instalación, durante las inspecciones programadas.

Puntos de control donde se realizaron las mediciones:

- Extracción localizada:
  - Recinto de Fraguado.
  - Cementadora.
  - Campana radioquímica.
  - Prensa.
- Extracción general:
  - Conducto de extracción del sector de procesos y laboratorio de ensayos.
  - Conducto de extracción de la sala de ingreso y egreso de materiales.
  - Conducto de extracción de la sala de máquinas.
- Mediciones realizadas en chimeneas de la planta:
  - Extracción localizada.
  - Extracción general.
- Conductos de inyección de aire en los distintos sectores de la planta.

Se midieron velocidades faciales trazando una grilla de puntos en la ventana de la campana radioquímica (Figura 5) y luego se calculó la velocidad promedio, para esto se posicionó la persiana a mitad de altura, las mismas dieron valores cercanos a 0,5 m/s, siendo éste el valor recomendado.

Figura 5. Campana radioquímica del laboratorio de ensayos

Se realizaron mediciones de los caudales de extracción en chimeneas, dando como resultado valores del orden de 900 m^3/h, con un equipo termoanemómetro (Alnor-TSI mod. AVM 440 Velometer).

Durante la puesta en marcha y posterior operación, la ARN realizará tomas de muestras en chimeneas para verificar las descargas al ambiente. Las muestras se toman según indica la Figura 6.

La instalación tiene que poseer un sistema de monitoraje continuo de las descargas, instalado en tramos rectos de las chimeneas para el control de las descargas al ambiente, similar al esquema de la Figura 6.

En el esquema se puede distinguir un tramo de ducto en una chimenea, donde por un orificio se ingresa una manguera con una boquilla muestreadora, posicionándola en la parte central de la dirección del flujo. El sistema de muestreo puede poseer antes de la bomba de muestreo un sistema de acondicionamiento, con un material que retenga humedad (Ejemplo: cartuchos de sílica gel en la línea de muestreo). A su vez, la bomba colectora tendrá adosado a un filtro, que puede ser compuesto, conteniendo carbón activado y uno fibroso, donde quedarán retenidos los radionucleídos que pudieran estar presentes en las descargas al ambiente. Posteriormente, se miden los filtros en el laboratorio determinando la actividad que presentan.

Junto con las muestras se envían al laboratorio los valores promedios de humedad y temperatura medidos durante el muestreo, para su comparación respecto a los valores estándares, datos que deben ser tenidos en cuenta a la hora de evaluar los resultados. Por otra parte, el sistema de muestreo debe contar con un medidor de flujo.

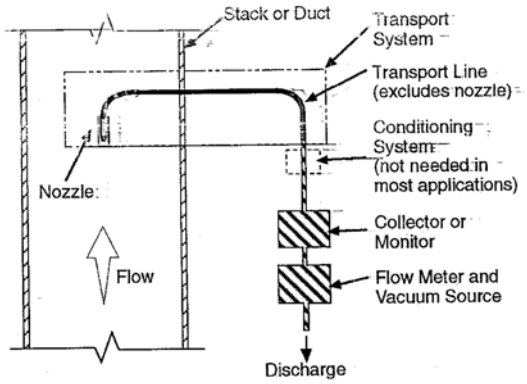


Figura 6. Sistema de toma de muestra en chimenea

7.1.2. Criterios a considerar durante el diseño y construcción

Los criterios a considerar, surgen en base a las especificaciones técnicas de la documentación citada en la bibliografía y las buenas prácticas.

- Criterio sobre la altura de las chimeneas de la ventilación localizada y general.

Las especificaciones indican que, para chimeneas en la parte superior de las naves, se aconseja que su altura sea por lo menos 1,3 veces la altura de la nave o al menos 4 metros a los cuatro vientos. En la consideración de la altura para las chimeneas se tiene que tener en cuenta las edificaciones cercanas y si la altura de éstas fuera superior a la de la planta de tratamiento, se tendría que tomar esa altura como referencia y aplicarle la especificación. Una altura adecuada evita la reeinyección de aire en la propia instalación y permite la dispersión en el ambiente de las descargas, previniendo el riesgo de posibles contaminaciones en edificaciones cercanas.

- Es recomendable la instalación de alarmas en los ductos de extracción localizada, para que el personal pueda identificar por disminución del caudal de extracción o interrupción del sistema de ventilación, la falla del sistema inmediatamente y pueda realizar las acciones correspondientes, en base a los procedimientos establecidos en el informe de seguridad y priorizando su seguridad.

- Es recomendable a la hora de decidir donde se construirá una planta de tratamiento de residuos, realizar previamente un análisis de la predominancia de los vientos, para saber hacia a dónde se dispersará la pluma de contaminante y si ésta afectará en alguna medida a las poblaciones cercanas.

Para poder evaluar lo mencionado se tendría que considerar datos meteorológicos de las distintas estaciones presentes en el país, pudiendo determinar a través de gráficos como por ejemplo una rosa de los vientos (Figura 7), la predominancia de los vientos.

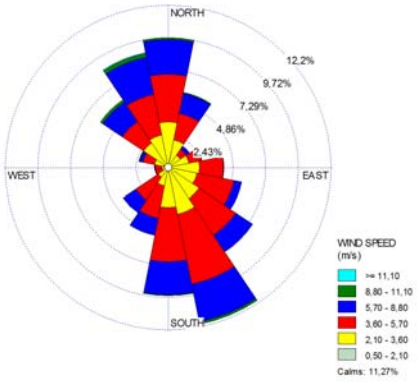


Figura 7. Rosa de los vientos

8. CONTINUACIÓN DEL PROCESO DE LICENCIAMIENTO

Para continuar con el proceso de licenciamiento una vez finalizada la puesta en marcha, la instalación deberá presentar un informe detallado de las prácticas realizadas y la versión final de la documentación mandatoria (Informe de Seguridad) ante la ARN, para poder ser evaluada y proseguir con la gestión del licenciamiento para la obtención de la licencia de operación.

El personal que cumplirá sus funciones en la instalación, tiene que tener finalizado el trámite de obtención de las distintas autorizaciones específicas (AE), para poder operar la planta una vez que se le otorgue la licencia de operación.

9. LECCIONES APRENDIDAS

De las evaluaciones realizadas a la documentación mandatoria y en planta, surgieron las siguientes lecciones aprendidas:

- Las pruebas preliminares en frío realizadas a los distintos sistemas operativos y de seguridad, permiten la detección temprana de potenciales fallas y la prevención de situaciones accidentales o incidentales durante la puesta en marcha.

- A la hora de diseñar los sistemas que tienen implicancia en la seguridad radiológica, se deben tener en cuenta las regulaciones vigentes de todos los organismos de control y habilitación con competencia en la materia, de lo contrario podrían surgir demoras en el proceso de licenciamiento por reformas.

- Un programa adecuado de puesta en marcha, permite el entrenamiento completo del personal, en cuanto a los tiempos necesarios de entrenamiento para poder desempeñarse en una función específica y para la operación segura de la planta.

- La experiencia ganada permitió actualizar la normativa regulatoria para la gestión de residuos, introduciendo nuevos requisitos que contribuirán a mejorar el control regulatorio de las instalaciones que la alcancen y cumplir con los criterios internacionales recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y los estándares actuales en materia de seguridad radiológica.

10. CONCLUSIONES

La esencia de las conclusiones del presente trabajo, se ve reflejada en parte en las lecciones aprendidas mencionadas en el punto anterior, dado que surgieron de las evaluaciones que se realizaron durante el proceso de licenciamiento. Para completar las conclusiones se puede mencionar de forma global, respecto a los temas tratados en el presente estudio, lo siguiente:

Respecto al Licenciamiento del personal, se puede mencionar que el mismo presenta varias etapas en las cuales no solo se evalúan las capacitaciones generales y específicas, que tiene que tener el personal para desempeñarse en su puesto de trabajo, sino también el entrenamiento que éstos deben realizar para poder operar la instalación en forma segura. Todos estos requisitos para el licenciamiento del personal, promueven la capacitación continua del personal desde el inicio del proyecto.

Un programa de protección radiológico será eficaz si cumple con los límites, restricciones y especificaciones técnicas del marco normativo regulatorio y técnico vigente, y si el personal está ampliamente involucrado, en los aspectos de seguridad radiológica y toma de conciencia a la hora de realizar sus funciones, que juega un papel fundamental para el fortalecimiento de la cultura de la seguridad.

El Plan Estratégico del Sector Nuclear Argentino prevé la construcción de diversas instalaciones radiactivas y nucleares, incluyendo la extensión de vida de las centrales nucleares en el país. Estos proyectos impactarán en el corto, mediano y largo plazo, con un incremento de los residuos radiactivos. Esta situación implica definir una estrategia con vistas al futuro, para la gestión de los residuos radiactivos; incluyendo la ampliación de las capacidades existentes en la gestionadora para el tratamiento de los mismos, por lo tanto surgirán licenciamientos de nuevas instalaciones en las cuales se aplicarán los conceptos y experiencias obtenidas, dejando un precedente en el proceso de licenciamiento de las instalaciones y agilizando las etapas de licenciamiento en función a la experiencia obtenida.

11. REFERENCIAS

1. AR 0.0.1, “Licenciamiento de instalaciones Clase I”, **Rev.2.**, Boletín Oficial: 22.01-2002.

2. AR 6.1.1, “Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I”, **Rev.1.**, Boletín Oficial: 15.01-2002.

3. AR 10.1.1, “Norma básica de Seguridad Radiológica”, **Rev.3.**, Aprobada en Boletín Oficial: 20.11-2001 y modificada en Boletín Oficial: 29.04-2016.

4. AR 10.12.1, “Gestión de residuos radiactivos”, **Rev.3.**, Boletín Oficial: 24.10-2016.

5. AR 3.6.1, “Sistema de Calidad en reactores nucleares de potencia”, aplicada con las debidas adaptaciones a esta instalación Clase I, tal como la faculta la descripción de su alcance; **Rev.2.**, Boletín Oficial: 08.02-2002.

6. AR 0.11.1, “Licenciamiento de personal de instalaciones Clase I”, **Rev.3.**, Boletín Oficial: 15.01-2002.

7. Guía AR 10, “Programas de formación especializada y capacitación específica para el licenciamiento de personal de instalaciones radiactivas Clase I”, **Rev.0.**, Aprobada por Resolución ARN N° 3/04.

8. American National Standars Institute (ANSI/HPS N13.1), “Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities”, *Publicado por Health Physics Society 1313 Dolley Madison BLvd. Suit 402, McLean, VA 22101*, Estados Unidos de América (EEUU), *Aprobada 12/01/1999*.

9. Organizaciones como ANSI y OSHA, “Regulación en calidad del aire”, *Valores de velocidades faciales sugeridos por organizaciones mencionadas*.

Regional Multiparametric Intercomparison Exercise on Physical, Biological and Computational Dosimetry in a Simulated Industrial Radiography Scenario

Gossio, S.; Radl. A.; Puerta Yepes, N.;
Di Giorgio, M. and Cruz Suarez, R.

Presentado en: International Conference on Challenges Faced by
Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security:
Ensuring Effective and Sustainable Expertise.
Bruselas, Bélgica, 15 al 18 de mayo de 2018

REGIONAL MULTIPARAMETRIC INTERCOMPARISON EXERCISE ON PHYSICAL, BIOLOGICAL AND COMPUTATIONAL DOSIMETRY IN A SIMULATED INDUSTRIAL RADIOGRAPHY SCENARIO

Gossio, S.[1*]; Radl. A.[1]; Puerta Yepes, N.[1]; Di Giorgio, M.[1] and Cruz Suarez, R.[2]

[1] Nuclear Regulatory Authority. Argentina
[2] International Atomic Energy Agency

Abstract

Experience in recent accidents in the area of industrial radiography demonstrated the need for assistance among laboratories / dosimetry services, for the assessment of a reliable dosimetry. Within the framework of the IAEA's RLA9075 project, a multiparametric intercomparison exercise was conducted in Argentina during 2016-2017, in which the performance of different dosimetric methods available in the Latinoamerica and the Caribbean were evaluated: personnel dosimetry (TLD, OSL, electronics and film), biological dosimetry and computational dosimetry were used to determine the absorbed dose in exposed people in an accidental scenario of industrial radiography. The design of this scenario allowed to evaluate the regional response capacity in two situations of accidental exposure in industrial radiography, namely: 1) localized irradiation, in which the person is in direct contact with a source, 2) homogeneous irradiation, in which the person is at a certain distance from the source and whole or large part of the body is uniformly irradiated. A total of 38 laboratories / services from 15 countries participated, 20 personal dosimetry services, 10 to biological dosimetry laboratories and 8 to computational dosimetry groups. The results reported by the participating laboratories and / or services have been satisfactory.

INTRODUCTION

In case of an industrial radiography accident, it is of great importance to know the whole body dose and the dose distribution if the exposure was homogeneous or not. There are numerous types of dosimetric methods which can used to evaluate the exposure during such overexposure situations; for example: physical dosimetry by means of personal dosimeters, biological dosimetry through blood samples analysis and computational dosimetry by the application of Monte Carlo methods.

The design of this scenario allowed to evaluate the regional response capabilities in two situations of accidental exposure in industrial radiography, namely: 1) localized irradiation, in which the person is in direct contact with a source, 2) homogeneous irradiation, in which the person is at a certain distance from the source and whole or large part of the body is uniformly irradiated. Accidental exposure simulations scenarios were performed in the Industrial Radiography Laboratory pertaining to the Atomic Energy Nacional Commission [Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)] at the Constituyentes Atomic Centre (CAC), and an Ir-192 industrial radiography source was used.

1.1 HOMOGENOUS EXPOSURE SCENARIO

The exposure scenario consisted on a homogenous irradiation on two dose points (Doses I and II) of an Alderson RANDO anthropomorphic phantom with an industrial radiography collimated source of Ir-192 (3.33 TBq - 90.2 Ci), simulating an accidental exposure of a person situated at a certain distance from it (80 cm); and thus, being the whole or large part of the body uniformly irradiated. To this end,

* sgossio@arn.gob.ar

personal dosimeters sent by participants and blood samples were located on the phantom's torso. Please see Figure 1.

Figure 1: Phantom used in the personal and biological dosimetry comparison. In the external part of the torso personal dosimeters and blood samples were located; the source was positioned 80 cm away from the Phantom.

Two irradiations with two reference dose values were performed; Dose I Hp(10)=180±10 mSv, Dose II Hp(10)=360±24 mSv.

1.1.1 PHYSICAL DOSIMETRY

The purpose of this intercomparison exercise was to evaluate the performance of different dosimetry tools available in the Region, personnel (TLD, OSL, electronics and film), to determine the absorbed dose in exposed people in an accidental scenario of industrial radiography. Twenty physical dosimetry laboratories participated in the intercomparison from: Argentina, Chile, Costa Rica, Peru, Cuba, Paraguay, Panama, Ecuador, Brazil and Guatemala.

Each participating laboratory and/or service was requested to send five dosimeters: two for irradiation and three to be used as background dosimeters. Participants had to report the magnitude Hp(10).

In this exercise, the acceptance criterion for each evaluated dose point was the one established in ISO 14146:2000 [1].

1.1.2 BIOLOGICAL DOSIMETRY

The intercomparison objective was to evaluate the performance of participant laboratories regarding dicentric assay, and to elaborate a comparison between physical and biological dosimetry.

The laboratories that participated in this intercomparison exercise where the Biological Dosimetry laboratories of the Region: Argentina, Brazil, Chile, Cuba, México and Uruguay; and laboratories from Bolivia, Brazil, Costa Rica and Ecuador which are in process of being registered to the Latin American Biological Dosimetry Network [Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet)]

The acceptance criteria established for the participation in this exercise:

1. Laboratories that only inform the readings: determine the number of dicentrics (and centric rings), the number of evaluated cells, aberrations distribution, Papworth index and the frequency determination for conventional reading condition (500 cells or 100 dicentrics) and triage mode (50 cells). Likewise, to inform the time destined to read the first 50 cells for the triage condition.

2. Laboratories that additionally inform the doses: comply with the requirements on Item N° 1; inform the estimated average dose with a confidence interval of 95%, the coefficients of applied calibration curves and their associated uncertainties.

Samples to be analyzed (lymphocyte cultures fixed on slide glass) were processed in the Biological Dosimetry Laboratory of the Nuclear Regulatory Authority [Autoridad Regultoria Nuclear, ARN] according to the standard protocol ISO 19238: 2014 [2] and Cytogenetic Dosimetry IAEA [3].

In this exercise, the statistical methodology for the analysis of results was based on the robust methods (Algorithm A) described in ISO 13528: 2005 [4]. This algorithm provides robust values of the average and the standard deviation of data informed by the participant laboratories, which allows the evaluation of interlaboratory reproducibility without a decision making that affects the results of the calculations (omission of “outliers” atypical results). Furthermore, statistical parameters were applied for the evaluation of participant laboratories of the Region: z-score, En, U score, and percentage difference.

2.1 LOCALIZED IRRADIATION EXPOSURE SCENARIO

The localized irradiation exposure scenario consisted on the positioning of the Ir-192 source (3.033 TBq-90.2 Ci) and the placement of ARN TLD dosimeters and three blood samples inside an acrylic phantom that simulated a person’s torso. Such design allowed the simulation of an accidental exposure of a person involving direct contact with the source, and thus, receiving a non-homogenous irradiation (localized). Likewise, it allowed the comparison between computational and biological dosimetry. TLDs are aimed at the validation of the computational and biological dosimetry evaluations and they were measured at ARN.

Calibration TLDs are composed of a lithium fluoride tablet which is the detector element, surrounded by a plastic capsule equivalent to tissue, where the electronic equilibrium is reached in a tissue equivalent environment. They were calibrated outdoors with a Cs-137 source at a distance in which Kerma in the air is known by means of a calibration certificate provided by the Regional Reference Centre with Secondary Standards for Dosimetry [Centro Regional de Referencia con Patrones Secundarios para Dosimetría (CRRD)] of CNEA.

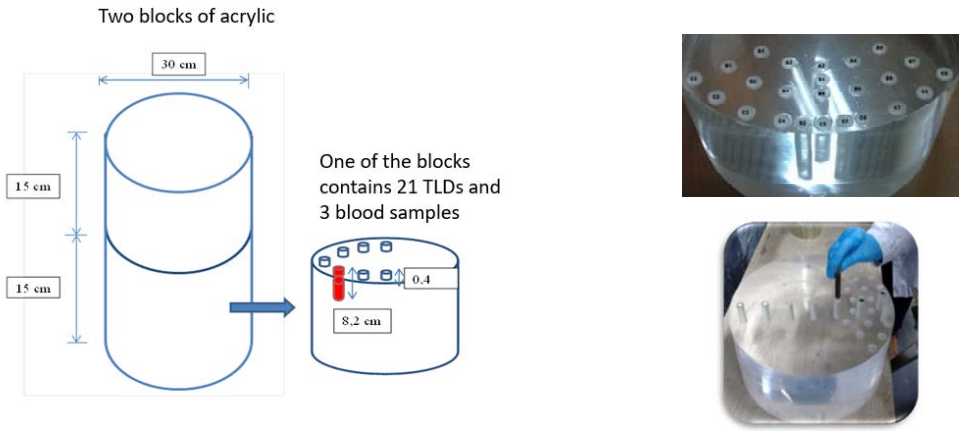


Figure 2: Torso mannequin designed to be used in the comparison of personnel, biological and computational dosimetries. In its inside part, personal dosimeters and blood samples were located.

2.1.1 BIOLOGICAL DOSIMETRY

The experimental doses in blood were obtained by the NRA Biological Dosimetry Laboratory. The procedure for the dosimetry evaluation by detection of chromosomic aberrations in optic microscope is hereinafter described: the number of dicentrics and rings observed in 500 cells (or 100 dicentrics) is determined for each dose point, together with the frequency and uncertainty associated to the observation. Then, the intercellular distribution of unstable chromosomic aberrations observed in the entire amount of evaluated metaphases and their accordance to the Poisson distribution using Papworth "μ" test and the relative variance-mean ($\sigma 2/y$). The dose is estimated though the appropriate calibration curve, expresses as average dose with a confidence interval of 95%.

2.1.2 COMPUTATIONAL DOSIMETRY

In this intercomparison three task levels with different difficulty were proposed. In the first task participant were requested to model a punctual source of Ir-192 very close to a torso phantom, and to estimate the absorbed dose in several internal points. They also had to simulate 21 personal TLD dosimeters and three blood sample vials in the points inside the phantom where they had to estimate the doses. Three tasks with different complexity degree were proposed. The first task consisted in the simulation of the source as a punctual source, the second one consisted on the simulation of the Ir-192 source with cylindrical form and surrounded by a steel capsule; while in the third, participants were provided with the data and plans of the Ir-192 source used in the real irradiation for them to simulate a real source. Eight task groups of five countries participated: Argentina, Peru, Colombia, Brazil and Cuba. Teams/laboratories participated with three different kinds of software: Geant4, MCNP and Visual Monte Carlo.

The relative bias was calculated with the difference between the values reported by each participant laboratory and their "assigned value", ISO 28218:2010 [5]. Two biases were obtained for each evaluation point in all tasks: the first one (Br1) considered the assigned value as robust average, and the second one (Br2) considered the assigned dose value experimentally obtained through physical and biological dosimetry. Specially for task 2, the bias Br2 was calculated with the percentage difference among the doses reported by participants of this task multiplied for the activity factor they found in task 3. In the same manner, only for task 3 a third bias was calculated (Br3) to estimate the percentage difference among the doses reported by the participants of this task, modified by the activity factor (from task 3) and the robust average determined for task 3.

3 RESULTS

3.1 HOMOGENOUS EXPOSURE SCENARIO

3.1.1 PHYSICAL DOSIMETRY

Twenty laboratories participated in the exercise, but two of them failed to comply with the acceptance limits regarding the information report. Additionally, one of these two participants did not follow the protocol as it presented only one dosimeter to irradiate.

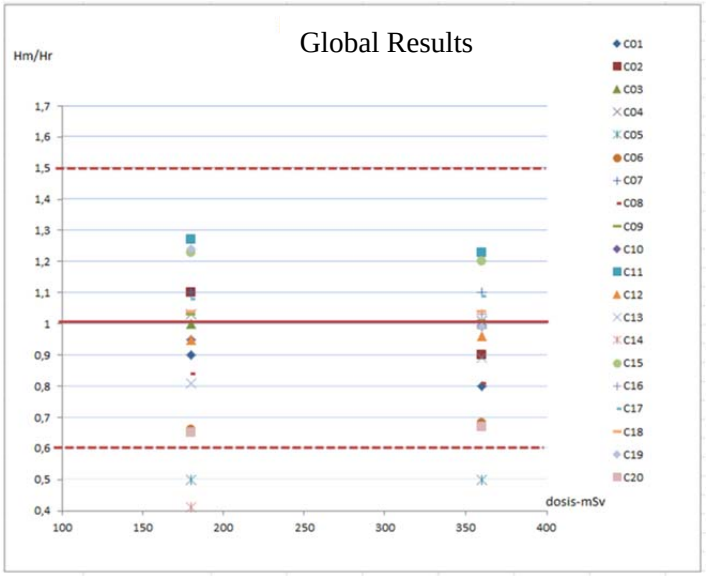


Figure 3: Relative bias (B_r) of the participants' reported measurement.

As from the analysis of this intercomparison exercise, a good performance from participants is observed. Only two of them failed to report results according to the acceptance criteria in ISO 14146:2000 [1]. Considering the high irradiation dose values, and although 90% of the participants reported their values within the acceptance limits, a great dispersion is observed regarding the reported values.

3.1.2 BIOLOGICAL DOSIMETRY

Ten laboratories participated in the exercise, and two of them only reported the readings: number of dicentrics (and centric rings), amount of evaluated cells, aberrations distribution, and the frequency determination in 500 cells or 100 dicentrics. This information was used by the ARN to calculate the dose using software developed by its laboratory for the calculation of average dose and 95% confidence intervals. One of the participants did not report the amount of cells required in the protocol and thus, a recommendation to review the reported results was made. Figures 4 and 5 illustrate the physical and biological dosimetry results for Dose I and Dose II respectively.

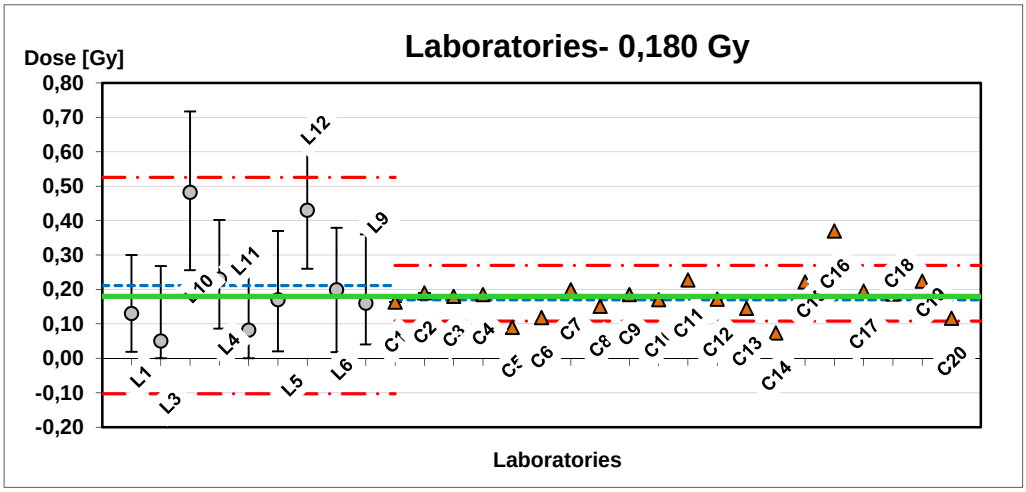


Figure 4: Comparative graphic of both dosimetries results of Dose I. The green line represents the 0.180 Gy reference dose for Dose I. Blue lines represent the robust average of x*=0.211 Gy (DB), and 0.171 Gy (PD). Red lines represent the confidence interval that corresponds to each case. L: biodosimetry laboratory C: personal dosimetry laboratory.

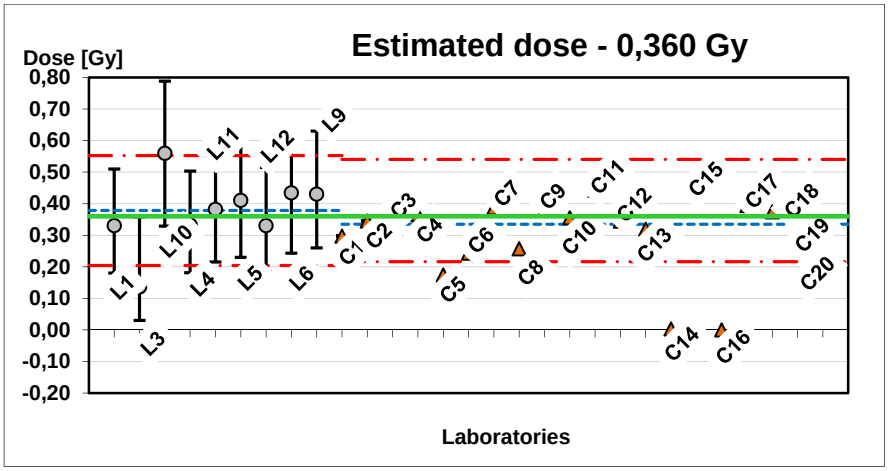


Figure 5: Comparative graphic of both dosimetries results of Dose II. The green line represents the 0.360 Gy reference dose for Dose I. Blue lines represent the robust average of x*=0.378 Gy (DB), and 0.327 Gy (PD). Red lines represent the confidence interval. . L: biodosimetry laboratory C: personal dosimetry laboratory.

The results reported by the majority of the participant laboratories and/or services were satisfactory. The variation coefficient for Dose I was of 31.60% and 9.79% for Dose II. Biological dosimetry presented a greater uncertainty in Dose I estimation due to its proximity to the assay detection limit (0.1 Gy). Such uncertainty can be improved by the analysis of a larger quantity of cells and the development of an statistically more robust calibration curve for this radiation quality.

3.2. LOCALIZED IRRADIATION EXPOSURE SCENARIO

3.2.1 COMPUTATIONAL DOSIMETRY

Regarding the third task, 59% of the participants' reported results had a percentage difference with the experimental value below 20% for the TLD positions and consistency among results was observed, as 51% present a percentage difference with the robust average below 20%. For the positions were blood sample vials were located in task 3, it was noticed that 53% of the reported results difference against the experimental value below 50% and a consistency among the results provided by the participants as 44% present a percentage difference against the robust average between 16 and 4.9%.

Figures 6 and 7 illustrate task 3 results; only one laboratory did not approach a satisfactory result.

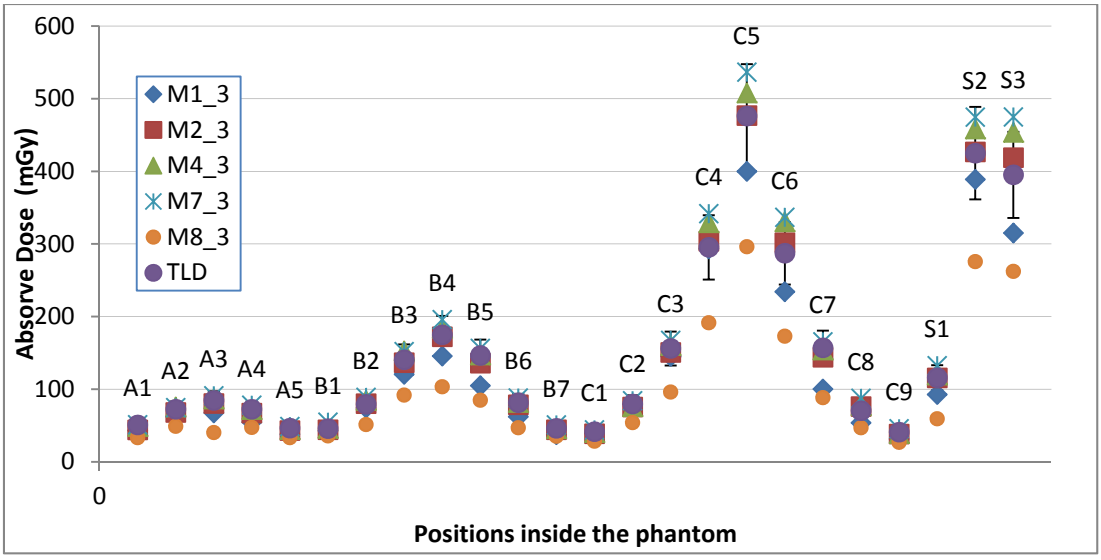


Figure 6: Absorbed dose reported by the participant teams with satisfactory results for the positions inside the phantom where TLD were located.

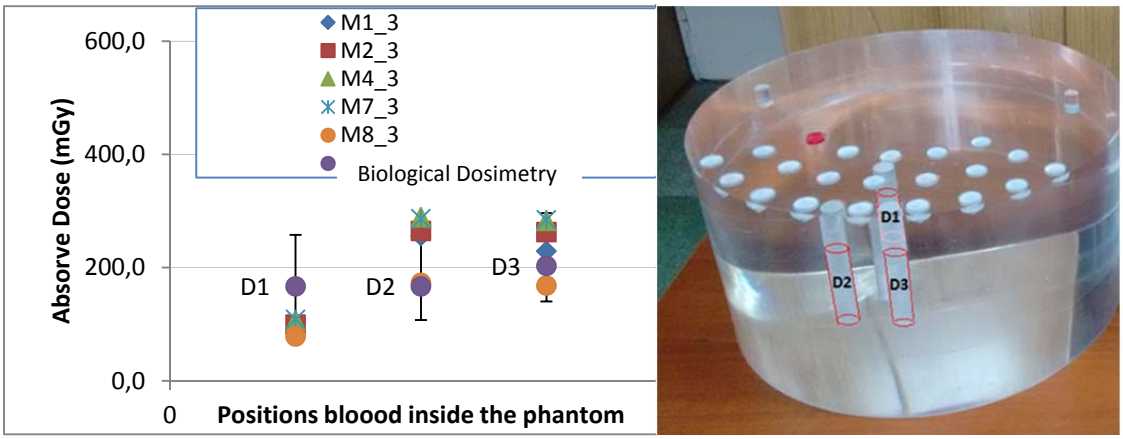


Figure 7: Results of absorbed dose reported by the participant teams for the positions inside the phantom where blood vials were located.

The absorbed dose results obtained by biological dosimetry (D1, D2 and D3, with its corresponding 95% confidence interval) and by computational dosimetry (M1_3, M2_3, M4_3, M7_3 and M8_3) were consistent, indicating that the performed experimental design was appropriate for the objectives of this exercise.

4 CONCLUSIONS

This multiparametric exercise allowed the evaluation of performance of different dosimetric methods available in the Latinoamerican and Caribbean region in case of an industrial radiography radiological accident, being the exposure either homogeneous or localized.

It was identified the need to strengthen interdisciplinary work in the region to harmonize criteria and to evaluate the dose and the body distribution in overexposed person. These results prompted to the creation and strengthening of regional networks aimed at the evaluation of doses in overexposure situations (LDBNet biological dosimetry and ISODOSIS network of computational).

In the next period 2018-2019 the dosimetric response capabilities in situations of overexposure are expected to be strengthened through a plan of activities that would allow the integration of available conventional methods and the implementation of new techniques for this purpose. The implementation of the programmed activities has been successful and the interdisciplinary work in the region has been strengthened, to harmonize criteria and adequately evaluate the dose and the body distribution in simulated overexposure scenarios.

5 REFERENCES

[1] International Organization for Standardization, Radiation protection - Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation. ISO: 14146:2000.

[2] International Organization for Standardization, Radiation Protection. Performance criteria for service laboratories performing biological dosimetry by cytogenetics. ISO 19238:2014.

[3] International Atomic Energy Agency (IAEA). Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies (Vienna: IAEA-EPR IAEA) (2011).

[4] International Organization for Standardization Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparisons. ISO 13528:2005.

[5] International Organization for Standardization, Radiation protection - Performance criteria for radiobioassay. ISO 2818:2010.

Sebastian Gossio
Nuclear Regulatory Authority
E-mail: sgossio@arn.gob.ar

Analía Radl
Nuclear Regulatory Authority

Nancy Puerta Yepes
Nuclear Regulatory Authority

Marina DiGiorgio
Nuclear Regulatory Authority

Rodolfo Cruz Suarez
International Atomic Energy Agency

Regional multiparametric intercomparison exercise on physical, biological and computational dosimetry in a simulated industrial radiography scenario.

Autoridad Regulatoria Nuclear - Buenos Aires - ARGENTINA

ABSTRACT

Experience in recent accidents in the area of industrial radiography demonstrated the need for assistance among laboratories / dosimetry services, for the assessment of a reliable dosimetry. Within the framework of the IAEA's RLA9075 project, a multiparametric intercomparison exercise was conducted in Argentina during 2016-2017, in which the performance of different dosimetric methods available in the Latinoamerica and the Caribbean were evaluated: personnel dosimetry (TLD, OSL, electronics and film), biological dosimetry and computational dosimetry were used to determine the absorbed dose in exposed people in an accidental scenario of industrial radiography. The design of this scenario allowed to evaluate the regional response capacity in two situations of accidental exposure in industrial radiography, namely: 1) localized irradiation, in which the person is in direct contact with a source, 2) homogeneous irradiation, in which the person is at a certain distance from the source and whole or large part of the body is uniformly irradiated. A total of 38 laboratories / services from 15 countries participated, 20 personal dosimetry services, 10 to biological dosimetry laboratories and 8 to computational dosimetry groups.

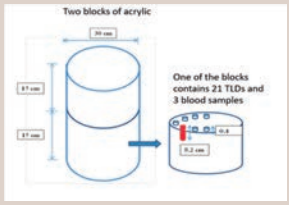
HOMOGENOUS EXPOSURE SCENARIO

A homogenous irradiation on two dose points of an Alderson RANDO anthropomorphic phantom with an industrial radiography collimated source of Ir-192.

Phantom used in the personal and biological dosimetry comparison. In the external part of the torso personal dosimeters and blood samples were located; the source was positioned 80 cm away from the Phantom.

Two irradiations with two reference dose values were performed;
Dose I p(10)=180±10 mSv,
Dose II Hp(10)=360±24 mSv.

LOCALIZED IRRADIATION EXPOSURE SCENARIO



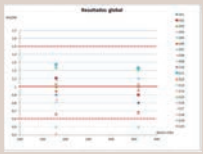
Ir-192 source (3.033 TBq-90.2 Ci) and the placement of ARN TLD dosimeters and three blood samples inside an acrylic phantom that simulated a person's torso.

Torso mannequin designed to be used in the comparison of personnel, biological and computational dosimetries. In its inside part, personal dosimeters and blood samples were located.

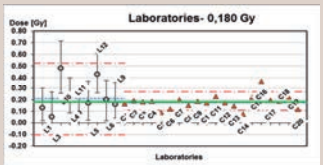
RESULTS

PHYSICAL DOSIMETRY

- To evaluate the performance of different dosimetry tools available in the Region: personnel (TLD, OSL, electronics and film), to determine the absorbed dose in exposed people in an accidental scenario of industrial radiography.



Relative bias (Br) of the participants' reported measurement. As from the analysis of this intercomparison exercise, a good performance from participants is observed. Only two of them failed to report results according to the acceptance criteria in ISO 14146:2000.

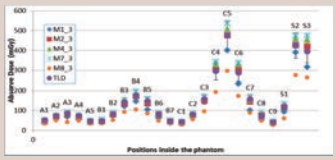


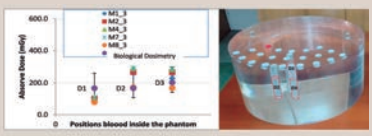
Comparative graphic of both dosimetries results of Dose I. The green line represents the 0.180 Gy reference dose for Dose I. Blue lines represent the robust average of x*=0.211 Gy (DB), and 0.171 Gy (PD). Red lines represent the confidence interval that corresponds to each case.

COMPUTATIONAL DOSIMETRY

- To model a punctual source of Ir-192 very close to a torso phantom, and to estimate the absorbed dose in several internal points.
- To simulate 21 personal TLD dosimeters and three blood sample vials in the points inside the phantom where they had to estimate the doses.

Absorbed dose reported by the participant teams with satisfactory results for the positions inside the phantom where TLD were located.





Results of absorbed dose reported by the participant teams for the positions inside the phantom where blood vials were located.

CONCLUSION

This multiparametric exercise allowed the evaluation of performance of different dosimetric methods available in the Latinoamerican and Caribbean region in case of an industrial radiography radiological accident, being the exposure either homogeneous or localized.
It was identified the need to strengthen interdisciplinary work in the region to harmonize criteria and to evaluate the dose and the body distribution in overexposed person. These results prompted to the creation and strengthening of regional networks aimed at the evaluation of doses in overexposure situations (LDBNet biological dosimetry and ISODOSIS network of computational). The results reported by the participating laboratories and / or services have been satisfactory.

Eficacia de la Aplicación de la Fracción Estromal Vascular (SVF) Derivada de Tejido Adiposo en Pacientes Afectados con Lesiones Radioinducidas

Lendoiro, N.; Rossini, A.; Dubner, D.; Portas, M. y Di Giorgio, M.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

Natalia Lendoiro
E-mail: nlendoiro@arn.gob.ar

Eficacia de la Aplicación de la Fracción Estromal Vascular (SVF) Derivada de Tejido Adiposo en Pacientes Afectados con Lesiones Radioinducidas

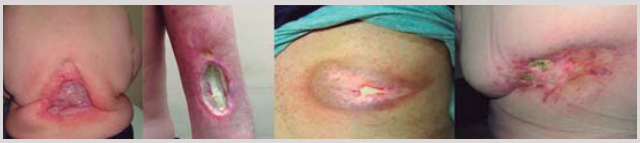
Natalia Lendoiro[1] - Andrés Rossini[1] - Diana Dubner[1] - Mercedes Portas[2] - Marina Di Giorgio[1]

Registro N°: 03010

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear – Buenos Aires – ARGENTINA
[2] Hospital de Quemados – Buenos Aires – ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

En el Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires se creó un Comité de Radiopatología interdisciplinar enmarcado en un convenio de cooperación con la Autoridad Regulatoria Nuclear, para el diagnóstico y tratamiento de lesiones cutáneas inducidas por radiación.



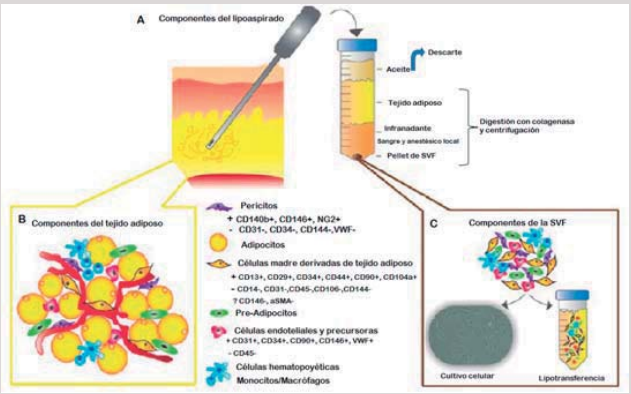
Lesiones radioinducidas de grado 3-4 RTOG

Los pacientes con radiotoxicidades grado 3-4 Radiation Therapy Oncology Group (RTOG) frecuentemente están asociados con pronósticos desfavorables, incapacidad laboral, menor calidad de vida y elevados costos de tratamiento para la salud pública.

Muchos de los pacientes crónicos presentan mejorías de evolución irregular, a pesar de los tratamientos actuales, persistiendo con sintomatología y presentando recidivas. En este contexto, resulta de gran importancia el desarrollo de nuevas terapias que promuevan la cicatrización de este tipo de heridas.

Fracción Estromal Vascular (SVF)

La Fracción Estromal Vascular (SVF) que consiste en una población heterogénea (células endoteliales, pericitos, fibroblastos, células madre mesenquimales adultas, entre otras) representa una nueva alternativa en el campo de la medicina regenerativa e ingeniería tisular, dada su capacidad para favorecer la reparación de las lesiones, mitigar la inflamación y la sepsis.



OBJETIVO

Evaluar la eficacia de la terapia basada en la aplicación autóloga de la SVF en el tratamiento de lesiones radioinducidas, mediante el seguimiento de la evolución de las heridas y de los indicadores de infiltración leucocitaria.

MATERIALES Y MÉTODOS

Obtención de células madre mesenquimales autólogas por lipoaspiración de tejido adiposo

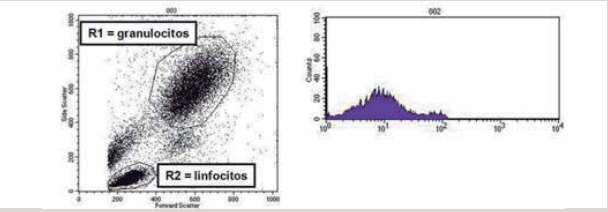
- La grasa autóloga corporal es obtenida mediante liposucción convencional en dispositivos desechables de sistema cerrado permitiendo que la extracción por vacío se realice de forma estéril.
- El tejido adiposo es lavado utilizando la solución de Ringer lactato tibia para la eliminación de sangre y aceite.
- Luego se disgrega en presencia de colagenasa estéril y se le realiza una centrifugación.
- Finalmente, se resuspende el pellet celular para su posterior aplicación en el sitio de la lesión.

Departamento de Cirugía Plástica y Quemados (HQGCBA):

- Obtención de SVF por lipoaspiración.
- Evaluación del tiempo de recuperación de heridas.
- Evaluación de características observables que evidencien respuesta positiva al tratamiento.
- Análisis de la calidad de vida de los pacientes.

Laboratorio de Radiopatología (ARN):

Medición por Citometría de flujo de la Expresión de la molécula Beta1-Integrina mediante la interacción con anticuerpos monoclonales específicos conjugados con fluorocromos. Las muestras son analizadas en un citómetro FACSCalibur (BectonDickinson) utilizando el programa computacional CellQuest Pro.



Determinación de la Proteína C Reactiva mediante el método inmunoturbidimétrico. La proteína C reactiva reacciona con el anticuerpo específico formando inmunocomplejos insolubles. La turbidez provocada por estos inmunocomplejos es proporcional a la concentración de PCR en la muestra y puede medirse espectrofotométricamente.

CONCLUSIONES

- La presente metodología basada en la utilización de SVF se presenta como una alternativa para el tratamiento de lesiones radioinducidas con un menor costo y complejidad en comparación con la terapia basada en células mesenquimales derivadas de médula ósea.
- La SVF derivada de tejido adiposo autólogo no requiere de cultivo ni expansión previa por lo que la extracción, purificación e inoculación de la misma son realizadas de manera prácticamente simultanea en un único procedimiento en el quirófano (terapia de tipo "point of care").
- Los parámetros β1 integrina y Proteína C Reactiva representan biomarcadores de gran relevancia para la evaluación de la eficacia de este nuevo tratamiento y para el seguimiento de los pacientes.

Efectos de la exposición de células neoplásicas humanas a bajas tasas de dosis de radiación beta

Michelin, S.C.; Lendoiro, N.; Trotta, M. y Dubner, D.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

EFECTOS DE LA EXPOSICIÓN DE CÉLULAS NEOPLÁSICAS HUMANAS A BAJAS TASAS DE DOSIS DE RADIACIÓN BETA

Michelin, S.C.[1] ; Lendoiro, N.[1] ; Trotta, M.[2] y Dubner, D.[1]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
[2] Comisión Nacional de Energía Atómica, Argentina

RESUMEN

La radioterapia es utilizada en aproximadamente el 50 % de los pacientes oncológicos siendo la braquiterapia y radioinmunoterapia dos posibilidades relevantes en el tratamiento. Radioisótopos que emiten electrones tales como ^{90}Y, ^{177}Lu, ^{131}I, ^{32} P, ^{67}Cu, ^{186}Re, ^{188}Re, ^{212}Bi, ^{213}Bi y ^{211}At entre otros, ya sea unidos a péptidos, anticuerpos, nanopartículas o como simples sales o ácidos que se unen o internalizan en las células, están siendo utilizados en neoplasias de diversos orígenes o en modelos experimentales. Entre ellos el ^{90} Y, ^{131} I, ^{177} Lu y ^{32} P han sido empleados para el tratamiento de linfomas, tumores neuroendocrinos, tumores pediátricos, en patologías benignas, tratamiento del dolor, etc. En el presente trabajo se describe un sistema para irradiación crónica in vitro utilizando ^{32} P como fuente radiactiva y se determina el efecto sobre células de leucemia mieloide crónica (línea K562) expuestas a bajas tasas de dosis. Se demuestra que para una dosis final de 5 Gy y una tasas de dosis entre 40 y 60 mGy/h, la sobrevida, establecida por la formación de colonias en agar 10 días posterior a la finalización de la irradiación, es del 30 ± 3%. Al final del periodo de irradiación (6 días) el 65% de las células están bloqueadas en la interfase G2/M determinado por citometría de flujo. Esta metodología provee un modelo para estudiar *in vitro*, los efectos de una irradiación crónica a bajas dosis y bajas tasas de dosis sobre distintos tipos celulares.

Palabras claves: células K562, radiación beta, bajas tasas de dosis

1. INTRODUCCIÓN

La radioterapia es utilizada como tratamiento o parte del mismo, en aproximadamente la mitad de los pacientes oncológicos. Un número de factores como la dosis, tasa de dosis, volumen irradiado, radiosensibilidad individual, etc., pueden influenciar la tolerancia de los tejidos neoplásicos y normales.

En las últimas décadas las terapias con radionucleidos, ya sea asociados a micropartículas o anticuerpos (radioinmunoterapias, (RIT)) han emergido como eficientes herramientas para el tratamiento de neoplasias.

Para neoplasias localizadas, el uso de aplicadores de ^{32}P para hemangiomas (Shi 2012), de parches embebidos en emisores beta tales como ^{166}Ho (Chung 2000), ^{90}Y and ^{188}Re (Mukherjee; 2003), y la inoculación intratumoral en melanomas (Lee 2002) ha demostrado promisorios resultados en el tratamiento de enfermedades de la piel. Así mismo, nanopartículas tales como $^{90}Y_2O_3$ u $^{32}P_2O_3$ se han utilizado para el tratamiento de tumores sólidos y pobremente vascularizados (Bouchat 2007, Nuttens 2008).

Por otra parte, un campo emergente en el tratamiento del cáncer que tiene el potencial de complementar las modalidades existentes, es la oncología intervencionista.

Esta técnica, conocida como “microbraquiterapia”, utiliza microesferas biodegradables y nanocoloides portadores de emisores beta los cuales son inyectados directamente en la neoplasia con potenciales beneficios, pues además de la administración local y por lo tanto altas dosis locales, genera mínimos efectos colaterales, permite la posibilidad ambulatoria del paciente y una mayor expectativa y calidad de vida. (Gao 2008, Dong 2008, Bakker 2017)

Simultáneamente, la RIT con anticuerpos monoclonales marcados con emisores beta como por ejemplo ^{131}I, ^{90} Y,^{77}Lu, ^{67}Cu, ^{186}Re, ^{188}Re, ^{212}Bi, ^{213}Bi and ^{211}At y otros, es utilizada en caso de metástasis o neoplasias diseminadas donde la radioterapia convencional es imposible o cuando la quimioterapia resulta extremadamente tóxica (Karagiannis, 2007; Kassis 2008, Illidge, 2011)

Uno de los emisores beta muy utilizados es el ^{32}P. Este posee una vida media de 14,3 días, sus electrones tienen una energía media de 0,695 Mev, una penetración media de 2,9 mm y máxima de 8 mm lo cual es suficiente para irradiar tumores de aproximadamente 5 mm. (Rao, 1993, Howell, 1998).

Por otra parte, la RIT sistémica con emisores beta como el ^{131}I, ^{90} Y y ^{188}Re, ha sido propuesta como opción condicionante para el trasplante de células madre en pacientes con leucemias y linfomas (Friesen 2003).

Las leucemias mieloides crónicas representan aproximadamente el 20% de todas las leucemias. En su fase crónica de ente 3 y 5 años, la enfermedad es paliada con drogas relativamente no tóxicas. Esta etapa puede ser seguida por una fase terminal blástica durante la cual el paciente desarrolla una leucemia aguda y refractaria a todo tratamiento con una sobrevida de 2-4 meses, siendo el trasplante de médula la única alternativa para su tratamiento.

Una de las características de las leucemias mieloides crónicas, es la presencia de proteína p210 producto de la translocación reciproca BCR/ABL entre el cromosoma 9 y 22 que está presente en aproximadamente el 92% de los pacientes. Esta proteína le confiere resistencia a la apoptosis inducida por muchos agentes quimioterapéuticos y radiación gamma, lo cual, sumado a la ausencia de la proteína p53 (Law 1993), contribuyen a una evolución crítica de la enfermedad. (Bedi 1994)

Una de las principales cuestiones que persisten en el área de la radioterapia, es saber si es posible lograr un control o desaparición de la neoplasia con irradiaciones crónicas a bajas tasas de dosis con radiación de baja LET. Esto requiere comparar la efectividad de distintas dosis y tasas de dosis. (Gridley 2005).

El objetivo del presente trabajo, es determinar la respuesta de células de la línea K562, derivada de una paciente con leucemia mieloide en su fase blástica, a una irradiación crónica con radiación beta con distintas tasas de dosis iniciales y dosis finales, considerando la fracción de sobrevida y la distribución celular en las distintas etapas del ciclo celular y comparar su efectividad con una irradiación aguda de radiación gamma. Estas células poseen la translocación reciproca *BCR/AB*. La expresión de la proteína BCR/ABL (protein kinasa) contribuye a la resistencia a la quimioterapia y a la radiación), además un alelo del gen p53 está mutado y el otro está ausente, por lo tanto, las funciones que regula este gen están alteradas, lo cual contribuye a la radioresistencia.

MATERIALES Y MÉTODOS

Cultivo celular

La línea celular K562 originalmente derivada de una paciente con leucemia mieloide crónica en la fase final (crisis blástica) ((Lozio1975, 1976, Klein 1976), fue mantenida en medio RPMI 1640 suplementado con 2mM de glutamina, 10% de suero fetal bovino (Bioser, PAA GmbH, Austria), 50 µg/ml de gentamicina y cultivada a 37°C en una estufa humidificada en atmósfera de CO_2 5%. Se comprobó periódicamente que las células no estuvieran contaminadas por micoplasma.

Ensayo clonogénico

Para el ensayo clonogénico se sembraron en medio semisólido un número de células suficiente para obtener entre 200 y 300 colonias por frasco de 25 cm^2 (aproximadamente 1000 células). El medio semisólido está compuesto por medio RPMI 1640 con 20% suero fetal bovino y 0,25% agar. La sobrevida fue calculada como:

$$S = \frac{\text{nº de colonias control} \,.\, 100}{\text{nº colonias irradiados}}$$

Irradiación beta

El sistema de irradiación está compuesto por dos frascos de cultivo de 25 cm^2 de área (T-25 GBO) superpuestos (como se observa esquematizado en la figura 1), contenidos en un recipiente de acrílico con paredes de 10 mm de espesor. En el frasco inferior se colocaron 3,5 ml de una solución de ^{32}P (ortofosfato) con distintas actividades (Comisión Nacional de Energía Atómica, Argentina) para generar las distintas tasas de dosis.

La dosis absorbida por las células y las curvas de isodosis fueron calculadas aplicando el código Monte Carlo MCNPX 2.5, asociado a las secciones transversales de fotones y electrones de la biblioteca ENDF/B-VI.

Las células fueron irradiadas hasta recibir la dosis establecida con las distintas tasas de dosis iniciales. Durante la irradiación el sistema fue mantenido en estufa a 37°C con humedad y 5% de CO_2.

Irradiación gamma

La irradiación gamma se realizó con una fuente de ^{60}Co con una tasa de dosis de 15.300 mGy/h. Dentro de los 30 minutos de irradiadas, las células fueron cultivadas en medio semisólido y mantenidas a 37 °C hasta el recuento de las colonias.

Análisis de ciclo celular por irradiación beta y gamma

Para el análisis del ciclo celular por irradiación con distintas tasas de dosis, 10^6células fueron sembradas en suspensión en los frascos de cultivo e irradiadas hasta recibir las distintas dosis. Al finalizar la irradiación, las células fueron recolectadas y la evaluación de la distribución en las fases del ciclo celular se realizó por citometría de flujo (citómetro FACSCalibur,Becton Dickinson, NJ, USA). Brevemente, $1x10^6$ células fijadas previamente en etanol 70% (v/v)

fueron lavadas y resuspendidas en PBS conteniendo 100 µg/ml de RNAsa y 40 µg/ml de yoduro de propidio. El análisis de los datos fue llevado a cabo utilizando el software Cell Quest Pro (Becton Dickinson). Para determinar los porcentajes de células en cada fase del ciclo celular, 30.000 eventos fueron analizados en cada muestra.

2. RESULTADOS

Sistema de irradiación

Para estudios "in vitro" sobre los efectos de las radiaciones ionizantes por irradiaciones crónicas, las experiencias deben ser hechas bajo condiciones controladas. Las dosis y tasa de dosis deben ser medidas y calculadas con exactitud y las condiciones fisiológicas de los sistemas biológicos deben ser garantizadas y mantenidas tan uniformes como sea posible durante la experimentación (temperatura, humedad y concentración de CO2, etc.). En la Figura 1 se esquematiza el dispositivo de irradiación utilizado en este trabajo.

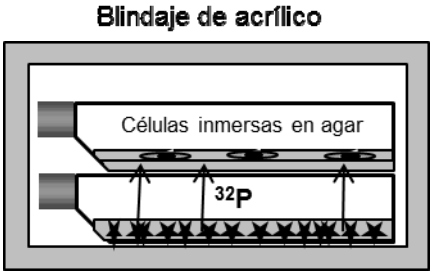


Figura 1. Representación esquemática del sistema utilizado para la irradiación beta dentro del blindaje de acrílico

La dosis final varía desde 100% en el centro del frasco y disminuye un 25% en el límite externo. Los valores de dosis especificados, corresponden al centro del frasco de cultivo al igual que las tasas de dosis iniciales.

Sobrevida por irradiación beta

Con el fin de analizar la sobrevida a distintas dosis y tasas de dosis, se irradiaron células de la línea K562 mantenidas en medio semisólido. El tiempo de irradiación estuvo comprendido entre 0 y 48 horas para minimizar la multiplicidad celular durante el período de irradiación.

En la figura 2 se representan las curvas de sobrevida para 3 tasas de dosis, 113,6 mGy/h, 100 mGy/h, 47 mGy/h, de radiación beta comparadas con la de irradiación aguda con radiación gamma con tasa de dosis de 15.300 mGy/h. A las dosis estudiadas, la sobrevida por irradiación beta fue menor que la obtenida por radiación gamma.

En la Figura 3 se representa una ampliación de la región de dosis inferiores a 0,5 Gy para radiación beta, observándose un posible fenómeno de hiperradiosensibilidad en la región comprendida entre 0,1 y 0,3 Gy a las tasas de dosis estudiadas. Aun no se cuenta con datos para comprobar si este fenómeno también ocurre con radiación gamma.

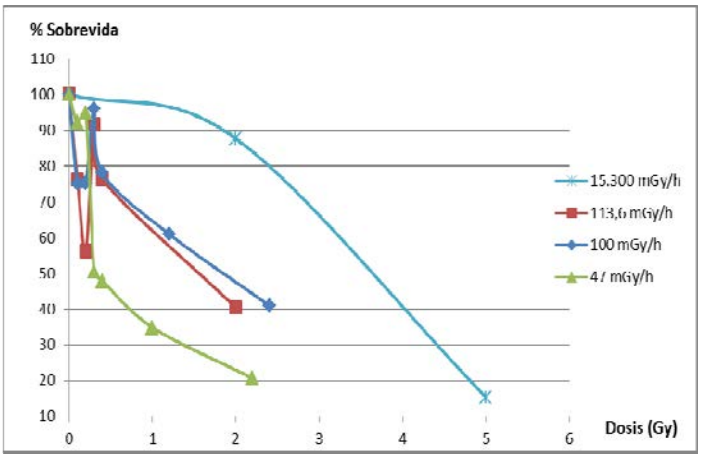


Figura 2: Sobrevida de células de la línea K562 cultivadas en medio semisólido a distintas dosis y tasas de dosis

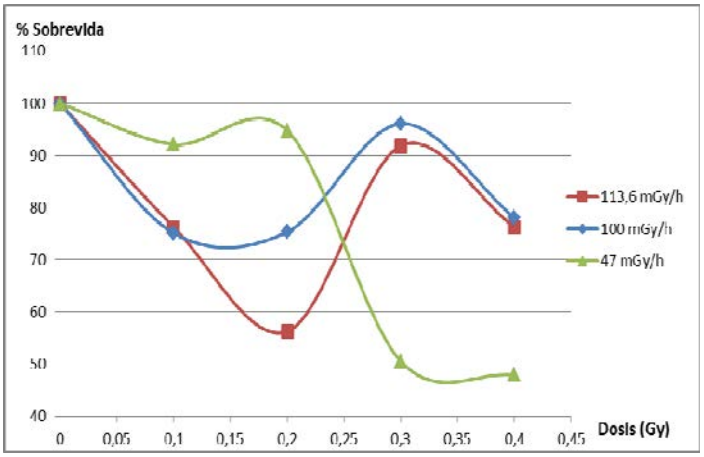


Figura 3: Sobrevida de células de la línea K562 cultivadas en medio semisólido a distintas dosis y tasas de dosis en la región inferior a 0,5 Gy.

Ciclo celular

Las células fueron irradiadas a 37°C utilizando ^{32}P como fuente de irradiación con tasas de dosis iniciales de 5,6, 11,7, 12,3, 24,5, 34, 44 y 68 mGy/h. A las dosis establecidas las células fueron removidas del campo de irradiación y analizadas por citometría de flujo. En la figura 4 se representa el bloqueo en G2/ M como la relación $G_2M_{irr}/G_2M_{control}$ para distintas dosis finales y en la Tabla 1 los valores absolutos.

Dosis (mGy)	Tasa de dosis (mGy/h)	$G_2M_{Irr}/G_2M_{Control}$
0	0	1
268	5.6	0.96
281	11.7	1.02
562	11.7	1.09
843	11.7	1.08
938	5.6	1.09
1487	5.6	1.19
1686	11.7	1.17
1767	12.3	1.19
3534	24.5	1.27
4090	34	1.45
5270	44	1.63
8180	68	1.95

Tabla 1: valores absolutos células K562 con distintas dosis finales y diferentes de la relación $G_2M_{irr}/G_2M_{control}$.

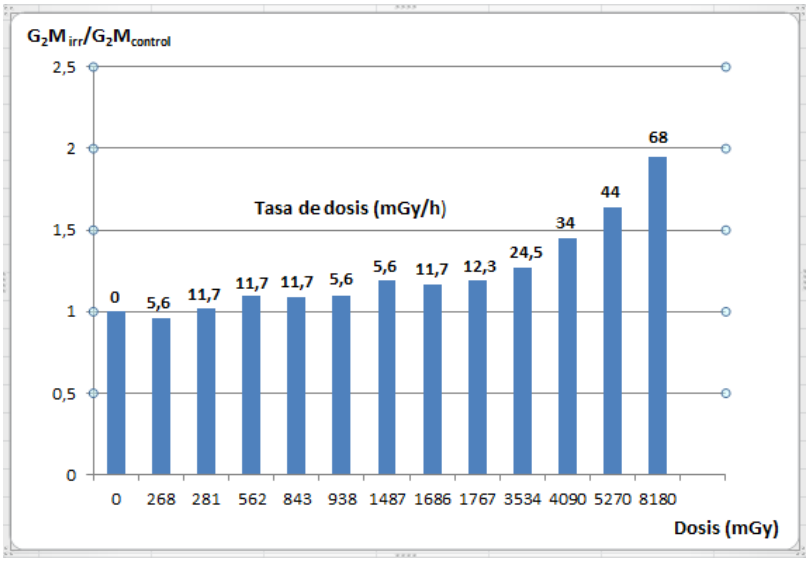


Figura 4: Representación del bloqueo en G2/M para tasas de dosis iniciales

Se observa que con tasas de dosis comprendidas entre 5,6 y 12,3 mGy/h y hasta una dosis cercana a 1 Gy no se observa una diferencia con respecto a los controles. A dosis superiores y cercanas a los 1,5 Gy el incremento es aproximadamente un 30% respecto del control, el cual se hace notable con el incremento de la dosis y tasa de dosis.

3. CONCLUSIONES

Se observó que a las dosis inferiores a 1 Gy y a las tasas de dosis empleadas las células de la línea K562 no presentan bloqueo en G2/M, el cual comienza a ser notable, incremento del 20%, a partir de 1,5 Gy llegando a un valor de casi el 100% respecto del control para dosis de 8 Gy y tasas de 68 mGy/h. A las dosis y tasas de dosis estudiadas, la sobrevida siempre fue inferior a la obtenida por radiación gamma

4. REFERENCIAS

- Bakker RC, Lam MGEH, van Nimwegen SA, Rosenberg AJWP, van Es RJJ, Nijsen JFW. Intratumoral treatment with radioactive beta-emitting microparticles: a systematic review. J Radiat Oncol. 2017;6(4):323-341.

- Bedi A, Zehnbauer BA, Barber JP, Sharkis SJ, Jones RJ. Inhibition of apoptosis by BCR-ABL in chronic myeloid leukemia. Blood. 1994, 15;83(8):2038-44

- Bouchat V, Nuttens VE, Lucas S, Michiels C, Masereel B, Féron O, Gallez B, Vander Borght T. Radioimmunotherapy with radioactive nanoparticles: first results of dosimetry for vascularized and necrosed solid tumors. Med Phys. 2007;34(11):4504-13.

- Chung YL, Lee JD, Bang D, Lee JB, Park KB, Lee MG. Treatment of Bowen's disease with a specially designed radioactive skin patch. Eur J Nucl Med. 2000;27(7):842-6.

- Dong S, Huang G, Liu P, Ma Y, Yan W, Wan L, Zhu C. Efficacy and safety of (32)P-nanocolloid for treatment of distant lymph node metastasis in VX2 tumor-bearing rabbits. Ann Nucl Med. 2008;22(10):849-58.

- Friesen C, Lubatschofski A, Kotzerke J, Buchmann I, Reske SN, Debatin KM. Beta-irradiation used for systemic radioimmunotherapy induce apoptosis and activate apoptosis pathways in leukaemia cells. Eur J Nucl Med Mol Imaging. 2003;30(9):1251-61.

- Gao W, Liu L, Teng GJ, Feng GS, Tong GS, Gao NR. Internal radiotherapy using 32P colloid or microsphere for refractory solid tumors. Ann Nucl Med. 2008;22(8):653-60.

- Gridley D.S., Williams J.R., Slater J.M. Low-dose/low-dose rate radiation: a feasible strategy to improve cancer radiotherapy?. Cancer Therapy, 3; 105-130; 2005.

- Howell RW, Goddu SM, Rao DV. Proliferation and the advantage of longer-lived radionuclides in radioimmunotherapy. Med Phys. 1998;25(1):37-42.

- Illidge T, Morschhauser F. Radioimmunotherapy in follicular lymphoma. Best Pract Res Clin Haematol. 2011;24(2):279-93.

- Karagiannis TC.Hell. Comparison of different classes of radionuclides for potential use in radioimmunotherapy. J Nucl Med 10:82 (2007)

- Kassis AI. Therapeutic radionuclides: biophysical and radiobiologic principles. Semin Nucl Med. 2008;38(5):358-66.

- Klein E, Ben-Bassat H, Neumann H, Ralph P, Zeuthen J, Polliack A, Vánky F. Properties of the K562 cell line, derived from a patient with chronic myeloid leukemia. Int J Cancer. 1976 15;18(4):421-31).

- Law JC, Ritke MK, Yalowich JC, Leder GH, Ferrell RE. Mutational inactivation of the p53 gene in the human erythroid leukemic K562 cell line. Leuk Res. 1993;17(12):1045-50.

- Lee JD, Yang WI, Lee MG, Ryu YH, Park JH, Shin KH, Kim GE, Suh CO, Seong JS, Han BH, Choi CW, Kim EH, Kim KH, Park KB. Effective local control of malignant melanoma by intratumoural injection of a beta-emitting radionuclide. Eur J Nucl Med Mol Imaging. 2002 ;29(2):221-30.

- Lozzio CB, Lozzio BB. Human chronic myelogenous leukemia cell-line with positive Philadelphia chromosome, Blood. 1975;45(3):321-34).

- Lozzio BB, Lozzio CB. Properties and usefulness of the original K-562 human myelogenous leukemia cell line. Leuk Res. 1979;3(6):363-70

- Mukherjee A, Pandey U, Sarma HD, Gupta SK, Ingle AD, Pillai MR, Venkatesh M. Bioevaluation of radioactive bandages in a murine model of melanoma. Int J Radiat Biol. 2003;79(10):839-45.

- Nuttens VE1, Wéra AC, Bouchat V, Lucas S. Determination of biological vector characteristics and nanoparticle dimensions for radioimmunotherapy with radioactive nanoparticles. Appl Radiat Isot. 2008;66(2):168-72..

- Rao DV, Howell RW. Time-dose-fractionation in radioimmunotherapy: implications for selecting radionuclides. Nucl Med. 1993; 34: 1801-1810.

- Shi CB, Yuan B, Lu JR, Xu JL, Yang WD, Deng JL, Wang J. Continuous low-dose-rate radiation of radionuclide phosphorus-32 for hemangiomas. Cancer Biother Radiopharm. 2012;27(3):198-203.

Cálculo de mejor estimación más incertezas de la temperatura del combustible y de vaina en un canal combustible de la Central Nuclear Embalse durante una pérdida de refrigerante

Mugrabi, F.I. y Lazarte, A.I.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear - AATN.
Buenos Aires, Argentina, 5 y 6 de diciembre de 2018

AATN REUNIÓN ANUAL 2018

CÁLCULO DE MEJOR ESTIMACIÓN MÁS INCERTEZAS DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE Y DE VAINA EN UN CANAL COMBUSTIBLE DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE DURANTE UNA PÉRDIDA DE REFRIGERANTE

Mugrabi, F.I., Lazarte, A.I.
fmugrabi@arn.gob.ar
Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Av. Del Libertador 8250, CABA C1429PNB

Resumen:

En este trabajo se presenta un cálculo de mejor estimación más incertezas en TRACE5 Patch4/DAKOTA de la temperatura de vaina y combustible durante un evento de pérdida de refrigerante en la Central Nuclear Embalse. La simulación consiste en el análisis del comportamiento de un canal combustible (O6) durante un LOCA del 40% del colector de entrada (RIH6) por un período de 20 segundos.

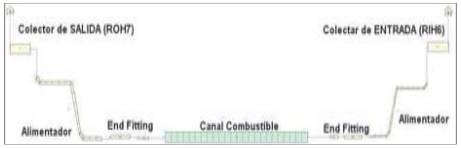
El estudio de incertezas realizado sigue la metodología elaborada por el GRS, donde se eligen parámetros geométricos (p. ej. diámetros), hidráulicos (pérdidas de cargas), térmicos (excursión de potencia) y factores multiplicativos en distintas correlaciones semiempíricas que serán variados aleatoriamente. El número de cálculos para obtener una cota superior con un 95% de probabilidad y un 95% de confianza se determinó utilizando la fórmula de Wilks.

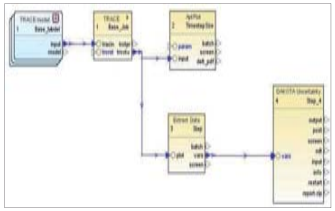
Los resultados evaluados fueron la temperatura de combustible y la de vaina, ambas para el caso mejor estimación (BE) y el caso mejor estimación más incertezas (BEPU).

Se observó que el valor de la potencia y la densidad del combustible son las variables que más afectan a la temperatura de combustible. Mientras que la presión en el colector de descarga y la potencia son las que más afectan la temperatura de vaina.

Modelado del Canal Combustible:

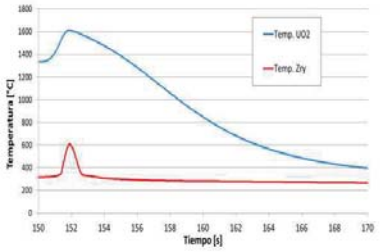
Modelo elaborado con TRACE5 patch4 del canal O6 de la Central Nuclear Embalse (CNE) (izq.). Etapas de cálculo que lleva a cabo el código al realizar la simulación del evento y el análisis de incertezas (der.).

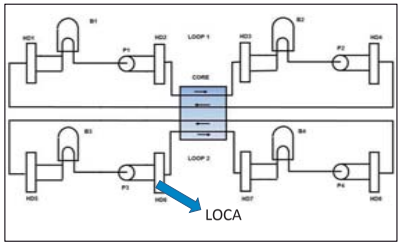




Temperatura de vaina y centro de pastilla (BE):

Cálculo BE para la temperatura de la vaina de Zry y combustible durante un LOCA del 40% en un colector de entrada (RIH 6) (izq.). Ubicación de la rotura en el sistema primario de la CNE (der.).





Base Teórica para el calculo de incertezas: Wilks

- El método consiste en un conjunto de técnicas estadísticas que establecen el número necesario de ejecuciones de un código para obtener resultados con una determinada incerteza. La ventaja del método radica en que dicho número es independiente de la cantidad de parámetros con incertezas que son utilizados.
- El número mínimo de cálculos requeridos (n) está determinado por la fórmula de Wilks:

$$(1-\alpha)^n \leq \beta$$

α: probabilidad de encontrarse en el intervalo de confianza
β: intervalo de confianza seleccionado

Número mínimo (n) de cálculos establecidos por la formula de Wilks			
α/β	0.9	0.95	0.99
0.9	22	45	230
0.95	29	59	299
0.99	44	99	459

Base Teórica para el análisis de sensibilidad: Spearman

El coeficiente de Spearman muestra el ajuste de dos variables con respecto a una función monotónica (creciente o decreciente). Se utilizó para correlacionar los distintos parámetros modificados con la temperatura de vaina y de combustible.

$$\rho = 1 - \frac{6 \times \sum D^2}{N \times (N^2 - 1)}$$

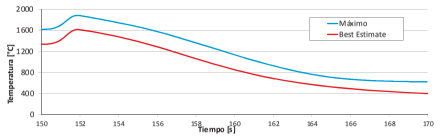
D = diferencia entre los correspondientes estadísticos de orden de X − Y
N = número de parejas de datos

Parámetros modificados en el cálculo de incertezas y su distribución probabilística

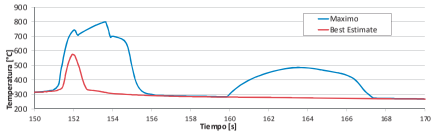
Nombre de la parámetro	Distribución	Parámetros de la distribución
Rugosidad	Uniforme	a:0.2, b:6.0
Conductividad del gap de gas	Uniforme	a:0.2, b:1.8
Coeficiente de transferencia de calor.	Uniforme	a:0.871, b:1.1.29
Flujo critico de calor ("Critical Heat Flux").	Uniforme	a:0.675, b:1.325
Presión del gas.	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Potencia	Uniforme	a:0.94, b: 1.07353
Densidad del combustible	Normal	μ:1.0, σ:0.025, [0.92, 1.0]
Temperatura del film	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Presión en el cdector de salida ("Break1002")	Uniforme	a:0.95, b:1.05
Coeficiente de perdida de carga K del canal	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Área del Canal	Uniforme	a:0.99854, b:1.0146
Área de los "Feeders"	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Coeficiente de perdida de carga K de los alimentadores	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Coeficiente de transferencia de calor film boiling	Uniforme	a:0.9, b:1.1
Coeficiente de perdida de carga K de los "End Fittings"	Uniforme	a:0.9, b:1.1

Calculo de incertezas: Caso BE y BEPU.

Temperatura de Centro de Pastilla:

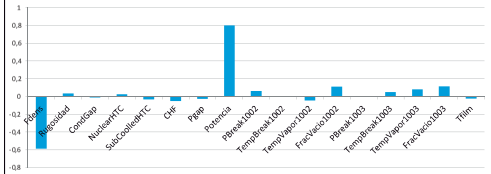


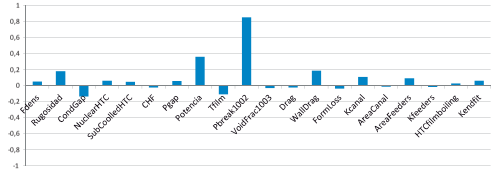
Temperatura de Vaina



Análisis de Sensibilidad:

En las figuras se observan los coeficientes de Spearman para los parámetros con incertezas que se hicieron variar respecto de la temperatura de pastilla y de la temperatura de vaina.





Conclusiones:

- Se ha realizado el cálculo de las incertezas de la temperatura de vaina y combustible durante un LOCA del 40 % en un colector de entrada (RIH6) de la CNE.
- El valor máximo obtenido para la temperatura de combustible es de 1882 °C, mientras que el de mejor estimación es de 1613 °C. Los parámetros con incertezas que mas impactan son: la potencia y la densidad del combustible.
- El valor máximo obtenido para la temperatura de la vaina es de 788 °C, mientras que el de mejor estimación es de 612 °C. Los parámetros con incertezas que mas impactan son: la presión en el colector de descarga y en menor medida la potencia.

Reinforcing Nuclear Safeguards Effectiveness through Cooperation

Pardo, L; Díaz, G.; Bonet Durán, S.; Fernández Moreno, S.; Machado Da Silvia, L.; Derrough, M. and Broodryk, A.

Presentado en: Symposium on International Safeguards: Building Future Safeguards Capabilities.
Viena, Austria, 5 al 8 de noviembre de 2018

REINFORCING NUCLEAR SAFEGUARDS EFFECTIVENESS THROUGH COOPERATION

LEONARDO PARDO, GUSTAVO DIAZ, STELLA BONET DURAN
Nuclear Regulatory Authority of Argentina
Buenos Aires, Argentine
Email: lpardo@arn.gob.ar

SONIA FERNANDEZ MORENO, LUIS MACHADO DA SILVA
Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials
Rio de Janeiro, Brazil

MALIK DERROUGH, ALTA BROODRYK
International Atomic Energy Agency
Wien, Austria

Abstract

The Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) was created on July 1991, within the Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy (Bilateral Agreement). In December 1991, the Quadripartite Agreement was signed between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) and the International Atomic Energy Agency (IAEA) for the Application of Safeguards in both countries. Since the signature of the Quadripartite Agreement, the application of safeguards in Argentina has made great progress, mostly based on the cooperation activities. ABACC, IAEA and the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN), which is the responsible organization for the safeguards activities within the country, work in close association to strengthen the safeguards implementation. This cooperative based scheme has proven to be a fundamental pillar in safeguards, improving the effectiveness of its application in the country and in the region. The paper describes the application of safeguards in Argentina, the improvements implemented in the recent years, the incorporation of new technologies to meet technical safeguards objectives in a more efficient manner, the test of new techniques like the 2D-Laser curtain barrier, and the development of new methodologies such as the ABACC-Cristallini method for UF_6 sampling. A status of the ongoing cooperation activities and future challenges are also presented.

1. INTRODUCTION

In the 1980s and 1990s, the Argentine Republic (hereinafter referred to as Argentina) and the Federative Republic of Brazil (hereinafter referred to as Brazil) devised a regional integration process inclusive of their nuclear sector. Intense dialogue and confidence building mechanisms led to the arrangement of a regional safeguards system encompassing all nuclear materials and activities in Argentina and Brazil. In July 1991, the "Agreement for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy", known as "Bilateral Agreement"[1], was signed and committed both countries to exclusively use nuclear energy for peaceful purposes. It also created a regional safeguards verification arrangement, and subsequently, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) as administrator of said arrangement. Two important aspects of this agreement include inter-agency cooperation and mutual verification of nuclear materials, with the final objective being verification of the peaceful uses of nuclear energy.

ABACC is an international organization with a regional scope and singular characteristics. Its mandate is to apply its verification system, the "Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials" (the SCCC), with the objective to verify that nuclear material in all nuclear activities in the Parties' regime are not diverted to purposes prohibited by the Bilateral Agreement.

[1] Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy (published at the IAEA website as INFCIRC/395 on 26 November 1991), known as the Bilateral Agreement.

Immediately following signature of the Bilateral Agreement, Argentina and Brazil subscribed to a comprehensive safeguards agreement based on the IAEA model INFCIRC/153 on the 13 December 1991 with ABACC as an intermediary and the SCCC as a fundamental component. This is recognized as the "Agreement between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards" and known as the "Quadripartite Agreement".[2] This agreement satisfies the requirement of states party to the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons ("the NPT") and the Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons on Latin America and the Caribbean ("the Tlatelolco Treaty") to conclude a comprehensive safeguards agreement with the IAEA.

A fundamental characteristic of the Quadripartite Agreement is the promotion of cooperation among all the parties to achieve and maintain the effective and efficient application of safeguards. As such, the agreement contains clear guidance on cooperation between Parties, and specifically, between ABACC and the IAEA. Cooperation is of utmost importance as it is an essential mechanism for ensuring satisfactory implementation of safeguards and coordination of IAEA and ABACC safeguards activities. In this framework, the introduction of new technologies and concepts is an incessant objective for ensuring the effectiveness and robustness of the safeguards approach. The accomplishments of this approach with a focus on cooperation activities performed by the IAEA, ABACC and Argentina towards improving the implementation of safeguards in specific nuclear facilities are described hereafter.

2. ARGENTINEAN NUCLEAR FUEL CYCLE

The fuel cycle developed by Argentina includes a broad spectrum of activities that includes small research & development facilities and labs, production plants , research reactors and nuclear power plants.. Among their most relevant facilities are:

- Two nuclear power plants in operation and one nuclear power plant undergoing a life extension programme with associated dry spent fuel storage facilities
- One small modular reactor (SMR), the CAREM 25, under construction
- Five research reactors; one of which is exclusively dedicated to the production and supply of radioisotopes for medicine and industrial applications
- One open pool research reactor under construction with unique characteristics to the region

One of the main production activities is the manufacturing of different types of fuel elements used in sub-critical, critical and nuclear power reactors and the purification and conversion of natural and enriched uranium Currently, the construction of a new uranium conversion plant located in the north of the country is underway.

There are also smaller facilities and locations outside facilities (LOFs) that support the Argentine nuclear sector, including R&D laboratories in uranium enrichment techniques, waste management, analytical tests, and storage.

The safeguards measures in place in Argentina are commensurate to the magnitude of its nuclear activities and requires due cooperation between the IAEA, ABACC and Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN), while minimizing intrusiveness in the normal operation of nuclear facilities.

3. COOPERATION

Enhancing cooperation is instrumental to the implementation of efficient and effective safeguards and is an essential objective of all Parties party to the Quadripartite Agreement. Accordingly, the IAEA, Argentina and

---

[2] Agreement of 13 December 1991 between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards (published at the IAEA website as INFCIRC/435).

ABACC have jointly developed the following novel tools, concepts and approaches aimed at optimizing verification efforts while maintaining or improving safeguards effectiveness:

3.1. Unattended monitoring system for spent fuel transfers at the Embalse Nuclear Power Plant

Embalse Nuclear Power Plant (NPP) is a pressurized heavy water reactor (PHWR). This single unit CANDU-6 reactor has a gross output of 648 MWe, began commercial operation in 1984 and is an on-load refueling reactor. In addition to producing electricity, Embalse is also used to produce Cobalt-60, a radioisotope used in medical and industrial applications.

Dry storage at Embalse was commissioned in 1993 to manage the demand for spent fuel storage through the operative life of the facility (Fig.1). Of note, the process implemented requires spent fuel bundles to remain in wet storage for a minimum of six years in order to facilitate adequate thermal cooling and radioactive decay based on system design requirements.

Historically, spent fuel transfers to difficult access storage silos had been resource intensive for both the IAEA and ABACC as the approach required the presence of inspectors throughout the campaign. To improve the efficiency and effectiveness of verification activities, an unattended monitoring system (UMS) was developed, constructed and installed (Fig. 2). The UMS uses surveillance, containment and non-destructive measures designed to maintain continuity of knowledge (CoK) of spent fuel during the entire transfer process, and as such, alleviates the need for IAEA and ABACC inspectors to be constantly present during transfer campaigns.

To ensure safeguards effectiveness, all diversion scenarios were analyzed and all safeguards systems were designed to cover all possible pathways through the combination of Non-destructive Assay (NDA) measurements, remote monitoring and containment measures. Accordingly, joint use procedures were written to ensure facility operators, State authorities and international inspectors work in a coordinated manner while in the field.

In order to achieve a high level of confidence of the nuclear material involved in transfers during a material balance period, unannounced inspections (UIs) are performed on a random basis for verification at strategic points in order to confirm the validity of the activities declared by the facility operator through mailbox declarations; to verify the performance of the UMS and deter tampering with the system; and to perform verification activities required by the operational status of the facility.

The development and approval of UMS required extensive negotiation and coordination with the IAEA, ABACC and ARN on one side and ARN and facility operators on the other side. To ensure the best possible results, parties used a two-step approach. First, good performance and reliability of the UMS from a technical perspective was established. Second, a field trial was conducted to test aspects of the procedure, in particular those applicable during UIs such as the entrance procedures for ABACC and IAEA inspectors and the time required to perform all safeguards activities foreseen in the procedure.

This two-step approval process was successful and the UMS system is now routinely used at Embalse NPP. Despite the complexity of the system the built in redundancy mechanisms implemented has allowed both safeguards agencies, the IAEA and ABACC, to draw positive conclusions with high confidence.

Fig. 1. Embalse Dry Storage

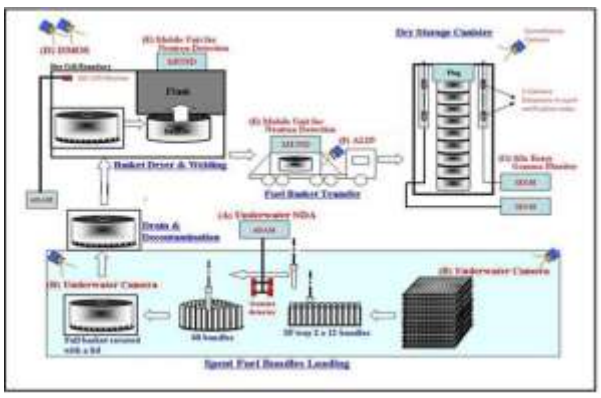


Fig. 2. Embalse Unattended monitoring system

3.2. Dry storage at Atucha I Nuclear Power Plant - 2D laser curtain barrier

Atucha I NPP is a Siemens-KWU on-load refueling power reactor with a gross electrical power output of 363 MWe. It uses slightly enriched uranium (0.85% concentration of the isotope U-235) for fuel and heavy water as the coolant and moderator. It has been in operation since 1974 and is the first nuclear power plant commissioned in Latin America.

A new dry storage system for spent fuel assemblies is under construction at Atucha I NPP site (Fig. 3). This design differs from that used at Embalse NPP given the unique design of Atucha's fuel assemblies such that each fuel assembly has 37 active bars with a length of 5.3 m. The dry storage is composed of 316 silos with each silo containing a canister for nine fuel assemblies. One important difference from the safeguards viewpoint in reference to the dry storage used at Embalse NPP is that the dry storage has been designed as an extension of the house building of the reactor´s spent fuel ponds. The safeguards approach under discussion prioritizes the CoK of the nuclear material being transferred as the re-verification of fuel assemblies following placement into the silos proves difficult. CoK is maintained based on solid and reliable technology, adequate backup systems and concise procedures. Consideration was also given to reducing the presence of inspectors to the extent possible as a result of the relatively high expected anticipated dose rates.

Fig. 3. Atucha Dry Storage Building

Fig. 4. Laser Curtain Field Trial

As one of the main elements of the safeguards approach, the IAEA floated the idea of a laser system that would monitor the movement of canisters into each silo in the form of a Laser Curtain for Containment (LCCT) system (Fig.4). The LCCT is being developed by the IAEA with the technical assistance of the European Commission's Joint Research Center in Ispra and with support of ABACC and Argentina under its member state support programme. Before the system can be authorized for safeguards use, a series of extensive field tests under real conditions must be conducted. For this purpose, Argentina has made two of its facilities available for testing. If successful, the LCCT will not only have applications in Argentina but possibly in other facilities around the world. Based on the data collected during the tests carried thus far, the system is a promising technology for midterm deployment.

3.3. Conversion facilities – SNRI

The Uranium Conversion Plant (DIOXITEK) is a commercial plant for the production of natural uranium (NU) dioxide from uranium ore concentrate (UOC) and the recycling of NU and low enriched uranium (LEU) The LEU contains less than 1% enriched uranium and contains scrap powder and pellets introduced through the recycling process. The UO2 powder produced at DIOXITEK is transferred to the Fuel Fabrication Plant (CONUAR), where fuel elements and bundles for Atucha I, Atucha II and Embalse NPPs are manufactured. On a non-routine basis, campaigns for the recovery of uranium from scrap material received from CONUAR are carried out.

Verification of nuclear material received through transfers is an integral part of any safeguards approach based on material accountancy. To achieve a high level of confidence for transfers into and out of the

conversion facility, short notice random inspections (SNRIs) have been selected as a tool for the verification of nuclear material involved in transfers, including the verification of the nuclear material at the starting point of safeguards. SNRIs allow for full verification coverage of the nuclear material flow while employing reduced inspectorate resources.

The SNRI regime was first introduced in Argentina in 2007 at their fuel fabrication plant and again in 2018 at their conversion facility for the verification of nuclear material involved in facility-to-facility transfers.

In support of SNRIs, a near real-time accountancy method, referred to as the "mailbox" concept, was introduced and requires the facility operator to make daily declarations on the flow of nuclear material, production, receipts and shipments. To validate the reporting of all items, the SNRI approach utilizes the residence time concept (retention), which requires every item to remain available for verification for a defined period of time in case ABACC and/or the IAEA trigger an SNRI.

The SNRI procedure was successfully verified during a trial carried out in 2017. The findings and lessons learned led to improvements in the procedure, mailbox scope and other elements of the procedure being implemented during routine implementation.

3.4. Uranium hexafluoride sampling methodology – ABACC / Cristallini

The currently accepted industry procedure for sampling uranium hexafluoride (UF_6) in gaseous phase from process lines at enrichment facilities is via desublimation occurring inside a metal sampling cylinder cooled with liquid nitrogen or via a fluorothene P-10 type tube (Fig.5).

Dr. Cristallini[3] developed a new UF_6 sampling method, the "ABACC-Cristallini UF_6 Sampling Method" for U-235 enrichment determination. This method collects UF_6 (gaseous phase) by adsorption in alumina (Al_2O_3) in the form of uranyl fluoride (UO_2F_2) (solid). This method also uses a fluorothene P-10 type tube containing alumina pellets (Fig. 6) to adsorb and hydrolyze UF_6 directly during the sampling process and has been extensively tested by ABACC in Argentinian and Brazilian laboratories. This novel method is advantageous to current methods as ensures greater flexibly in meeting current nuclear material transport regulations, results can be obtained with lower residual material at facilities and requires simpler treatment of the sample.

The IAEA submitted a task proposal for this project to Argentina and Brazil under the scope of the technical cooperation programme, "Develop and implement techniques for determination of new chemical and physical attributes for strengthening safeguards verification using nuclear material samples," in the IAEA Department of Safeguards Long-Term R&D Plan, 2012-2023. ABACC is the coordinating organization for the project.

The sampling procedure has been validated; meaning, its applicability to sample UF_6 from isotope enrichment facilities or storage cylinders is confirmed. The following steps were followed to develop the procedure: demonstration of the principle method; conclusion of a feasibility study in a research enrichment facility; an international inter-laboratory comparison of isotope amount ratio measurement results; and operational validation in an isotope enrichment facility. The written procedure has also been assessed by several experts and is ready for review by the American Society for Testing Materials (ASTM).

[3] Dr. Osvaldo Cristallini, renowned Argentine radio-chemist, has developed the "ABACC-Cristallini" method for UF_6 sampling.

Fig. 5. Croft Sample Bottle vs fluorothene P-10

Fig. 6. Alumina Pellets with hydrolysed UF_6

3.5. Ultrasonic seals system for Atucha I NPP ponds

Through an ABACC led joint technical project, with technical assistance provided by Joint Research Centre (JRC)_in Ispra, a containment tool, focusing on the application of ultrasonic seals technologies, for Atucha I NPP spent fuel pools, was developed and is currently being tested. The main objective of this project was the evaluation of the technique to the application of safeguards measures to contain irradiated fuels stored at a two layers spent fuel pool. Currently, the verification activities are time consuming and show difficulties for second layer access. Final system vulnerability tests are underway to confirm the tool's robustness for its application at Atucha I power reactor spent fuel pools.

4. FUTURE WORK

On the medium term the IAEA, ABACC and ARN have started design information exchange related to the following projects:

- Uranium Conversion facility at Formosa province
- A prototype of the CAREM Small modular reactor of Argentinean design
- Research reactor RA-10

For these projects, the construction phase is underway and the applications of safeguards measures are under analysis.

5. CONCLUSIONS

The Quadripartite Agreement calls for States parties, ABACC and the IAEA to co-operate in facilitating the implementation of the safeguards provided for by the agreement. It also specifies that ABACC and the IAEA shall avoid unnecessary duplication of safeguards activities amongst other obligations and guidance.

The identification, testing and use of novel technologies and methods and the development of new approaches are essential to the reliable and efficient implementation of safeguards. This is especially important when addressing new facilities and processes. The IAEA, Argentina and ABACC continue to work together to improve the nuclear safeguards verification schemes applied to nuclear material during all fuel cycle activities occurring in Argentina.

REFERENCES

[1] Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy, INFCIRC/395, Mexico (1991)

[2] Agreement of 13 December 1991 between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards, INFCIRC/435, Vienna (1994).

[3] BONINO A., RENHA G., FERNANDEZ MORENO S., MACHADO L., LITTMANN F., WISHARD B., VIGILE S., PARDO L., "Use of Ultrasonic Sealing System as a Containment System at Spent Fuel Storage", 39th Annual Meeting ESARDA Symposium 2017, Jülich/Düsseldorf (2017)

[4] MACHADO L., FERNANDEZ MORENO S., RENHA G., BONINO A., PARDO L., DIAZ. G., "Experience in unattended monitoring systems applied to PHWR reactors in Argentina – Progress Achieved", 58th INMM, Palm Desert, USA (2017)

[5] ESTEBAN A., GAUTIER E., MACHADO da SILVA L., FERNÁNDEZ MORENO S., RENHA G., DIAS F. PEREIRA de OLIVEIRA O., AMARAGGI D., MASON P., SORIANO M., CROATTO P., ZULEGER E., GIAQUINTO J., HEXEL C., VERCOUTER T., PAREDES-PAREDES E., ISNARD H., RICHTER S., Qualification for Safeguards Purposes of UF_6 Sampling using Alumina – Results of the Evaluation Campaign of ABACC-Cristallini Method", 58th INMM, Palm Desert, USA (2017)

[6] CRISTALLINI O., ESTEBAN A., GAUTIER E., MACHADO da SILVA L., FERNÁNDEZ MORENO S., RENHA G., BONINO A., ALMEIDA S., PEREIRA de OLIVEIRA O., LLACER C., PARDO L., DIAS F., GALDOZ E., AMARAGGI D., MASON P., "Qualification for Safeguards of the Sampling of UF_6 using Alumina – ABACC-Cristallini Method – Progress Achieved" , 56th INMM, USA (2015)

Ejercicio de Intercomparación en Dosimetría Física, Biológica y Computacional en un escenario simulado de exposición accidental en gammagrafía industrial

Puerta, N.; Gossio, S.; Radl, A.; Di Giorgio, M.; Deminge, M.; Astrada, R.; Reyes, M.; Ferrufino, G.; Rearte, J.; Discacciatti, A.; Cabitto, M.; Matta, L.E. y Cruz Suarez, R.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN DOSIMETRÍA FÍSICA, BIOLÓGICA Y COMPUTACIONAL EN UN ESCENARIO SIMULADO DE EXPOSICIÓN ACCIDENTAL EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL

Puerta, N. [1], Gossio, S.[1], Radl, A.[1], Di Giorgio, M.[1], Deminge, M.[1], Astrada, R.[1], Reyes, M.[1], Ferrufino, G.[1], Rearte, J.[1], Discacciatti, A.[1], Cabitto, M.[1], Matta L.E.[2], Cruz Suarez, R.[3]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina
[2] Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Río de Janeiro, Brasil
[3] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), Viena, Austria

RESUMEN

La experiencia en recientes accidentes ocurridos en el área de gammagrafía industrial ha llevado al reconocimiento de que es necesaria la asistencia entre los laboratorios/servicios de dosimetría de la Región, para la realización de una dosimetría confiable. En el marco del Proyecto OIEA_RLA9075, se realizó en Argentina un ejercicio de intercomparación multiparamétrico, en el cual se evaluó el desempeño de distintas dosimetrías disponibles en la Región: personal (TLD, OSL, electrónica y film), biológica y computacional para determinar la dosis absorbida en personas expuestas en un escenario accidental de gammagrafía industrial. El diseño de este escenario permitió evaluar la capacidad de respuesta regional en las dos situaciones más comunes de exposición accidental en gammagrafía industrial: I) irradiación localizada, donde la persona se encuentra en contacto directo con una fuente de gammagrafía, II) irradiación homogénea, donde la persona se encuentra a una cierta distancia de la fuente y, todo o gran parte del cuerpo resulta uniformemente irradiado. Participaron un total de 38 laboratorios/servicios de 15 países, de los cuales 20 correspondieron a servicios de dosimetría personal, 10 a laboratorios de dosimetría biológica y 8 a grupos de dosimetría computacional. Globalmente, los resultados reportados por los laboratorios y/o servicios participantes resultaron satisfactorios.

1. INTRODUCCION

En el marco del Proyecto OIEA de Cooperación Técnica RLA9075: "Fortalecimiento de la infraestructura nacional para el cumplimiento de las reglamentaciones y requerimientos en materia de protección radiológica para usuarios finales" se ha establecido un programa de intercomparaciones con el interés de evaluar el desempeño de los diferentes laboratorios y/o servicios técnicos que proveen la vigilancia radiológica individual y de área.

En este sentido se propuso realizar en Argentina en el 2016 un ejercicio de intercomparación multiparamétrico, en el cual se evaluó el desempeño de distintas dosimetrías disponibles en la Región Latinoamericana: personal (TLD, OSL, dosimetría electrónica y film), biológica y computacional para determinar la dosis absorbida en personas expuestas en un escenario accidental de gammagrafía industrial. El diseño de este escenario también permitió evaluar la capacidad de respuesta regional en las dos situaciones más comunes de exposición accidental

[1] E-mail de los Autores principales: sgossio@arn.gob.ar, arald@arn.gob.ar, npuerta@arn.gob.ar

en gammagrafía industrial: I) irradiación localizada, donde la persona se encuentra en contacto directo con una fuente de gammagrafía, y II) irradiación homogénea, donde la persona se encuentra a una cierta distancia de la fuente y, por lo tanto, todo o gran parte del cuerpo es uniformemente irradiado.

En este trabajo se presenta el programa del Ejercicio de Intercomparación propuesto a los participantes. El mismo fue distribuido por la Red de Optimización de la Protección Radiológica Ocupacional en Latinoamérica (REPROLAM) a las diferentes contrapartes de los países que participan en el Proyecto RLA9075. Estuvieron invitados a participar: 1) un servicio de dosimetría personal por cada país, 2) los laboratorios de dosimetría biológica que actualmente componen, o están en vía de pertenecer, la Red LBDNet y 3) todos los laboratorios y/o grupos de trabajo regionales que realizan dosimetría computacional.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El escenario de exposición accidental se llevó a cabo en el bunker del Laboratorio de Radiografía Industrial de la CNEA, situado en el Centro Atómico Constituyentes, y se utilizaron: una fuente de gammagrafía industrial de Ir-192, dos maniquíes antropomorfos, los dosímetros personales enviados por los participantes y muestras de sangre. Las irradiaciones de este Ejercicio de Intercomparación se realizaron de forma paralela a la Reunión Regional de "Protección Radiológica Ocupacional en Aplicaciones Industriales" que se realizó en Buenos Aires del 5 al 9 de septiembre del 2016. Participaron un total de 38 laboratorios/servicios de 15 países. El plazo límite establecido para el envío de los resultados de los participantes a los coordinadores de cada una de las intercomparaciones fueron: diciembre de 2016 para la dosimetría física y junio de 2017 para dosimetría biológica y computacional. Los informes de los análisis de los resultados de las distintas dosimetrías se dieron a conocer en la "Reunión Regional de Evaluación de Dosis en Situaciones de Sobre-exposición", llevado a cabo en la Ciudad de Buenos Aires del 16 al 20 de octubre del 2017.

El escenario propuesto en esta intercomparación consistió en simular dos situaciones comunes de exposición accidental en gammagrafía industrial, utilizando la fuente real de Ir-192 ubicada a diferentes distancias de los maniquíes físicos, en los cuales se ubicaron dosímetros personales y muestras de sangre. Las dos situaciones evaluadas fueron:

1) Irradiación homogénea, donde la persona se encuentra a una cierta distancia de la fuente y, por lo tanto, todo o gran parte del cuerpo es uniformemente irradiado.
2) Irradiación localizada, donde la persona se encuentra en contacto directo o muy próxima a una fuente de gammagrafía

2.1 Irradiación homogénea

Este escenario de exposición consistió en una irradiación homogénea de un maniquí antropomorfo de tejido equivalente (Alderson RANDO) con una fuente de gammagrafía industrial de Ir-192, simulando una exposición accidental de una persona que se encuentra a

una distancia de 80 cm de la fuente y por lo tanto, todo o gran parte de su cuerpo es irradiado. Se posicionaron los dosímetros personales enviados por los participantes y muestras de sangre en su exterior, y de este modo, realizar una comparación de la dosimetría personal y biológica (ver figura 1).

Figura 1. Escenario de exposición homogéneo: En el exterior del torso del maniquí se ubicaron los dosímetros personales y las muestras de sangre, mientras que la fuente se posicionó a 80 cm del maniquí.

Los dosímetros personales y las muestras de sangre se irradiaron con dos diferentes valores de dosis (180 $\pm$ 20 mSv y 360 $\pm$ 48 mSv), con una actividad de la fuente de Ir-192 de 3,33 TBq. Los servicios participantes en la intercomparación de Dosimetría Física enviaron cinco dosímetros, dos de los cuales se irradiaron con los dos diferentes valores dosis y los otros se usaron como control.

La determinación del valor de referencia de la dosis contra el cual contrastar los resultados de los participantes, denominado valor asignado, se estableció de acuerdo a la siguiente expresión:

$$H_p(10) = \frac{\Gamma A\, t}{d^2} \qquad (1)$$

Dónde: $H_p(10)$ es el equivalente de dosis personal , Γ es la Constante gamma $\left(\frac{mSv.m^2}{h.MBq}\right)$, A es la actividad de la fuente, t es el tiempo de irradiación y d es la distancia de irradiación. El valor de la constante Γ se calculó a partir del dato de “deep tissue dose” establecido en el

ICRU-Radionuclide and Radiation Protection data Handbook [2], que para la fuente de Ir-192 tiene un valor de $1{,}39\times10^{-4}$ mSv m^2 h^{-1} MBq^{-1}. Se halló el valor de $H_p(10)$ para dos situaciones de exposición en donde se varió el tiempo de irradiación del maniquí, 15 minutos en el primer caso y 30 minutos en el segundo. La distancia de irradiación fue de 80 cm para ambos niveles de dosis.

2.2 Irradiación Localizada

Este escenario de exposición consistió en posicionar una fuente de gammagrafía industrial de Ir-192 muy próxima a un maniquí de torso, simulando una exposición accidental de una persona que se encuentra en contacto directo con la fuente y por lo tanto, recibe una irradiación no homogénea. Para esto se empleó un maniquí de torso (cilindro de acrílico diseñado por ARN), que permitió posicionar muestras de sangre en su interior. La intercomparación computacional consistió en modelar la fuente de gammagrafía industrial de Ir-192 muy próxima al maniquí de torso. Se busca que el Laboratorio participante reproduzca la geometría real de la fuente y el maniquí, y obtenga la dosis en diferentes puntos de interés. Con el objetivo de que todos los participantes puedan modelar la experiencia se adjuntó en el protocolo: la geometría de la fuente y el maniquí, posiciones donde calcular la dosis absorbida, actividad de la fuente, tiempo de irradiación y composición de los materiales.

Este maniquí también permitió posicionar dosímetros personales TLD de la ARN y muestras de sangre en su interior, y de este modo, realizar una comparación de la dosimetría personal, biológica y computacional (Ver figura 2). Los dosímetros personales y la dosimetría biológica tenían por objeto validar las evaluaciones de dosimetría computacional. Las dosis experimentales en TLD y en sangre fueron obtenidas por el laboratorio de Dosimetría Física (DF) y el laboratorio de Dosimetría Biológica (DB) de la ARN.

A los laboratorios y/o grupos de dosimetría computacional se les propusieron tres niveles de tareas con distinto nivel de dificultad. Los participantes debían simular el maniquí de torso (cilindro de acrílico), 21 dosímetros TLD y tres viales con muestra de sangre. En la tarea 1 se asumió una fuente puntal de Ir-192, en la tarea dos una fuente cilíndrica de I-192 envuelta en una capsula de acero (geometría simplificada) y en la tarea tres se solicitó que simularan la fuente real de gammagrafía industrial, para lo cual se les proporcionaron los datos y planos de la fuente [2]. En todos los casos los participantes debían estimar la dosis en los cristales de LiF (chip TLD) y en la sangre.

Cada punto de evaluación de dosis de cada tarea se comparó con dos valores de referencia. Uno de los valores de referencia corresponde a la media robusta de los resultados reportados por los participantes, y el otro valor de referencia corresponde valor de dosis obtenido experimentalmente mediante dosimetría física y biológica.

Figura 2. Escenario de irradiación localizada: Maniquí de torso con los dosímetros personales y las muestras de sangre en su interior; y una fuente de Ir-192 posicionada muy próxima a su superficie.

2.3 Criterios de aceptación de los valores de dosis absorbida reportados por los laboratorios de Dosimetría Biológica (DB) y los Grupos de Dosimetría Computacional

Los métodos robustos sugeridos por ISO 5725-5, ISO 13528: 2005 e ISO 17043: 2010 [3] fueron seleccionados para la evaluación de éstos dos grupos de laboratorios ya que permiten analizar los datos de tal manera que no es necesario tomar decisiones que afecten los resultados de los cálculos y son actualmente preferidos para el propósito de intercomparación bajo sistemas de calidad.

Se aplicó el Algoritmo A para obtener la media robusta (x*) de los resultados reportados por los participantes (x_i) y el desvío estándar robusto (s*). Para determinar el rendimiento de los LDBs ó grupo de Dosimetría Computacional (GDC), se aplicó el test de z-score ó el z'-score, según correspondiera [3]. Las siguientes fueron las expresiones usadas:

$$z = \frac{\mathrm{xi} - \mathrm{x\ ref}}{s^*} \quad \text{ó} \quad z' = \frac{(\mathrm{xi} - \mathrm{x\ ref})}{\sqrt{s^{*2} + \mu x^2}} \tag{2}$$

Siendo: x_i los resultados de dosis de los laboratorios participantes, x_{ref} el valor de referencia (asignado), s* la desviación estándar robusta y μx la incertidumbre estándar del valor asignado.

Según el valor de z ó z' obtenido por cada laboratorio, los resultados se clasificaron de acuerdo al siguiente sistema:

$$\begin{array}{ll} |z \text{ ó } z'| \leq 2 & \text{Satisfactorio} \\ 2 < |z \text{ ó } z'| < 3 & \text{Cuestionable - "warning signal"} \\ |z \text{ ó } z'| \geq 3 & \text{No satisfactorio - "action signal"} \end{array} \qquad (3)$$

2.4 Criterios de aceptación de los valores de Hp(10) reportados por los servicios/laboratorios de Dosimetría Física (DF)

El criterio de aceptación para cada punto de dosis evaluado en el ejercicio para los servicios de dosimetría personal fue el establecido en la Norma ISO 14146 [4], y se detalla en la siguiente expresión:

$$\frac{1}{1{,}5}\left(1-\frac{2\,H_0}{H_0+H_r}\right) \leq \frac{H_m}{H_r} \leq 1{,}5\left(1+\frac{H_0}{2\,H_0+H_r}\right) \qquad (4)$$

Dónde: H_r es el valor de dosis asignado $H_p(10)$. H_m es el resultado de $H_p(10)$ informado por cada laboratorio participante. H_o es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante (se asume 0,2 mSv según ISO 14146). Se consideró como aceptado el resultado informado por cada dosímetro irradiado, que esté incluido dentro de los límites establecidos por la expresión (4). Por fuera se consideró un resultado "No Aceptado".

3. RESULTADOS

3.1 Resultados de Dosimetría Biológica (DB) y Física (DF) para la Irradiación Homogénea

En la Figura 3 y 4 se presentan los resultados obtenidos para la dosis de 0,18 Gy y 0,36 Gy respectivamente, de DB (Códigos que empiezan con L) y DF (Códigos que empiezan con C) de la región comparados con su correspondiente media robusta x* (líneas puntedas en azul) y el valor asignado de dosis (línea verde).

De diez laboratorios participantes en la intercomparación de DB, dos de ellos informaron solo las lecturas: número de dicéntricos (y anillos céntricos), número de células evaluadas, distribución de aberraciones, y la determinación de la frecuencia en 500 células o 100 dicéntricos. Con dicha información el Laboratorio de DB de la ARN, llevó a cabo el cálculo de dosis utilizando su curva de calibración, aplicando el Método C- Software para el cálculo de dosis media e intervalos de confianza del 95%, desarrollado por el laboratorio de referencia.

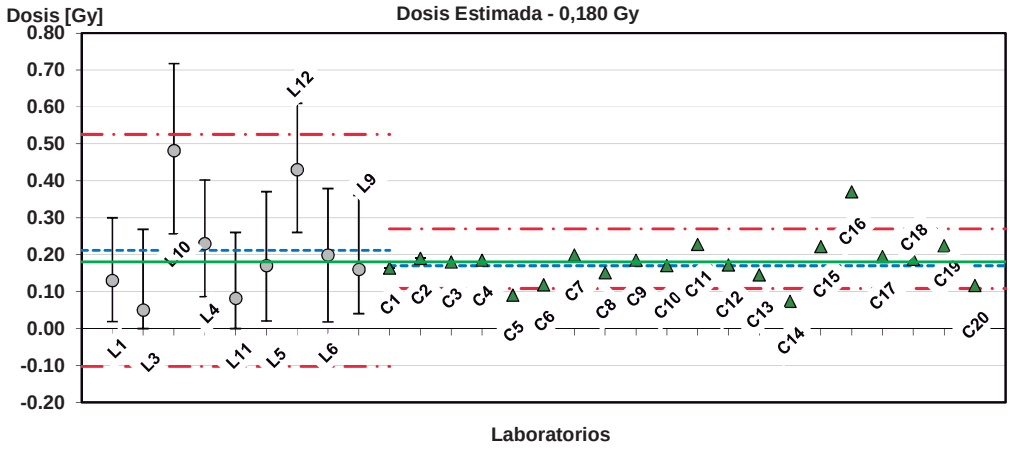


Figura 3. Gráfica comparativa de los resultados de DB y DF para la Dosis de 0,18 Gy: La línea Verde representa a la dosis de referencia. La líneas azules representan las medias robustas de x*=0,211 Gy (DB), y de 0,170 Gy (DF). Las líneas rojas el intervalo de confianza correspondiente para cada caso.

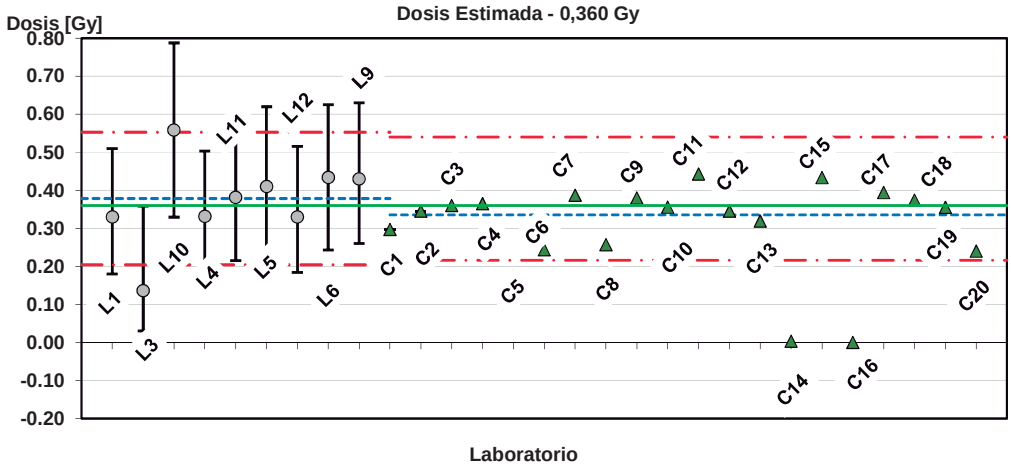


Figura 4. Gráfica comparativa de los resultados de DB y DF para la Dosis de 0,36 Gy: La línea Verde representa a la dosis de referencia. La líneas azules representan las medias robustas de x*=0,378 Gy (DB), y de 0,335 Gy (DF). Las líneas rojas el intervalo de confianza correspondiente para cada caso.

3.2 Resultados de Dosimetría Computacional para la Irradiación Localizada

En la figura 5 se presentan los resultados de la dosis absorbida reportada por los equipos participantes en dosimetría computacional, que tuvieron resultados satisfactorios para las posiciones dentro del maniquí donde se ubicaron los TLD, junto con los valores obtenidos del estadístico z' para la tarea 3. En este gráfico se excluye un participante que sobrestima la dosis en los TLD.

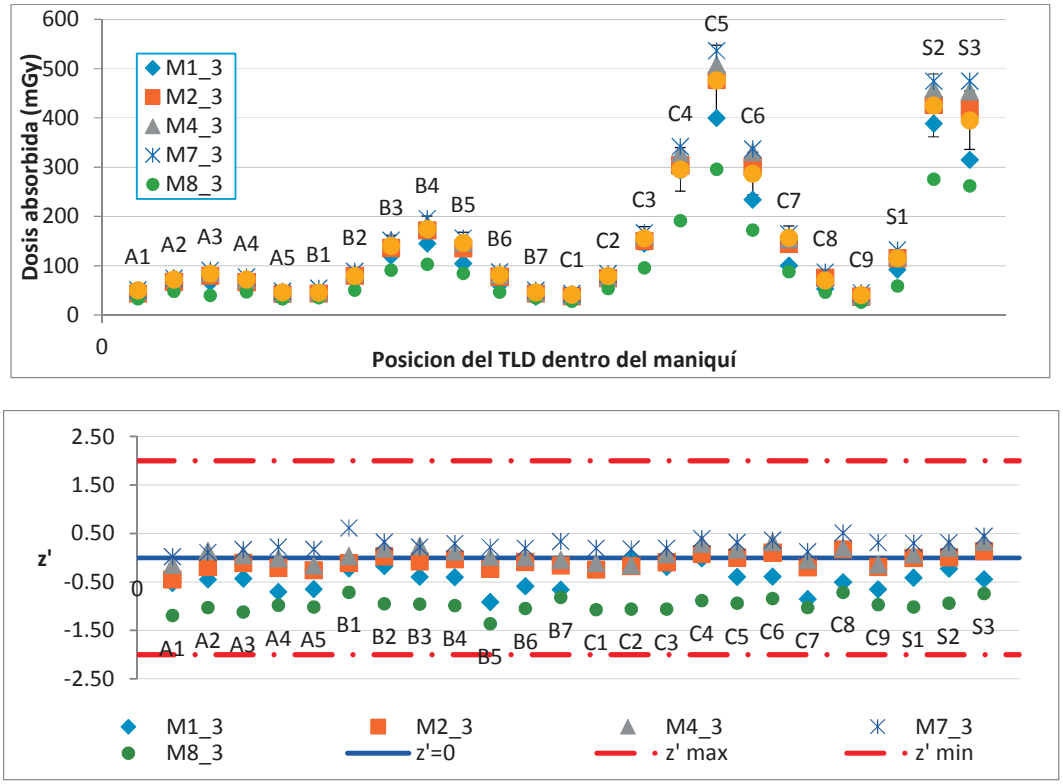


Figura 5. Dosis absorbida reportada por los GDC con resultados satisfactorios para las posiciones donde se ubicaron los TLD y valores obtenidos del estadístico z' de tarea 3.

A continuación, se presenta en la figura 6 los resultados de la dosis absorbida reportada por los equipos participantes para las posiciones dentro del maniquí donde se ubicó la sangre.

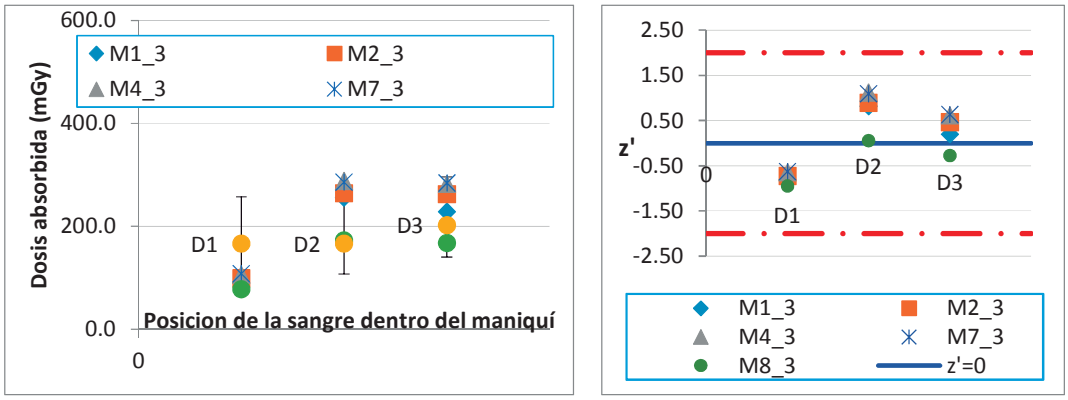


Figura 6. Dosis absorbida reportada por los equipos participantes con resultados satisfactorios con valor experimental de dosis absorbida en sangre. Valores obtenidos del estadístico z' de la dosis absorbida en sangre para la tarea 3.

4. CONCLUSIONES

Los resultados reportados por la mayoría de los laboratorios y/o servicios participantes fueron satisfactorios.

En el caso de la irradiación homogénea, dos participantes de dosimetría física informaron sus resultados fuera del criterio de aceptación de la norma ISO 14146. El 90% de los resultados informados estuvieron dentro del rango de aceptación. Para la dosimetría Biológica un laboratorio participante (L3) resultó "cuestionable" para la dosis de 0,36 Gy, mientras que los demás laboratorios participantes resultaron satisfactorios para la estimación de los dos niveles de dosis evaluados en este caso.

En el caso de la irradiación localizada se evaluó el desempeño de ocho equipos/laboratorios participantes. Se observó que los resultados reportados por la mayoría de los laboratorios y/o servicios participantes en la tarea 3 (la más próxima a al escenario real) fueron satisfactorios. Solamente un participante informó el 93% sus resultados fuera del criterio de aceptación del estadístico z'. Se demuestra entonces que las simulaciones considerando la geometría real de la fuente y el maniquí, son consistentes con los resultados experimentales de la dosimetría física con TLD y la dosimetría biológica mediante la detección de aberraciones cromosómicas en sangre.

Se evidencia por lo tanto que las dosimetrías biológica, física y computacional son comparables y constituyen metodologías apropiadas para estimar las dosis en situaciones de sobre-exposición para los niveles de dosis evaluados.

Este ejercicio permitió evaluar la respuesta de la dosimetría biológica, física y computacional para la determinación de la distribución de la dosis en un maniquí en un escenario de sobre-

exposición en gammagrafía industrial, y por lo tanto proporciona a cada participante las herramientas necesarias para que, de acuerdo a su desempeño en este ejercicio, analicen cuál es su situación frente a una situación de emergencia radiológica.

5. REFERENCIAS

[1] ICRU-Radionuclide and Radiation Protection data Handbook.

[2] Certificado de material radiactivo en forma especial USA/0335/S-96 revisión 11. http://osrp.lanl.gov/Documents/SFCertificates/USA-0335-S.pdf

[3] IRAM 17043 “Criterios Generales Para La Acreditación De Proveedores De Ensayos De Aptitud Por Comparaciones Interlaboratorios.

[4] ISO 14146:2000 “Radiation protection - Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation”.

Special Monitoring Capabilities developed at the Internal Dosimetry Laboratory of the Argentine Nuclear Regulatory Authority

Puerta Yepes, N.; Gossio, S.; Villella, A.; Pedemonti, E.;
Di Giorgio, M. and Cruz Suarez, R.

Presentado en: International Conference on the Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations in Enhancing Nuclear Safety and Security: Ensuring Effective and Sustainable Expertise.
Bruselas, Bélgica, 15 al 18 de octubre de 2018

SPECIAL MONITORING CAPABILITIES DEVELOPED AT THE INTERNAL DOSIMETRY LABORATORY OF THE ARGENTINE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY

Puerta Yepes, N.[1*]; Gossio, S.[1]; Villella, A.[1]; Pedemonti, E.[1];
Di Giorgio, M.[1] and Cruz Suarez, R.[2]

[1] Nuclear Regulatory Authority. Argentina
[2] International Atomic Energy Agency

Abstract

The Internal Dosimetry Laboratory (LDI, acronym in Spanish) of the Argentine Nuclear Regulatory Authority has established itself as a reference laboratory at National level, where bioassays and dose assessments are implemented following the highest standards of quality and the internationally accepted criteria in routine and special monitoring. Particularly, the special monitoring program may be necessary as a result of a known or suspected exposure, an incident or an accident; and the degree of accuracy required for the exposure assessment should increase with the level of exposure likely to have been received by the person. In case that a special monitoring is necessary, the LDI has three suitable measurement techniques: lung counting, whole body counting and thyroid counting; these two last techniques are carried out with portable equipment to measure outside the laboratory. In this paper the characterization of the systems and the calibration process for special monitoring are presented, using different physical and simulated phantoms. Furthermore, within the framework of the IAEA Project identified as RLA 9075, and in order to create a technical support for dosimetry assessment of overexposure persons in Latin America, the LDI has improved the ability to develop specific accidental scenarios and models for persons, using Monte Carlo simulations methods (MCNP). The experience and the progress of the laboratory in computational dosimetry to support a rapid response to a possible situation of overexposure are presented.

1. INTRODUCTION

The LDI is a laboratory for the *in vivo* measurement of people for the determination of the activity of photon-emitting radionuclides retained throughout the body or in specific organ. Special monitoring response capacities developed at the LDI are described in this paper.

2. MATERIALS AND METHODS

The LDI has three suitable *in vivo* measurement techniques available for special monitoring: lung counting, whole body (WB) counting and thyroid counting; these two last techniques with portable equipment to measure outside the laboratory, if necessary. In Table 1, the features of the systems are presented.

* Email: npuerta@arn.gob.ar

TABLE 1. *IN VIVO* MEASUREMENTS SYSTEMS

N°	Detector	Shielding	Measurement Geometry
1	Four Canberra LEGe detectors ACTII (GL3820RT/S). Active area= 3800 mm^2, diameter =70 mm and thickness = 20 mm per detector	A chamber of 200×150×200 cm and 40 t weight. The walls are made of 5 mm iron laminates joined together in order to reach 15 cm thickness. It is also supplied with a graded Z-liner inside (0.5 cm lead and 0.05 cm cadmium) to provide an extra background reduction in the low energy region. The access is a pneumatically driven sliding door.	
2	GeHp 100% for WB model GC10021, 82.6 mm × 68.7 mm	Located in the same chamber where is the lung counter system described previously, it can be removed to be used as portable equipment.	
3	NaI(Tl) 3×3 in for Whole Body	A chamber of 200×93×130 cm. The walls are made of lead bricks of 8 cm thick. With measurement geometry of chair type.	
4	NaI(Tl) 1.5×1in for Thyroid	Lead cylindrical shell with outer diameter of 12.7 cm, inner diameter 6.9 cm, length 39.5 cm. It can be used as portable equipment.	
5	NaI(Tl) 3×3 in for Thyroid	Lead cylindrical shell with outer diameter of 13.3 cm, diameter of 8.29 cm, length 34.5 cm. It can be used as portable equipment.	

2.1. Phantoms

The phantoms used to calibrate the systems are shown in Fig.1-3.There are two neck phantoms, the first one is an ANSI phantom [1] of 12.7 cm in diameter and height, made of PMMA, developed by Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL), with a hole that allows the localization of a vial with a liquid source. The second neck phantom is a cylinder of 11.4 cm in diameter and 11.3 cm height which is made of resin and was developed by IRD [2], with a slot to position a flat sealed source with a thyroid shape. Three different sizes of thyroid sources were constructed to represent child and adult thyroid [3, 4]. The second phantom is the Sliced BOMAB Phantom that performs equivalently to a BOMAB Phantom, which is the internationally accepted standard for calibration of whole body counters (WBC) [5]. This phantom is made with polyethylene slices adapted to be used with solid and sealed sources, and allows the calibration of WBC with linear and chair geometry. The third phantom is the LLNL realistic torso phantom, which is composed by a torso, lungs, different chest plates to represent different muscle thoracic thickness (MTT) and other organs [6]. By last, for validating computational simulations a torso phantom made of PMMA was constructed. It consists of two cylindrical blocks of 30 cm in diameter and 15 cm in height each. The interior of the lower block contains holes where personal dosimeters and blood samples can be located (Fig.4).

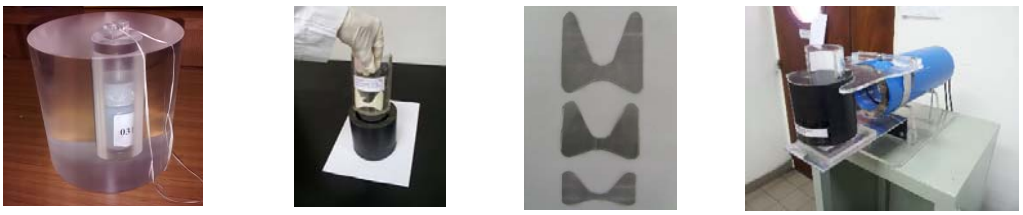


FIG. 1. ANSI and IRD neck phantoms, three sizes of thyroid sources and measurement geometry

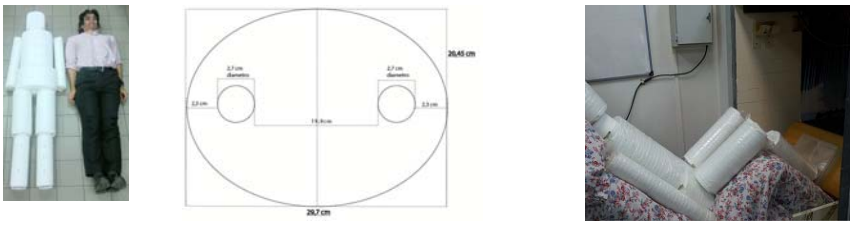


FIG. 2. Sliced BOMAB Phantom, schematic drawing for one flat source and chair type measurement geometry

FIG. 3. LLNL realistic torso phantom, different chest plates and measurement geometry

FIG. 4. Torso phantom with holes where TLDs and blood samples can be located for computational validation

2.2. Calibration and Activity Determination

The calibration of the *in vivo* measurement systems consists of three consecutive stages: energy calibration, efficiency calibration and determination of the Detection Limit (DL) associated with the calibration. All LDI systems were calibrated following internal procedures based in international recommendations [7], within the framework of a quality assurance programme. Efficiency calibration is the most important, since it allows relating the response of the detector to the activity retained in the body or in a specific organ; and it was made using the phantoms, previously described, and sources traceable to a national or international standards. For the ACTII system, efficiency calibration was also obtained as function of chest-wall thickness for men [8], and to be appropriate for the measurement of women, a special efficiency procedure was performed [9]. In this method proposed by J. Farah *et al*., involving a library of 24 realistic female computational phantoms, the value of the efficiency obtained for the man, with the LLNL torso phantom, was corrected by a factor that takes into account the different breast sizes. For efficiency calibration, chest-wall thickness for men and DL determination, expressions 1 to 4 were used:

$$Ef = \frac{A_N}{A_{mm} \times \varepsilon \times T} \tag{1}$$

$$DL = \frac{3 + 4{,}65\sqrt{B}}{Ef \times \varepsilon \times T} \tag{2}$$

$$CWT(cm) = 11{,}5 \left(\frac{W}{H}\right) - 2{,}0038 \tag{3}$$

$$Ef_{ACTII_Woman} = \frac{Ef_{LLNL\ torso\ phantom}}{Correction\ Factor} \tag{4}$$

Where **Ef** is the efficiency in counts per second per Bq (cps Bq^{-1}), $\mathbf{A_N}$ is the net area at determinate energy of the interest peak (corresponding to the radionuclide used in the calibration expressed in counts), $\mathbf{A_{mm}}$ is the activity contained in the phantom at the date of measurement, is the photon yield corresponding to the interest peak, **T** is the measurement time, **B** is the number of total counts corresponding to the area of interest peak (measured with an appropriate blank), **CWT** is the chest-wall thickness for men, **W** is the weight in kg, **H** is the height in cm and the **Correction Factor** is a value that can be obtained for specific woman using the size of the torso and breast [9].

The measurement of the person is carried out with the system properly calibrated, positioning the person in the same geometry established during the efficiency calibration process. The measured activity is determined according to expression 5 as:

$$M(Bq) = \frac{V_P - V_F}{\varepsilon \times Ef \times T} \quad (5)$$

Where **M** is the activity retained in the body or in a specific organ or tissue, $\mathbf{V_P}$ is the net count rate of the person at the interest peak and $\mathbf{V_F}$ is the net count rate of the blank corresponding to non-contaminated person.

2.3. Dose Assessment

The LDI implemented the IDEAS methodology [10] for internal dose assessment in both: routine and special situations. Nevertheless, many times in special monitoring it is necessary to perform a quick test of the potential dose, therefore the TIARA method [11] is implemented, previous to IDEAS methodology. In case of high level of internal exposures, the LDI implemented the Clinical Decision Guide (CDG) that can be used as operational quantity for considering the need for medical treatment for internally deposited radionuclides [12, 13].

In order to create a technical support for dosimetry assessment of overexposure persons in Latin America, within the framework of the IAEA Project RLA 9075, the LDI has improved the ability to develop specific accidental scenarios and models for victims, using Monte Carlo simulations methods (MCNP). The first task achieved was to develop the computational phantom of the acrylic torso (Fig.4), using MCNP code vs 6.1 with TLDs dosimeters and blood samples inside it, to simulate an overexposure situation with a gammagraphy source located near to the torso surface.

3. RESULTS

In Table 2 are presented the calibration results of each *in vivo* system for selected radionuclides and different groups, and the activity that should be measured in the different tissues corresponding to the intake of one CDG. These retention activities were calculated assuming the measurement of the corresponding tissue, 24 hours and 30 days after intake (a.i.) of one CDG.

TABLE 2. CALIBRATION RESULTS FOR LDI *IN VIVO* MEASUREMENTS SYSTEMS

Group	Nuclide	Type Absorption	N° System-Tissue	T (s)	Ef	DL (Bq)	Retention Levels Indicative of Intake of 1 CDG (Bq) at	
							24 h a.i.	30 d a.i.
Man	Am-241	M	1- Lung	3600	1.1E-2 - 5E-3	3E+0 - 7E+0	5.33E+02	3.56E+02
Woman	Am-241	M	1- Lung	3600	1.1E-2 - 5E-4	9E+0 - 1.8E+1		
Ref. Adult	Co-60	S	2-WB	300	2.78E-04	7.0E+01	7.17E+06	7.88E+05
			3-WB	300	2.78E-04	6.2E+02		
	Cs-137	F	2-WB	300	5.81E-04	6.0E+01	2.24E+07	1.34E+07
			3-WB	300	5.81E-04	4.6E+02		
Child (7-12 y)	I-131	V	4-Thy	300	8.00E-04	3.3E+02	1.28E+04	9.09E+02
			5-Thy	300	7.20E-03	1.0E+02		
Adult 18-40 y	I-131	V	4-Thy	300	8.70E-04	3.0E+02	6.25E+04	4.43E+03
			5-Thy	300	8.00E-03	9.0E+01		
Adult >40 y	I-131	V	4-Thy	300	8.70E-04	3.0E+02	3.13E+06	2.21E+05
			5-Thy	300	8.00E-03	9.0E+01		
Preg. or lact. woman	I-131	V	4-Thy	300	8.70E-04	3.0E+02	3.13E+04	2.21E+03
			5-Thy	300	8.00E-03	9.0E+01		

For radionuclides other than radioiodine, the CDGs for children (age 0 to 18 y) and pregnant women are defined as one fifth the adult value [12]. For intake or expected intake of radioiodine, KI should be administered to adults >40 y if the projected dose to thyroid (AD_{Thy}) is ≥5 Gy, to adults 18 to 40 y of age if the AD_{Thy} is ≥0.1 Gy, and to pregnant or lactating women or persons <18 y of age if the AD_{Thy} is ≥0.05 Gy [12, 13].

Related to the simulation of the gammagraphy accident, the dose assessment results were satisfactory, since they were validated through an intercomparison performed with regional experts, where the simulations were compared with the experimental doses in blood and TLDs, by biodosimetric and physical methods [14].

4. CONCLUSIONS

The characterization of the LDI *in vivo* systems and the calibration process for special monitoring were presented, using different physical and simulated phantoms to improve monitoring of different groups of persons. The DLs obtained, for selected radionuclides were very low, which allows not only to assess doses well below the action levels, but to use smaller measurement times if it is important to measure rapidly a large number of people. Depending on the time after the intake, the CDGs can be analysed in terms of the measurement of the retained activity, which facilitates the interpretation of the measurement and communication with stakeholders. Finally, it was shown the LDI experience in the development of an overexposure scenario with an industrial radiography source using MCNP method; in that way it was developed an appropriate and validated source of gammagraphy for calculation of absorbed doses and its distribution into the body of overexposure persons.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors would like to thank to IAEA Technical Cooperation Department and Nuclear Safety and Security Department, IAEA projects: RLA 9085 and TC ARG0015 for the support and assistance in improving and strengthening the capacities of the LDI.

REFERENCES

[1] HICKMAN, D.P., COLLINS, L., FRANCK, D., HARDING, R.N., *et al*, Thyroid Phantom Measurements in Joint Eurados-LLNL Intercomparison Exercise, Radiat Prot Dosimetry **178** 2 (2018) 152-159.

[2] DANTAS, B. M., DANTAS, A. L., SANTOS, D. S., CRUZ-SUÁREZ, R.., IAEA Regional Intercomparison of in vivo Measurements of ^{131}I in the Thyroid, Radiat Prot Dosimetry, **144** 1-4 (2011) 291-294.

[3] KRAMER, G. H., YIU S., The Canadian National Calibration Reference Centre for *in vivo* Monitoring: Thyroid Monitoring. Part VII: Effect of counting geometry on I^{131} monitoring, CAMRT Journal, **27** 3 (1996) 116-121.

[4] ULANOVSKY, A., MINENKO, V., KORNEEV, S., Influence of measurement geometry on the estimate of ^{131}I activity in the thyroid: Monte Carlo simulation of a Detector and Phantom, Health Physics, **72** 1(1997) 34-41.

[5] KRAMER, G.H., HAUCK, B.M., DANG, S., CAPELLO, K., Can the HML's sliced BOMAB phantom be used in any whole body counter with a reduced number of sources?, Radiat Prot Dosimetry **130** 4 (2008) 514-517.

[6] TAYLOR, F. Y., History of the Lawrence Livermore National Laboratory Torso Phantom, Master's Theses, UMI, United States (1997).

[7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS & MEASUREMENTS, Direct Determination of the Body Content of Radionuclides, ICRU REPORT 69, England (2003).

[8] KRUCHTEN, D. A., ANDERSON, A. L., "Improved Ultrasonic Measurement Techniques Applied to Assay of Pu and others Transuranics in Lung", Health Physics, **59** 1 (1990) 117-123.

[9] FARAH, J., BROGGIO, D., HENRIET, J., MAKOVICKA, L., FRANCK, D., “Library of Mesh and NURBS female phantoms for pulmonary in vivo counting studies”, 13th International Congress of IRPA, Glasgow (2012).
[10] CASTELLANI, C.M., et al., EURADOS-IDEAS guidelines (version 2) for the estimation of committed doses from incorporation monitoring data, EURADOS Report, Braunchweig (2013).
[11] MÉNÉTRIER, F., et al., Dose Assessment of Inhaled Radionuclides in Emergency Situations, Project TIARA, Health Protection Agency, Chilton (2007).
[12] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Management of Persons Contaminated with Radionuclides: Handbook, NCRP REPORT 161, United States (2008).
[13] ETHERINGTON, G., MARSH, J., GREGORATTO, D., YOUNGMAN, M., et al, CAThyMARA report: Technical guidelines for radioiodine in thyroid monitoring, OPERRA Deliverable D5.31 (2017).
[14] PUERTA, N., GOSSIO, S., RADL, A., DI GIORGIO, M., DEMINGE, M., ASTRADA, R., REYES, M., FERRUFINO, G., REARTE, J., DISCACCIATTI, A., CABITTO, M., MATTA L.E., CRUZ SUAREZ, R., “Ejercicio de Intercomparación en Dosimetría Física, Biológica y Computacional en un escenario simulado de exposición accidental en gammagrafía industrial”, IRPACUBA 2018 XI Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear, Habana (2018).

Fortalecimiento de la dosimetría retrospectiva en Latinoamérica en el marco del Proyecto RLA 9075

Puerta, N.; Gossio, S.; Radl, A.; Di Giorgio, M.; Astrada, R.;
Reyes, M.; Ferrufino, G.; Discacciatti, A.;
Matta, L.E. y Cruz Suarez, R.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

FORTALECIMIENTO DE LA DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA EN LATINOAMÉRICA EN EL MARCO DEL PROYECTO RLA 9075

Puerta, N. [1*]; Gossio, S.[1]; Radl, A.[1]; Di Giorgio, M.[1]; Astrada, R.[1]; Reyes, M.[1]; Ferrufino, G.[1]; Discacciatti, A.[1]; Matta, L.E.[2] y Cruz Suarez, R.[3]

[1] Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina
[2] Instituto de Radioproteção e Dosimetria. Brasil
[3] Organismo Internacional de Energía Atómica. Austria

RESUMEN

La dosimetría retrospectiva tiene un rol fundamental en situaciones de sobreexposición, ya que permite estimar la dosis recibida y su distribución corporal en las personas involucradas, guiando de forma confiable el tratamiento médico. La experiencia en algunos accidentes recientes ocurridos en Latinoamérica en el área de gammagrafía industrial, ha llevado al reconocimiento de que es necesario el fortalecimiento de los laboratorios y/o servicios técnicos que realizan la dosimetría retrospectiva de las víctimas.

En nuestra región se usan actualmente varios métodos que pueden ser apropiados en situaciones de sobreexposición, entre ellos: dosimetría biológica mediante el análisis de aberraciones cromosómicas, dosimetría física mediante dosímetros personales y dosimetría computacional mediante método Monte Carlo.

En este sentido, en el marco del proyecto RLA 9075, se realizó en el 2016 un ejercicio de intercomparación multiparamétrico, en el cual se evaluó el desempeño de distintas dosimetrías disponibles en la Región: personal (TLD, OSL, dosimetría electrónica y film), biológica y computacional para determinar la dosis absorbida en personas expuestas en un escenario accidental de gammagrafía industrial. Además el diseño de este escenario, permitió evaluar la capacidad de respuesta regional en las situaciones más frecuentes de exposición accidental en la práctica de la gammagrafía industrial: irradiación localizada e irradiación homogénea.

Así mismo, los resultados de esta intercomparación se discutieron dentro de la Reunión regional ME-RLA9075-1701167: “Evaluación de Dosis en Situaciones de Sobreexposición” a realizarse del 16 al 20 de octubre de 2017 en Argentina, además de contar con disertaciones y asesoría de reconocidos expertos invitados.

1. INTRODUCCIÓN

Las sobreexposiciones en personas con fuentes de radiación, son eventos poco probables pero, una vez que se dan, pueden producir efectos severos en la salud provocando daños permanentes o incluso la muerte de las personas involucradas. En los últimos cincuenta años, se ha observado a nivel mundial un aumento en el número de accidentes radiológicos, como consecuencia del gran crecimiento del uso fuentes radiactivas en aplicaciones médicas e industriales. Desde 1945, se tiene registro de aproximadamente 600 accidentes radiológicos, donde un 84% de ellos están

* E-mail del Autor: npuerta@arn.gob.ar

asociados a un escenario de irradiación externa de las personas, de los cuales la gran mayoría refiere a una exposición localizada en un lugar específico del cuerpo [1].

A partir del accidente ocurrido en Yanango-Perú, en el año 1999 [2], se marcó la necesidad de realizar cambios en la forma de abordar el tratamiento médico, el cual se iniciaba una vez que aparecían los signos y síntomas de las personas sobreexpuestas. Es así como a partir del año 2005, en el que ocurre el accidente de Nueva Aldea-Chile [3], la conducta médica se apoya en los resultados dosimétricos actuando antes de que se manifiesten los signos y síntomas en las personas involucradas. Por consiguiente, la dosimetría retrospectiva empezó a tener un rol fundamental en situaciones de sobreexposición, ya que permite la estimación de la dosis recibida y su distribución corporal, ayudando de esta forma a los médicos a cargo de las víctimas en la definición de una estrategia terapéutica adecuada.

Actualmente, en la Región Latinoamericana, existen numerosos tipos de dosimetrías que pueden evaluarse en situaciones de sobreexposición, como son: la dosimetría física mediante el análisis de dosímetros personales o materiales luminiscentes presentes en el momento del incidente, la dosimetría biológica mediante el análisis de aberraciones cromosómicas en muestras de sangre, la dosimetría computacional mediante la simulación del escenario con Método Monte Carlo, entre otras. Es por esto que, con la finalidad de crear un soporte técnico para el manejo médico de las víctimas en Latinoamérica, en el marco del Proyecto RLA 9075 se propuso fortalecer los laboratorios de todos los tipos de dosimetría que puedan realizar la evaluación retrospectiva de la dosis en situaciones de sobreexposición.

Para potenciar la evaluación dosimétrica retrospectiva en situaciones de sobreexposición, se plantean en este trabajo un conjunto de objetivos y metas a alcanzar en el periodo 2016-2018, y seguidamente se presenta el plan de actividades y su progreso, el cual esta apuntado a que los laboratorios y/o servicios que habitualmente realizan evaluaciones dosimétricas ocupacionales en situaciones rutinarias, desarrollen capacidades o fortalezcan la evaluación dosimétrica en situaciones de sobreexposición.

2. METAS Y OBJETIVOS

Dada la importancia de fortalecer la respuesta dosimétrica en situaciones de sobreexposición, en el proyecto RLA 9085 se plantea para el periodo 2018-2020, continuar y darle relevancia a la siguiente meta, identificada en el proyecto RLA 9075:

- Fortalecer las capacidades de respuesta dosimétrica en situaciones de sobreexposición mediante la integración de los métodos convencionales disponibles y la implementación y /o avance de nuevas técnicas para este propósito, como son la dosimetría retrospectiva mediante métodos físicos, biológicos, computacionales y personalizados en exposición interna y externa.

Así mismo, se identificaron los siguientes objetivos:

- Propiciar la creación y fortalecimiento de redes regionales dirigidas a la evaluación de dosis en situaciones de sobreexposición.
- Implementar en la región métodos computacionales aplicando nuevos modelos antropomórficos.
- Optimizar las técnicas biodosimétricas a través de la automatización de las metodologías, permitiendo incrementar la capacidad de respuesta de los laboratorios de biodosimetría en caso de escenarios de sobrexposición con víctimas múltiples.

- Avanzar hacia una dosimetría personalizada en exposición interna y externa.
- Estudiar la factibilidad del desarrollo de una técnica biodosimétrica de detección de radicales libres mediante resonancia paramagnética electrónica (EPR).

3. PLAN DE ACCIÓN

Las actividades propuestas con el objetivo de fortalecer las capacidades de respuesta dosimétrica de la Región Latinoamericana en situaciones de sobreexposición, se presentan en la figura 1 con sus respectivos productos esperados y progreso. A continuación se detallan las actividades concluidas.

3.1. Intercomparación Multiparamétrica en Dosimetría Física, Biológica y Computacional

Inicialmente, para valorar adecuadamente la situación actual de América Latina en lo referente a la evaluación dosimétrica en exposiciones accidentales y/o incidentales, se propuso en el 2016 llevar adelante una Intercomparación Multiparamétrica que permitiera evaluar la capacidad de respuesta en la determinación de dosis absorbida en un escenario de sobreexposición, con la dosimetría actualmente disponible en la región. Estuvieron invitados a participar servicios de dosimetría personal, laboratorios de dosimetría biológica y grupos de trabajo o laboratorios con capacidad de realizar la dosimetría computacional. El escenario propuesto en esta intercomparación consistió en simular dos situaciones de exposición accidental en gammagrafía industrial, utilizando una fuente de Ir-192, maniquíes físicos, dosímetros personales y muestras de sangre ubicados en los maniquíes. Las dos situaciones evaluadas fueron:

1) Irradiación localizada, donde el maniquí físico se encuentra en contacto directo o muy próxima a una fuente de gammagrafía
2) Irradiación homogénea, donde el maniquí físico se encuentra a una cierta distancia de la fuente y, por lo tanto, todo o gran parte del cuerpo es uniformemente irradiado.

3.2. Reunión Regional “Evaluación de Dosis en Situaciones de Sobreexposición”

La reunión se llevó a cabo en la Ciudad de Buenos Aires, del 16 al 29 de octubre de 2017, con el objetivo de presentar los resultados de la intercomparación regional realizada en el 2016 y discutir las metodologías actuales y las prácticas regionales para la evaluación de la dosis de los trabajadores después de una situación de sobreexposición. Asimismo, se contó con la participación de expertos invitados del Instituto de Protección de la Radiación y Seguridad Nuclear (IRSN) de Francia, del Organismo de Energía Atómica (OIEA), del Centro de Incidentes y Emergencias de la OIEA (IEC), del Hospital de Quemados del GCBA, de la Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina (CNEA) y de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN).

4. PROGRESO DEL PLAN DE ACCIÓN

El progreso del plan de acción se esquematiza en la figura 1. A continuación se presenta el progreso en detalle de cada una de las actividades propuestas.

4.1. Intercomparación Multiparamétrica en Dosimetría Física, Biológica y Computacional

Se organizó y se evaluó exitosamente en Argentina el ejercicio de intercomparación multiparamétrico. Participaron un total de 38 laboratorios/servicios provenientes de 15 países de la Región Latinoamericana, de los cuales 20 correspondieron a servicios de dosimetría personal, 10 a laboratorios de dosimetría biológica y 8 a grupos de dosimetría computacional. Se demostró el desempeño satisfactorio de aproximadamente el 80% de los resultados reportados por los laboratorios y/o servicios participantes.

Tanto para la condición de irradiación homogénea como para la localizada, se evaluaron niveles de dosis que fueran compatibles con los rangos de trabajo de los dosímetros personales (~0,1 mSv-1Gy) y la dosimetría biológica (100 mGy – 5 Gy).

Se demostró que para los niveles de dosis evaluados, la dosimetría biológica, personal (TLD, OSL, electrónica y film) y computacional presentaron resultados comparables entre sí, sin diferencias significativas.

4.2. Reunión Regional “Evaluación de Dosis en Situaciones de Sobreexposición”

En esta reunión estuvieron presentes representantes de 11 países de la región: Argentina, Chile, Costa Rica, Cuba, Ecuador, Guatemala, Panamá, Paraguay, Perú, Uruguay y Venezuela. Se presentaron y discutieron los resultados de la intercomparación multiparamétrica del 2016, además de contar con las exposiciones de los expertos invitados.

Las conferencias de los especialistas incluyeron la presentación de aspectos dosimétricos en el manejo de los accidentes radiológicos en el IRSN; aplicación de dosimetría física, biológica y computacional en casos ocurridos en Latinoamérica; dosimetría sobre los materiales recolectados en la víctima – EPR; actualización en normas internacionales sobre la radiación y la dosimetría; actividades del IEC para apoyar la respuesta médica en emergencias, consideraciones dosimétricas en la evaluación de pacientes contaminados internamente; experiencia de la respuesta a accidentes en Chile; respuesta médica a accidentes en Argentina; uso de luminiscencia en cabello y uñas como técnica retrospectiva de evaluación de dosis; enfoque de la dosimetría computacional y herramientas numéricas para reconstrucción de dosis en accidentes que involucran dosis por irradiación externa.

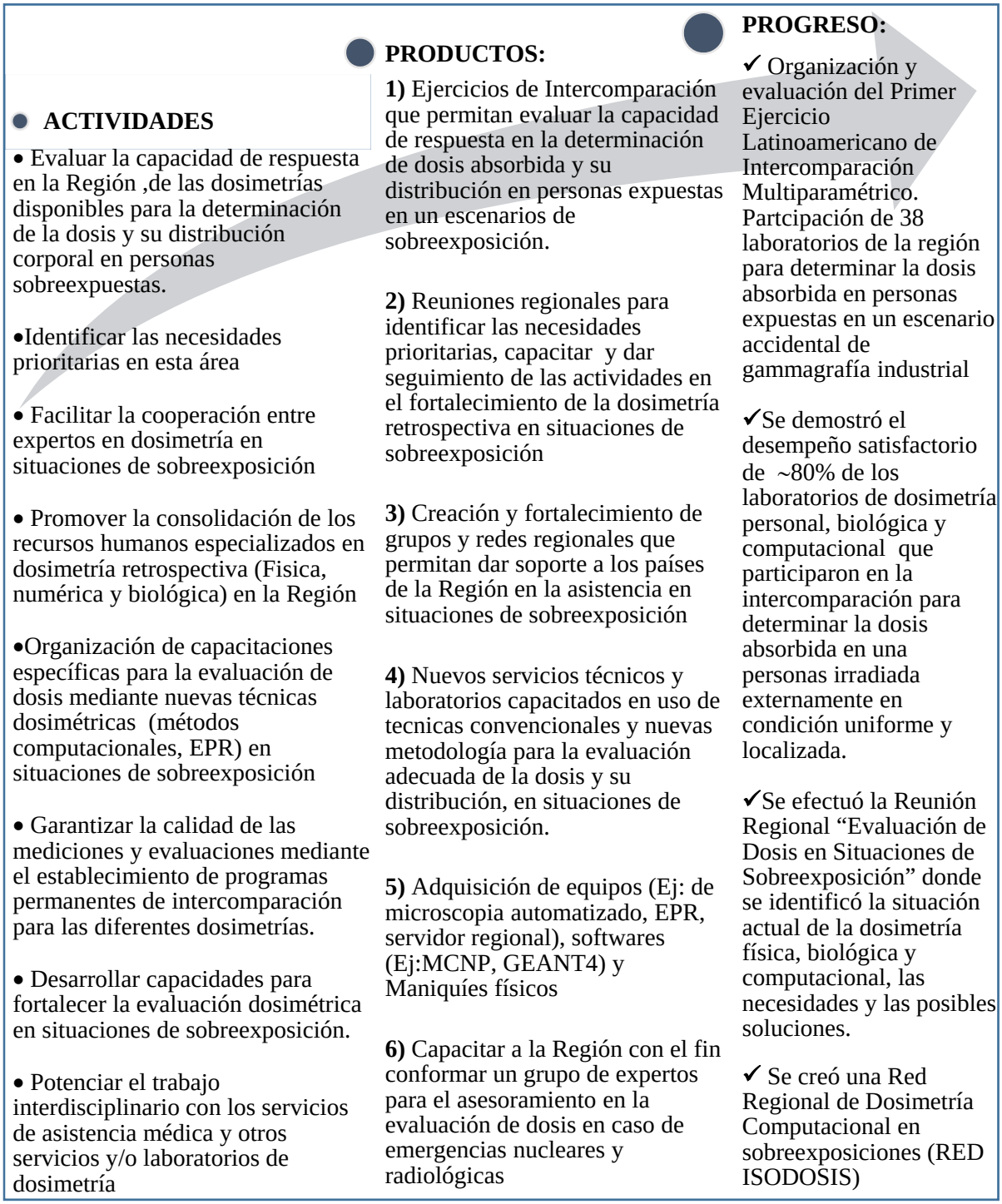


Figura 1. Plan de acción para el fortalecimiento de la dosimetría en situaciones de sobreexposición

Durante la reunión, los participantes elaboraron las acciones a seguir en la región divididos en tres grupos de trabajo, agrupados según las temáticas de interés de cada participante:

G1: Dosimetría Biológica.
G2: Dosimetrías Física e Interna.
G3: Dosimetría Computacional.

En la Tabla 1 se presentan en conjunto la situación actual, necesidades y actividades propuestas por cada grupo [4]:

Tabla 1. Situación a diciembre de 2017, necesidades y actividades propuestas para cada tipo de Dosimetría

	Situación	**Necesidades**	**Soluciones propuestas**
Dosimetría Biológica	Los proyectos RLA 9075/9076, que se encuentran en su etapa final junto con otros proyectos anteriores, permitieron el desarrollo de los laboratorios de dosimetría biológica de siete países de la región. Actualmente se encuentran en proceso de desarrollo laboratorios de otros seis países de la región. De los seis laboratorios que se están incorporando a la LBDNet, uno de ellos (Costa Rica), cuenta con apoyo del OIEA a través de un proyecto nacional, para la adquisición de equipamiento y capacitación del personal.	En los 14 laboratorios se detecta que, la mayoría de ellos tienen necesidades de personal, equipamiento, insumos, capacitación, actualizaciones y curvas de calibración.	Coordinar la propuesta de un proyecto (CRP) que abarque todas las técnicas multiparamétricas (dosimetría externa, biológica, interna y computacional) para la estimación de dosis en caso de sobreexposición accidental. Personal de la ARN puede brindar apoyo al laboratorio de dosimetría biológica de CNEA no solo en capacitación, sino también a través de comparaciones interlaboratorios. Incrementar el personal en los laboratorios de la región. Facilitar la capacitación del personal. Facilitar la actualización del personal en nuevas técnicas. Agilizar los canales de comunicación a través de la red de laboratorios o de los oficiales de enlace del OIEA, de manera que la información llegue a los usuarios. Crear los vínculos necesarios entre los laboratorios de dosimetría biológica y metrología/calibraciones para la construcción de las curvas de calibración en condiciones controladas. Incentivar la participación de los laboratorios secundarios en el taller a realizarse en el 2018.

	Situación	Necesidades	Soluciones propuestas
Dosimetrías Física e Interna	Deficiencias en la comunicación de la información y en la colaboración entre laboratorios de dosimetría física de la región.	Mejorar la comunicación de la información y la colaboración entre los laboratorios.	Creación de una red regional de dosimetría física. Realizar un catastro de todos los laboratorios de dosimetría física (externa) de la región (tecnologías, magnitudes, normas, sistemas de trazabilidad). Fortalecer los vínculos existentes.
	Se realizó el primer ejercicio de intercomparación regional multiparamétrica incluyendo dosimetría física.	Continuar realizando ejercicios de intercomparación multiparamétrica en diferentes escenarios posibles.	Organización de un ejercicio de intercomparación regional en Hp(10) en una situación de sobreexposición en la práctica médica (Consultar la posibilidad de que la organización esté a cargo de Cuba, México o Brasil)
	Deficiencias en la comunicación de la información y en la colaboración entre grupos de cálculo de dosimetría interna de la región.	Mejorar la comunicación de la información y la colaboración entre los grupos.	Realizar un catastro de todos los laboratorios de dosimetría interna de la región (tecnologías, magnitudes, sistemas de trazabilidad). Fortalecer los vínculos existentes en la región.
	Falta de armonización en el cálculo de dosis por exposición interna en situaciones de sobreexposición.	Armonizar el cálculo de dosis por exposición interna en situaciones de sobreexposición.	Realizar una intercomparación regional de cálculo de dosis por exposición interna en situaciones de sobreexposición.
	Actualmente la Región no cuenta con la capacidad de realizar ejercicios de intercomparación en mediciones *in vivo* con contador de todo el cuerpo (CTC).	Contar con un sistema estable de intercomparación de CTC en la región.	Realizar ejercicios interlaboratorios para la medición *in vivo* con CTC.
	Los métodos actuales empleados para la determinación de uranio en orina presentan límites de detección demasiado elevados para cumplir objetivos de radioprotección.	Contar con un sistema de determinación de uranio en orina confiable y trazable que permita disminuir los límites de detección.	Adquirir equipamiento que permita disminuir los límites de determinación de uranio en orina para el control ocupacional hasta 0.1 µg/L, particularmente en la detección de uranio tipo S respetando el período de muestreo establecido.
	Falta de armonización en la estimación de la dosis interna por incorporación de uranio, tritio y actínidos.	Armonizar el cálculo de dosis por incorporación de uranio, tritio y actínidos teniendo en cuenta los nuevos modelos metabólicos.	Recibir capacitaciones de actualización en los modelos metabólicos y en softwares aplicables a dosimetría interna para uranio, tritio y actínidos.
	La región no dispone de conocimientos y capacidades para realizar	Contar en la región con las capacidades para implementar	Realizar un curso regional sobre los métodos y técnicas de dosimetría física aplicables para

	Situación	Necesidades	Soluciones propuestas
	la dosimetría retrospectiva en situaciones de sobreexposición (técnicas de dosimetría física utilizando materiales o muestras de la víctima) .	técnicas de dosimetría retrospectiva, acorde a las características y necesidades propias de la región.	dosimetría retrospectiva en casos de sobreexposición. Crear las capacidades tecnológicas en los países de la región para implementar dichas técnicas.
Dosimetría Computacional	La capacidad de respuesta Regional consiste en 8 grupos de trabajo de 5 países de Latinoamérica. Heterogeneidad en el nivel de conocimiento y aplicación de la dosimetría computacional. Amplia oferta de códigos computacionales pero escasa disponibilidad de licencias. Los Recursos Humanos disponibles no tienen dedicación exclusiva.	Promover la consolidación de los recursos humanos especializados en dosimetría computacional en la Región. Promover la formación de personas capacitadas en la estimación de distribuciones corporales de dosis en personas sobreexpuestas. Difundir la RED ISODOSIS de dosimetría computacional en sobreexposiciones. Organizar capacitaciones específicas para la evaluación de dosis mediante métodos computacionales en situaciones de sobreexposición. Interactuar con las Sociedades Científicas Nacionales y Regionales. Organizar ejercicios de intercomparación.	Crear una página web con Foro activo. Realizar el relevamiento regional sobre las competencias en dosimetría computacional mediante encuestas. Creación de e-mail del grupo para que los interesados en pertenecer a la RED ISODOSIS puedan contactarse red.dos.comp@gmail.com Difusión del grupo en Sociedades Regionales. Identificar los recursos humanos disponibles e interesados en el tema y proponerles la realización del Ejercicio realizado en el año 2017. Promover la instalación de un servidor regional y la adquisición de maniquíes físicos. Talleres Nacionales sobre conocimientos básicos de Geant4 y MCNP en situaciones de sobrexposición Organización de la 2° Edición del Ejercicio de Intercomparación.

5. CONCLUSIONES

La dosimetría retrospectiva desempeña un papel clave para lograr una estrategia terapéutica adecuada en el tratamiento médico de las víctimas de sobreexposición. La dosis puede evaluarse integrando: observaciones clínicas, dosimetría biológica, dosimetría física y computacional. Por lo tanto, la integración entre profesionales de los distintos países de la región como biólogos, físicos, dosimetristas y grupos médicos, tiene un rol fundamental en la respuesta a las emergencias radiológicas.

En el presente trabajo se presentaron los objetivos específicos, el plan de acción y sus avances para lograr el fortalecimiento de la dosimetría retrospectiva en Latinoamérica. Las dos actividades más importantes implementadas fueron la elaboración y evaluación del Primer Ejercicio Latinoamericano de Intercomparación Multiparamétrico; y la organización de la Reunión Regional de Evaluaciones Dosimétricas en situaciones de sobreexposición.

Hasta ahora, la implementación de las actividades programadas ha sido exitosa y se espera que se potencie el trabajo interdisciplinario en la región, para armonizar criterios y evaluar adecuadamente la dosis y su distribución corporal en personas sobreexpuestas.

6. AGRADECIMIENTOS

Financiado por el proyecto RLA 9075 IAEA

7. REFERENCIAS

[1] Huet, Christelle. “Management of radiological accidents at IRSN Dosimetric issues: how to assess the dose?” disertación en la *Reunión Regional Evaluación de Dosis en Situaciones de Sobreexposición*, Ciudad de Buenos Aires, 16 -20 de octubre de 2017.

[2] International Atomic Energy Agency. (1999). The radiological accident in Yanango. Vienna: IAEA. Recuperado de: www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1101_web.pdf

[3] International Atomic Energy Agency. (2009). The radiological accident in Nueva Aldea. Vienna: IAEA. Recuperado de: www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1389_web.pdf

[4] Informe IAEA: “Reunión Regional sobre Evaluación de la Dosis en Situaciones de Sobreexposición”. Secretarias Técnicas: Cinthia Papp y Analía Radl.

Strengthening Occupational Radiation Protection in Argentina

Puerta Yepes, N.; Di Giorgio, M.; Gossio, S.; Vidal, D.;
Castro, L.; López, F. and Canoba, A.

Presentado en: Women in Nuclear.
San Carlos de Bariloche, Argentina, 11 al 17 de marzo de 2018

STRENGTHENING OCCUPATIONAL RADIATION PROTECTION IN ARGENTINA

Puerta Yepes, N., Di Giorgio, M., Gossio, S., Vidal, D., Castro, L., López, F. and Canoba, A.

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina
npuerta@arn.gob.ar, mdigiorgio@arn.gob.ar, sgossio@arn.gob.ar, dvidal@arn.gob.ar , lcastro@arn.gob.ar , flopez@arn.gob.ar, acanoba@arn.gob.ar

I. INTRODUCTION

The RLA 9075 IAEA project was created with the objective of strengthening, in Latin America, an adequate infrastructure for end-users that allows promoting compliance of requirements and regulations for radiation protection of workers and patients, as well as the implementation of national education and training strategies. In Argentina, the project was separated in two parts constituted by both the radiation protection in occupational exposures and patient exposures.

In the occupational radiation protection area, specific objectives were proposed related to topics that were identified of interest among the Nuclear Regulatory Authority's (ARN, acronym in Spanish) controlled installations. The specific objectives were oriented to achieve the optimization of protection program and promotion of safety culture in nuclear medicine, in industrial application, in NORM and radon and strengthening monitoring services. These specific objectives were:

a. Strengthening capabilities for surveillance of occupational internal exposure in Nuclear Medicine Centres (NMCs).

b. Achieve the improvement of prior risk assessment in industrial applications.

c. Providing training to stakeholders related to NORM and radon.

d. Ensuring the quality of measurements and assessments provided by dosimetry services.

II. CURRENT SITUATION IN THE COUNTRY OF OCCUPATIONAL RADIATION PROTECTION OF THE ARN'S CONTROLLED INSTALLATIONS

Argentina has a broad spectrum of radioactive and nuclear installations distributed throughout the country (~1255). The facilities regulated by the ARN have different purposes such as electricity generation, manufacture of nuclear fuel, radioisotope production, sterilization of medical devices, use and application of ionizing radiation in medicine, industry, among others [1].

Currently the number of workers individually monitored throughout the country is approximately 37000, of which, approximately 75% corresponds to diagnostic X-ray workers and approximately 25% to workers of the facilities under regulatory control of ARN. For recording the occupational doses per person, the ARN has a data management system called "NEVADOSIS". Nowadays the number of workers registered in this database is approximately 5755.

A. Occupational radiation monitoring of facilities controlled by ARN

The ARN establishes in its basic radiation safety standard [2] that individual dosimetry monitoring should be performed in all staff that works in controlled areas routinely.

1) External individual monitoring: The ARN does not apply direct control over the technical services that provide dosimetry services, but it does indirectly through requirements for regulated facilities related to the services they choose. Until 2014, the ARN established that the external individual monitoring could only be carried out by dosimetry services involved in periodic intercomparison exercises made by recognized entities. Later, it was found that the requirement of participation was not sufficient to ensure the reliability of dose assessments, so the following requirements were added:

- The service should participate at least in biennial dosimetry intercomparison exercises organized by the ARN or in equivalent periodic exercises organized by an internationally recognized institution.
- The service should meet the requirements of Item 7 "Performance Limits" of the IRAM-ISO 14146 [3]. (The performance of a laboratory is considered acceptable if it meets the criteria established in the IRAM-ISO 14146 standard, which mentions "it is recognized that at most one tenth of irradiated dosimeters can exceed the limits given".
- The service should have a quality management system in which the technical and administrative aspects of personal dosimetry are included, taking into account national and international recommendations.

2) Internal individual monitoring: The control of internal exposure of Class 1 facilities, whose workers have potential risk of intake, is adequately performed by 7 laboratories recognized by the ARN. The Internal Dosimetry Laboratory (LDI, acronym in Spanish) of the ARN continuously is acting as a reference laboratory providing national and regional intercomparison exercises to verify and guarantee compliance to quality assurance standards. Additionally, LDI of ARN organizes training courses and workshops for the dissemination of international criteria for the evaluation of internal dose from direct and /or indirect measurements and for assessing the performance of national LDIs.

On the other hand, recent International Standard developed by ISO [4] has focused on facilities that have increased

potential risk of intake and where routine monitoring program has not been implemented yet. This is the case of internal exposure due to manipulation of radiopharmaceuticals in nuclear medicine centres (NMCs), which represents a potential risk of intake by workers, mainly in the routinely handling of ^{131}I volatile solutions for therapy of thyroid diseases. Therefore it was detected the need to strengthen capabilities for the surveillance of occupational internal exposure in NMCs.

B. NORM and Radon

Regarding NORM, although ARN is not the competent authority, as these activities are not covered by the Nuclear Activity Law, a survey program was initiated by ARN several years ago with the aim of estimating the incidence of NORM exposure for workers in the oil and gas industry, gold mining, spas, and tourist caverns in Argentina.

Radium isotope concentration values measured in some samples were well above the exclusion and exemption values established by IAEA [5]. Although the dose rates measured at most oil and gas facilities were within background levels, significant levels were found in tubing, washing and maintenance areas. In relation with radon levels, above the reference level established for workplaces [6] were detected in gas facilities, gold mine, and tourist caverns. The potential pertinent authorities and the facility owners were informed about the detected values in order to take actions to reduce concentrations. In terms of the spas, almost all values for geothermal waters were below the corresponding guidance levels.

The management of NORM situations has to be subject to a graded approach consistent with the optimization principle [7]. Characterization of the processes is a prerequisite in order to identify those areas that warrant consideration and control. The costs and benefits of introducing regulatory requirements also need to be considered and compared with other options that would achieve the same objective. Once a situation that needs control has been detected, responsibilities for protection have to be assigned and the implementation of control measures and optimization of protection has to be done.

The definition of a pertinent authority related to NORM is an important issue, not only for Argentina but for several countries also. Training stakeholders in NORM assessing the new recommendations of ICRP and IAEA is also an important task.

Regarding residential radon, since the 80s ARN has carried out a measurement program with more than 3000 measurements of radon concentration in homes that were performed within different cities with an average of about 49 Bq/m3. These measurements have indicated that Argentina does not have a systematic problem of exposure to radon that requires more measurements and housing's remediation. Currently housing measurements are performed in homes linked to the potential environmental impact from facilities regulated by ARN, such as the manufacturing uranium mining facilities. The measurements are carried out annually in dwellings associated with these sites. The method commonly used is a time integrated one (passive nuclear track CR-39 detectors), automatic equipment.

In relation to radon in dwellings, the Argentine's Basic Radiological Safety Standard, AR 10.1.1 rev 3 [2] establishes a radon gas action level of 400 Bq/m^3 above which, actions must be taken. Currently the ARN is in the process of reviewing and updating its standards. This includes radon and is oriented to a value of 300 Bq/m^3 equivalent to approximately, 10 mSv/y, according to the new recommendations of IAEA and ICRP [6, 7].

Also ARN has performed radon measurements related with nuclear fuel cycle activities. These are considered planned exposure situations and therefore dose limit for workers apply. Standard AR 10.1.1 establishes in this sense that the limit for workers exposed to ^{222}Rn is 4 Working Level Months in one year [2]. For both radon exposures (residential and occupational) the impact of future changes of radon dose conversion factor has to be assessed.

III. ACTION PLAN AND OUTPUTS

Activities were proposed with the aim to achieve the optimization of the protection program and promotion of safety culture in nuclear medicine, in industrial application, in NORM and radon and for strengthening of monitoring services. These activities were grouped by each topic and are shown in the Figures 1, 2, 3 and 4 with their respective outputs.

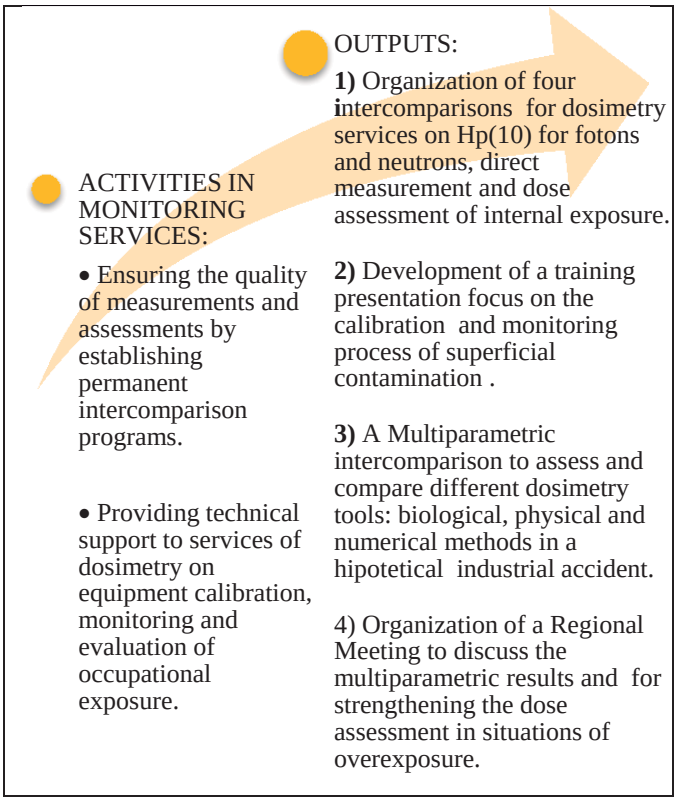


Figure 1. Action plan and outputs in monitoring services

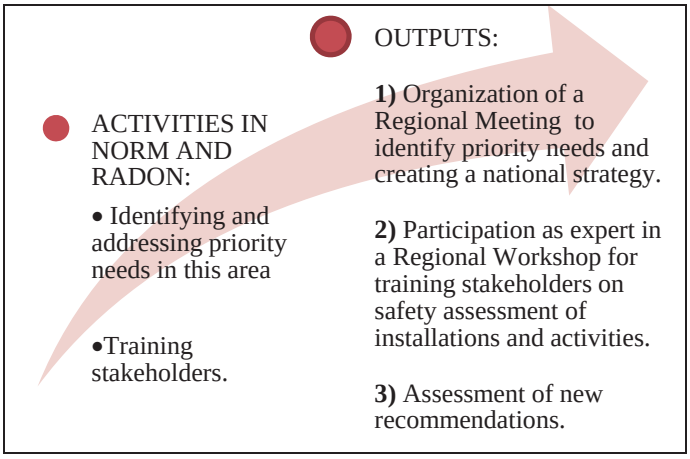


Figure 2. Action plan and outputs in NORM and Radon

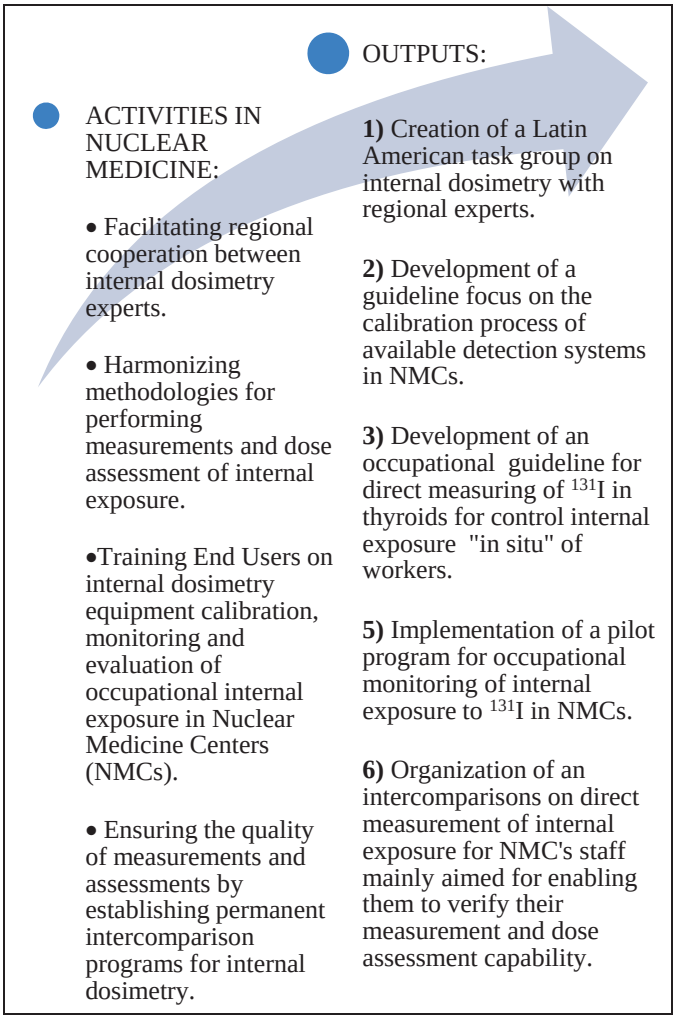


Figure 3. Action plan and outputs in nuclear medicine

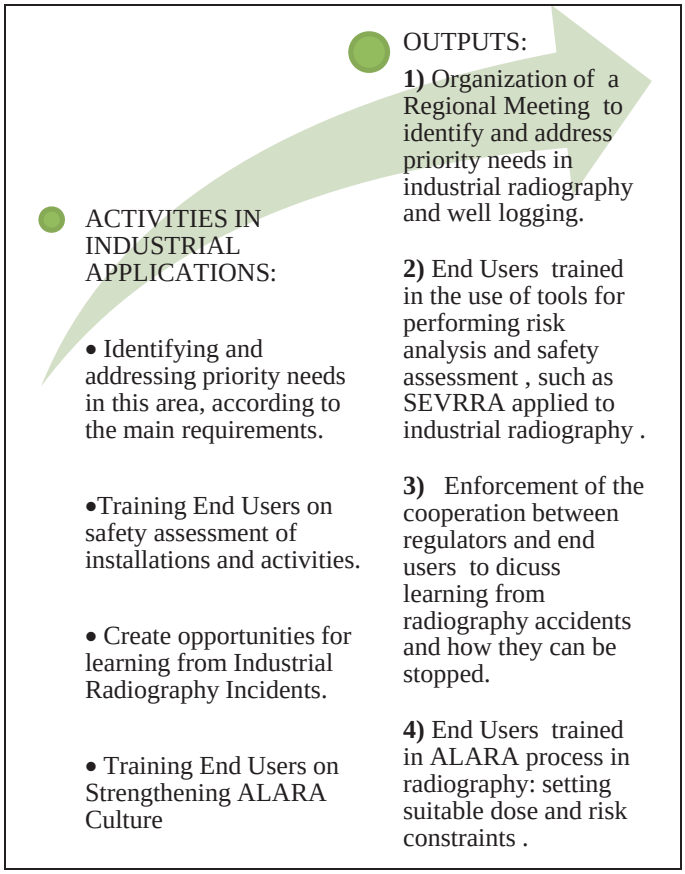


Figure 4. Action plan and outputs in industrial applications

This project was developed using the Logical Framework Approach. The problems identified in ARN's controlled installations were analyzed using cause–effect relationships, and subsequent, they were converted into means–ends relationships in an objective tree. In the figure 5, the objective tree set out in this project is presented, where the roots represent the means and the leaves symbolize their respective expected outcomes. These outcomes are the change or improvement that occurs as a result of the project for each topic proposed.

IV. CONCLUSIONS

There were presented specific objectives, action plans and their outputs for four topics that were identified of interest, which were: the optimization of the protection program and promotion of safety culture in nuclear medicine, in industrial application, in NORM and radon and strengthening of monitoring services. Up to now, the implementation of programmed activities has been successful and it is expected to meet the following outcomes: capabilities strengthened for surveillance of occupational internal exposure in NMCs, improvement of prior risk assessment in industrial applications, ensured quality of measurements and assessments provided by dosimetry services and trained stakeholders related to NORM and radon.

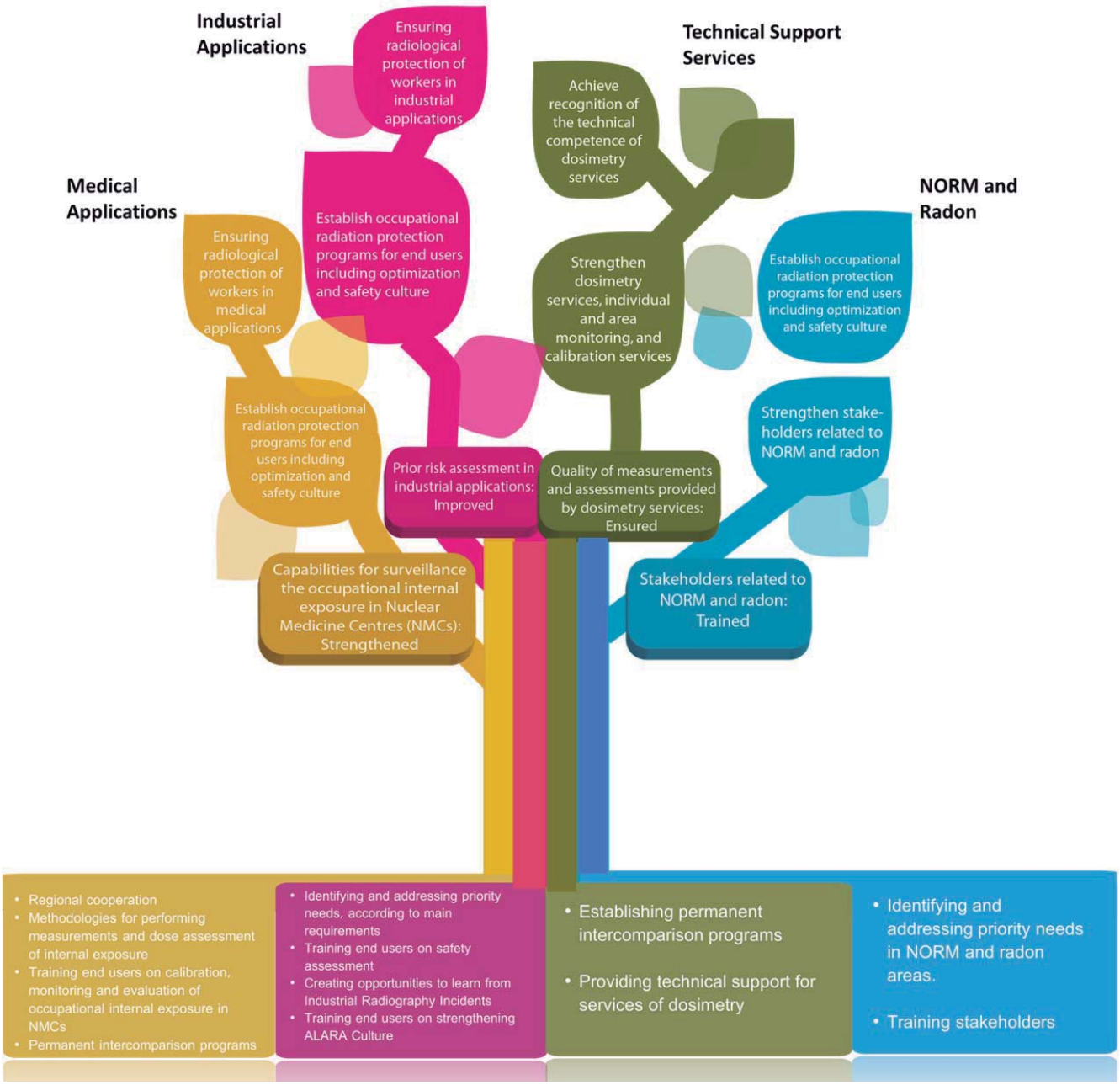


Figure 5. Objective tree for strengthening occupational radiation protection in Argentina

REFERENCES

[1] Informe Annual 2016, Autoridad Regulatoria Nuclear, http://www.arn.gob.ar/es/informes-y-documentos/informe-anual-de-actividades/414-informe-anual-2016

[2] AR 10.1.1 Rev 3, 2003. Norma básica de seguridad radiológica, República Argentina.

[3] ISO 14146, 2002. Radiation protection. Criteria and performance limits for the periodic evaluation of processors of personal dosemeters for X and gamma radiation.

[4] ISO 16637, 2016 (en). Radiological protection -Monitoring and internal dosimetry for staff exposed to medical radionuclides as unsealed sources.

[5] IAEA, 2004. Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance. IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7. International Atomic Energy Agency, Vienna.

[6] IAEA, FAO, ILO, et al., 2014. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3. International Atomic Energy Agency, Vienna.

[7] ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37(2–4).

Enhancing SSAC'S capabilities. The Nuclear Regulatory Authority Experience

Serrano Bentancour, A. and Acosta, M.G.

Presentado en: Symposium on International Safeguards: Building Future Safeguards Capabilities.
Viena, Austria, 5 al 8 de noviembre de 2018

ENHANCING SSAC'S CAPABILITIES
The Nuclear Regulatory Authority Experience

Serrano Bentancour, A.* and Acosta, M.G.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The Nuclear Regulatory Authority (ARN) is the national governmental organization in charge of the regulation of nuclear activities in Argentina, and is independent of any entity dedicated to the use or the promotion of nuclear energy in any of its forms. ARN was created in 1997 by the National Nuclear Activity Act (Law No. 24.804), which established its mission and responsibilities. This autarchic entity within the jurisdiction of the Argentine Presidency has competence on radiological and nuclear safety, physical protection, safeguards and nuclear non-proliferation. As the authority responsible for safeguards implementation, the ARN attaches great importance to assuring efficient and effective safeguards through robust capabilities of the State System of Accounting for and Control of Nuclear Material (SSAC) and a strong connection with external relevant institutions. To fulfill its mission, ARN is committed to continuously develop its own human capacity and outreach to licensees and relevant stakeholders, assuring a clear understanding of safeguards obligations and responsibilities. From an international perspective, ARN maintains interactions with several organizations through mechanisms such as the Cooperation Protocol with the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials; the Agreement with the United States Department of Energy concerning research and development in nuclear material control, accountancy, verification, physical protection, and advanced containment and surveillance technologies for international safeguards application; and the Argentine Support Programme to the International Atomic Energy Agency. These partnerships foster collaboration in safeguards implementation through tailored training and activities on safeguards approaches, measurement techniques, containment and surveillance, the conduct of domestic/regional inspections and the role of a SSAC in implementing international safeguards, among others. The paper focuses on ARN's interfaces in safeguards capacity-building activities conducted during the past four years. It describes the experience gained through in-house training, facility operator engagement and collaborative actions within the above-mentioned frameworks, while sharing the lessons learned.

1. LEGAL FRAMEWORK

The Argentine-Brazilian nuclear rapprochement [1] during the 1980s, characterized by a confidence-building process that ultimately secured a strategic alliance between Argentina and Brazil, led to the signature of a unique safeguards agreement in July 1991: the Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy [2]. This "Bilateral Agreement" incorporated all the nuclear commitments already made by both countries and established the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC), a bilateral agency aimed at the management and implementation of the Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials (SCCC).

Following the Argentine-Brazilian Declaration of Common Nuclear Policy [3], signed in 1990, both Governments continued with the established steps and began negotiations with the International Atomic Energy Agency (IAEA) to conclude a joint safeguards agreement, with the SCCC as a basis. One day after the entry into force of the "Bilateral Agreement", a "Quadripartite Agreement" [4] was signed by Argentina, Brazil, the IAEA and the ABACC for the application of safeguards by both Agencies in each country, establishing provisions similar to those valid for signatories of the model INFCIRC/153 [5]. The "Quadripartite Agreement", which entered into force in March 1994, gave rise to the comprehensive safeguards system that is currently in force in Argentina and Brazil.

* Email: aserrano@arn.gob.ar

Soon after, Argentina and Brazil took the necessary measures to comply with the last provision of the Declaration. Argentina ratified its adherence to the Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America (Tlatelolco Treaty) in January 1994 and to the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT) in February 1995.

At the Argentine national level, the National Nuclear Activity Act (Law No. 24.804) was promulgated in 1997. It gives a transparent view of the nuclear non-proliferation system in Argentina, while stating that the above-mentioned commitments must be considered during nuclear policy formulation and execution.

It also created an independent regulatory body with competences and responsibilities on non-proliferation matters and empowered it to fulfil its mission as State authority responsible for safeguards implementation (SRA) in Argentina.

2. REGULATORY FRAMEWORK

The Nuclear Regulatory Authority (ARN) is the national agency in charge of regulating nuclear activities in Argentina, with competence on radiological and nuclear safety, physical protection, safeguards and nuclear non-proliferation matters. It is an autarchic entity within the jurisdiction of the Presidency of the Nation, with sufficient authority, competence and financial and human resources to fulfil its assigned responsibilities and is independent of any organization dedicated to the use or the promotion of nuclear energy in any of its forms.

The objective of ARN is to develop and apply a regulatory regime for all nuclear activities carried out in Argentina. The Law No 24.804 in its Article 8 establishes that the ARN should perform the functions of regulation to ensure that nuclear activities are developed for purposes authorized by the law and future regulations, in addition to the international commitments and the non-proliferation policies undertaken by Argentina. Similarly, its Article 9 establishes that for carrying out any nuclear activity, all the obligations concerning safeguards and non-proliferation that have been assumed or will be assumed by Argentina must be fulfilled.

The ARN is empowered to exercise regulatory functions such as issuing mandatory regulatory standards; granting licenses and permits to facilities and operators; controlling the compliance of requirements stated in standards and license condition and enforcing the compliance by gradual means.

In particular, the ARN issued the regulatory standard AR 10.14.1.[1] to regulate and enforce compliance from stakeholders regarding nuclear safeguards. It sets out requirements and procedures applicable to nuclear materials and other nuclear-related materials, equipment and information, to ensure with a reasonable degree of confidence that such elements are not diverted for any unauthorized purpose and that nuclear activities are performed in compliance with all the international undertakings and commitments assumed by Argentina.

To enforce regulatory standards, the ARN has the power of applying sanctions, that shall be graded based on the severity of the infringement, such as warnings, fines to be applied proportionately to the severity of the fault and as a function of the potential damage involved, the suspension, permit or authorization of a license or their revocation (among others). On this subject, the “Sanctions Regime for Relevant Facilities for non-compliance with nuclear and radiological safety standards, physical protection, safeguards and nuclear non-proliferation” was approved by Resolution of the Board of ARN No. 24 (11/11/99)[2] and is in force.

Within this legal framework, the ARN has the appropriate authority to exercise safeguards oversight and control over all nuclear material and activities in Argentina, in accordance with its

---

[1] Guarantees on Non-Diversion of Nuclear Materials and other Nuclear-Related Materials, Facilities or Equipment (AR 10.14.1) Revision 0, Approved by Resolution of the Board of Directors of the National Nuclear Regulatory Body No. 60/95 (Official Bulletin 8/6/95), (unofficial translation).

[2] Sanctions Regime for Relevant Facilities for Non-Compliance with Nuclear and Radiological Safety Standards, Physical Protection, Safeguards and Nuclear Non-Proliferation, Approved by Resolution of the Board of Directors of the Nuclear Regulatory Authority No. 24/99 (Official Bulletin 16/11/99), (unofficial translation).

responsibilities as SRA. As pursuant to Article XVI of the Bilateral Agreement, ARN makes its technical capabilities available to the ABACC in support of its activities. It also plays an important role with respect to the joint implementation of safeguards by the IAEA and ABACC.

3. STATE SYSTEM OF ACCOUNTING FOR AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIAL

The ARN established the Argentine State System of Accounting for and Control of Nuclear Material (SSAC) through the above-mentioned Standard AR 10.14.1. To fulfil the requirements of the relevant safeguards agreements, it provides the general criteria of the SSAC that covers all nuclear material in Argentina and clearly specifies the responsibilities and obligations of nuclear facilities and locations outside facilities (LOF) operators.

As general rule, no one can receive, use, process, produce, store, transfer or possess, nuclear materials, or other nuclear-related facilities or equipment, without the proper license or authorization granted by the ARN. The entity applying for the license must provide the Authority with any and all other information that it requires and should designate a person who will be directly responsible for compliance with the provisions of the Standard, the corresponding License or Authorization and the rules and requirements that may be dictated by the Authority in the future.

ARN is committed to foster constructive communications with the licensees to assure a clear understanding of their obligations pursuant to the legislation, and also provides them with technical advice and assistance to achieve the regulatory objectives.

In addition to managing the SSAC, the ARN has its own inspectorate and safeguards analysts to conduct national inspections, collect and analyse the relevant information that would be provided to the ABACC and the IAEA. ARN's safeguards personnel also make the necessary arrangements to enable both Agencies to carry out their verification activities in Argentina. In addition to coordinating international inspections with the Agencies and the licensees, ARN works closely with stakeholders during the planning and scheduling processes of on-site activities and provides technical support to the Agencies when needed.

4. CAPACITY-BUILDING ACTIVITIES

Considering that the effectiveness of the SSAC depends to a large extent on the human capital, the ARN attaches great importance to improving the capabilities of its own workforce and of licensees involved in safeguards-related activities.

Over the last four years, the ARN has conducted different capacity-building activities focusing on the development of the knowledge and skills required to fulfil safeguards commitments. This comprises ARN's human resource development, facility operator engagement and collaborative actions with international partners.

4.1. ARN's human resources development

The ARN strives to offer a comprehensive in-house training programme to its workforce. This includes an introductory course covering all aspects of ARN's mission and responsibilities, two postgraduate courses, among other training options offered by the Regional Training Centre for Latin America and the Caribbean. These courses are administered by the Education and Training Unit of ARN, with additional on the job training and internal theme-based seminars.

Particularly, safeguards-related activities are performed by two areas within the ARN: the Non-Proliferation Policies Division and the Control of Safeguards and Physical Protection Division, bringing together a total of 20 personnel devoted to these tasks. It is worth noting that each of these individuals has been involved in the above-mentioned initiatives, benefitting from their participation in the referred training program.

Since 2016, ARN conducts an introductory course on a monthly basis for its entire staff. It covers ARN's role in the various areas of its competence and aims to explain the activities carried out by each Department. The Non-Proliferation Policies Division and the Control of Safeguards and Physical

Protection Division are responsible for two modules focused on the international non-proliferation regime, the Argentine commitments and the safeguards activities performed by the ARN, including the operation of the SSAC.

Within the framework of a long-term agreement signed with the IAEA in 2008, the Regional Training Centre for Latin America was created. There, ARN has offered postgraduate courses and other training courses on different nuclear regulatory matters. The most relevant are the Specialization Degree in Radiological Protection and the Safety of Radiation Sources, the Specialization Degree on Nuclear Safety and the Basic Course on Radiological Protection. Although they only touch upon basic contents on non-proliferation matters, they have proved to be a solid and broad source of knowledge for new recruits joining the nuclear field, who are expected to become part of the safeguards staff.

On the job training (OJT) is another essential tool for developing the skills and abilities of safeguards staff. OJT gives the personnel a greater understanding of their responsibilities, allows new recruits to learn about the specifics of their role and highlights what is required of them to effectively perform their job. The ARN also recognises the importance of applying OTJ on the daily basis as a continuous learning process, which could help, among others, to increase its retention capacity. A regular and specialized training, including internal workshops, is carried out by both Divisions involved in non-proliferation and safeguards matters. For example, OJT is the main tool used by the Control of Safeguards and Physical Protection Division to train safeguards inspectors and the Non-Proliferation Policies Division uses it primarily to keep their officers' knowledge up to date.

Additionally, a cycle of conferences and seminars has been coordinated by the Education and Training Unit of the ARN since 2017, covering cross-sectional regulatory issues. During 2018, two seminars took place in ARN's headquarters regarding the licensing process of people, facilities type I, II and III, and fuel cycle facilities; and ARN' sanctions regime, including "Sanctions Regime for Relevant Facilities for non-compliance with nuclear and radiological safety standards, physical protection, safeguards and nuclear non-proliferation".

4.2. Facility operator's engagement

The ARN is committed to continuously engage with licensees and relevant stakeholders to assure a clear understanding of their safeguards obligations and responsibilities.

In that respect, it has decided to encompass its engagement efforts into a new training course called "Safeguards and Physical Protection Training Course for Facility Operators". The three-day course is focused on facility operator's specific tasks and duties, regarding safeguards and physical protection, and it is expected to be offered annually. The first two days are entirely dedicated to safeguards-related activities, covering the following subjects:

- Non-Proliferation and safeguards agreements
- Safeguards terminology
- Safeguards commitments pursuant to the National Nuclear Activity Act
- Standard AR 10.14.1
- SSAC - Objectives and requirements
- Nuclear material accounting records and tools
- Exercise - Preparing and submitting accounting reports and inspection files to the ARN
- Safeguards compulsory documentation
- Physical Inventory Taking (PIT)
- National and International Inspections

By the end of the training course, participants are expected to acquire a solid understanding of their responsibilities and duties regarding safeguards and, above all, to be aware of the important role they are playing towards nuclear non-proliferation.

The last edition of the "Safeguards and Physical Protection Training Course for Facility Operators", held in September 2017, was attended by thirty five operators from all the relevant facilities of the Nuclear Fuel Cycle in Argentina, with a significant geographical representation.

In addition, the ARN has delivered on-demand workshops that have been tailored to address specific needs of relevant stakeholders. For instance, ARN staff has developed courses to address performance gaps, the implementation of new safeguards approaches/procedures, etc.

The most recent example of these efforts is the workshop on the Short Notice Random Inspection (SNRI) scheme to be implemented at a conversion plant in Argentina. It was attended by personnel from the facility involved, included managers and authorities.

Considering the interest expressed by the participants, the ARN plans to continue with existing initiatives and to develop substantive efforts to improve the stakeholder's engagement strategy.

Furthermore, the ARN invites facility operators to participate in each training course it hosts in cooperation with other national or foreign institutions as was the case, for example, for the workshops jointly organized with the US Department of Energy (DOE) mentioned below.

4.3. International cooperative initiatives

The ARN is devoted to maintaining a strong connection with foreign relevant institutions to foster collaboration on non-proliferation matters. Some key partnerships are the Cooperation Protocol with the ABACC; the Agreement with the DOE, and the Argentine Support Programme to the IAEA.

The Cooperation Protocol with the ABACC aims to foster collaboration between the ARN and the ABACC concerning safeguards techniques, laboratories, equipment and other services of mutual interest. In July 2017 both signed the "Specific Agreement N° 5", which establishes the joint provision of training on non-destructive assay (NDA) for safeguards applications to ABACC inspectors. It covers subjects such as NDA techniques and equipment; operational procedures for equipment, software and measurements; ABACC/IAEA joint use procedures for common use of equipment; good practices and measurement acceptance criteria. The training is carried out in ARN's safeguards laboratory and includes several measurement exercises. Since its inception, thirteen Argentine ABACC inspectors have received this in-depth training.

Furthermore, ARN inspectors, the majority of whom also serve as regional inspectors, benefit from the continuous training they receive from the ABACC. The knowledge and skills that they receive as ABACC temporary staff during these trainings also improve their capacities as national inspectors, and this translates into the strengthening of ARN human resources capabilities.

Within the framework of the Agreement between ARN and DOE Concerning Research and Development in Nuclear Material Control, Accountancy, Verification, Physical Protection, and Advanced Containment and Surveillance Technologies for International Safeguards Applications, two Action Sheets with an exclusive focus on training were negotiated in 2017 and carried out in 2018.

Through the 19th Action Sheet ARN and DOE agreed to provide Technical Training for Argentine Safeguards Specialists in two topical areas: NDA and statistics for safeguards applications. Within this Action Sheet, DOE invited three senior ARN safeguards staff members to attend the Advanced Gamma and Neutron NDA training courses held in March 2018 at Los Alamos National Laboratory (LANL). Similarly, a five-day training course on statistical methodologies for safeguards applications was held in Buenos Aires in August 2018, covering the following topics: measurement models, variance propagation techniques, statistical concepts in enrichment measurements, destructive analysis, sampling variability, neutron measurements, holdup and waste measurements, material balance evaluation, measurement errors, MUF, shipper/receiver difference and nuclear material measurements at the ABACC.

Through the 20th Action Sheet, ARN and DOE agreed to jointly host a workshop on domestic safeguards inspections, for countries in the Americas. It was held from June 25-29th, 2018 in Buenos Aires, and was attended by participants from eight countries and two safeguards Agencies (IAEA and ABACC), offering a concrete example of how the benefits of a key bilateral partnership can be extended to other countries. The workshop tackled several issues such as national inspections, safeguards terminology, basic nuclear material accounting and control principles, the role of a national inspections program in implementing IAEA safeguards, regulatory basis for inspections, supporting documents, elements of a national inspections program, data collection and note taking techniques, inspection planning, determining deficiencies and documenting inspection results. The ABACC was invited to the workshop to deliver a presentation on "ABACC Safeguards Regional System: Experience and Cooperation".

The Argentine Support Programme (ARG-SP) to IAEA safeguards is another important framework of cooperation for the ARN. It coordinates the ARG-SP through the two divisions involved in non-proliferation related issues, the Non-Proliferation Policies Division and the Control of Safeguards

and Physical Protection Division. While modest in size, the ARG-SP, has supported several and relevant tasks since 1994. Most of them have focused on safeguards approaches, NDA techniques and containment verification. In the last four years, the ARG-SP has accepted new challenges and currently has six active tasks.

While assisting and supporting IAEA safeguards, ARN staff has improved its skills and practices or has acquired new knowledge. By participating in diverse tasks, maintaining close contact with experts in the field and striving to address different challenges, the personnel have strengthened and enhanced their own capabilities. As examples, it is worth highlighting the task "Guidance for Designers and Operators on Design Features, Measures to Facilitate Implementation of Safeguards at Future Nuclear Fuel Cycle Facilities", completed in 2017; and the ongoing task "2D Laser Sealing System Test at RAD1", which involves a new concept in safeguards containment using a two-dimensional laser containment curtail with the potential benefit of improving the effectiveness and efficiency of Spent Fuel verification.

The ARN has also greatly benefited from the SSAC regional and international training courses organized by the IAEA, among other initiatives. Most of ARN staff members with safeguards responsibilities have participated in SSAC training courses, which have proven to be a solid foundation of knowledge for the establishment and maintenance of an effective SSAC.

5. CONCLUSIONS

The Nuclear Regulatory Authority has established and maintains the Argentine SSAC, whose effectiveness heavily depends on the skills, knowledge and expertise of its staff members and of the operators and licensees involved in safeguards-related activities.

Consequently, the ARN attaches great importance to reinforce capacity-building efforts. Over the last four years, the regulatory body has conducted different training and outreach activities focusing on the development and improvement of the capabilities required to fulfil the safeguards commitments.

ARN safeguards personnel have participated in several in-house training activities, including an introductory course covering all aspects of ARN’s regulatory competencies, with a specific module on non-proliferation, national safeguards and SSAC. Some of these individuals have obtained the Specialization Degrees on Nuclear Safety or in Radiological Protection and the Safety of Radiation Sources, while others have become Radiological Protection Technicians, after months of full-time dedication at the Regional Training Centre for Latin America and the Caribbean administered by the ARN.

On the job training, through continuous and tailored activities, has been a useful tool for both ARN divisions dealing with safeguards policy and implementation. The cycle of conferences and seminars coordinated by the Education and Training Unit has aroused the interest of many safeguards staff members that have attended to learn from ARN specialists and experts.

The ARN also has recognized the need for strengthening stakeholders outreach. In that regard, it has carried out different engagement activities to assure a clear understanding of safeguards obligations and responsibilities among licensees. The positive feedback from the operators who attended the “Safeguards and Physical Protection Training Course for Facility Operators” training course, have encouraged the ARN to continue along this path. Likewise, on-demand workshops tailored to address specific needs have also been of great value in terms of safeguards implementation. These activities have been key to ensure compliance and to improve communications and build fruitful and close cooperation with relevant stakeholders.

The institutional interaction with foreign organizations, within the respective cooperation framework, has facilitated the successful conclusion of important cooperation activities that complement the above-mentioned capacity-building efforts. Key partnerships with the ABACC and the DOE have allowed the ARN to enhance its own workforce’s and licensees’ capabilities. The ARG-SP to the IAEA safeguards has been a valuable framework for achieving mutually beneficial outcomes concerning the development and strengthening of safeguards expertise. Finally, the SSAC training courses have provided the ARN personnel with fundamental knowledge and skills to improve its capabilities leading to a more robust SSAC in Argentina.

The ARN has always had a wide commitment to training and considers that these activities are a key towards competence building in the various angles of safeguards implementation. The ARN believes in its importance and looks forward to expanding and improving its capacity-building strategy on non-proliferation matters.

ACKNOWLEDGEMENTS

We would like to express our deepest appreciation to our colleagues from the Non-Proliferation Policies Division, the Control of Safeguards and Physical Protection Division and the Education and Training Unit within the ARN for the information provided to complete this paper.

REFERENCES

[1] CARASALES, J., “The Argentine-Brazilian nuclear rapprochement”, The Nonproliferation Review, Monterey, California (1995).
[2] Agreement Between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy, INFCIRC No. 395, IAEA, Vienna (1991).
[3] Argentine-Brazilian Declaration of Common Nuclear Policy, INFCIRC No. 388, IAEA, Vienna (1990).
[4] Agreement of 13 December 1991 Between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards, INFCIRC No. 435, IAEA, Vienna (1994).
[5] The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC No. 153, IAEA, Vienna (1972).

Cálculos de los coeficientes de reactividad para la Central Nuclear Embalse obtenidos con los códigos WIMS-CITVAP y CONDOR-CITVAP

Spinella, M.R.; Mascitti, J.A. y Lazarte, A.I.

Presentado en: Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear - AATN.
Buenos Aires, Argentina, 5 y 6 de diciembre de 2018

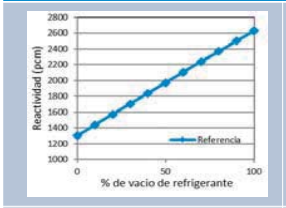
AATN REUNIÓN ANUAL 2018

CÁLCULOS DE LOS COEFICIENTES DE REACTIVIDAD PARA LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE OBTENIDOS CON LOS CÓDIGOS WIMS-CITVAP Y CONDOR-CITVAP

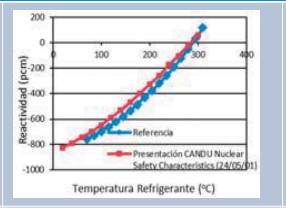
Spinella, M. R., Mascitti, J. A., Lazarte, A. I.
mspinella@arn.gob.ar

Resumen: Se efectuó el modelo simplificado de celda y de reactor con las cadenas de cálculo WIMS-CITVAP y CONDOR-CITVAP para un reactor tipo CANDU con parámetros constructivos similares a los correspondientes a la Central Nuclear Embalse. Se calcularon, reactividades y coeficientes de reactividad en función de variables neutrónicas importantes para la seguridad. Las evaluaciones se realizaron para diferentes distribuciones de equilibrio con quemado promedio entre 3800 y 4000 MWd/TU . En los gráficos que se presentan se ha denominado Referencia al caso asociado al reactor en estado nominal sin envejecimiento. Debe tenerse en cuenta que no se han incluido en los modelos las barras de control.

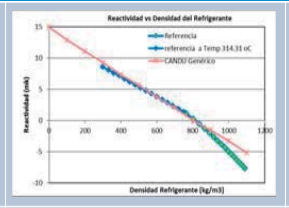
WIMS-CITVAP: Cálculos con parámetros constructivos de Referencia



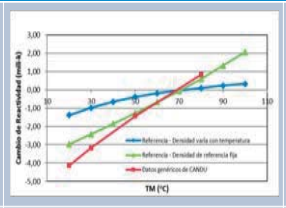
Reactividad vs vacío de refrigerante.



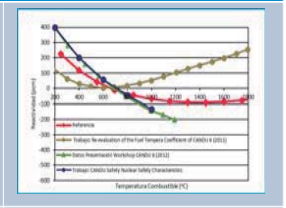
Variación de la Reactividad vs Temperatura de Refrigerante (densidad varía con la temperatura). Datos CANDU genérico tomados de [1].



Variación de reactividad vs densidad de refrigerante para una temperatura fija.



Cambio de reactividad por temperatura de moderador. Curvas normalizadas a en condiciones de referencia. Al incrementarse la temperatura desde 20ºC hasta 71ºC la reactividad aumenta 139 pcm, dando un coeficiente de reactividad de 2.73 pcm/ºC.

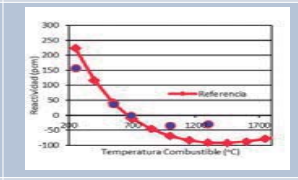


Curvas de reactividad en función de la Temperatura de Combustible extraídos de las referencias [1], [2] y [3].
El valor obtenido de la bibliografía para el coeficiente de reactividad es de -0.006 mili-k/ºC, mientras que los actuales cálculos dan -0.0034 mili-k/ºC.

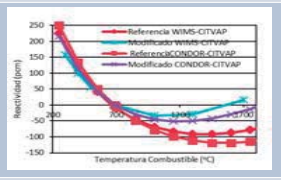
Sensibilidad de los resultados frente a variaciones de los datos de Referencia

Reactividades vs temperatura de combustible.

Resultados obtenidos utilizando parámetros constructivos de referencia y modificados para representar el envejecimiento o diferentes condiciones de operación. También se estudiaron cambios en las condiciones de quemado y comparaciones con el modelo desarrollado para la línea CONDOR-CITVAP.



Comparación entre resultados con distribuciones de quemado promedio de 3965 (Referencia) y 3818 MWd/TU.



Reactividades en función de la temperatura de combustible obtenidas con la cadena CONDOR-CITVAP. Comparación con otros cálculos.

Diferencia entre los cálculos de reactividad con parámetros de Referencia y los modificados por variación en densidad y composición de refrigerante y moderador, geometría del tubo presión, masa y densidad de Uranio y potencia térmica

Quemado (MWd/TU)	Diferencia (pcm)
0	331
1000	323
3000	332
5000	348
10000	391
13000	412

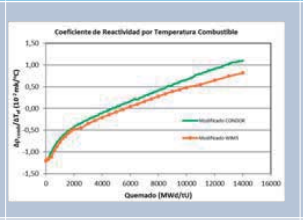
Diferencias máximas entre la reactividad obtenida para el caso de Referencia y la determinada modificando parámetros

Parámetro modificado	Composición y densidad del refrigerante	Composición y densidad del refrigerante y moderador	Dimensiones del Tubo de Presión (creep)	Composición y densidad del refrigerante y moderador y dimensiones del Tubo de Presión (creep)
Reacividad (pcm)	-45	-132	141	-45

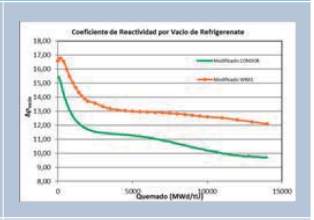
Comparaciones CONDOR-WIMS para quemados uniformes del núcleo.

CONDOR vs WIMS Parámetros Referencia

Quemado (Mwd/TU)	Diferencias en reactividad CONDOR-WIMS (pcm)
1000	646,90
5000	640,41
7500	476,86
10000	170,22
11000	38,12
12000	-114,21
13000	-261,82



Coeficiente de reactividad por temperatura de combustible calculados con k efectivo para Parámetros Modificados. Comparación entre resultados dados por WIMS y CONDOR.



Coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante calculados con k efectivo para Parámetros Modificados. Comparación entre resultados dados por WIMS y CONDOR.

Coeficientes de reactividad obtenidos con WIMS y CONDOR

Caso	Caso Base	Temperatura de Combustible (+300°C)		100% Vacio de Refrigerante	
	K-ef	K-ef	$\Delta\rho_T/\Delta T_d$ (10^{-5} mk/°C)	k-ef	$\Delta\rho_{vacio}$ (mk)
Referencia WIMS	1,01309	1,01284	-0,2436	1,02695	13,322
Modificado WIMS	1,02069	1,02045	-0,2304	1,03479	13,356
Modificado CONDOR	1,02346	1,02323	-0,2196	1,03642	12,218

CONCLUSIONES: Se exhibieron las cadenas de cálculo disponibles en ARN como complemento para realizar evaluaciones. En este caso se presentó un modelo simple del reactor. Las ensayos efectuados en función del quemado a nivel de cálculo de celda, mostraron que las variaciones producidas por la densidad y composición de refrigerante y moderador son del mismo orden pero de signo opuesto a las resultantes de corregir por "creep". Por lo tanto, en el balance general sus efectos prácticamente se compensan, produciendo en conjunto una diferencia de -50 pcm con respecto a los cálculos de referencia. El resto de las magnitudes verificadas, masa y densidad de uranio y potencia aportan pocos pcm de cambio negativo con respecto a la referencia.

Los coeficientes de reactividad, para temperatura de combustible y vacío de refrigerante, obtenidos con ambas cadenas de cálculos tanto para el caso de referencia como para el correspondiente a todo el conjunto parámetros antes mencionados modificado dieron valores similares.

REFERENCIAS

[1] D.G. Snell, CANDU Safety #3 - Nuclear Safety Characteristics- Canteach Publication Library. Nuclear Safety Characteristics. ppt Rev.0, 2001.
[2] Y. Kim, Monte Carlo Re-evaluation of CANDU-6 , Physics Parameters, Otawa, Canada, 2012.
[3] Y. Kim y D. Hartanto, Re-evaluation of the Fuel Temperature Coefficient of CANDU 6., Korea, 2012.

Accidente de pérdida de refrigerante por rotura de colector de entrada con indisponibilidad del sistema de inyección de emergencia del núcleo en la Central Nuclear Embalse

Ugarte, R.; Lazarte, A.I. y Corzo, S.F.

Presentado en: XII Congreso Argentino de Mecánica Computacional.
Tucumán, Argentina, 6 al 9 de noviembre de 2018

ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE POR ROTURA DE COLECTOR DE ENTRADA CON INDISPONIBILIDAD DEL SISTEMA DE INYECCION DE EMERGENCIA DEL NUCLEO EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Ricardo Ugarte, Alejandro I. Lazarte[a] y Santiago F. Corzo[b]

[a]*Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), alazarte@arn.gob.ar, Av. Del Libertador 8250, CABA C1429PNB*

[b]*Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET) Predio CONICET Santa Fe "Dr. Alberto Cassano", scorzo@cimec.santafe-conicet.gov.ar, Colectora Ruta Nac Nro 168, Km 0, Paraje El Pozo, 3000 Santa Fe.*

Palabras Clave: Central Nuclear Embalse, LOCA, RELAP5.

Resumen. La Autoridad Regulatoria Nuclear con soporte externo del Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC) ha desarrollado un modelo termo-hidráulico de la planta en RELAP5 mod. 3.3 patch4 que incluye la cinética puntual. Este modelo es utilizado para la revisión del análisis de seguridad de la Central Nuclear Embalse. El presente trabajo tiene por objetivo la simulación de un accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA), debido a la rotura de un colector de entrada con indisponibilidad del sistema de inyección de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS). En el caso de este tipo de reactores, la rotura conduce a una rápida descarga de refrigerante provocando el incremento de la fracción de vacío en el núcleo y una rápida inserción de reactividad que causa un aumento de la potencia que es controlado por los mecanismos de extinción para el apagado del reactor. El aumento de la presión en el edificio de la contención, produce el inicio del sistema de rociado para mitigar ese aumento de presión. Como la presión del circuito primario se reduce considerablemente (debido a la pérdida de inventario) y aumenta la presión en la contención, se dispara la señal de LOCA que habilita al ECCS. El presente análisis consiste en la verificación de la secuencia del accionamiento de los sistemas de seguridad, los tiempos de disparo del correspondiente mapa de cobertura de los sistemas de extinción y la acción del ECCS. Se verifica el cumplimiento de las funciones de los sistemas de seguridad y que los tiempos de disparo se producen de acuerdo con lo esperado por diseño, demostrándose que el modelo es una herramienta útil con la capacidad para realizar estudios de licenciamiento.

LOSS OF COOLANT ACCIDENT DUE TO THE BREAKAGE OF AN INLET HEADER WITH EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM INYECTION UNAVAILABLE IN EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT

Ricardo Ugarte, Alejandro I. Lazarte[a] and Santiago F. Corzo[b]

[a]*Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), alazarte@arn.gob.ar, Av. Del Libertador 8250, CABA C1429PNB*

[b]*Centro de Investigación de Métodos Computacionales (CIMEC-CONICET) Predio CONICET Santa Fe "Dr. Alberto Cassano", scorzo@cimec.santafe-conicet.gov.ar, Colectora Ruta Nac Nro 168, Km 0, Paraje El Pozo, 3000 Santa Fe.*

Key Words: Central Nuclear Embalse, LOCA, RELAP5.

Abstract: The Nuclear Regulatory Authority with external support from the Computational Methods Research Center (CIMEC) has developed a thermo-hydraulic model of the plant in RELAP5 mod. 3.3 patch4, that includes point kinetics. This model is being used for the review of the safety analysis of the Embalse Nuclear Power Plant. The objective of this work is to simulate a primary coolant loss accident (LOCA), due to the breakage of an inlet header with unavailability of the core emergency cooling injection system (ECCS). In this type of reactors, the rupture leads to a rapid discharge of refrigerant causing the increase of the vacuum fraction in the core and a rapid insertion of reactivity that causes a power increase that is controlled by the extinction mechanisms for the shutdown of the reactor. The increase in pressure in the containment building, produces the start of the spray system to mitigate that pressure increase. As the pressure of the primary circuit is considerably reduced (due to the loss of inventory) and the pressure in the containment increases, the LOCA signal that enables the ECCS is triggered. The present analysis consists in the verification of the sequence of the activation of the safety systems, the firing times of the corresponding coverage map of the extinction systems and the action of the ECCS. The compliance of the functions of the security systems is verified and the firing times are produced according to the expected design, demonstrating that the model is a useful tool with the capacity to carry out licensing studies.

1. INTRODUCCIÓN

La Central Nuclear Embalse (CNE), del tipo CANDU6, se encuentra en proceso de extensión de vida. Para continuar con la operación, se requiere el reemplazo de componentes y la implementación de cambios de diseño. Como parte de los estudios a realizar durante el proceso, se encuentran la actualización y las verificaciones del análisis de seguridad.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) para encarar este proceso, decidió, con la colaboración y asesoramiento de una organización externa realizar el análisis y la simulación de un determinado conjunto de accidentes mediante un modelo de planta completamente independiente. Para el desarrollo del modelo de la CNE se utilizó el código de sistemas RELAP5 mod3.3 patch 4, distribuido por la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos (US-NRC) y de una interfaz gráfica denominada SNAP2.5.8 (también distribuida por la US-NRC).

El código de cálculo RELAP5 es utilizado muy ampliamente en la industria nuclear, tanto por reguladores como por diseñadores, por lo que existe una gran experiencia de uso y de validación del mismo como puede encontrarse en (Fletcher et al. 2010). Adicionalmente, los autores han hecho diversas validaciones de modelos y verificaciones del código para reactores tipo CANDU6 (Lazarte et al. 2015) (Corzo et al., 2016) (Corzo et al., 2017a). El desarrollo del modelo tiene como principal objetivo generar conocimiento sobre el comportamiento de la CNE frente a accidentes base de diseño y proveer una herramienta para realizar cálculos independientes a los realizados por el diseñador y operador de la CNE. El modelo puede ser utilizado para proveer información del comportamiento de la planta sobre un extenso escenario de eventos operacionales.

En este marco, el presente trabajo analiza una pérdida de refrigerante primario (LOCA) debido una rotura del 2A del 35% del colector de entrada (35% de dos veces el área transversal del colector, esto equivale a 0.07455 m^2). La rotura produce la descarga del refrigerante dentro de la contención y por lo tanto se incrementa la presión dentro del recinto. El evento se caracteriza por una rápida despresurización del sistema primario de transporte de calor (SPTC) y la formación de vapor dentro del mismo. Un escenario de similares características fue analizado por los autores en (Corzo et al., 2017b), donde se estudió un accidente LOCA 60% en la aspiración de una de sus bombas.

Los sistemas de seguridad tienen importancia para evitar las consecuencias del accidente. El sistema de inyección de agua de emergencia (ECCS) interviene en el evento para rellenar el SPTC y garantizar la remoción del calor residual de decaimiento. El edificio de la contención experimenta un aumento en la presión hasta el momento del disparo del sistema de rociado (“Dousing”). Este sistema de seguridad mantiene controlada la presión del edificio de contención. El sistema de “Crash-Cooldown” permite refrigerar el SPTC mediante la apertura de las válvulas de seguridad del sistema secundario y la aislación de circuitos evita la pérdida de inventario desde el circuito que no fue dañado.

Para este estudio se consideró la indisponibilidad del sistema de inyección de emergencia. El objetivo de este trabajo es verificar la efectividad de los sistemas de extinción (SP1 y SP2), como también las funciones secundarias del ECCS y los

sistemas de la contención. Los resultados presentados muestran un comportamiento de acuerdo con lo esperado.

2. MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR

La CNE, tendrá luego de la extensión de vida una potencia térmica en el núcleo de 2064 MW en condiciones nominales y a una presión de 100 bar. El núcleo consiste en 380 canales con elementos combustibles dispuestos horizontalmente. El SPTC tiene dos circuitos cerrados de refrigeración en forma de "8". Estos circuitos, si bien son independientes, se encuentran interconectados en varias ubicaciones. Una descripción extensa del funcionamiento y de los componentes de un CANDU6 puede encontrarse en (https://canteach.candu.org) y, por razones de brevedad, no serán reescritas en este trabajo.

El SPTC contiene las cañerías de transporte del refrigerante, cuatro generadores de vapor verticales (GVs), cuatro bombas principales, cuatro colectores de entrada y cuatro colectores de salida. Entre las ramas calientes de cada circuito se encuentran dos líneas de interconexión o de "by-pass" cuyo objetivo es mantener la estabilidad en el SPTC. Un esquema del SPTC se muestra en la Figura 1. La temperatura de entrada al núcleo oscila entre 260°C y 267 °C dependiendo del envejecimiento de planta y egresa a aproximadamente 309°C como una mezcla bifásica con un contenido bajo de vapor. El caudal de circulación por lazo es ligeramente superior a 2100 kg/s.

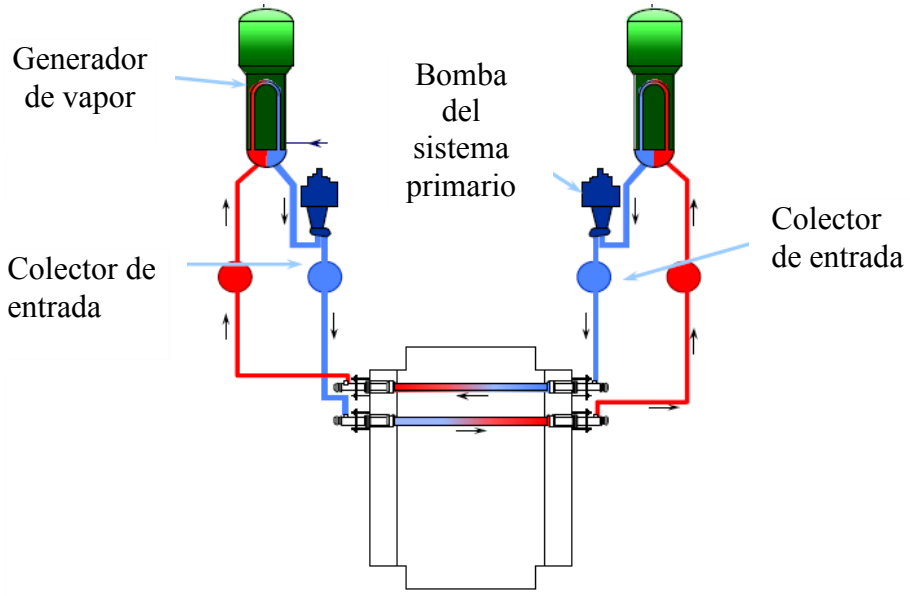


Figura 1: Esquema un circuito de refrigeración del SPTC de un CANDU6.

En cada uno de los canales de combustible, el refrigerante entra y sale por tubos de alimentación (denominados "feeder") que llevan o toman el refrigerante desde o hacia un colector. Adicionalmente, en el SPTC existen conexiones con el sistema de control de presión, el sistema de purificación, el sistema de control de inventario (F&B), el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS) y el sistema de refrigeración de parada (SEP). A continuación, se describe resumidamente la implementación de cada uno de estos sistemas, los detalles del modelo pueden ser encontrados en (Lazarte et al.

2015).

2.1. Sistema primario de transporte de calor

La Figura 2 muestra un esquema del modelo en RELAP5 del SPTC. Las cuatro bombas principales fueron modeladas usando bombas tipo “Bingham”. El sistema de control de presión consiste en el tanque presurizador con los calefactores, el tanque desgasificador con las válvulas de alivio de vapor y las válvulas de descarga de alivio líquido del SPTC hacia el desgasificador.

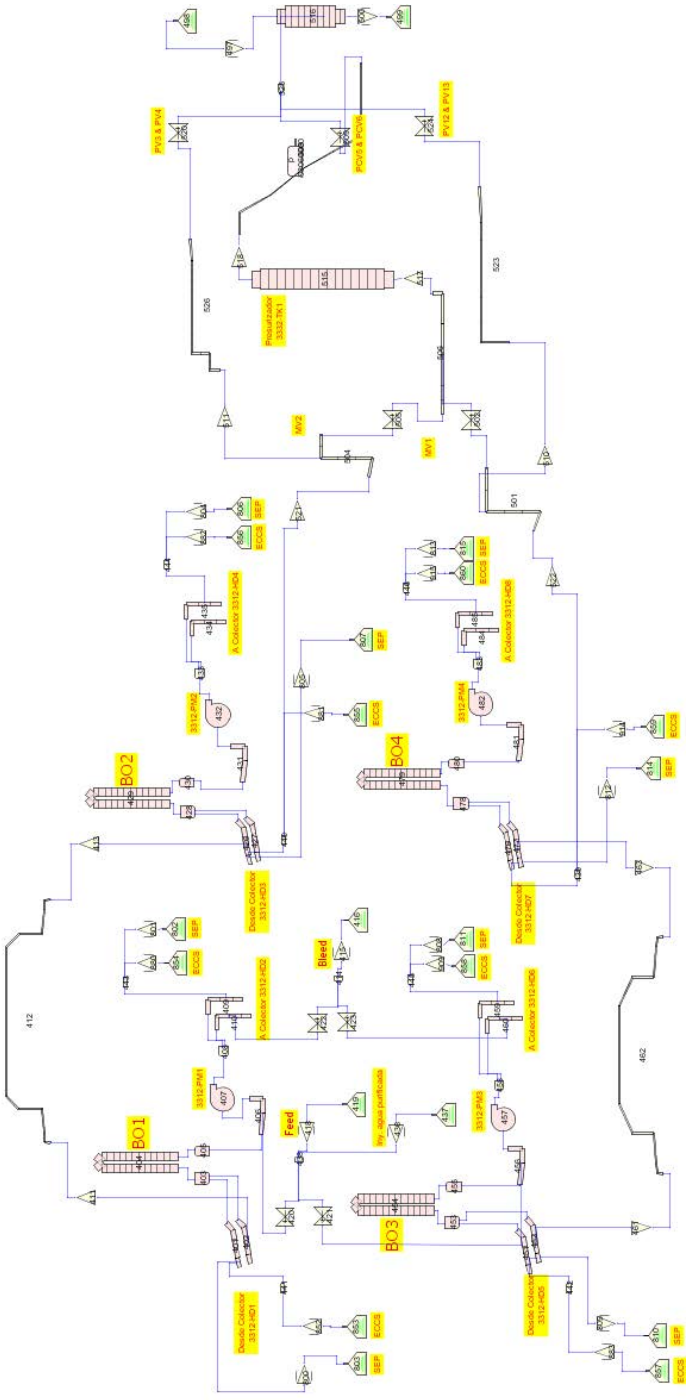


Figura 2: Esquema de la nodalización del SPTC del modelo de la CNE.

El núcleo de la CNE se modeló en 5 zonas hidráulicas por circuito y cada zona corresponde a dos canales promedios, dando un total de 20 canales (Ver Lazarte et al. 2015).

2.2. Sistema secundario

El modelo contiene gran parte del sistema secundario de planta, aunque se ha realizado un conjunto de simplificaciones en algunos componentes. Este modelo consiste en: las líneas de agua de alimentación (incluyendo bombas de alimentación principal y auxiliar), GVs, líneas de vapor vivo, válvulas reguladoras de nivel de los GVs, válvulas de admisión al condensador (CSDV) y válvulas de admisión a turbina (TGV). También se cuenta con válvulas de seguridad (MSSV) y las válvulas de alivio a la atmósfera (ASDV). La turbina y el condensador son asumidas como condiciones de contorno.

El ingreso del agua de alimentación a los GVs se produce mediante un conjunto de válvulas reguladoras por cada línea de alimentación. Un esquema de una de las cuatro líneas del sistema de agua de alimentación y vapor incluidos en el modelo de planta se muestra en la Figura 3:

La lógica de control de nivel de los GVs se realizó siguiendo los pasos que se ejecutan en la computadora de procesos para establecer cuál debe ser la posición del vástago de la válvula de regulación.

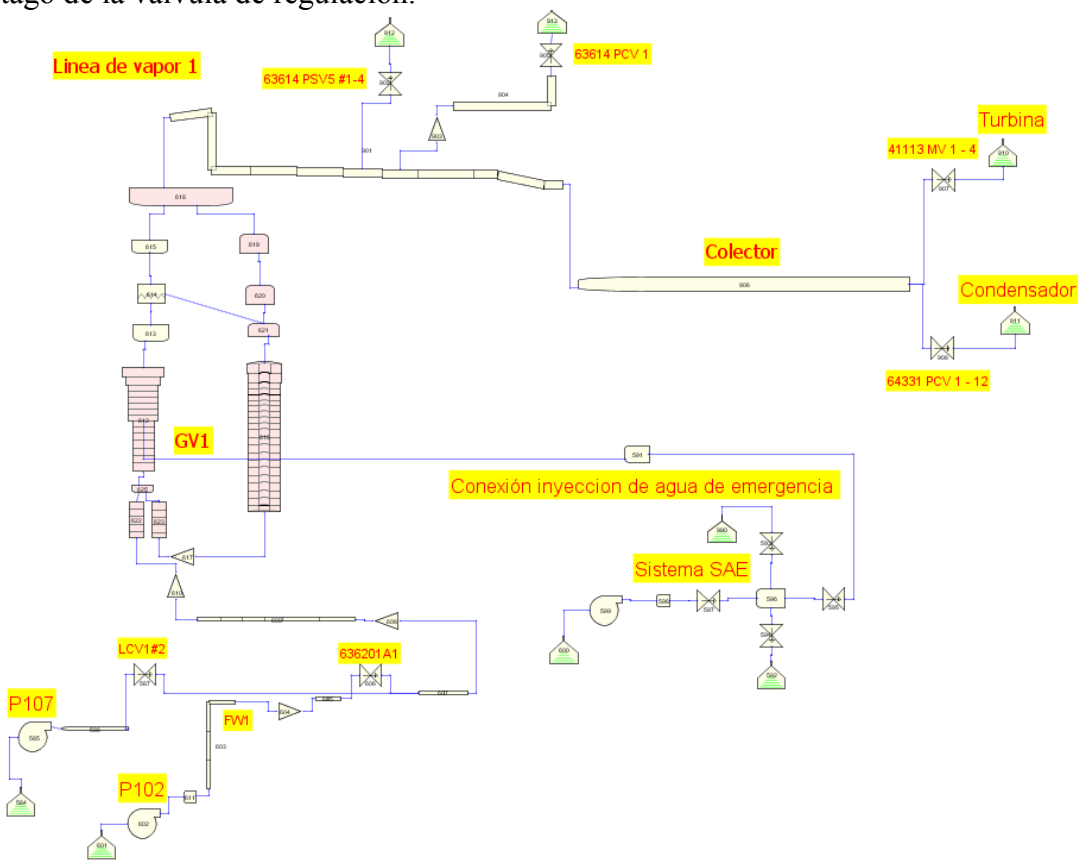


Figura 3: Circuito secundario: una línea de agua de alimentación, GVs, y la correspondiente de vapor.

2.3. Sistemas de seguridad

- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS)

En el modelo de planta se asume que fallan las válvulas de inyección, manteniéndose las funciones de “crash cooldown” y la aislación del SPTC.

- Sistemas de parada del reactor

  El modelo contiene toda la lógica de disparo de los SP N° 1 (barras de seguridad) y N° 2 (inyección de gadolinio). La lógica de control incluye el uso de diversos componentes de RELAP5 para generar los “setpoint” de disparo y los retrasos temporales, los cuales son los esperados de acuerdo con el diseño de planta.

- Sistema de contención y rociado

  Se desarrolló un modelo simple que tiene en cuenta el aumento de presión en la contención y la intervención de los rociadores. El modelo asume un dominio único con el volumen total del edificio, sin tener en cuenta los distintos recintos. Se considera que el aire en contención es seco y la condensación “flashing” del líquido rociado ocurre con un cierto factor de eficiencia. No se incluye la acción de los sistemas de refrigeración de aire y los re-combinadores de hidrógeno.

3. SIMULACIÓN DE LA ROTURA

Se asume una rotura del 35% (Dos veces el área transversal) en el colector de entrada “8”, (HDR8). La Figura 4 muestra esquemáticamente la posición de la rotura. Se utilizó el modelo de flujo crítico de descarga de Henry-Fauske y se asume que la misma ocurre en 10 ms (instantánea).

La válvula 846 simula esta rotura y descarga el refrigerante a un componente cuya presión corresponde a la presión de la contención (Ver Figura 4). El modelo de contención considera el caudal a través de esta válvula (vapor y líquido) y su entalpía para estimar la presión en la contención. El área de la válvula (0.07455 m^2) corresponde al 35% de la sección trasversal de una cañería.

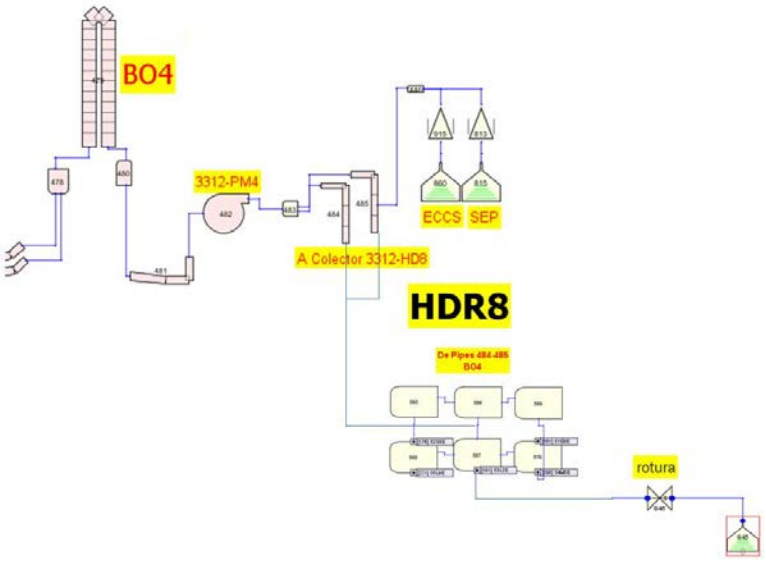


Figura 4: Esquema de la rotura del 35% en el HDR8.

Entre las hipótesis generales del modelo, se asume la pérdida del ECCS luego del apagado del reactor. Se considera un reactor con núcleo envejecido (4015 DPP) y no se da crédito al sistema de regulación de potencia del reactor (RRS). Esta última consideración se fundamenta en que el RRS no es un sistema de seguridad y que su acción no podría mitigar el incremento de la reactividad causada por una rotura grande con pérdida de refrigerante primario. El inicio del ECCS se acciona con la señal de alta presión en contención y baja presión en el SPTC en 3/3 colectores instrumentados (valor de "setpoint", 5.9 MPa). Como se mencionó anteriormente, en este caso no se considera la acción del sistema de inyección aunque se mantienen sus funciones secundarias ("Crash cooldown" y aislación de circuitos).

Se listan a continuación las condiciones iniciales y de contorno implementadas en el modelo para este evento:

- No se considera envejecimiento (cambio de sección) en los tubos de presión.
- Se considera que el operador no tomará ninguna acción hasta los 2000 segundos.
- Se considera la inercia térmica de las cañerías y componentes más importantes del Sistema primario y del sistema secundario.
- No se considera el control de reactividad en ninguna condición (RRS frozen).
- Se considera disponible el sistema de contención
- Se considera indisponible la inyección del ECCS, aunque se mantienen sus funciones de "crash Cooldown" y aislación de circuitos.
- Disponibilidad de suministro de Clase IV
- Coeficientes de reactividad denominados LOE. Se establecen a partir de condiciones límites conocidas de operación incluyendo las incertezas.
- La potencia inicial del transitorio es 103% PP.
- Se considera que el apagado del reactor ocurre con la segunda señal de disparo del SP2 utilizando la curva de inserción de reactividad del SP1.
- De abrirse las válvulas MSSV, fallan al ser demandadas 8 de las 16. (Esta es una aplicación de un criterio conservativo)
- La señal de LOCA ocurre por baja presión (5.9 MPa) en 3/3 de los colectores instrumentados y alta presión en la contención.
- En el modelo, el sistema de aislación de circuitos tiene un valor de "set-point" de 5.62 MPa en 3/3 colectores.
- El tiempo de cierre de las válvulas de aislación del SPTC, 3332MV1 y 3332MV2, es de 20 s. (dato extraído del manual de diseño de la planta)
- El sistema de "Crash-cooldown" se acciona 30 s después de la señal de LOCA.
- El tiempo de apertura de las MSSV para el "Crash-cooldown" es de 2 s.
- No se le da crédito al "stepback" ni al "setback".
- Sólo se le da crédito a 4 de las 6 válvulas de rociado del "Dousing".
- El modelo de contención considera equilibrio térmico entre no condensables y vapor de agua.
- El "setpoint" de la presión de contención se obtiene del estado estacionario (106 kPa).

Antes de simular el evento transitorio, se verifican algunas de las condiciones iniciales con una simulación del estado estacionario del modelo. En la Tabla 1 se

muestran los valores obtenidos del estacionario. El evento analizado se simula a partir de este resultado estacionario.

Variable		Valor
Temperatura en colectores de entrada (°C)	HDR2	263.74
	HDR4	263.94
	HDR6	263.84
	HDR8	264.14
Presión en colectores de entrada (Pa)	HDR2	1.127×10^7
	HDR4	1.128×10^7
	HDR6	1.127×10^7
	HDR8	1.128×10^7
Temperatura en colectores de salida (°C)	HDR1	310.24
	HDR3	310.54
	HDR5	310.64
	HDR7	310.24
Presión en colectores de salida (Pa)	HDR1	1.003×10^7
	HDR3	1.003×10^7
	HDR5	1.004×10^7
	HDR7	1.003×10^7
Nivel en el presurizador (m)		10.58

Variable		Valor
Caudal bombas del primario (kg/s)	PMP1	2108.9
	PMP2	2102.2
	PMP3	2113.7
	PMP4	2103.6
Caudal de agua de alimentación (kg/s)	GV1	264.68
	GV2	263.98
	GV3	265.56
	GV4	264.59
Potencia transferida al sistema secundario (MW)	GV1	531.7
	GV2	529.7
	GV3	531.7
	GV4	531.7
Niveles en los GVs (m)	GV1	0.95
	GV2	0.97
	GV3	0.95
	GV4	0.96
Apertura de las TGVs (-)		0.54

Tabla 1: Variables del estado estacionario de CNE.

4. EVOLUCIÓN DEL TRANSITORIO

Aquí se describe la evolución del evento y los fenómenos más relevantes de un accidente de pérdida de refrigerante. El aspecto más destacado del análisis es la despresurización ("blowdown") del SPTC. Para analizar este fenómeno, se estudió la evolución de la presión, la fracción de vacío y la potencia del núcleo del reactor.

Luego de una rotura de gran tamaño, la pérdida de inventario es considerable y por lo tanto se despresuriza el SPTC. Esto último favorece la evaporación del refrigerante disponible. La Tabla 2 resume las características principales del evento.

	Característica
SPTC	Caída de presión, formación de grandes cantidades de vapor.
Secundario	Fuerte despresurización debido a la acción del sistema de "Crash-cooldown".
Combustible (corto plazo)	Sobrecalentamiento y posible descubrimiento de las vainas, estratificación del flujo y vaciado del canal.

Contención (corto plazo)	Rápido aumento de presión.
ECCS	Debe rellenar el núcleo y refrigerar los combustibles. Indisponible en este caso.

Tabla 2: Características principales del evento sobre los distintos sistemas.

En términos generales, una rotura grande en el SPTC presenta la secuencia detallada en la Tabla 3. Allí se resumen los eventos más importantes y se los compara con los resultados obtenidos por NA-SA. Cabe destacar que los resultados son consistentes entre sí respecto a los tiempos en los que ocurren.

Tamaño rotura 35%	NA-SA	ARN
Flujo de descarga [Kg/s]	5700	5740
Disparo del reactor [seg]	0.454	0.49
Señal de LOCA [seg]	16	16.7
Aislación de circuitos [seg]	18.4	20.5
Enfriamiento rápido [seg]	46	47
Apagado de bombas del SPTC [seg]	164	157

Tabla 3: Secuencia del evento.

En la etapa de “blowdown” al incrementarse la fracción de vacío en el refrigerante primario, se provoca un incremento de potencia debido a la realimentación positiva de reactividad por vacío de refrigerante. En este pulso inicial de potencia, los elementos combustibles experimentan un aumento en su temperatura que luego disminuye al apagarse el reactor.

La caída de presión en el SPTC continua hasta alcanzar el valor de “set-point” de LOCA en los colectores instrumentados sumado a la señal de alta presión en contención (16.7 s). Esta señal iniciaría el sistema de inyección de alta presión que no fue tenido en cuenta para este estudio. El sistema de aislación de circuitos también se inicia luego de alcanzar baja presión en 3/3 colectores instrumentados, cerrando las válvulas al presurizador 3332MV1/2 y las de interconexión a través del sistema de “Feed&Bleed" y purificación (3331MV13/22, 3335MV3/4). El sistema de “Crash-Cooldown” se inicia 30 s desde la señal de LOCA, la acción de este sistema aumenta la evaporación dentro de los GVs por la caída de la presión, favoreciendo la transferencia de calor del SPTC hacia los GVs.

En la Figura 5 se observa el caudal total de descarga a través de la rotura. El resultado obtenido en el presente estudio se compara con los obtenidos por NA-SA. El valor máximo de caudal es 5740 kg/s. La gran diferencia de presiones favorece esta descarga inicial. Posteriormente a este pico máximo, el caudal cae rápidamente (en aprox. 20 s) debido a la despresurización del SPTC. Luego de 100 s el caudal es insignificante debido a que la presión en el colector dañado se reduce a valores próximos a la presión de contención.

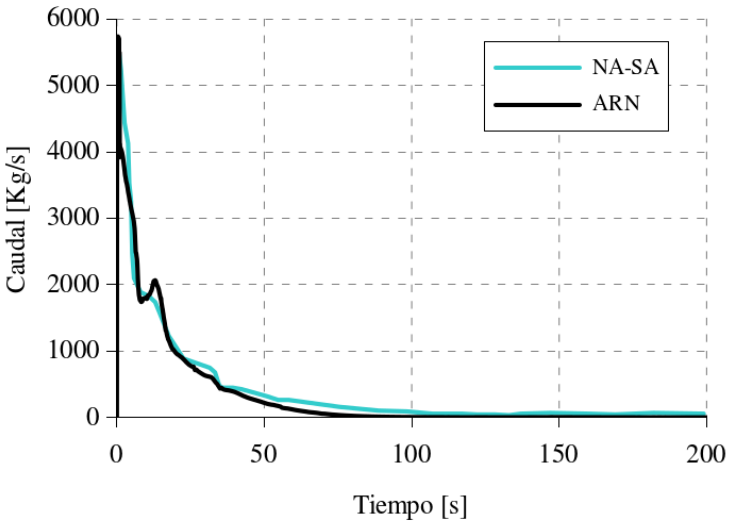


Figura 5: Caudal de descarga en la rotura.

La despresurización en los colectores de entrada y salida correspondientes al circuito dañado se muestra en la Figura 6-a y Figura 6-b. La presión en los colectores del circuito dañado (HDR8-7) alcanza valores de presión considerablemente menores al circuito intacto.

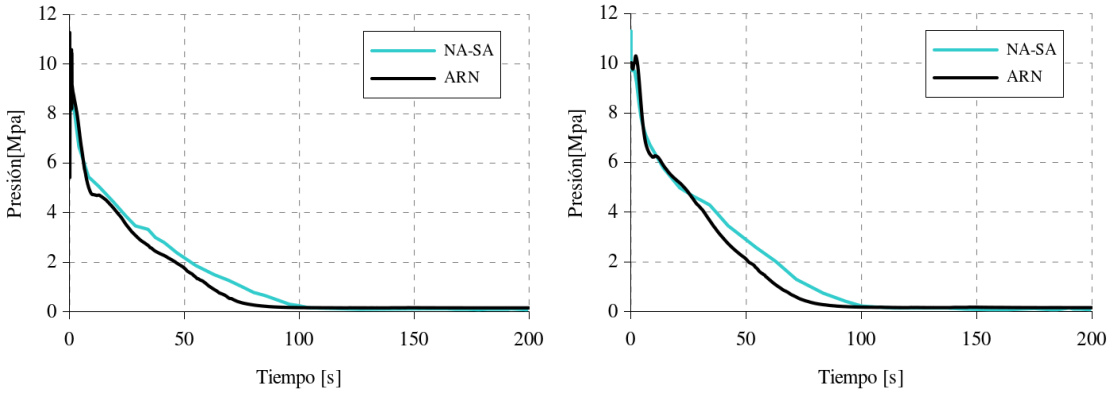


Figura 6: Presión en colectores del SPTC: a) Colector de entrada HDR8, b) Colector de salida HDR7.

La acción de los sistemas de seguridad se observa claramente en la distribución de presión en los colectores (Ver Figura 6). Luego de la aislación de los circuitos, la presión en el circuito sano detiene su caída y se mantiene constante por algunos segundos, luego continúa disminuyendo, pero con una tasa menor.

El sistema de aislación de circuitos evita que el circuito sano pierda inventario a través de la rotura. La despresurización alcanzada acciona el sistema de protección de las bombas ("Auto-pump trip") luego de 2 minutos, que si bien no es una acción de seguridad, evita la cavitación innecesaria de las bombas principales y la generación de vibraciones que pueden inducir fallas consecuentes.

La Figura 7 muestra el caudal en las cuatro bombas del circuito primario. Como es de esperar, los canales más comprometidos son los pasos 3 y 4 (El refrigerante pasa 4 veces a través del núcleo, dos veces en cada circuito, ver Figura 1), correspondientes al circuito dañado. Los canales agrupados entre los colectores HDR6 y 7 (aguas arriba de

la rotura) experimentan una rápida disminución en su caudal, pero el refrigerante continúa circulando en la dirección normal.

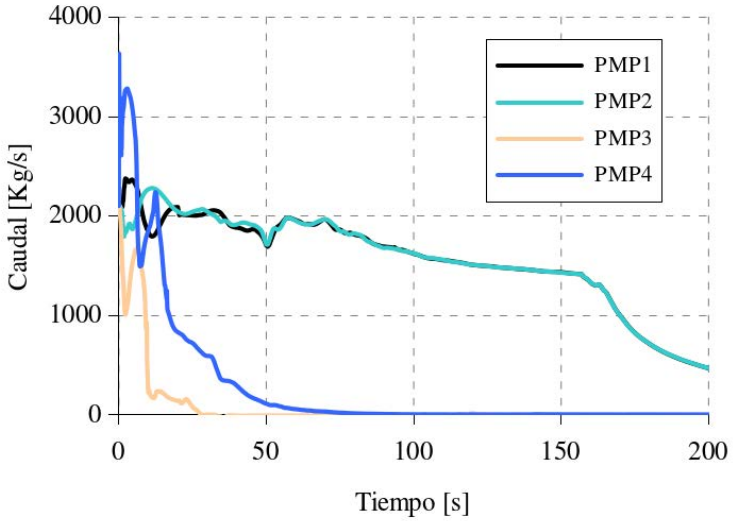


Figura 7: Caudal de las bombas principales del SPTC

El efecto de las bombas principales del SPTC sobre la pérdida de refrigerante es despreciable respecto a la fuerte despresurización. Luego del apagado de las bombas (157s), el caudal en el circuito sano disminuye su valor hasta alcanzar el valor estacionario establecido por el termosifonado (300kg/s). Este caudal de refrigeración por termosifonado, sumado a la aislación de circuitos garantiza la refrigeración del circuito sano a través de los GVs.

Durante los primeros segundos (1 a 8s), se produce una leve sobre-presión en el circuito sano. La misma se debe al incremento de potencia. El valor de presión alcanzado fue suficiente para permitir la apertura de las válvulas de alivio líquido (LRV) por 8s (Ver Figura 8).

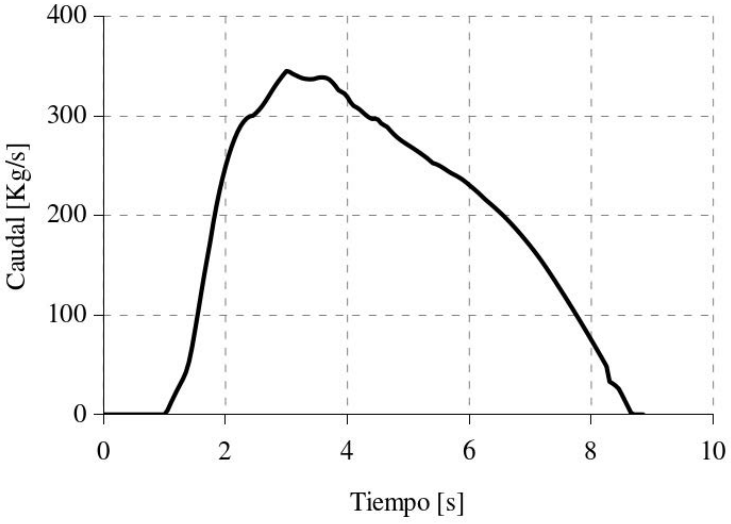


Figura 8: Caudal de alivio del SPTC.

La pérdida de refrigerante desde los canales del núcleo y el pico de sobre-potencia

aumentan la temperatura del refrigerante durante los primeros 20s (Ver Figura 9). Luego, la evaporación del refrigerante y la acción del sistema de "Crash-Cooldown" reducen la temperatura del SPTC. Al perderse la capacidad de refrigeración hacia el secundario la temperatura comienza a incrementarse luego de 50s.

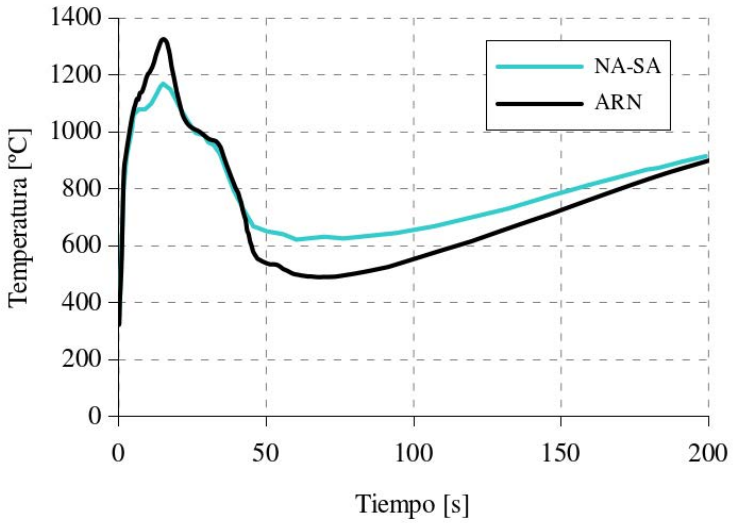
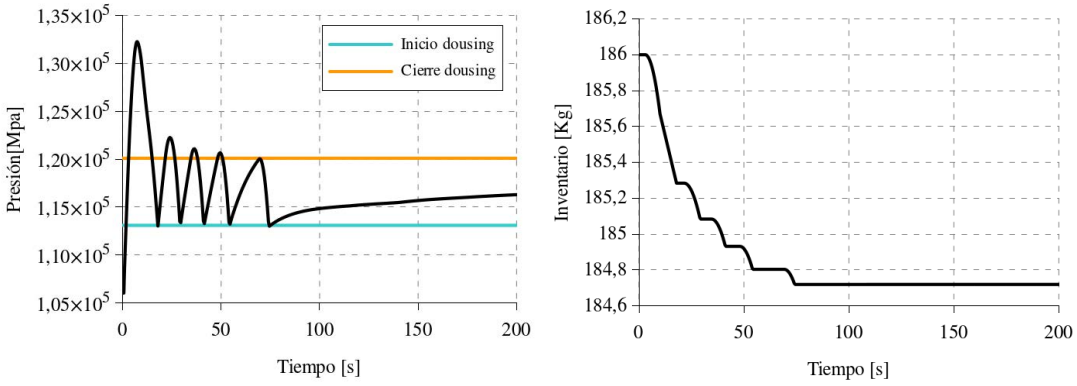


Figura 9: Temperatura máxima en el paso 4

La presión en la contención aumenta rápidamente durante los primeros segundos (Ver Figura 10-a), esto se debe a la descarga de refrigerante desde la rotura. En 2.5s se alcanza la señal de inicio de los rociadores, mientras que el pico máximo de presión ocurre a 7.5s. Luego del pico de sobrepresión, la misma desciende rápidamente por la acción de los rociadores. El resto del transitorio muestra un comportamiento cíclico en la presión, entre los valores de apertura y cierre de las válvulas de rociadores. La Figura 10-b muestra el inventario total en el "Dousing". Como puede observarse, el "Dousing" aún dispone de inventario para mantener la presión dentro del rango definido.



a) b)

Figura 10: a) Presión en la contención, b) Nivel del "Dousing"

Se debe mencionar que el comportamiento real de la presión puede diferir debido a las limitaciones del modelo, ya que contiene un solo volumen que representa la contención. Para verificar las condiciones más realistas debe utilizarse una herramienta específica para tal fin.

La Figura 11 muestra el inventario líquido en los GVs. Debido a la pérdida de refrigerante del circuito dañado y por lo tanto la menor transferencia de energía, los GVs 3 y 4 muestran un aumento del inventario mayor a los GVs correspondientes al circuito sano. El apagado del reactor y sumado a la disponibilidad del Sistema de agua de alimentación, luego de 20s el inventario comienza a aumentar en todos los GVs. La disponibilidad de inventario en los GVs garantiza la refrigeración del circuito sano.

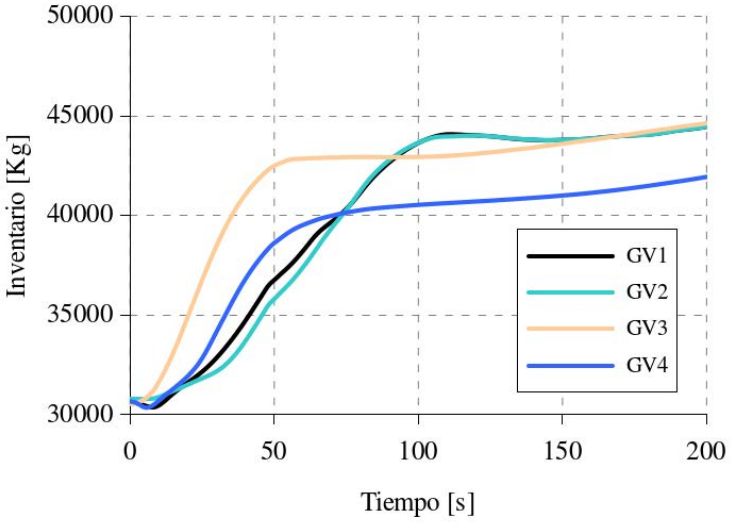


Figura 11: Inventario de los Generadores de vapor

4. CONCLUSIONES

Se presentó el desarrollo, estudio y resultados de un evento de rotura con pérdida del refrigerante (LOCA) del 35% en un colector de entrada de la CNE. Sumado a este evento iniciante se asume la indisponibilidad del sistema de inyección de emergencia del ECCS. El modelo utilizado fue desarrollado en RELAP5 patch 4. Se realizó una verificación con resultados de CATHENA efectuado por NA-SA, mostrándose que las tendencias y los tiempos de ocurrencia de los disparos de los sistemas de seguridad y acciones que se realizan durante este evento son similares entre sí.

Los resultados obtenidos se encuentran dentro del comportamiento esperado para un accidente de estas características y los sistemas de seguridad muestran su capacidad de mantener el núcleo refrigerado durante el tiempo de análisis. El sistema de apagado del reactor (SP1 y 2) evita la excursión de potencia. El sistema de aislación permite que el circuito sano no pierda refrigerante hacia el circuito dañado y el sistema de "Crash-Cooldown" permite refrigerar ambos circuitos durante la primera etapa del análisis. Por un lado el circuito sano muestra una correcta refrigeración por medio del termosifonado. El circuito dañado refrigera el núcleo durante los primeros instantes y al perder refrigerante o evaporarse, la refrigeración del núcleo se degrada. Al no disponer del sistema de inyección, se espera que el núcleo se sobrecaliente hasta provocarse la rotura del tubo de presión más solicitado. Luego de esto, el moderador puede proveer un nuevo sumidero de calor para la refrigeración. Este estudio no fue incluido en el presente trabajo.

Si bien el modelo de contención es muy sencillo, fue suficiente para mostrar que el

incremento de presión debido al vapor en contención y a los gases no condensables puede ser fácilmente controlado con 4 de los 6 dosificadores del "Dousing". Por lo tanto, en el tiempo simulado, no se esperan fallas en la contención.

AGRADECIMIENTOS

Se agradece la participación del CIMEC (Centro de Investigación de Mecánica Computacional) en el desarrollo del modelo utilizado para este trabajo. También a la colaboración brindada por personal de NA-SA para proveer información adicional requerida.

REFERENCIAS

Fletcher, C.D., Schultz, E., United States Nuclear Regulatory Commission, RELAP5/MOD3.3 Code manual, 1-8, by Information Services Laboratory Inc., Nuclear Safety Analysis Division, 2010.

Naundorf, D., Yin, J., Petruzzi, A., Kovtonyuk, A., NUREG/IA-0247 International Agreement Report RELAP5 Simulation of Darlington Nuclear Generating Station Loss of Flow Event, 2011.

Lazarte A.I., Schiliuk N., Guala M.V., Modelo de la Central Nuclear Embalse con relap5: aplicación para un disparo de turbina. Conferencia AATN 2015.

Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Modelo de la central nuclear Embalse con RELAP5: Accidente de pérdida de refrigerante en la tubería de aspiración de una de sus bombas. XXIII Congreso de Métodos Numéricos y sus Aplicaciones (ENIEF), La Plata, 2017.

Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Estudio Termo-hidráulico de la pérdida del suministro eléctrico externo en la Central Nuclear Embalse utilizando RELAP5. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2017.

Corzo S.F., Schiliuk N., Lazarte A.I., Modelo de la Central Nuclear Embalse con RELAP5: Rotura de línea de vapor dentro de la contención. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2016.

Caracterización de un sistema de detección de Am-241 en pulmón para la respuesta en escenarios de sobre-exposición

Villella, A; Puerta, N.; Gossio, S. y Pedemonti, E.

Presentado en: Congreso Regional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica (IRPA).
La Habana, Cuba, 23 al 27 de abril de 2018

CARACTERIZACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN DE Am-241 EN PULMÓN PARA LA RESPUESTA EN ESCENARIOS DE SOBRE-EXPOSICIÓN

Villella, A[1].; Puerta, N.; Gossio, S. y Pedemonti, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

RESUMEN

Debido a las tareas asociadas a la primera extensión de vida de la Central Nuclear Embalse (CNE), la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) identificó la necesidad de disponer de un sistema robusto para la medición y evaluación de la exposición interna a Am-241 de los trabajadores involucrados, dado que la experiencia previa internacional, identificó la potencial exposición ocupacional a este radionucleido. El sistema de medición para la detección "in vivo" de actínidos en pulmón que dispone el Laboratorio de Dosimetría Interna de la ARN se calibró para responder eficazmente ante una situación de sobre-exposición en un escenario que involucre la incorporación de ^{241}Am. En este trabajo se presenta el proceso de calibración en eficiencia y determinación del límite de detección (LD) de este equipamiento para ^{241}Am en pulmón. Se obtuvieron las curvas de eficiencia y LD versus espesor del tejido muscular torácico correspondiente a la energía de 59,5 keV del Am-241. Adicionalmente, se implementó un programa de vigilancia operacional, en el que se realizaron 36 mediciones de agentes de la ARN que estuvieron involucrados en las tareas de inspección de la extensión de vida de la CNE. Estos datos permitieron estimar un LD en hombres en función de su espesor torácico y en mujeres en función del contorno de su tórax y tamaño de mama. A partir del análisis de desempeño de este sistema se puede concluir que este equipamiento responde a los estándares internacionales para el apoyo a una rápida respuesta ante una posible situación de sobre-exposición.

1. INTRODUCCIÓN

Debido a las tareas asociadas a la primera extensión de vida de la Central Nuclear Embalse (CNE), en la provincia de Córdoba, se identificó la necesidad de evaluar la exposición interna a radionucleídos emisores alfa en los trabajadores involucrados. Es por esto que, al Laboratorio de Dosimetría Interna (LDI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina, se le encomendó dar apoyo en el diseño de los programas de monitoreo para el control ocupacional en las tareas asociadas a la extensión de vida de la CNE y asegurar una rápida respuesta ante una posible situación de emergencia.

Gracias a la experiencia de la extensión de vida de Centrales Nucleares con reactores CANDU, se identificó que en situaciones de emergencia, la exposición interna a ^{241}Am puede ser significativa [1]. Se consideró entonces, que el sistema de medición específico para la detección "in vivo" de actínidos en pulmón (ACTII) que dispone el LDI podría ser calibrado, de modo de responder eficazmente ante una situación de emergencia en un escenario de exposición interna a ^{241}Am.

En este trabajo se presenta el proceso de calibración del sistema ACTII para el ^{241}Am en pulmón utilizando un maniquí simulador de tórax compuesto por una serie de capas que simulan el tejido muscular de distintos espesores.

[1] E-mail del primer autor: avillella@arn.gob.ar

2. MATERIALES Y METODOLOGIA

El sistema de detección espectrométrico está formado por cuatro detectores de Germanio Hiperpuro (GeHp) con eficiencia relativa del 38% (ACTII). Los detectores se encuentran localizados en el interior de un recinto de acero, interiormente recubierto con capas plomo y de cadmio. El maniquí empleado en la calibración fue el Lawrence Livermore Realistic Phamton, que contiene pulmones y nódulos activos con ^{241}Am, y cuatro cubiertas torácicas que simulan tejido muscular con distintos espesores.

2.1. El Maniquí

El maniquí utilizado para la calibración fue el Lawrence Livermore Realistic Phantom; fabricado bajo la dirección del Departamento de Energía de Estados Unidos por Radiology Support Device of Long Beach, California, como patrón de referencia para el recuento *in vivo* de las emisiones de los nucleídos transuránicos de baja energía.

El maniquí está compuesto por un esqueleto óseo sintético hecho dentro de material tejido equivalente. Los órganos se encuentran en una cavidad interna con una cubierta separada que cierra el maniquí y representa el tórax de un hombre adulto promedio (ver figura 1). Esta cubierta tiene moldeada en su sección anterior las costillas y el esternón. Los órganos de interés son los pulmones, el hígado y los ganglios. Bloques de tejido blando-equivalente se utilizan para colocar los órganos y llenar los espacios de aire significativos, proporcionando continuidad de tejido a lo largo del maniquí. Los nódulos linfáticos están representados por tres cilindros; dos de 8 mm de diámetros y 17 mm de longitud, y uno de 13 mm de diámetro y 25 mm de longitud. Cada uno de estos órganos puede ser radiactivo o inerte. La construcción básica del material de los órganos es poliuretano comercial con $CaCO_3$ adicionado en las concentraciones necesarias para la simulación de los distintos tejidos a saber; músculo: 1,70% Ca; cartílago: 2,33% Ca; tejido óseo: 13,00% Ca y pulmones: 2,10% Ca.

Figura 1. Lawrence Livermore Realistic Phantom y capas torácicas.

Dado que las emisiones de los nucleídos transuránicos de baja energía pueden estar atenuadas por tejido muscular y adiposo propio de la persona; el maniquí cuenta con una serie de cubiertas torácicas de diferentes espesores que se pueden superponer para simular esos distintos porcentajes de masa muscular y tejido adiposo, y así asegurar la validez de conteo *in vivo* de diferentes individuos modelos. Cada capa tiene impresa tres conjuntos de círculos concéntricos, dos ubicados sobre la región de los pulmones y uno sobre la región del hígado, que sirven para posicionar los detectores en el momento de realizar las mediciones de calibración [2].

2.2. Equipos

El recinto de medición está formado por una cámara blindada de 200x150 cm^2 de área, 200 cm de altura y 40 Tn de peso; compuesta por paredes de 15 cm de acero recubiertas en su interior con capas de plomo y cadmio de 0,5 y 0,05 cm respectivamente (ver figura 2). Dentro de la misma se halla ubicada, aparte del sistema de medición, una camilla en posición fija predeterminada la cual permite obtener una geometría de medición horizontal ó tipo silla. El recinto posee en su interior un sistema de circuito cerrado de televisión para poder monitorear al sujeto en caso de algún inconveniente.

Figura 2. Recinto de medición.

El sistema de medición está compuesto por cuatro detectores de GeHp modelo ACTII (GL3820RT/S) fabricado por Canberra dispuestos en pares en dos criostatos (ver figura 3). Cada detector tiene un área activa de 3800 mm2, un diámetro de 70 mm y un espesor de 20 mm. Cada detector posee una ventana de un compuesto de carbono de 0,6 mm de espesor. Todo el sistema está suspendido por una estructura móvil que permiten cambiar la posición con respecto al torso de la persona a medir [3].

Figura 3. Sistema de detectores ACTII.

2.3. Métodos

Para la calibración del sistema ACTII en eficiencia se ubicó el maniquí Livermore, con pulmones activos con actividad conocida de ^{241}Am, frente a los cuatro detectores del sistema y se colectó el espectro por 86400 segundos de modo que el pico de interés de 59 keV estuviera bien conformado.

Seguidamente se sumaron y se analizaron los espectros adquiridos con cada detector. Se realizaron tres mediciones independientes de 86400 segundos de duración por cada una de las cubiertas de tórax del maniquí, se calculó el factor de calibración para cada uno de ellos mediante la expresión (1), y se tomó como valor final el promedio de los mismos. Se tomó como geometría de medición una distancia de 1 cm entre la superficie del tórax del maniquí y el detector.

El análisis de los espectros se efectuó con las herramientas que provee el código de adquisición de datos y análisis GENIE2K [4].

$$Ef = \frac{A_N}{A_{mm} \times \varepsilon \times T} \qquad (1)$$

Donde Ef es la eficiencia en cuentas por segundo por Bq (cps Bq^{-1}), A_N son las cuentas netas del pico de 59 keV, A_{mm} es la actividad de ^{241}Am actualizada contenida en el maniquí a la fecha de medición, ε es la emisividad correspondiente al pico de 59 keV y T es el tiempo de medición.

La expresión utilizada para el cálculo de la incertidumbre de la eficiencia (σ_{ef}) está dada por:

$$\sigma_{ef} = Ef \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_N}}{A_N}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{A_{mm}}}{A_{mm}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{\varepsilon}}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_T}{T}\right)^2} \quad (2)$$

Donde σ_{ef} es la incertidumbre estándar combinada asociada a la eficiencia, $\sigma(A_N)$ es la incertidumbre estándar asociada al número de cuentas netas en la ROI, $\sigma(A_{mm})$ es la incertidumbre estándar combinada asociada a la actividad de la fuente de calibración, $\sigma(\varepsilon)$ es la incertidumbre estándar asociada a la emisividad y $\sigma(T)$ es la incertidumbre estándar asociada al tiempo de medición.

La eficiencia obtenida mediante la expresión 1, permite obtener la actividad de ^{241}Am contenidos en los pulmones de un hombre, sin embargo no es adecuada para el cálculo en mujeres. Actualmente no se dispone en el mercado de maniquíes físicos de mujer, ya que la gran variedad de tamaño y forma que presenta la mama dificulta la fabricación de un modelo que sea representativo de la mujer [5].

Para que el sistema ACTII sea apropiado para la medición de mujeres, se implementó el método de calibración propuesto por J. Farah *et al* [5]. En este método se corrige el valor de la eficiencia obtenida para el hombre con el maniquí Livermore mediante un factor de corrección que toma en cuenta el valor del contorno de torso a la altura de la mama y la copa (A, B, C, D, E ó F), tal como se muestra en la expresión 3:

$$Ef_{mujer} = \frac{Ef_{Livermore}}{factor\ de\ corrección} \quad (3)$$

Donde Ef_{mujer} es la eficiencia estimada para la mujer para una energía de interés, $Ef_{Livermore}$ es la eficiencia para esa misma energía obtenida para el maniquí Livermore con solo la capa donde se encuentra el esternón, y el factor de corrección es un valor que se puede obtener del trabajo de J. Farah *et al* [5] dependiendo del tamaño del torso y de la mama.

Para estimar el límite de detección para el hombre se midió el maniquí Livermore con órganos inertes y con los diferentes espesores torácicos. A pesar de que el maniquí no contiene todos los elementos químicos presentes naturalmente en el cuerpo humano, el fondo se ve incrementado debido a la interacción de la radiación ambiente con el maniquí. Se calculó de esta forma, para la combinación de los cuatro detectores, el límite de detección en función del espesor torácico correspondiente a 3600 segundos de medición, mediante la siguiente expresión [6]:

$$LD = \frac{4{,}65\sqrt{B}}{Ef\ T\ \varepsilon} + \frac{3}{Ef\ T\ \varepsilon} \quad (4)$$

Donde B es el número de cuentas del fondo correspondiente a la zona del pico de interés, Ef es la eficiencia en cps Bq^{-1}, ε es la emisividad del pico de interés y T es el tiempo de medición.

Se efectuaron mediciones de fondo de 32 hombres y 5 mujeres. Para la estimación de la eficiencia de cada persona, fue necesario estimar el espesor del tórax de cada hombre, el cual se obtuvo mediante la expresión 5 [7] y para la mujer se estimó a partir de los datos del

tamaño del contorno de tórax y copa. Se calculó el límite de detección correspondiente a 3600 segundos de medición.

$$ETM(cm) = 11{,}5\left(\frac{W}{H}\right) - 2{,}0038 \quad (5)$$

Donde ETM es el espesor torácico muscular, W es el peso del individuo en kg y H es la altura en cm.

3. RESULTADOS

En la tabla 1 se muestran las eficiencias obtenidas para el hombre de referencia en función del espesor torácico muscular (ETM) para la energía de 59 keV del ^{241}Am.

Tabla 1. Eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para la energía característica del ^{241}Am

ETM*(cm)	Eficiencia (cps/Bq) para la energía de 59,5 keV	σ_{ef} (cps/Bq)
1,638	1,09E-02	3E-04
2,351	8,0E-03	2E-04
2,958	6,8E-03	2E-04
3,295	6,1E-03	1E-04
3,871	5,1E-03	1E-04

*ETM: Espesor Torácico Muscular

En la figura 4 se muestran los datos experimentales de las eficiencias obtenidas para el hombre en función del espesor del tórax para la energía características del ^{241}Am, con las curvas de ajuste obtenidas.

En la tabla 2 se presentan los resultados de las eficiencias obtenidas para la mujer de acuerdo al contorno del tórax en cm y el tamaño de mama para la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am.

En la tabla 3 se muestran los resultados de los límites de detección (LD) obtenidos con el maniquí Livermore para cinco diferentes espesores de tórax y para la energía característica del ^{241}Am.

En la figura 5 se presentan los datos experimentales de los LD en función del espesor del tórax para la energía características del ^{241}Am, con las curvas de ajuste obtenidas para el maniquí Livermore.

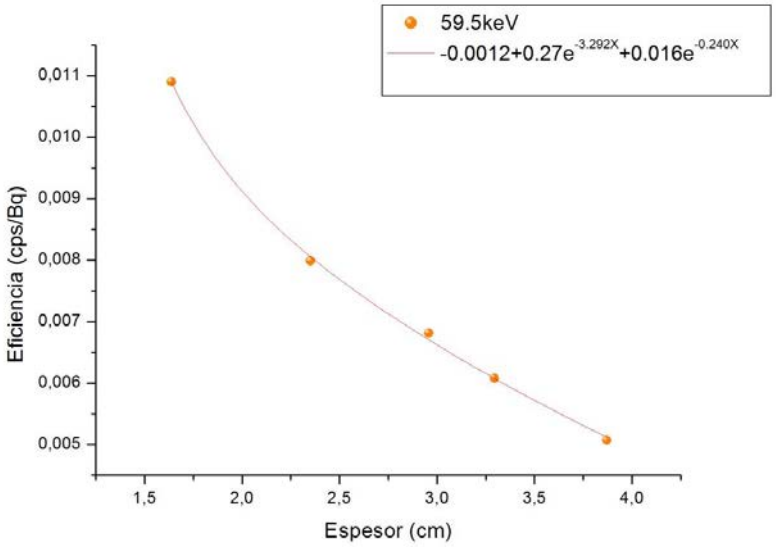


Figura 4. Eficiencia obtenida para el hombre en función del espesor del tórax para la energía de 59,5 keV característica del ^{241}Am y curva de ajuste (R^2=0,99).

Tabla 2. Eficiencias obtenidas para la mujer de acuerdo al contorno del tórax y el tamaño de la mama, para la energía 59,5 keV característica del ^{241}Am

Contorno de Tórax (cm)	Tamaño de la mama	Eficiencia (cps/Bq)
85	A	1,01E-02
	B	8,6E-03
	C	7,8E-03
	D	7,5E-03
	E	6,7E-03
90	A	9,0E-03
	B	7,9E-03
	C	7,6E-03
	D	7,2E-03
	E	6,5E-03
95	A	6,5E-03
	B	6,2E-03
	C	5,8E-03
	D	5,2E-03
	E	4,5E-03
100	B	5,4E-03
	C	4,9E-03
	D	4,3E-03
	E	4,0E-03
	F	3,5E-03
105	B	5,2E-03
	C	3,5E-03
	D	3,0E-03
	E	2,5E-03

Contorno de Tórax (cm)	Tamaño de la mama	Eficiencia (cps/Bq)
	F	1,6E-03
110	B	2,3E-03
	C	2,0E-03
	D	1,7E-03
	E	1,6E-03
	F	1,4E-03
115	C	1,7E-03
	D	1,2E-03
	E	1,1E-03
	F	7,0E-04
120	C	8,0E-04
	D	7,2E-04
	E	6,3E-04
	F	5,1E-04

Tabla 3. LD obtenidos con el maniquí Livermore para cinco espesores torácicos muscular ETM, y para la energía característica del ^{241}Am.

ETM (cm)	LD (Bq)
1,638	8E+00
2,351	1,2E+01
2,958	1,3E+01
3,295	1,5E+01
3,871	1,6E+01

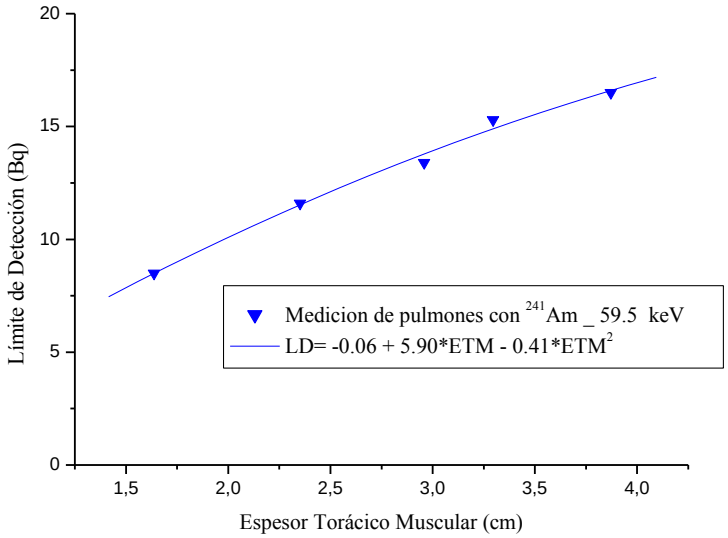


Figura 5. LD en función del espesor del tórax para energía característica del ^{241}Am con curva de ajuste (R^2 = 0,99).

En las siguientes figuras se muestran los resultados de los límites de detección medidos en el personal de la ARN. La figura 6 presenta los límites de detección hallados para 32 hombres cuyo espesor de tórax se estimó en relación a su peso y altura; y para la energía característica del ^{241}Am. En la figura 7 se presentan los límites de detección hallados para 4 mujeres de acuerdo al contorno de su tórax y tamaño de copa (el tamaño de copa se asumió en todos los casos tipo B).

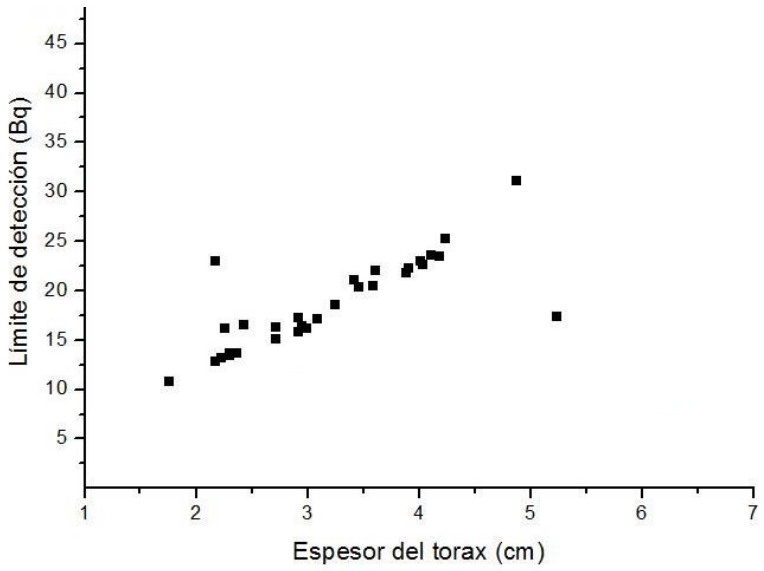


Figura 6. LD medido en 32 hombres en función del espesor del tórax para la energía característica del ^{241}Am.

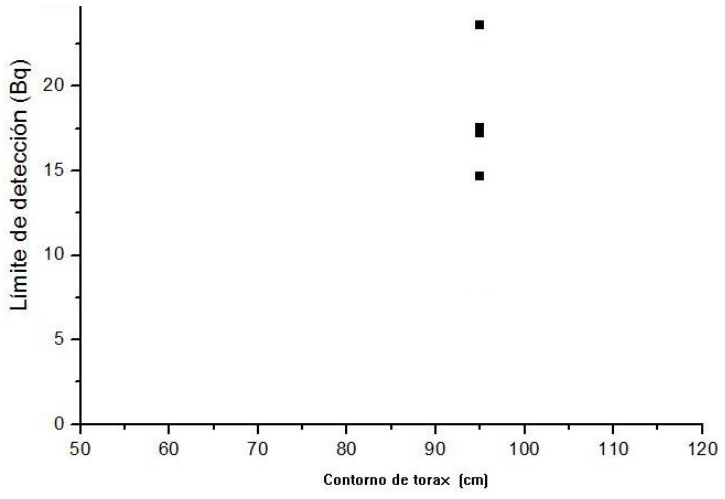


Figura 7. LD medido en 4 mujeres en función del contorno del tórax para la energía características del ^{241}Am.

4. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

Los resultados de la calibración del sistema espectrométrico ACTII de la ARN para la energía características del ^{241}Am, son adecuados y contribuyen a establecer programas adecuados de protección radiológica con la capacidad de detectar una exposición interna significativa de este radionucleído emisor alfa.

Se verifica que el sistema ACTII es apropiado para el control individual de ^{241}Am tanto en hombres como en mujeres, ya que la calibración realizada permitió obtener la eficiencia del sistema para el hombre en función de su espesor torácico y para la mujer en función del contorno de su tórax y tamaño de la mama.

Las mediciones del personal de la ARN permitieron estimar un LD de ^{241}Am que se encuentra entre 10,83 Bq - 51,08 Bq para un espesor de tórax estimado entre 1,46 cm y 6,30 cm.Los Límites de Detección obtenidos a partir de las mediciones de las personas resultaron superiores a las estimadas con el maniquí Livermore, por tanto es relevante poder realizar la medición de fondo en cada trabajador.

Ante la necesidad de implementar el monitoreo individual de los trabajadores para el control de la exposición interna a ^{241}Am, es conveniente medir los fondos propios de las personas involucradas dentro del programa de vigilancia y obtener los límites de detección de cada una. Sin embargo, en caso de no poder contar con estos fondos propios lo más conveniente es utilizar el fondo de una persona con similar contextura física.

El LDI de la ARN de Argentina cuenta con la capacidad técnica y el equipamiento operativo para dar apoyo en las tareas asociadas a la extensión de vida de la Central Nuclear de Embalse, tanto en el diseño de los programas de monitoreo individual como en la medición directa para el control ocupacional en situación rutinaria y de emergencia, asegurando una rápida respuesta ante una posible situación de exposición interna.

5. REFERENCIAS

1. Chitu, C.; Popescu, I.; Baraitaru, M.; Nedelcu, A.; Simionov, V., “Occupational Exposure in a CANDU NPP: Management of the Risk for Internal Alpha Contamination”, *International Symposium for Nuclear Energy*, Bucharest, October (2011)
2. “Radiology Support devices: The Lawrence Livermore Realistic phantom” http://www.rsdphantoms.com/hp_lawrence.htm
3. Spinella, M. R; Krimer, M; Gregori, B. N; Rojo, A. M; “Eficiencia del sistema de detección de baja energía para la medición de ^{235}U en pulmón de la Autoridad Regulatoria Nuclear” *Memorias IRPA 2006*, CIC Acapulco (2006)
4. Canberra Industries, *Genie 2000-Spectroscopy System*, V3.2.1, USA (2009)
5. Farah, J.; Broggio, D.; Henriet, J.; Makovicka, L. and Franck, D. “Library of Mesh and NURBS female phantoms for pulmonary in vivo counting studies”, *13th International Congress of the International Radiation Protection Association*, Glasgow (2012)
6. ICRU Report 69, Direct determination of body content of radionuclides, Volume **3** N°1 (2003)
7. Kruchten, D. A.; Anderson, A. L, “Improved Ultrasonic Measurement Techniques Applied to Assay of Pu and others Transuranics in Lung”, *Health Physics*, **59** (1):117-123, July (1990)

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

APPLICATION OF AN EXPERIMENTAL DESIGN TO OPTIMIZE A SEGREGATION METHOD OF ^{129}I AND ^{14}C*

Carranza, M.E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina.

Abstract

In this work, the optimization of a segregation method of $1^{29}I$ and ^{14}C, two long-living radionuclides, main constituents of nuclear radioactive waste, has been developed. To be able to carry out this project, a fractional factorial experimental design was applied using 5 factors and 2 levels by factor (2^{5-2}). Only 8 experiments were necessary to identify the variables affecting the process, and very good recoveries of both radionuclides were obtained: $(94 \pm 2)\%$ for ^{129}I, and $(99 \pm 1)\%$ for ^{14}C. The segregation of ^{129}I was influenced by flow (Q), volume of H_2SO_4 (V_{H+}), and carriers (CR), while V_{H+} and time (t) played a major role in the segregation of $_{14}C$.

* Publicado en: Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry; vol. 317, no.2, p. 787–799, 2018.

A NOTE ON POISSON GOODNESS-OF-FIT TESTS FOR IONIZING RADIATION INDUCED CHROMOSOMAL ABERRATION SAMPLES*

Higueras, M.[1]; González, J.E.[2]; Di Giorgio, M.[3] and Barquinero, J.F.[4]

[1] Basque Center for Applied Mathematics, Spain.
[2] Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Cuba
[3] Nuclear Regulatory Authority, Argentina.
[4] Universitat Autònoma de Barcelona, Spain

Resumen

Purpose: To present Poisson exact goodness-of-fit tests as alternatives and complements to the asymptotic u-test, which is the most widely used in cytogenetic biodosimetry, to decide whether a sample of chromosomal aberrations in blood cells comes from an homogeneous or inhomogeneous exposure. Materials and methods: Three Poisson exact goodness-of-fit test from the literature are introduced and implemented in the R environment. A Shiny R Studio application, named GOF Poisson, has been updated for the purpose of giving support to this work. The three exact tests and the u-test are applied in chromosomal aberration data from clinical and accidental radiation exposure patients. Results: It is observed how the u-test is not an appropriate approximation in small samples with small yield of chromosomal aberrations. Tools are provided to compute the three exact tests, which is not as trivial as the implementation of the u-test. Conclusions: Poisson exact goodness-of-fit tests should be considered jointly to the u-test for detecting inhomogeneous exposures in the cytogenetic biodosimetry practice.

* Publicado en: International Journal of Radiation Biology; vol. 94, no.7, p.656-663, 2018.

BIODOSIMETRY AND BIODOSIMETRY NETWORKS FOR MANAGING RADIATION EMERGENCY*

Kulka, U.[1]; Wojcik, A.[2]; Di Giorgio, M.[3]; Wilkins, R.[4]; Suto, Y.[5]; Jang, S.[6]; Quing-Jie, L.[7]; Jiaxiang, L[8]; Ainsbury, E.[9]; Woda, C.[10]; Roy, L.[11]; Li, C.[12]; Lloyd, D.[9]; and Carr, Z.[13]

[1]. Bundesamt für Strahlenschutz, Germany
[2]. Stockholm University, Centre for Radiation Protection Research, Sweden
[3] Nuclear Regulatory Authorithy, Argentina.
[4] Health Canada, Radiation Protection Bureau, Canada
[5] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Japan
[6] Korea Institute of Radiological & Medical Sciences, Korea
[7] National Institute for Radiological Protection, Chinese Center for Disease Control and Prevention, China
[8] National Institute for Radiological Protection, Chinese Center for Disease Control and Prevention, China
[9] Public Health England, Centre for Radiation Chemical and Environmental Hazards, UK
[10] HelmholtzZentrum München, Institute of Radiation Protection, Germany
[11] Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire, France
[12] Health Canada, Radiation Protection Bureau, Ottawa, Canada
[13] World Health Organization, Department of Public Health, Environmental and Social Determinants of Health, Switzerland

Abstract

Biological dosimetry enables individual dose reconstruction in the case of unclear or inconsistent radiation exposure situations, especially when a direct measurement of ionizing radiation is not or is no longer possible. To be prepared for large-scale radiological incidents, networking between well-trained laboratories has been identified as a useful approach for provision of the fast and trustworthy dose assessments needed in such circumstances. To this end, various biodosimetry laboratories worldwide have joined forces and set up regional and/or nationwide networks either on a formal or informal basis. Many of these laboratories are also a part of global networks such as those organized by World Health Organization, International Atomic Energy Agency or Global Health Security Initiative. In the present report, biodosimetry networks from different parts of the world are presented, and the partners, activities and cooperation actions are detailed. Moreover, guidance for situational application of tools used for individual dosimetry is given.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; vol. 182, no.1, p. 128-138, 2018.

LISTADO DE AUTORES

Acosta, M.G. 181

Acosta, S. 3

Ainsbury, E. 229

Alonso, M.T. 11

Ameal, E.M. 11

Andrada Contardi, F. 21

Astrada, R. 143, 163

Barquinero, J.F. 228

Bonet Durán, S. 35, 133

Broodryk, A. 133

Cabitto, M. 43, 61, 143

Canoba, A. 175

Carranza, M.E. 47, 227

Castro, L. 175

Cateriano, M.A. 51

Carr, Z. 229

Corzo, S.F. 195

Cruz Suarez, R. 103, 143, 155, 163

Deminge, M. 43, 61, 75, 143

Derrough, M. 133

Díaz, G. 133

Di Giorgio, M. 43, 61, 75, 103, 115, 143, 155, 163, 175, 228, 229

Discacciatti, A. 75, 143, 163

Dubner, D. 75, 115, 119

Fernandez Moreno, S. 133

Fernández Rearte, J. 43, 61, 75

Ferrufino, G. 143, 163

Fruttero, N. 21, 85

Fuhr, E. 89

González, J.E. 228

Gossio, S. 75, 103, 143, 155, 163, 175, 213

Jang, S. 229

Kulka, U. 229

Higueras, M. 228

Jiaxiang, L. 229

Lazarte, A.I. 129, 191, 195

Lendorio, N. 115, 119

Lewis, C. 3

Li, C. 229

Lloyd, D. 229

López, F. 175

Machado da Silva, L. 133

Malnis, E. 89

Mascitti, J.A. 191

Matta, L.E. 143, 163

Michelin, S.C. 119

Mugrabi, F.I. 129

Pagni, I.R. 11

Papadópulos, S. 21

Pardo, L. 35, 133

Pedemonti, E. 155, 213

Pérez, A. 21

Portas, M. 75, 115

Puerta Yepes, N. 103, 143, 155, 163, 175, 213

Quing-Jie, L. 229

Quintana, E. 85

Rabi, G. 21

Radl, A. 43, 61, 75, 103, 143, 163

Rearte, J. 143

Reyes, M. 143, 163

Rossini, A. 115

Roy, L. 229

Saavedra, A. 21

Serrano Betancour, A. 181

Smith, R. 35

Spinella, M.R. 191

Suto, Y. 229

Taja, M.R. 43, 61

Trotta, M. 119

Ugarte, R. 195

Vidal, D. 175

Villca Torrez, J.C. 51

Villella, A. 155, 213

Wilkins, R. 229

Woda, C. 229

Wojcik, A. 229