

CONTENIDO

PARTE I

Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

FUENTES DE GENERACIÓN DE C-14 Y DOSIS ASOCIADAS Amado, V.A; Biaggio, A.L.; Canoba, A.C. y Curti, A.R.	3
ANÁLISIS DE LOS NIVELES GENÉRICOS DE EXENCIÓN PARA FUENTES RADIATIVAS Bossio, M.C. y Muñiz, C.C.	13
CANDU SENIOR REGULATORS MEETING REPORT 2007 Calvo, J.C. and Navarro, N.R.	17
NORM MEASUREMENTS IN THE OIL AND GAS INDUSTRY IN ARGENTINA Canoba, A.C.; Gnoni, G.A. and Truppa, W.A.	33
BONNER SPHERE SPECTROMETER Cruzate, J.A.; Carelli, J.L. and Gregori, B.N.	43
RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (DOCUMENTO BASE). PROGRAMA DE ENSAYO INTERLABORATORIO (INTERCOMPARACIÓN INTERNACIONAL 2007-2008) Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Radl, A. y Taja, M.R.	53
BIODOSIMETRÍA Y RESPUESTA CLÍNICA EN PACIENTES CON CARCINOMA DIFERENCIADO DE TIROIDES TRATADOS CON IODO-131 Fadel, A.; Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Chebel, B.; Taja, M.R.; Radl, A.; Rojo, A.M.; Deluca, G.; Oneto, A.; Cabrejas, R. y Cabrejas, M.	61
NATURAL RADIONUCLIDE ACTIVITY CONCENTRATIONS IN SPAS OF ARGENTINA Gnoni, G.A.; Czerniczyniec, M.; Canoba, A.C. and Palacios, M.A.	65
FACTORES DE ESCALA (SCALING FACTORS) PARA LA DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE RESIDUOS RADIATIVOS EN CENTRALES NUCLEARES Medici, M.A. y Piumetti, E.H.	73
LOSS OF HEAVY WATER BECAUSE OF STEAM GENERATORS TUBES LEAK Pérez, S.S.	83
CAUSAL FACTORS GUIDE FOR THE EVALUATION OF ACCIDENTS IN RESEARCH REACTORS Perrin, C.D.	93
IONIZING RADIATION MODULATES HLA EXPRESSION IN TWO HUMAN MELANOMA CELL LINES Michelin, S.; Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Malvicini, M.; Carosella, E. and Bourguignon, M.	109
TÉCNICAS PARA CARACTERIZAR RESIDUOS RADIATIVOS GENERADOS EN CENTRALES NUCLEARES Piumetti, E.H. y Medici, M.A.	115
DOSIMETRÍA BIOLÓGICA EN PACIENTES CON CARCINOMA DIFERENCIADO DE TIROIDES TRATADOS CON YODO-131 Vallerga, M.B.; Fadel, A.; Chebel, G.; Taja, M.R.; Radl, A.; Rojo, A.M.; Deluca, G.; Cabrejas, M. Oneto, A. y Di Giorgio, M.	121
APLICACIÓN DE MODELOS DE DISPERSIÓN Y EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA A LOS SISTEMAS DE SEMICONTENCIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS Y LÍQUIDOS DEL ÁREA GESTIÓN EZEIZA Amado, V.A. y López, F.O.	125
GUÍA PARA LA RESPUESTA MÉDICA EN LA FASE INICIAL DE UNA EMERGENCIA RADIOLÓGICA Vázquez, M.A. y Pérez, M. del R.	145

BASE DE DATOS METEOROLÓGICA DEL CAE PARA EL PROGRAMA PC CREAM. FACTOR DE DILUCIÓN ATMOSFÉRICO EN DISTINTOS PUNTOS DEL CAE Y LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINA Amado, V.A.	167
PROGRAMAS PARA EL MONITOREO DE LA EXPOSICIÓN INTERNA: CRITERIOS PARA SU DISEÑO Rojo, A.M. y Gómez Parada, I.	187
EXPLICIT KNOWLEDGE RESULTING FROM INTERVIEWS WITH THE EXPERTS IN THE ARGENTINEAN NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN) Chahab, M.R.	199
SAFETY COMMITTEES FOR ARGENTINEAN RESEARCH REACTOR – REGULATORY ISSUES Perrin, C.D.	207
CONTAMINATION INCIDENT AT RA 3 RESEARCH REACTOR Perrin, C.D.	217

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

²³⁹ Np AS A TRACER OF ²³⁷ Np IN EFFLUENT SAMPLES AND LOW LEVEL NUCLEAR WASTE Diodati, J.M. and Sartori, F.M.	227
ENGINEERING JUDGMENT AND NATURAL CIRCULATION CALCULATIONS Ferrerri, J.C.	228
NATURAL CIRCULATION IN THE ATUCHA-I PHWR NUCLEAR POWER PLANT Mazzantini, O.; Ferrerri, J.C.; D'Auria, F. and Camusso, C.P.	229
ANALYSIS OF THE UNSTABLE BEHAVIOUR OF A SINGLE-PHASE NATURAL CIRCULATION LOOP WITH ONE-DIMENSIONAL AND COMPUTATIONAL FLUID- DYNAMIC MODELS Pilkhwai, D.S.; Ambrosini, W.; Forgione, N.; Vijayan, P.K.; Saha, D. and Ferrerri, J.C.	230
ARGENTINE INTERCOMPARISON PROGRAMME FOR PERSONAL DOSIMETRY Gregori, B.N.; Papadópolos, S.B.; Saraví, M. and Kunst, J.J.	231
TL DETECTORS FOR GAMMA RAY DOSE MEASUREMENTS IN CRITICALITY ACCIDENTS Miljanić, S.; Zorko, B.; Gregori, B.N. and Knežević, Ž.	232
RESULTS OF THE REGIONAL INTERCOMPARISON EXERCISE FOR THE DETERMINATION OF OPERATIONAL QUANTITY H _p (10) IN LATIN AMERICA Saraví, M.; Zaretsky, A.; Lindner, C.; Díaz, J.; Walwyn, G.; Amorim, R.; De Souza, D.; Gregori, B.N.; Papadópolos, S.B.; Meghzifene, A.; Ferruz, P. and Cruz Suárez, R.	233

PARTE III

Informe Nacional para la Convención de Seguridad Nuclear

ARGENTINEAN NATIONAL REPORT FOR THE CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY. FOURTH REPORT, SEPTEMBER 2007 (véase www.arn.gov.ar) Compiladores: Navarro, N.R.; Waldman, R.M. y Felizia E.	237
LISTADO DE AUTORES	239

PARTE I

PRESENTACIONES Y TRABAJOS ENVIADOS A CONGRESOS Y/O SEMINARIOS

Fuentes de generación de C-14 y dosis asociadas

Amado, V.A.; Biaggio, A.L.; Canoba, A.C. y Curti A.R.

FUENTES DE GENERACIÓN DE C-14 Y DOSIS ASOCIADAS

Amado V., Biaggio A., Canoba A. y Curti A.
Autoridad Regulatoria Nuclear

1. Introducción

El C-14 es un isótopo radiactivo del C, de período de semidesintegración igual a 5700 años. Decae a N-14 por emisión de radiación beta de energía promedio 49,5 keV y máxima de 156 keV.

El carbono se distribuye entre los distintos compartimentos de su ciclo global: la atmósfera, la biosfera terrestre, la hidrosfera y la litosfera. La transferencia de carbono radiactivo y estable entre estos compartimentos es gobernada por los mismos procesos de intercambio /1/. Por otro lado, el carbono se halla presente en toda la cadena alimenticia desde donde es incorporado por la vía de ingestión.

La cinética y la metabolización del C en el cuerpo humano no cambia si es radiactivo o estable y su incorporación debida a la vía de inhalación resulta despreciable frente a la causada por ingestión /2/.

El C-14 se produce naturalmente en las altas capas de la atmósfera debido a la reacción $N-14(n,p)C-14$ inducida por neutrones lentos de rayos cósmicos. Dentro de los radionucleidos cosmogénicos es el más significativo en términos de dosis. La actividad específica del C-14, actividad por unidad de masa de carbono, medida en muestras de madera de árboles que crecieron en el siglo XIX es 227 ± 1 Bq/kg. Este valor está asociado a un inventario atmosférico de 140 PBq. El inventario mundial total de C-14 natural se estima que es 60 veces mayor a la cantidad encontrada en la atmósfera, es decir de 8500 PBq aproximadamente. Esto corresponde a una tasa de producción natural de 1 PBq/a /3/.

La relación C-14/C-estable ha variado continuamente desde el inicio de la era industrial. El objetivo del presente trabajo es presentar los distintos factores antropogénicos que modifican la concentración de C-14 (sección 2), en particular el efecto Suess y la generación de energía nuclear, y el impacto de tales factores en la dosis que recibiría la población mundial (sección 3).

2. Factores antropogénicos que modifican la concentración de C-14 en la atmósfera

A partir de los inicios del período industrial la concentración de C-14 en la atmósfera se modificó a causa de distintas influencias antropogénicas.

- Efecto Suess

Desde el siglo pasado la actividad específica del C-14 en el aire disminuyó como consecuencia del efecto diluyente de las descargas a la atmósfera del dióxido de carbono producido al quemar combustibles fósiles. Este fenómeno recibe el nombre de efecto Suess /4/.

- Ensayos nucleares

Las explosiones nucleares atmosféricas realizadas durante los años 1954-1958, 1961-1962, y 1964 a 1980 liberaron de 220 a 260 PBq, lo que corresponde a 1,6 veces el contenido natural de la atmósfera /5/. La Figura 1 muestra la evolución de la concentración de C-14 en la atmósfera entre 1955 y 1994, evidenciando altas concentraciones durante la década del sesenta como resultado de los ensayos nucleares.

- Generación de energía nuclear

Los reactores nucleares de potencia generan C-14 por activación neutrónica dentro del combustible o en los materiales estructurales y componentes de los sistemas del reactor /2/.

2.1 C-14 en reactores de potencia

Las reacciones de activación con neutrones que generan C-14 en reactores de potencia¹, se muestran en forma esquemática en la Figura 2.

El C-14 es producido principalmente por la reacción $N-14(n,p)C-14$ con las impurezas de nitrógeno presentes en los elementos combustibles, el moderador y el refrigerante; por la reacción $O-17(n,\alpha)C-14$ en el óxido de los elementos combustibles, moderador y refrigerante; y por $C-13(n,\gamma)C-14$ en los moderadores de grafito. La sección eficaz térmica de cada una de estas reacciones es: 1,82 barn, 0,24 barn y $0,9 \times 10^{-03}$ barn, respectivamente. Otras reacciones poseen secciones eficaces mucho menores y por lo tanto no son importantes en reactores térmicos, del mismo modo la cantidad de C-14 generada por fisión ternaria resulta despreciable /2/.

La producción normalizada de C-14, actividad por unidad de energía generada, varía considerablemente en los distintos tipos de reactores dependiendo principalmente del grado de enriquecimiento, de las masas relativas de combustible y moderador, de la concentración de nitrógeno en el combustible, y de las temperaturas del combustible y moderador.

En los reactores LWR y HWR se produce por reacciones (n,α) con el O-17 presente en el óxido del combustible y en el moderador, por reacciones (n,p) con el N-14 que se encuentra como impureza en el combustible y por fisión ternaria. En los reactores HWR, debido a la gran masa del moderador, el C-14 se genera principalmente en las reacciones con el O-17 del mismo /3/.

Debido a que en los reactores de agua pesada la relación entre las masas del moderador y del uranio del combustible es grande, la producción normalizada de C-14 en estos reactores es mucho mayor que en los de agua liviana.

En los reactores moderados por grafito y refrigerados por gas predominan las reacciones $C-13(n,\gamma)C-14$ y $N-14(n,p)C-14$ con el nitrógeno presente como impureza. El grafito constituye una fuente importante de producción de C-14 mientras que la contribución proveniente del CO_2 refrigerante sólo aporta un pequeño porcentaje respecto del total /3/.

Una vez producido el C-14 una parte puede ser liberada en forma gaseosa al medio ambiente y una fracción pequeña como efluentes líquidos durante la operación normal del reactor o posteriormente en el reprocesamiento de los elementos combustibles gastados. La mayor parte del C-14 de los reactores se libera como CO_2 , excepto en los reactores PWR en los que se descarga principalmente en forma de hidrocarburos /2/. El resto permanece en el reactor, pudiendo ser retenido tanto en los materiales estructurales hasta el fin de su vida útil o en los elementos combustibles mientras no son removidos, como en el refrigerante, en el moderador y en las resinas de intercambio iónico usadas en los sistemas de purificación.

¹ Los tipos de reactores de potencia citados en el trabajo son: LWR Light Water Reactor, PWR Pressurized Water Reactor, BWR Boiling Water Reactor, HWR Heavy Water Reactor, GCR Gas Cooled Reactor, AGR Advanced Gas Cooled Reactor, HTR High-Temperature Gas Cooled Reactor y LGR Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor.

Los niveles de C-14 que descarga un reactor dependen principalmente de su diseño y del programa de tratamiento de efluentes específico de cada planta. Por ejemplo, en los reactores LWR prácticamente todo el C-14 producido en el moderador y refrigerante es liberado al medio ambiente. Sin embargo, en los reactores CANDU más de la mitad del C-14 generado en el moderador y refrigerante es retenido en los sistemas de purificación de resinas de intercambio iónico.

Si bien hasta el momento en ningún reactor en operación hay sistemas destinados específicamente a retener C-14, se conocen varios métodos de captura y retención. Algunos de estos métodos ya están disponibles mientras que otros aún están en etapa de desarrollo. Los residuos que contienen niveles bajos de este radionucleido pueden disponerse en las instalaciones existentes para tal fin, como los repositorios cercanos a la superficie. En cambio, hasta el presente, no existe consenso acerca de la disposición final de los residuos con niveles altos de C-14 /2/.

A fines del año 2003 había 436 reactores en operación, de los cuales 356 eran del tipo LWR (264 PWR y 92 BWR), 39 HWR (de tipo CANDU), 22 CGR y 17 LGR. Además estaba proyectada la vuelta a servicio de 5 reactores CANDU. La tasa total de producción de C-14 estimada en los reactores, en ese momento, era del mismo orden que la natural.

La primer columna de la Tabla 1 presenta una estimación global de la producción normalizada de C-14 para los distintos tipos de reactores. La producción total acumulada a fines del 2003 (columna 2) es muy pequeña respecto del inventario atmosférico. Finalmente, la columna 3 muestra la cantidad de C-14 que podría llegar a ser descargada /6/.

3. Fuentes de generación de C-14 y dosis asociadas

En la Tabla 2 se muestra, a modo de resumen, el inventario estimado para las distintas fuentes de generación de C-14 /6/.

Las dosis debidas a C-14 pueden estimarse mediante el modelo de actividad específica, en el cual la actividad específica en los distintos compartimentos se asume igual a la del aire en el punto de interés. La aproximación es buena en situaciones en las que el intercambio de carbono es rápido, por ejemplo entre la atmósfera y la biota terrestre. En los seres humanos la actividad específica coincide con la del aire luego de un año.

Las dosis colectivas locales y regionales relevantes a corto plazo, debidas a una descarga de C-14, se reciben sólo durante el año en el que se produce la misma, siendo la única vía significativa la de ingestión. La importancia principal del C-14 reside en su ingreso en el ciclo del carbono, que hace que se disperse globalmente y, sumado al extenso período de semidesintegración, conduce a una irradiación de la población mundial a largo plazo. Las dosis colectivas locales y regionales representan solo una pequeña proporción del compromiso de dosis efectiva colectiva total. Dicho compromiso es completo aproximadamente a los 50.000 años de la descarga, mientras que alrededor del 70% se alcanza a los 10.000 años /1/.

Para estimar el compromiso de dosis efectiva colectiva se emplean modelos de compartimentos de complejidad variable. La mayoría de éstos asume que la población mundial crece hasta mediados del próximo siglo y luego se estabiliza en 10^{10} personas. Suponen que la liberación del radionucleido se produce en un único compartimento, que representa a la atmósfera global, y que la mezcla en cada uno de ellos es instantánea. Esto último no es válido a corto plazo, pero es suficientemente exacto para las evaluaciones a largo plazo.

Además, se supone que todo el C-14 es de la forma $^{14}\text{CO}_2$, que es como el radionucleido ingresa a la cadena alimenticia y contribuye a la dosis de ingestión. Esta última corresponde al 99% de la dosis total, mientras que el resto proviene de la inhalación. La suposición realizada podría sobreestimar la dosis respecto de la que habría si se considerara la presencia de hidrocarburos, no obstante, el hecho sería compensado por la oxidación de los hidrocarburos a $^{14}\text{CO}_2$ en pocos años.

Los modelos en cuestión pueden aplicarse indistintamente al C-14 producido naturalmente, al originado en los ensayos nucleares atmosféricos o al resultante de la generación nucleoelectrica. Debido a que la estimación del compromiso de dosis efectiva colectiva implica calcular una integral a largo plazo, se requiere realizar hipótesis a un futuro muy lejano acerca del tamaño de la población, sus hábitos alimentarios, cambios en el medio ambiente, etc.; que introducen incertidumbres en la evaluación dosimétrica. A pesar de ello, las estimaciones de las dosis de C-14 realizadas empleando distintos modelos resultan, en general, consistentes entre sí. Esto se puede atribuir a su largo semiperíodo respecto de la tasa de transporte en el medio ambiente, que hace que los compromisos de dosis estimados sean relativamente insensibles, tanto a la estructura detallada de los modelos como a los valores de los parámetros usados /1/.

Asumiendo que la tasa de producción natural del C-14 es de 1 PBq/a, la tasa de dosis efectiva per caput resulta 12 $\mu\text{Sv/a}$ e implica un compromiso completo de dosis efectiva colectiva de 120.000 manSv/PBq /1/.

La tasa de dosis efectiva per caput debida al C-14 producido en los ensayos nucleares realizados en la atmósfera alcanzó su valor máximo en 1964, 7,7 $\mu\text{Sv/a}$, y desde entonces disminuyó en un factor 4. Esta estimación no considera la dilución originada en el efecto Suess, por lo que se espera que la dosis real debida al C-14 generado en los ensayos nucleares sea menor /1/.

Finalmente, suponiendo estable el inventario global de carbono en su valor actual, el compromiso completo de dosis efectiva colectiva por unidad de descarga a la atmósfera, debido a la generación de energía nucleoelectrica, se encontraría dentro del rango 100.000-140.000 manSv/PBq. Por otro lado, si el quemado de combustibles fósiles continuara hasta que las reservas se terminen a la tasa actual de 5×10^{15} g de carbono por año, el compromiso completo de dosis efectiva colectiva estaría entre 80.000-130.000 manSv/PBq. Las dosis debidas a descargas de C-14 al suelo o a la superficie de los océanos son aproximadamente iguales a las debidas a descargas atmosféricas, mientras que las originadas en descargas al océano profundo serían aproximadamente 20% menores /1/.

4. Conclusiones

A partir de lo expuesto en el presente trabajo se observa que la variación de la relación C-14/C-estable es función de dos proyecciones, el incremento esperado de la tasa de consumo de combustibles fósiles y el incremento esperado de la tasa de generación de energía nucleoelectrica. Desde hace varias décadas, la disminución de la relación C-14/C-estable debida al efecto Suess predomina por sobre el incremento del C-14 generado por activación en la operación de centrales nucleares. Como consecuencia la relación C-14/C-estable, y por ende la dosis debida a C-14 en que incurre la población mundial, está disminuyendo.

Las tendencias esperadas para las próximas décadas indican que, al menos hasta el año 2030, el consumo de combustibles fósiles aumentará a una tasa mayor que la prevista para la generación de energía nucleoelectrica. Esta última, por otra parte, tuvo un crecimiento muy inferior a estimaciones realizadas hace algunas décadas. Por lo

tanto es de esperar que, en tales plazos, la tendencia decreciente de la relación C-14/C-estable se mantenga.

A largo plazo existen varias extrapolaciones, predicciones o especulaciones que son claves para determinar el momento en el que ambos efectos se equilibren, alcanzando el llamado “punto de equilibrio isotópico”. Estas cuestiones incluyen la tasa de crecimiento de la población mundial y el valor en el que la misma se estabilizará; la forma en la que se irá modificando en el tiempo el consumo de combustibles fósiles y el momento en el que estos recursos se encuentren prácticamente agotados; y durante cuántos siglos será necesario recurrir a la energía nuclear para satisfacer las necesidades energéticas de la población mundial.

Llegado el momento en el que la relación C-14/C-estable aumente, podría ser necesario retener el C-14 generado en los reactores nucleares de potencia. Para ser efectiva esta acción deberá ser necesariamente colectiva, es decir condición de diseño de todas las centrales nucleares del mundo. Hasta el presente ninguna central en operación previó retener C-14, ni se ha previsto retenerlo en las centrales nucleares actualmente en construcción, con excepción de Atucha II.

Internacionalmente, el sistema de radioprotección desarrollado por el Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP) no prevé criterios para limitar la lenta acumulación en la biosfera de radionucleidos de periodo extremadamente largo. De producirse un incremento significativo de la generación de energía nucleoelectrónica en el mundo esta debilidad del sistema de radioprotección se pondrá en evidencia y será necesario promover acciones colectivas, por ejemplo propiciando convenciones internacionales, a fin de que todas las instalaciones nucleares, en particular centrales nucleares y plantas de reprocesamiento, retengan suficientemente radionucleidos de período extremadamente largo.

Referencias

- /1/ UNITED NATIONS “Sources and Effects of Ionizing Radiation”. UNSCEAR 2000, Volume 1, 2000.
- /2/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY “Management of Waste Containing Tritium and Carbon-14”. Technical Reports Series No. 421, IAEA, Vienna, 2004.
- /3/ NACIONES UNIDAS “La radiación ionizante: Fuentes y Efectos Biológicos”. UNSCEAR 1982, Informe a la Asamblea General y anexos, 1982.
- /4/ Suess H. E. “Radiocarbon concentration in modern wood”. Science 122: 415-417, 1955.
- /5/ Matthies, M.; Paretzke, H.G. “Possible Future Trends of Radiation Exposure by Carbon 14”. Radiation and Environmental Biophysics, Springer-Verlag, 1982.
- /6/ Yim, M.S.; Caron, F. “Life cycle and management of carbon 14 from nuclear power generation”. Progress in Nuclear Energy 48, p. 2-36, 2006.

Figuras y Tablas

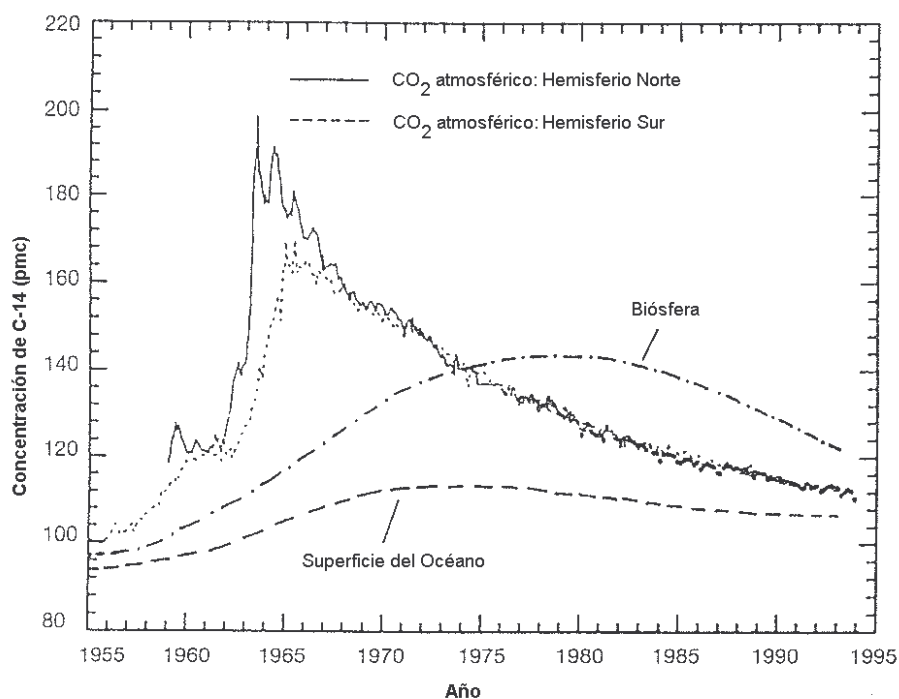


Figura 1. Concentración de C-14 en la atmósfera entre 1955 y 1994. Adaptación de la referencia /2/.

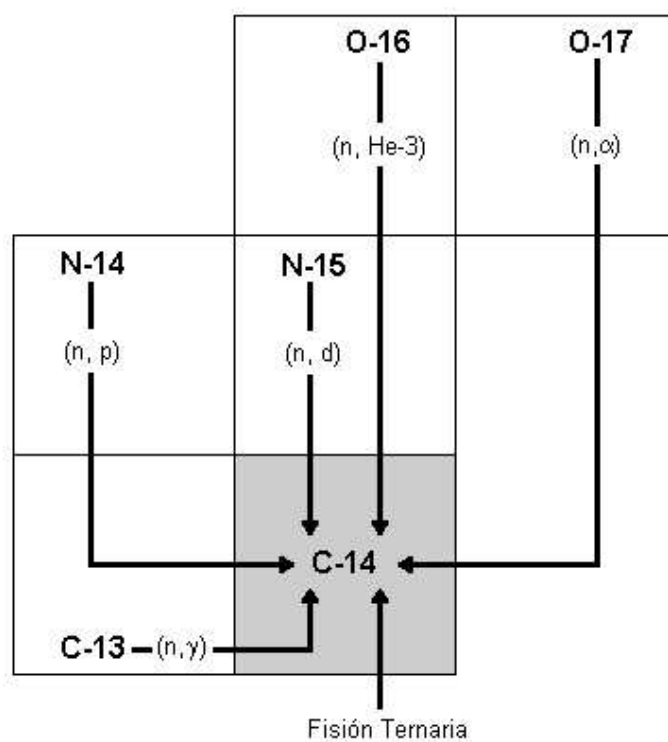


Figura 2. Reacciones de activación de neutrones que producen C-14 en un reactor de potencia.

Reactor		Producción Estimada (TBq/GWe año)		Producción acumulada estimada (PBq)	Cantidad disponible para descargar (PBq)
LWR	PWR	1,4		5,1	1,1 (refrigerante)
	BWR	1,8		2,4	0,8 (refrigerante)
CANDU		31,1		8,8	7,7 (refrigerante y moderador)
GCR	Magnox	17,2	4,8		0,06 (refrigerante)
	AGR	5,5			
	HTR	3,3			
Total				21,1	9,6

Tabla 1 Estimación global de la producción de C-14 de los distintos tipos de reactores /6/.

Fuente de Generación de C-14		Inventario Estimado (PBq)
Total Natural		8500
	Atmósfera	140
	Terrestre	8360
Total Generado por el Hombre		< 290
	Ensayos Atmosféricos	220 a 260
	Reactores Nucleares	< 30

Tabla 2 Inventario estimado de C-14 para las distintas fuentes de generación.

Análisis de los niveles genéricos de exención para fuentes radiactivas

Bossio, M.C. y Muñiz, C.C.

ANÁLISIS DE LOS NIVELES GENÉRICOS DE EXENCIÓN PARA FUENTES RADIATIVAS

Bossio, M.C. y Muñiz, C.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Objetivo: Evaluar la representatividad y grado de conservadurismo de los niveles genéricos de exención adoptados por el Organismo Internacional de Energía Atómica en la Norma Básica de Seguridad y Protección Contra las Radiaciones Ionizantes, BSS 115.

Introducción: Según las Recomendaciones del ICRP 60, se establecen dos motivos para excluir una fuente o práctica del control regulatorio: Si producen muy baja dosis individual y colectiva, tanto en situaciones normales como accidentales; y si no existe ningún procedimiento de control razonable que pueda alcanzar una reducción significativa de la dosis. Estos criterios se cuantificaron en los siguientes términos: *“Quedan exentas del control regulatorio todas las prácticas en las que se pueda demostrar, a satisfacción de la Autoridad Regulatoria, que no es conceptualmente posible originar, durante un año, una dosis efectiva en los individuos más expuestos superior a 10 μ Sv ni una dosis efectiva colectiva mayor que 1 Sv.hombre”*. Los mismos fueron adoptados por la Argentina en la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ratificó dichos criterios en 1997 en la Basic Safety Standards 115 (BSS 115).

El criterio de dosis individual puede sustentarse tanto en el hecho de que 10 μ Sv implica un nivel de riesgo, que resulta del orden de los 10^{-7} , considerado como riesgo trivial; como en que la dosis implica cambios triviales en el fondo de radiación natural. El criterio de la dosis colectiva se fundamenta en que la misma tiene que mantenerse ALARA. La IAEA sugiere que para ello una dosis colectiva anual por debajo de 1 Sv.hombre es un indicador de que el sistema está optimizado.

Procedimiento: Sobre la base de criterios y modelos conservativos se calcularon los valores que figuran en el cuadro I-I de la Adenda I que actualmente presenta la BSS con los Niveles Genéricos de Exención para cantidades limitadas de material radiactivo. Estos son factibles de ser aplicados a la exención de actividades que, por ejemplo, involucren a las siguientes situaciones: Medición de densidades a partir de emisores beta; control de la integridad de semiconductores; demostración de propiedades de la radiación con fines educativos; ciertas aplicaciones tecnológicas; aplicaciones en laboratorios de investigación; aplicaciones en laboratorios de hospitales; algunas prácticas de radioinmuno ensayo.

A fin de cumplir con el objetivo, se han analizado los escenarios de exposición establecidos en el documento “Radiation Protection 65” (Commission of the European Communities) del cual se derivaron los valores establecidos en la BSS 115. En el Radiation Protection 65, se modelaron tres tipos de escenarios de exposición: 1) Uso normal de materiales radiactivos en el ambiente de trabajo, 2) Accidentes en el ambiente de trabajo y 3) Disposición en rellenos sanitarios.

1) Uso normal en el ambiente de trabajo: considera el uso de cantidades limitadas de material radiactivo exento, en la industria. Es importante recalcar que los trabajadores resultan expuestos como resultado de una actividad laboral cualquiera. Se tienen en cuenta vías de exposición externa y la incorporación inadvertida de material radiactivo. Las vías de exposición del público surgen por la descarga normal de actividad al ambiente en los escenarios considerados.

2) Accidente en el ambiente de trabajo: considera situaciones anormales o incidentes que pueden llegar a ocurrir durante el uso de pequeñas cantidades de radionucleidos. Estas situaciones pueden conducir a exposiciones por irradiación externa, inhalación e ingestión.

3) Disposición en relleno sanitario (público): considera la exposición externa, ingestión e inhalación de miembros del público, a partir de la disposición de cantidades de material exceptuado en un relleno sanitario y/o situaciones accidentales como la pérdida de ellos.

Cada escenario presenta diferentes vías de exposición sumando un total de 24, cubriendo los aspectos de exposición más representativos derivados del uso del material exento.

Mediante una fórmula, que se ajusta según cada vía de exposición a través de distintos parámetros (tiempo de exposición, factores dosimétricos, factores geométricos, etc.), se realiza el cálculo de la dosis efectiva total incurrida para cada uno de los escenarios.

De la relación entre el valor establecido como criterio de dosis individual, 10 $\mu\text{Sv/año}$, y la dosis efectiva total resultante por unidad de actividad o de concentración de actividad, surgen los niveles genéricos de exención. Se utiliza el criterio de dosis individual dado su preponderancia por sobre la de la dosis colectiva. Para que esta última sea significativa, se necesitaría la exposición de entre 100.000 a 1.000.000 de personas, lo cual es altamente improbable debido a las cantidades consideradas.

Seleccionando las relaciones que originan niveles de exención más conservativos, en el documento Radiation Protection 65, se tabularon los Niveles Genéricos de Exención en actividad (Bq) y en concentración de actividad (Bq/g) para 300 radionucleidos.

Resultados: Para los escenarios de actividad genérica de exención, las vías que resultan críticas para la mayoría de los 300 radionucleidos son: la exposición a una fuente puntual, la manipulación de fuentes, la inhalación de polvo y elementos volátiles y la radiación externa de productos de combustión que surjan en el caso accidental de un incendio en el lugar de trabajo. Para el caso de concentración de actividad, las vías críticas para la mayoría de los 300 radionucleidos son: la irradiación externa para el caso de trabajadores que manipulan material exento, y la ingestión accidental de material radiactivo proveniente de un relleno sanitario. Sin embargo, cuando se realiza el análisis de un radionucleido en particular es probable que le pueda corresponder otra vía crítica diferente a las anteriores.

Para los radionucleidos cuyos valores fueron calculados, se puede observar que se verifican los valores propuestos por la Comisión de la Comunidad Europea, y adoptados por las Normas Básicas BSS 115.

Conclusiones: Del análisis de cada una de las vías de exposición, se resalta que los parámetros utilizados en el cálculo de las consecuencias de un escenario son conservativos, puesto que sobreestiman las dosis incurridas en todas las vías de exposición. Modificaciones moderadas en los escenarios considerados no afectan el valor de los niveles calculados. Asimismo, los escenarios elegidos tienen la cualidad de ser envolventes ya que abarcan un amplio espectro de situaciones posibles.

En los casos de radionucleidos no incluidos en las tablas, aplicando los modelos es posible calcular su nivel genérico de exención.

Consecuentemente, la adopción de los Niveles Genéricos de Exención adoptados por el OIEA en la BSS 115 aumentaría la eficiencia de la gestión regulatoria en lo referido a la optimización de sus recursos económicos y humanos.

CANDU Senior Regulators Meeting Report 2007

Calvo, J.C. and Navarro, N.R.

CANDU SENIOR REGULATORS MEETING REPORT 2007

Calvo, J.C. and Navarro, N.R.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

INTRODUCTION

Numerous Argentinean Nuclear Regulatory Authority (ARN) staff members contributed to this year's annual report. The report addresses significant developments in the Argentinean nuclear power industry since the 2006 meeting of the CANDU Senior Regulators. Topics discussed this year include: information on refurbishment - plant life extension, main information submitted to the fourth Convention on Nuclear Safety, Quality Management in the ARN, and some specific CANDU topics, like pressure tubes and feeders.

1. FOLLOW-UP TO THE 3RD REVIEW MEETING OF THE CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS)

The issues related with CANDU NPPs, as well as organizational aspects concerning the Regulatory Body that were included as follow-up actions in the Argentinean National Nuclear Safety Report to be presented in the 4th Review Meeting of the CNS, are the following:

1.1. QUALITY MANAGEMENT SYSTEM IN THE REGULATORY BODY

The ARN, as a "de facto" and "de jure" independent authority, has always taken and takes actions with the objective of improving the quality of its regulatory performance.

In 2002, the ARN Board of Directors decided to strength the quality management activities by planning its development and implementation. The support of external advisors involving the National Technological University of Buenos Aires (UTN-BA) was procured to achieve a well-structured quality management system, focused on external and internal stakeholders and based on the "Continual Improvement Approach". This goal was achieved in 2005.

For an appropriate implementation of the Quality Management System (QMS), ARN created in 2005 the Quality Management Unit, which depends on the Board of Directors.

ARN has established, documented and implemented the QMS according to the requirements established in the ISO 9001:2000 Standard. The actions and requirements are described in the Quality Manual (MC-ARN), where the ARN Board of Directors declares and communicates the Quality Policy and Commitment.

Additionally the Board of Directors has decided to initiate the discussion, interpretation and implementation of the IAEA Safety Requirements GS-R-3-Management System for Facilities and Activities.

The QMS in the ARN is implemented by applying a processes approach. Seven regulatory processes (nuclear installations, radioactive installations, transport, radioactive waste management, prevention of intentional events, special projects and non-proliferation) and four support processes (institutional communication, human resources, research & development and financial and material resources) have been identified.

The sequence and interaction of these processes are established and represented in charts. Each process is described in a Process Letter where the objectives, inputs, outputs, checkpoints, associated documents, performance indicators, non-conformances and corrective actions are considered.

The analysis and measurements of these processes are carried out by self-assessments, and Effectiveness and Efficiency Indicators are been defined.

ARN carries out quality self-assessment in order to:

- demonstrate the products and processes compliance with stakeholders requirements,
- ensure the QMS compliance,
- continuously improve the effectiveness and efficiency of the QMS,
- identify opportunities for improvement.
- verify that corrective actions are carried out.

The self-assessments are performed by qualified personnel. They are independent of the area that is assessed. During 2006 and until June 2007, eleven (11) assessments were carried out; 17 non-conformances, 10 observations and 63 opportunities for improvement were identified.

The QMS is based on a solid documental structure, which involves a Quality Manual, General Procedures, Specific Procedures, Working Instructions, Forms and Records.

Up to June 2007 there were ninety-one (91) approved documents and twenty-seven (27) documents are being prepared at present. Documents and records control and technological security controls of information have been implemented.

Concerning the satisfaction of stakeholders, ARN focuses on their requirements ensuring that safety is not compromised, while performing actions regarding laws, public and personnel safety, and environmental protection matters. Satisfaction surveys to radioactive material users are carried out regarding technical and administrative aspects related to regulatory activities.

ARN has implemented communication mechanisms concerning:

- legislation, standards, regulatory guides, licenses, permits, authorisations, and
- feedback from stakeholders regarding consultations, complaints, opinions and opportunities for improvement.

ARN regularly issues publications, which inform and broadcast to stakeholders the activities undertaken by the institution.

In ARN's Website - www.arn.gov.ar -, regulatory standards, laws and acts, permits and Operating Licences information, annual reports and general public communications among others can be found.

Concerning the QMS Planning, the ARN Board of Directors approves annually the Work and Budget Plan, which contains the tasks and projects of each area, in order to comply with the institution's objectives and goals. The QMS changes are performed in a planned way, so as to assure its continuity, effectiveness and efficiency.

1.2. HUMAN RESOURCES IN THE ARN

During the last years, the ARN has increased substantially its personnel, from 202 persons at the end of 2002 to 312 at the beginning of April 2007. This increase in personnel, mainly young professionals, is due to the need to cover positions which have to be filled as the generation of specialised professionals reach retirement age, and also cover the new tasks to be undertaken by the Special Processes Unit (CNA II, ENPP life extension, CAREM reactor project Licensing and Fourth Nuclear Power Plant pre-feasibility study)

It is worth mentioning that of the 312 people working at the ARN, 80% are professional and technicians that undertake specialised technical tasks in areas of their competence or are under training programs, and 20% perform administrative activities. Furthermore is the fact that 7% of the total personnel of the ARN hold high level positions or functions, and have a specialised training of about 20 years or more working in regulatory activities.

ARN is presently going through a period of a marked reduction of specialised personnel due to some are reaching retirement age and to the increasing offer of better-paid job opportunities from other industries.

The young professionals that do enter to ARN must undergo intensive training to attain the basic knowledge in the nuclear field. Nowadays, monetary considerations have a predominant importance over professional development in defying tasks and consequently it makes it much harder finding

motivated young professionals with the desire to learn and progress in the scientific/technological sphere. In this context, the ARN is organising supportive courses for the incoming personnel and special courses for management directives.

ARN not only trains its own personnel on radiological protection and safety of radioactive and nuclear sources, it also trains technical people from other national and international institutions.

Furthermore, the ARN is using knowledge management as a useful tool to transfer and keep up the knowledge standard among its professional personnel.

In early 2006, the ARN started an initiative on regulatory knowledge management to give consideration to the generation gap, the loss of knowledge resulting from retiring experts, and the need to transfer such knowledge to younger generations through training. As a result two projects were initiated so far.

First, to find and turn both tacit and implicit knowledge, explicit. For this reason an in-depth interviewing approach was used with ARN's experts. Eighteen experts have been interviewed so far and most of the tape-recorded interviews have been transcribed. The results of these interviews have been used to find possible projects between the experts and the new workers and to strengthen the training programs in the organization. The methodology used was the "History of the Learning Process".

Second, with the same objective, in 2007, a mapping process was initiated on one regulatory knowledge domain of the organization.

Any deficiencies in the ARN response capacity due to lack of senior personnel is covered through work agreement and contracts with specialist, and domestic and foreign organisations.

1.3. ENPP SEISMIC ASSESSMENT

ENPP is located in a seismic risk area. PSA was not considered in the original design but many specific requirements were made related to seismic risk:

- Plant responses in case of an earthquake occurrence,
- Seismic instrumentation verification,
- Fuel Elements load machine seismic responses verification,
- Service buildings response in case of an earthquake occurrence.

These requirements were met by NASA at the right time.

Later on, ARN required the application of the PSA methodology in ENPP. The scope included the seismic PSA.

In order to comply with this requirement that involves the safety re-evaluation in case of a seismic occurrence at ENPP, the Licensee proposed to ARN the application of the Seismic Margin Assessment (SMA) methodology instead of the seismic PSA. That proposal specified the use of the EPRI methodology.

It could be mentioned with respect to this issue, that the internationally accepted and more used methodologies for seismic risk evaluation are, the seismic PSA and the SMA methodology. The international experience allows verifying that the conclusions obtained by both methodologies are equivalent as far as the implementation of improvements to NPPs is concerned. However, the time and resources required to perform the re-evaluation are considerable lower in the case of SMA, in comparison with seismic PSA.

ARN agreed with the NASA proposal with the following conditions:

- To justify the value to be used for the Review Level Earthquake (RLE) for the ENPP site, the intensity and floor spectrum, and the attenuation factors to be used.
- Taking into account that EPRI proposes three different scopes, ARN required the use of the "total reach" EPRI methodology scope.

The SMA study began to be performed at ENPP applying the methodology developed by EPRI. During the recent planned outage in 2007, a plant walk-down made by specialists was

performed that involved fundamentally the SSCs that are inaccessible during the operation at full power. The evaluations of the results of that walk-down are in progress.

Cordoba University is also updating the seismic data referred to the siting and the spectra in the different levels of the building. Some of the specialists of this institution took part in the seismic studies performed before the ENPP commissioning at the beginning of the eighties.

It is important to point out that NASA communicated to ARN its intention of extending ENPP lifetime and the safety assessment on seismic occurrence is part of the basic studies to define and authorize the lifetime extension.

2. ENPP LIFE EXTENSION

NASA has begun an ENPP life extension feasibility study in order to establish the scope, schedule and necessary investments for the project.

Therefore, NASA has decided to undertake, with the support of AECL, a Plant Life Management (PLIM) and a Plant Life Extension (PLEX) program in order to achieve a long-term operation, and to maintain a high level of safety and plant performance. The first phase of the PLEX program is to identify the necessary modifications and updates of the plant, in order to ensure a safe operation for an extended period of 25 – 30 years.

The PLEX of ENPP is divided into three phases, as follows:

Phase 1: Screening of SSC's, Ageing Assessment, Safety Assessment, Design Change Packages, Economic Assessment and Licensing.

Phase 2: Retubing Pre-Project, Engineering and material supply for retubing, Specification and detail engineering for other system and components, Materials supply.

Phase 3: Retubing and implementation of general modifications.

At present, NASA is working on the tasks mentioned in Phase 1, and the retubing related tasks of Phase 2. The scope and the state of the tasks to be performed in ENPP are the following:

- Retubing: This methodology and the process itself consists, as a minimum, in the removal of feeders, pressure tubes and calandria tubes in a planned manner according to the defined logistics. The retubing pre-project activities includes:
 - Review of the reactor and Service Building and the surrounding plant structures to determine the capabilities and limitations related to retube logistics.
 - Site specific dimensional and radiation field measurements.
 - A conceptual design of a permanent Waste Storage Facility and waste characterization due to the retubing process.

- Ageing Assessment

Plant ageing assessment that includes both Condition Assessment and Life Assessment, is a part of an integrated strategy to assess the active and passive ageing degradation of the ENPP components, to then assess the prognosis for service life extension. Also, maintenance and inspection requirements can be determined, as well as the necessary upgrades or replacement needed to achieve the life extension in safe condition.

The Ageing Assessment activities that have been carried out are: Screening and prioritisation of SSCs; Ageing Assessment pilot studies and some modifications or corrective actions are in execution or have already been performed. An important effort is being made in this area, with the incorporation to this subject of an important number of professionals, due to its importance for the decision making relative to the analyzed components state and life extension.

- Safety Assessment

In the pre-project activities a detailed review is undertaken of the safety and licensing issues. The objective of the Safety Assessment is to determine the areas of the plant susceptible to improvements.

At the present, Plant Safety Assessment for ENPP Life Extension, includes: Periodic Safety Review according to the IAEA safety guide NS-G-2.10; review and update of Deterministic Safety Analysis; PSA Level 2; assessment of the Licensing Basis; review of Design Changes in other CANDU plants; review of ENPP design against current regulatory standards; review and update of Hazard Assessments and review of Trip Coverage.

- Digital Control Computer Replacement

Although the Digital Control Computer used in ENPP have had a good performance, the replacement is required for long term operation because of reasons related to obsolescence, maintenance personnel, aging and possibility of expansion. In order to deal with the replacement, ENPP participates in a COG Joint Project.

- PLEX Activities Performed in 2007 Planned Outage

The following activities were planned responding to specific objectives of the life extension program: repair works on piping supports and concrete structures according to the findings of the walkdowns performed during 2005 planned outage; repair works on containment structure; walkdowns on Balance of Plant and NP areas, seismic walkdown, and continuation of retubing pre-project tasks that had begun in the 2005 planned outage.

In order to assure that ENPP can be operated safely for a long term period beyond its original design life, ARN will verify:

- a) Adequacy of the Life Extension Project program;
- b) That necessary improvements to safety are included in the refurbishment scope. Therefore, the scope and findings of safety and ageing assessments carried out during the first phase of the Life Extension Project will be considered. Besides, the results of the first phase of the project (pre-project phase) will be included in the Periodic Safety Review that must be accepted by ARN prior to the beginning of the implementation phase;
- c) Adequacy of the improvements implementation mentioned in item b (engineering, suppliers, execution, etc), including the control of the activities related with Life Extension Project such as waste management, radiation protection, etc.
- d) Restart program adequacy and its corresponding implementation.

3. SIGNIFICANT EVENTS

3.1. LOSS OF HEAVY WATER IN THE STEAM GENERATORS 3 AND 4

Since the end of 2006, two significant events occurred at Embalse Nuclear Power Plant (ENPP) that were caused by two similar episodes due to steam generator (SG) tube leaks. The description, causes and actions taken related with the above-mentioned events are detailed as follow:

3.1.1. Loss of heavy water in the steam generator # 3

On January 3rd, 2007, ENPP was operating at full power when a high tritium concentration was detected in the water purged (secondary system) from the SGs.

By means of gamma activity measurements in these purges, the existence of a leakage of heavy water from the primary heat transport system (PHTS) to the secondary loop into the steam generator # 3 was confirmed. The corresponding procedure to estimate the heavy water leakage rate evolution was then applied. According to the mentioned procedure, the leakage rate evolution was followed till it reached 5 kg / hour, as only for leakage rates higher than this value is it possible to detect the failed tube by fluorescein test.

Finally, on January 4th it was decided to shutdown the reactor according to what is established in the applicable operation procedures, remaining out of service during almost six days. This event was considered as of very low safety significance.

The heavy water leakage was estimated in about 146 kg and the activity released to the secondary system reached 5.7 E12 Bq of tritium and 3.2 E07 Bq of iodine (about 4.5% of the monthly discharge derived limit).

Causes

The direct cause observed was the steam generator #3 tube failure located in the U-bend zone in X03; Y40 position, corresponding to tube support plate (TSP) 14 C. The root cause was an inadequate selection of the material of the scallop bars (U-bend supporting bars) and the TSPs that caused its degradation, enabling fretting with the steam generator tubes, thus wearing out the tube's wall. Therefore, the scallop bars and the TSP were degraded due to flow-accelerated corrosion (FAC), causing SG tube failures.

Safety assessment

All safety systems, including the reactor protective system, remained available and the plant was brought normally to a cold shut down state.

INES rating

The event was rated at "0" below scale as per definition of INES users manual.

3.2. LOSS OF HEAVY WATER IN THE STEAM GENERATOR # 4

On February 6th, 2007 ENPP was operating at full power when a high tritium concentration was detected in the water purged (secondary system) from the steam generators. Subsequently, measures of gamma activity in all purges were made. It was determined that the activity came from SG # 4. Finally, on February 16th, when the leakage rate reached the minimum value necessary to detect the SG tube failure with the reactor in cold condition, it was decided to shutdown the reactor.

The power had been reduced normally until it reached 80% full power (FP), when a failure occurred in a SG level control valve (63620 LCV 4 C1), which provoked an increase in the SG#4 water level that reached the reference value "turbine trip due to high level in SG". The above mentioned level progression, caused the condenser steam discharge valves (CSDV) blockage, which caused a steam pressure increase that activated the "Loss of Thermal Sink" alarm, provoking both an automatic power step back to 10% FP and subsequent gradual power reduction (set back). The steam pressure increase caused the main steam safety valves (MSSV) opening.

Causes

The direct cause observed was the SG#4 tube failure located in the U-bend zone in X27; Y88 position, corresponding to tube support plate 16 A. In addition, a metallic fragment was found inside the SG level control valve, locking the valve in a 50% opened position. The root cause was an inadequate selection of the scallop bars and the TSPs material during design stage that caused its degradation.

The plant remained out of service during almost seven days. This event was considered as of very low safety significance.

The heavy water leakage was estimated in about 856 kg and the activity released to the secondary system reached 8.9 E13 Bq of tritium and 1.3 E13 Bq of iodine (about 29% of the monthly discharge derived limit).

Safety assessment

All safety systems, including the reactor protective system, remained available and the plant was brought normally to a cold shut down state.

INES rating

The event was rated at "0" below scale as per definition of INES users manual.

3.3. LESSONS LEARNT / ACTIONS TAKEN

Owing to the fact that the cause of the loss of heavy water that occurred in the SGs # 3 & 4 was the same, a SG tube failure due to scallop bars and TSP degradation located in the curved zone of the tubes beam (U-bend tube bundle) and, due that in 2006 another SG tube failure occurred in the SG # 1, these are considered recurrent events, therefore, the following actions were taken:

- To modify the criteria used to plug the SG tubes in a more conservative way (as a preventive action);
- Detection and plugging of the failed SG tubes;
- During non planned outages to extend:
 - the inspection area around the failed tube, and the tubes considered with most probability of failure in the short term;
 - the inspection activities to other SGs different from the failed one.
- To carry out an outage before June 2008 to inspect critical areas and to analyze the evolution of the existing degradations.
- To mitigate FAC degradation performing TSPs water lancing, to clean the broaches holes and normalize the secondary side flow;
- To modify the secondary water treatment by increasing pH;
- To perform visual inspection on the SGs secondary side (including the U-bend zone);
- To implement a vibration condition monitoring program for fretting in the U-bend zone.

Furthermore, the Regulatory Body required a structural integrity assessment of the SG tubes and the corresponding TSPs considering the actual SGs state (from inspections performed during the last scheduled outages), and including the consequences of both earthquakes and events implying a secondary depressurization occurrence.

4. PRESSURE TUBES

Repositions, inspections and scrapping are carried out on the Pressure tubes (PT) of ENPP in order to verify that the risk of PT integrity degradation is minimum, and the PT can reach the end of life (EOL) in a safe manner.

4.1. GARTER SPRINGS REPOSITIONING BETWEEN PRESSURE TUBES AND CALANDRIA TUBES

The tasks performed, with the objective of minimizing the risk of degradation of the integrity of PT as a consequence of the contact between these and the Calandria Tubes (CT), are carried out during the planned outages, and consists in repositioning of the garters springs of a group of fuel channels according to a priority, in order to:

- avoid the contact of the PT with the corresponding CT, before their EOL,
- eliminating existing contacts, and
- to verify, in case that the contact has not been able to be eliminated, that the PT does not reach the content of equivalent hydrogen, for the blister formation threshold (BFT) before the next scheduled inspection.

Up to now, the garter springs in 344 PT (90% of the whole number) have been repositioned and 36 PT (10% of the whole number) remain to be intervened.

NASA uses for repositioning, the technical criteria based on the variation of the deuterium up-take along the PT, taking into account the possibility given by the mechanism of susceptibility to blister formation, allowing that the cold end of the PT may be in contact with CT. This alternative requires a closer control over the rate of deuterium incorporation.

The SLARADE computer code is used to define the repositioning strategy, and the MACACO program is used to obtain the value of pressure to give at the tool for Garter Spring liberation. NASA maintains a close relationship with AECL engineering and continues incorporating all the operating experience of the Canadian plants, reaching a better estimation about the time window for contact between PT and CT.

4.2. PRESSURE TUBE INSPECTION AND SCRAPPING

Following the program established for long-term assessment of hydride blister susceptibility by monitoring deuterium uptake in PT at ENPP, a new scraping and ISI of ten PTs, were carried out during the last planned outage in April-May 2007, with the following scope:

- Taking samples by scrapping of the 10 PTs, at different longitudinal positions. The PTs selection for scrapping was done in accordance with deuterium up-take figures determined in previous campaigns (May 2004 and Oct 1998), and was the result of the following condition considerations: PT analyzed previously, manufactured ingots of PT not analyzed until the present, PT with the highest deuterium increment, PT with high content of initial hydrogen, channels left in contact to less than 230.000 EFPH and fuel channels with loss of water toward annulus gas system. The samples were sent to the AECL laboratories in Canada for analysis. The results are still not available.
- In-service Inspection. The selection of the channels to be inspected was carried out to fulfill the requirements of the CAN/CSA N285.4-94 standard. The approach to select the channels kept in mind the factory records, assembly, operation and previous inspections. The inspection consisted in carrying out:
 - Detection of flaws by ultrasound inspections,
 - Detection of flaws by eddy current inspection,
 - Garter spring locations,
 - Gap measurement between the PT and CT,
 - Measurements of wall thickness and diameter of the PT,
 - Sag measurements of the fuel channel,
 - Length measurement of the PT.

New mechanisms of degradation were not found during the ISI of the 10 PTs; indications were not found with characteristic of sharp flaws; and the deformation of the PTs are equivalent to the other PTs of CANDU 6 reactors.

5. FEEDERS

An important task of CANDU reactors is based on the periodic inspection established by corresponding standards with new revisions based on external operating experience. During each planned outage, several areas of feeders are inspected, with the objective of determining the wall thickness reduction produced by flow-accelerated corrosion (FAC), and crack detection at feeder bends.

The inspection was performed according to what had been established by the ISI program during scheduled outages. The inspection methods applied and qualified personnel involved are in accordance with the COG procedures and guidelines.

This monitoring must be done during every planned outage, in order to assure that no feeder operates with a wall thickness lower than the minimum values allowed, and to comply with the crack detection program.

During the planned 2007 outage, 141 feeders were inspected. The conclusions of previous planned outages related to a thinness rate, due to FAC, slightly lower than other CANDU reactors, were confirmed by the measurement results, while there were no clues of relevant indications of flaws. The main contributor to this performance is the chemical control of the primary heavy water. The results in the evaluation of the inspection that took place, allow a life expectancy up to the EOL for all sensitive areas without the need of replacements.

6. CONTAINMENT

According to what is established in the ENPP Operating License (OL) the containment leak rate is monitored every five years. To fulfil this OL requirement, a containment leakage test was performed during the 2005-scheduled outage but the corresponding results were not

satisfactory. Therefore, the Regulatory Body required the Utility to repeat the test to verify the acceptance criteria fulfilment.

The Regulatory Body also required a containment conditioning program implementation to repair the leaks detected, which included some preventive and corrective activities that were performed before the test was to be carried out. The containment-conditioning program was partially implemented and it included the following activities:

- A room R001 leakage test was carried out, the location of the leaks from the reactor building to room R001 were identified and the corresponding reparations were performed (in some cases the leak locations were the same as were detected prior to the performance of the 2005 test);
- Maintenance of wall and floor joints as well as lock penetrations as a preventive action were performed;
- Internal reactor building walls were repaired and partially lined;
- Reparations (sealed) in locks; reactor building (below the dousing tank) and steam / feedwater penetrations (located on the containment external wall) were performed.

The test acceptance criteria was defined by a leak rate value of 0.203% volume per day at 0.449 kg / cm² test pressure and the corresponding measured leakage rate was 0.2578% ± 0.00159% volume per day.

Considering the upper value of the standard deviation, the measured leakage rate would be 0.2594% volume per day (28% more than the allowable leakage rate).

The above mentioned means that the results of the last containment leakage test did not fulfil the acceptance criteria established in the mandatory documentation. However, the measured leakage rate was 12% less than the corresponding value obtained in 2005.

It has been verified that the leak from the R001 room (fuelling machine room) to the pool-room was 0.97 cubic meter per hour, which represents a leakage rate of 0.06% volume per day. It is important to consider that the mentioned leak improved 34% since 2005. This estimation enabled to conclude that if the leak of the R001 room were solved, the leakage rate would still be higher than the allowable leakage rate. However, it was verified that some leakages exist from the remaining containment structures different from R001 room .

The containment leakage test results indicated a change in the increasing leakage trend that was observed through the time and this improvement is attributed to the containment conditioning program implementation results. Therefore, it means that the containment leakage test (May 2007) results were better in comparison to those of the previous test (December 2005) but even so, the leakage rate measured did not fulfil the corresponding acceptance criteria.

The Utility will continue to complete the corrective and preventive activities established in the containment-conditioning program. It is considered that the experience gained through the activities performed until now will allow to fulfil the containment leakage test acceptance criteria.

Nowadays, a revision of the containment leakage test acceptance criteria proposed by the Utility, has been under discussion between the Utility and the Regulatory Body, as the allowable leakage rate of 0.197% volume per day (considering a 6 psig test pressure value) validity was questioned and the Utility requested a criteria modification by replacing the 0.197% volume per day allowable leakage rate for 0.306% volume per day.

The Regulatory Body has analyzed the above mentioned proposal and considered it inadequate to modify the acceptance criteria due to the mandatory documentation establishes (Technical Specification – TS 21080 – “Proof and Leakage Rate Testing of the Reactor Building Containment System”) that the test acceptance value must be determined through a test based on a measure performed previously to the operational period. Therefore, it is not acceptable to modify the test acceptance criteria based on a numerical model.

Finally, the Regulatory Body required the Utility that, including the experience gained through both the inspection and the reparation activities performed, to present a new containment-conditioning program to repair the leak detected and, to carry out a new containment leakage

test addressed to verify the acceptance criteria fulfilment according to what is established in the mandatory documentation.

7. TURBINE

In 2005 a general inspection of the ENPP turbine took place and from the data gathered during that and previous inspections, some of the blades from the last row were changed.

The inspection was ocular, and non-destructive tests of the components, including the blades and rotor were undertaken and ultrasonic inspection was made to verify the coupling between the blades and the disks on the ten most critical disks.

The ultrasonic inspection made with the purpose of verifying the state of the coupling between disks to the axles, showed an increase in a fissure of axial orientation at the base of disk #5 of the low pressure turbine "A" stage on the turbine side that had been detected during a planned outage in 2000.

Taking into consideration safety issues in the case of an eventual break of the disk, ARN required NASA an evaluation to determine the state of the turbine, detailing the criteria and the basis of acceptance used that would allow the safe operation until it should be inspected again.

The evaluation by fracture-mechanics was made by TECNATOM S.A. and revised by ANSALDO ENERGIA (the turbine manufacturer) and audited independently by ARN. The conclusion was reached that the maximum recommended time it could operate was 15 months (taking into consideration the depth of the defect reported in the inspection, critical size and verified speed of growth).

Finally, within the stipulated time, during the outage 2007 the disk # 5 was changed and a new one placed. Besides, inspection of the "C" stage of the low-pressure turbine and replacement of the blades of both stage disks belonging to tenth stage were performed.

8.- STEAM GENERATORS

The ENPP steam generators (SG) were designed and manufactured by Babcock & Wilcox (B&W). Some of their components, mainly the Tube Support Plates (TSP) and the U-Bend supports of tube bundles, known as "scallop bars", were constructed in carbon steel.

Due to a degradation mechanism known as Flow Accelerated Corrosion (FAC), which was not well known at the moment of design and construction, and after more than 20 years of operation, the supports started to degrade producing steam generator tube damage due to fretting wear in the U-bend. This has caused several unplanned outages due to leakages in tubes, as well as a progressive degradation and loss of function of TSP.

Since 1996, damages were observed in tubes due to fretting wear with scallop bars at tube bundles U-bend. Besides, in a study performed by B&W, this mechanism was recognized as the problem's root cause; also this study predicts future degradation due to FAC.

This encouraged ENPP to take corrective and mitigation actions concerning steam generators as part of the Life Management Programme. In so doing, NASA contracted B&W, who designed auxiliary supports known as antivibration bars (AVB's.). These components consist of three comb-shaped supports, for each steam generator, which have to be inserted in the U-bend of tube bundles.

When AVB's were installed in 2004's planned outage, during quality assurance boroscopic inspections performed in order to verify their correct installation, it was observed that the cold leg side of TSP were considerably damaged, and those on the hot leg side were partially obstructed. This showed that the steam/water flow was not uniform, and this accelerated FAC degradation in the cold leg side.

Besides, in order to introduce corrective actions concerning water chemistry, new chemical analysis were performed.

Considering the detected degradation in steam generators, the ARN required an exhaustive assessment of the components involved, and verification of acceptance criteria established for tubes, support structures and internal steam generators in order to determine safe operation until next inspection, with an acceptable safety margin.

Taking into account the regulatory requirements and findings during visual inspections in secondary side, B&W was required to implement during 2005 planned outage, four inspection ports between the upper TSP in each steam generator, in order to inspect and evaluate the TSP state, and eventually, decide their cleaning.

From these new ports, inspections were performed that showed sludge obstructions in hot leg side of TSP, and variable degradation in cold leg side of TSP (the higher TSP was, the more important degradation was observed). These inspections allowed the construction of TSP degradation/obstruction maps, which were used as a reference to determine degradation rates in subsequent inspections.

Due to the degradations observed in cold leg side of TSP, the ARN required NASA an assessment on structural integrity in order to verify the steam generators safe operation. The assessment was given to AECL, and included evaluations performed specifically for ENPP:

- Cathena Analysis for a Steam Main break at a Remote Location,
- Fretting and Fatigue Analysis,
- Fatigue Analysis Under Blow Down Conditions,
- Condition Assessment of ENPP SG4 Degraded TSP,
- Thermal hydraulic Analysis with Degraded and Fouled TSP,
- Root Cause Analysis of the TSP FAC Degradation;
- Stress Analysis of Degraded Tube Support Plates Under Seismic Plus Remote Burst Pipe Loading,

From July 2006 to February 2007, there were three unplanned outages due to tube failures, in all cases localized in the U-bend zone. So the plugging criterion was changed to a more conservative position, and the inspection zone extended, taking into account the observed defects, going further than what was required by regulations.

During the 2007 planned outage, several corrective actions were undertaken to mitigate FAC, following the recommendations of studies performed by AECL:

- Waterlancing of hot leg side of TSP, in order to clean “broached holes” and normalize secondary side flow.
- Change of the amine used in AVT (All Volatile Treatment) treatment, in secondary circuit, in order to increase pH. Besides, a cooper monitoring program was implemented, as well as a more exhaustive cation monitoring in the steam generators blow down.
- Additional boroscopic inspections (from the secondary side) to improve the TSP degradation maps, built from the results of Eddy Current (EC) inspections. Besides, the boroscopic inspections were useful to determine the cleaning effectiveness and validate the procedures used to obtain the above-mentioned maps.
- Visual inspections in the U-bend zone to determine the root cause of the recurrent SG tube failures.
- Modification of the criteria used to plug the SG tubes in a more conservative way (as a preventive action).
- Removal of loos scallop bars and TSP parts that causes localized SG tube degradation.
- EC Inspection to determine TSP degradation rate, and preventive plugging of tubes in degradation zones of TSP corresponding to levels L5 (ligament breach of two ligaments) and L6 (ligament breach of three ligaments), in agreement to AECL recommendations.
- Program to follow up the vibration conditions and preventive plugging due to fretting in U – Bend.

Due to the preliminary results obtained in visual inspections that were being performed, and considering unplanned outages due to tube failures, the ARN decided to re-assess operative conditions in steam generators, to perform a detailed analysis of degradation rate, to assess the structural integrity considering the steam generators current state and including the consequences of seismic occurrences and other events that cause sudden depressurisation of secondary circuit.

Consequently, the main tasks to be undertaken by NASA in short and medium term, related to steam generators safe and reliable operation, consist of additional assessments concerning structural integrity, taking into account the new degradation maps obtained in 2007, evaluating the current condition of TSP and comparing it with the result of previous inspections. This is performed in order to identify future hazard zones that could jeopardize the safe operation of components, and to allow timely corrective actions. In these studies, earthquakes and main steam line break will be considered.

9. DOSES AND ALARA PROGRAM

Radioactive releases into the environment:

The Regulatory Body established a set of gaseous and liquid discharge limits, included in the ENPP operating license. These limits were set for critical group doses lower than 0.3 mSv.

The gaseous radioactive releases by ENPP to the environment, for the period 2004-2006 may be seen in Table 1, discriminating those corresponding to I-131, H-3, aerosols and noble gases, and including an estimation of C-14 discharges.

Table 1
Activity released from Embalse to the environment as gaseous discharges

Year	I-131 (TBq)	Tritium (TBq)	Aerosols (TBq)	Nobles Gases (TBq)	C-14 (TBq)
2004	$5,3 \times 10^{-7}$	$3,3 \times 10^2$	$8,3 \times 10^{-7}$	$4,5 \times 10^1$	$4,4 \times 10^{-1}$
2005	$1,2 \times 10^{-8}$	$3,4 \times 10^2$	$3,8 \times 10^{-7}$	$3,4 \times 10^1$	$4,2 \times 10^{-1}$
2006	$3,2 \times 10^{-7}$	$4,0 \times 10^2$	$5,1 \times 10^{-7}$	$3,5 \times 10^1$	$4,8 \times 10^{-1}$

The liquid radioactive discharges by ENPP to the environment for the same period are presented in Table 2, discriminating between liquid discharges of H-3 and other radionuclides.

Table 2
Activity released from Embalse to the environment as liquid discharges

Year	Tritium (TBq)	Other radionuclides (TBq)
2004	$8,3 \times 10^1$	$1,9 \times 10^{-3}$
2005	$7,0 \times 10^1$	$3,5 \times 10^{-3}$
2006	$1,6 \times 10^2$	$7,5 \times 10^{-3}$

Of the total annual average discharges from ENPP to the environment, 92% corresponds to H-3. These annual average discharges were less than 3% of the respective authorised discharge limits.

Public exposure

The annual critical group doses due to ENPP operation during the period 2004-2006 are presented in Table 3, discriminated according to discharge type. The annual average total dose

resulted lower than 2% of the established individual dose constraint. Liquid discharges were the main contributors.

Table 3
Critical group doses for Embalse

Year	Gaseous discharge doses (mSv)	Liquid discharge doses (mSv)	Total doses (mSv)
2004	$1,9 \times 10^{-4}$	$2,3 \times 10^{-3}$	$2,5 \times 10^{-3}$
2005	$2,2 \times 10^{-4}$	$2,5 \times 10^{-3}$	$2,7 \times 10^{-3}$
2006	$2,2 \times 10^{-4}$	$4,6 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$

Occupational doses at Embalse nuclear power plant

The annual collective effective doses, the annual normalized collective effective doses, the average individual annual effective doses and the maximum individual annual effective doses received by ENPP workers during the period 2004-2006 are presented in Table 4.

Table 4
Occupational doses at Embalse

Year	Collective effective dose (manSv)	Normalized collective effective dose (manSv/GWa)	Average Individual effective dose (mSv)	Maximum Individual effective dose (mSv)
2004	3,0	5	3	19,9
2005	2,9	5	3	19,5
2006	0,5	1	1	11,9

During 2006, there has not been programmed maintenance outage, so the occupational doses have been the lowest in the period. No worker exceeded the dose limits.

Table 5
Occupational collective effective dose per month

Period	Collective effective dose per month (man Sv)
August 2007	0,029
July 2007	0,027
June 2007	0,052
May 2007	1,165
April 2007	1,745
March 2007	0,232
February 2007	0,169
January 2007	0,162
December 2006	0,051
November 2006	0,033
October 2006	0,031
September 2006	0,054

The occupational collective effective doses corresponding to the January / May 2007 period were significantly higher than the rest of the monthly doses due to:

- The dose differences in January and February were due to plant outages caused by steam generator tube failures.
- Dose differences from March to May were due to maintenance tasks carried out during 2007-planned outage.

Norm measurements in the oil and gas industry in Argentina

Canoba, A.C.; Gnoni, G.A. and Truppa, W.A.

NORM MEASUREMENTS IN THE OIL AND GAS INDUSTRY IN ARGENTINA

Canoba, A.C.; Gnoni, G.A. and Truppa, W.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

One of the industries that concentrate natural radionuclides during its processes is the gas and oil industry, which is especially significant in our country. The Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) carries out a project whose objective is the evaluation of NORM, mainly in this type of industry. With this purpose, seven facilities have been characterized, 3 of them related with the gas industry and 4 with the oil industry. In all cases, dose rate measurements in situ were performed. First of all, background measurements were registered and then a screening monitoring was carried out to detect measurements above background. Of 100% evaluated points, a 57% of them was in the background order, a 19% was below $2 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$, a 15% resulted in the range of $2 - 10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ and a 9% was above $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Some values were as high as $400 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. The annual effective doses estimated were in the range of $0.02 - 1.6 \text{mSv}\cdot\text{y}^{-1}$, far below the dose limits for workers ($20 \text{mSv}\cdot\text{y}^{-1}$), but in some cases above the dose limit for public ($1 \text{mSv}\cdot\text{y}^{-1}$). Radon gas concentration was also measured in gas companies. The values obtained show that radon concentrates in the ethane and propane flows. In addition, samples were taken and later analyzed by gamma spectrometry, liquid scintillation and fluorimetry in ARN laboratories. It was confirmed that the main radionuclides involved are Ra-226 and Ra-228, and that uranium does not migrate in oil and gas extraction processes. The radium isotope concentrations measured in some samples were above the exemption values established by BSS-115. Finally, protective measures to reduce occupational doses in the cleaning and maintenance processes were suggested, as well as for storage of Norm contaminated pieces.

1. INTRODUCTION

It is known as NORM (naturally occurring radioactive material) the radioactive materials of natural origin. Some minerals have significant levels of natural radionuclides that are extracted and processed with other elements. Some industries in its processes concentrate natural radionuclides and then may cause some risk to people if they are not under control. These naturally radioactive materials that are concentrated by some industries are known as TENORM (technologically enhanced naturally occurring radioactive material). Although there is a conceptual difference between NORM and TENORM, sometimes the term NORM is used to refer to TENORM. The TENORM are found in some effluent flows and wastes from some non nuclear industries; for example in metal residues, scales, sludges, and fluids. These materials, the by-products and the final products from processes may enhance the exposure to workers and members of the public. The most important radioactivity source in TENORM is due to the presence of isotope products of uranium and thorium decay chains [1-3].

The presence of radioactive materials of natural origin in geologic formations is well known. The materials containing natural radionuclides found in oil fields are typically located in subsurface formations of oil and gas reservoirs created in the Jurassic period. In the oil and gas industry the techniques used in forcing the oil to the surface includes recirculation of produced water, which is extracted with the final products. The NORM materials are transported to the surface with this produced water. Pressure and temperature decrease results in the sulfate and carbonate precipitation inside the pipelines and in the internal surfaces of the equipments. The similar chemical behavior between radium and barium produces the selective co-precipitating of both elements in scales. It can also be found other products of the uranium and thorium decay chains. The natural radioactive material which is not present in scales appears in the vessels

with the drained water or in sludges. Other radionuclides of interest, particularly in gas equipments, are radon gas and ^{210}Pb , which usually forms a thin cap in the internal surface of processing equipments [4-5].

From the occupational point of view, the main aspects of radiological protection related with scales and sludges are gamma irradiation and internal contamination of workers arising in the maintenance of equipments containing NORM.

The Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) carries out a project whose objective is the evaluation of NORM, mainly in this type of industry. With this purpose, seven facilities have been characterized, three of them related with gas industry and four with oil industry.

In this work the results obtained in the companies surveyed are presented with the aim to evaluate the presence of NORM and workers exposure.

2. FACILITIES DESCRIPTION

2.1. Oil facilities

2.1.1. Facility A

The company provides pumping systems for oil and gas extraction processes. This facility performs the assembling of equipments with new or recovered pieces. The equipments for recycling arrive to a sector called Discharging and from there go to the Disassembling sector, where the components are washed, recovered and restored. The rejected components return to the Discharging sector to wait for a final destination, which can be to become a residue or be sold as scrap.

2.1.2. Facilities B, C and D

These facilities performs services of cleaning, maintenance and inspection of tubing. They are different bases of the same company. In our country, the company has seven bases.

The tubes arrive and are classified and stored in the store area until the washing process begins in the washing area. The wastes from the washing process are transitory stored till they are removed by the companies to which the service is given. All processes are performed in well ventilated areas. The washing process is carried out in two steps: first the tubes are introduced in a washing container with a mix of water and gasoline at 90°C , during 10 to 15 minutes. Then an internal and external manual washing with pressured water is carried out. The water is collected in vessels called API. In some facilities it is also used a mechanic equipment to remove scales. The solid wastes from the process are collected in two containers located in both ends of the pipe. These wastes are then manually carried to a big container where they are transitory stored.

2.2. Gas facilities

2.2.1. Facility E

The company separates and fractions the heavy components of natural gas (LGN) in two facilities: separation plant and fractioning plant. In the separation plant the natural gas is received and dried. Then heavy components in liquid state are sent by a 600 kilometers pipeline to the fractioning plant, where ethane, propane, butane and gasoline are separated.

In the fractioning plant there are five main areas: reception of the rich components mix, separation of the rich components, ethane reconditioning, storage areas, dispatch and services. The measurements were performed in the last one.

The distillation process is performed in three continuous stages:

- (a) Deethanized tower: retains ethane in the top.
- (b) Depropanized tower: retains propane in the top.
- (c) Third tower: retains butane in the top and gasoline in the bottom.

Then, ethane is purified and dispatched; propane, butane and gasoline are stored.

2.2.2. Facilities F and G

These two facilities produce ethylene and polyethylene. The ethylene is obtained from ethane. The polyethylene is produced from ethylene. Facility F is working since 1981 and facility G since 2001.

3. MEASUREMENTS

With the objective of determining if there were areas or equipments contaminated with NORM, different places were surveyed. The sampling points were selected on the basis of the processes performed in each place; origin, function and visual inspection of the different pieces. In situ dose measurements were performed and samples were taken in order to be analyzed in the ARN laboratories.

3.1. In situ measurements

Dose rate measurements were carried out in previously agreed areas. The equipments used were:

- (a) Scintillation detector (INa)TI IDENTIFINDER 1,2"x 1,5"
- (b) Geiger- Müller detector AUTOMESS 2174

First of all background measurements were performed in the surroundings of each facility. In A, E, F and G facilities the measurements performed were in contact and the points were selected on the basis of the origin, function (information given by the staff facility) and visual inspection of the elements (sludge presence). If possible, the pieces were also evaluated in its internal surface (with a probe). The different measurements are summarized in Table I.

Table I. Dose rate measurements in contact - A, E, F and G facilities.

Facility	Background measurement ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Dose rate values ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Number of points
A	0.20 \pm 0.02	Background level	9
		< 2 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	5
		2 - 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	9
		10 - 20 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	2
		> 20 (28.2 and 30 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	2
E	0.10 \pm 0.02	Background level	7
		< 1 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	6
F	0.15 \pm 0.04	Background level	9
		< 2 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	11
		2 - 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	5
		> 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ^a	5
G	0.12 \pm 0.03	Background level	19
		< 1 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	11
		1 - 3 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	16

^a See table II for details

In Table II values above $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ found in F facility are presented.

Table II. Values above $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ - F facility.

Sampling points	Dose rate in contact ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Dose rate at 1 meter ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Dose rate at 3 meters ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)
P5601 pump	400	20.0	2.0
P5601 suction pump	320	20.0	-
Pipes at 1 meter from P5601 pump	110	-	-
Pipes at 2 meters from P5601 pump	30	-	-
5601 pipe	22	5.5	-

In B, C and D facilities dose rate screening was performed in the surroundings of each area. This screening was performed with the objective of detecting dose rate values above background. After that, punctual and detailed measurements were performed in those points where values above background were found. These measurements are summarized in Table III.

Table III. Dose rate measurements in contact - E, F and G facilities.

Facility	Background measurement ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Points above background	Dose rate values in contact ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)
B	0.09 ± 0.01	1	2.2
C	0.11 ± 0.01	0	-
D Store area		1	2.8
D Washing area ^a	0.13 ± 0.01	3	1-10
		1	10-20

^a See table IV for details

Table IV specifies the values found in the washing area of D facility.

Table IV. Measurements in washing area - D facility

Sampling points	Dose rate values in contact ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Dose rate values at 1 meter ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Dose rate values at 3 meters ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)
Washing container	1.0	-	-
Big container	10.0 – 18.5	3.0	0.90
Waste container 1	1.0 – 2.8	-	-
Waste container 2	3.8	0.80	-
API vessel	0.10 – 0.13	-	-

3.2. ARN laboratories measurements

In A, B, C and D facilities samples from scales, sludges and washing effluents were taken to be analyzed later in the laboratories. Scales and sludges samples were obtained from pieces whose dose rate measurements resulted above background.

First, the samples were analyzed by gamma spectrometry. The equipments used were Canberra GeHp detectors, model GX2518 of 30% efficiency. Then, Ra-226 analyses was performed by a radiochemical method, based on the coprecipitation of radium with BaSO₄ and the measurement of radon gas by liquid scintillation. Uranium concentration was measured by fluorimetry in a Jarrel Ash equipment. The concentration values obtained in the different analysis are summarized in Table V.

Table V. Maximum and minimum radium isotopes and natural uranium concentration values in samples analyzed in ARN laboratories - A, B, C and D facilities

Facility	Uranium		²²⁶ Ra		²²⁸ Ra	
	Minimum value	Maximum value	Minimum value (Bq·g ⁻¹)	Maximum value (Bq·g ⁻¹)	Minimum value (Bq·g ⁻¹)	Maximum value (Bq·g ⁻¹)
A	< 0.4 µg·g ⁻¹	1.9 ± 0.8µg·g ⁻¹	< 0.1	1270 ± 130	115 ± 11	1670 ± 17
B	< 10.0 µg·l ⁻¹	33.0±9,8µg·l ⁻¹	< 1.7 E-3	26.8 ± 2.7	< 1.1 E-3	9.6 ± 0.9
C	< 10.0 µg·l ⁻¹	1.5 ± 0.7µg·g ⁻¹	< 1.4 E-3	0.07 ± 0.01	< 9.6 E-4	0.1 ± 0.01
D	< 0.4 µg·g ⁻¹	< 0.7µg·g ⁻¹	1.9E-3 ± 4E-4	18.7 ± 1.8	2.1E-3 ± 4E-4	65.4 ± 6.5

In E, F and G facilities, radon gas measurements were performed by Lucas method. This method consist in collecting samples in cells coated with SZn(Ag) and after that measuring in alpha counters Ludlum 2200. The results can be seen in Table VI.

Table VI. Radon gas measurements in the different flows - E, F and G facilities

Facility	Radon gas concentration (Bq m ⁻³)	Sampling points
E	1841 ± 300	Ethane + CO ₂
F	337773 ± 30000	Tower top (propane 18% - propylene 75%)
G	62572 ± 5000	Tower top (propane 18% - propylene 75%)

4. RESULTS

4.1. External exposure

Dose rate values above background were detected in tubing with scales, isolated pieces, containers with material from washing and maintenance processes and in ethane and propane flows. Of 100% evaluated points, a 57% of them was in the background order, a 19% was below 2 µSv·h⁻¹, a 15% resulted in the range of 2 -10 µSv·h⁻¹ and a 9% was above 10 µSv·h⁻¹.

With the objective of assessing the maximum occupational doses that a worker may receive in these companies, conservative scenarios were established. Occupational factors were calculated on the basis of the information given by the facilities staff. An homogeneous whole body irradiation was assumed. The maximum dose rate measurements, occupational factors and annual effective doses calculated in each case are shown in Table VII:

Table VII. Maximum dose rate measurements, occupational factors and annual effective doses for each facility.

Facility	Pieces above background	Maximum value ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	Occupational factor (hours y^{-1})	Annual effective doses ($\text{mSv}\ \text{y}^{-1}$)
A	Isolate pieces, pipes	30	20 (5 minutes per day - 240 days in a year)	0.6
	Pipes	2.2	25 (5 minutes per day - 300 days in a year)	0.05
C	Not detected	-	-	-
	Pipes	2.8	25 (5 minutes per day - 300 days in a year)	0.07
D ^a	Container with scales	0.8 ^b	320	0.26
		18.5 ^c	25 (5 minutes per day - 300 days in a year) in contact	0.45
	Big container	3 ^b	50 (10 minutes per day - 300 days in a year) at 1 meter	0.15
E	Depropanized pump	0.9	20 (5 minutes per day - 240 days in a year)	0.02
F	Pump 5601	400	4	1.6
G	Pump P93	3.0	4	0.01

^a In the case of D facility it is assumed that a worker may be exposed to all the scenarios, being the total annual effective dose $0.93\ \text{mSv}\ \text{y}^{-1}$

^b Dose rate at 1 meter.

^c Dose rate in contact.

4.2 Internal contamination

Inhalation and ingestion of radioactive material are exposure pathways that become important during cleaning and maintenance processes, in which workers may be in contact with particulate material, wastes, etc. These pathways will be evaluated in a next step in these companies.

4.3. Radon gas concentration

From the measurements performed in the gas facilities it was confirmed that radon gas is concentrated in ethane and propane flows, as radon gas has a condensation point between propane and ethane and follows these products in distillation and cracking flows.

4.4. Sample analyses in ARN laboratories

The analyses performed by fluorimetry showed that uranium is not concentrated in scales. This is in accordance with the fact that uranium does not mobilize in the oil extraction processes.

The analyses performed by gamma spectrometry confirmed that the radionuclides involved are from natural origin and come from the decay chains of U-238 and Th-232. The radionuclides that mainly concentrate in these processes are radium isotopes (Ra-226 y Ra-228).

Some of the radium isotopes concentrations measured in scales samples are above the exemption values established by BSS 115 [6] (10 Bq·g⁻¹ for Ra-226, 10 Bq·g⁻¹ for Ra-228).

5. CONCLUSIONS

The dose rate measured in most of the evaluated points in each facility was within natural radiation levels. Some of the points which resulted above background were from tubing with NORM (facilities A, B, D) and from the washing area (D facility). The wastes arising from the washing area are stored in each facility till they are removed by the companies to which the service is given. It was informed that this material may be used in road constructions. In gas facilities (E, F and G) some points resulted above background in the ethane and propane flows.

In oil facilities, the annual effective dose calculated in a conservative way from the highest dose rate value measured in tubing resulted 0.6 mSv. y⁻¹. In D facility, assuming that a worker may be exposed to additional scenarios, including duties, not only in the store area but also in the washing area, the annual effective dose calculated in a conservative way was 0.93 mSv. y⁻¹. It was suggested to optimize the time spent in these areas in order to minimize the doses received by the workers.

In relation with gas facilities, the values measured in F were higher than those measured in G facility, due to the higher natural radionuclides accumulation in the older facility. The annual effective dose calculated in a conservative way from the highest value measured in it was 1.6 mSv. y⁻¹. Although the time spent by workers in the area is low, it was suggested to justify the presence and to optimize the time of the activities performed in the area.

It is important to point out that the values presented in this work may not agree with values in future characterizations, due to the fact that tubing and different pieces may be variable with time.

All the annual effective doses calculated resulted in very low values in comparison with the dose limit established in the ARN Standards for workers (20 mSv. y⁻¹). In the case of F facility, the value calculated resulted above the limit established for members of the public (1 mSv. y⁻¹) [6].

In order to have a better dose assessment for workers it would be advisable to perform TLD measurements during three months and to evaluate the inhalation an ingestion pathways, specially during inspection, repair or maintenance activities, because aerosols may be generated in these processes.

For that pieces with dose rate measurements above background it would be important to define the adequate way for storage. As some pieces are sold as scrap, it is advisable to perform a previous cleaning to reduce the dose rate level. In this sense, protective measures to reduce occupational doses in the cleaning and maintenance processes were suggested, as well as for storage of Norm contaminated pieces, based on international bibliography [7-8].

From the measurements performed in the laboratories, it was confirmed that the main radionuclides found in these type of industry were Ra-226 y Ra-228, members of the U-238 and Th-232 decay chains. In some cases, the radium isotopes measured in scale samples were above the exemption values established in BSS 115. In the case of uranium, the measurements confirmed that it is not mobilized in the oil extraction process. From radon gas measurements performed in gas facilities it was confirmed that radon concentrates in ethane and propane flows. The possibility of gas inhalation should be taken into account during inspection, repair or maintenance activities, as in normal operation the gas is confined in the pipes and vessels with no risk to workers.

Finally, it could be suggested to reevaluate the facilities in order to know the evolution of these materials within time.

6. REFERENCES

- [1] J. Hipkin y R.A. Payner, "Radiation Exposures to the Workforce from Naturally Occurring Radioactivity in Industrial Processes", *Radiation Protection Dosimetry* , **Vol. 36, N° 2/4**, p.97-100 (1991).
- [2] J.S.S. Penfold, S.F. Mobbs, J.P. Degrange y T. Schneider, *Radiation Protection 107: Establishment of reference levels for regulatory control of workplaces where materials are processed which contain enhanced levels of naturally-occurring radionuclides*, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1999).
- [3] Reed, G., Holland, B. and McArthur, A, "Evaluating the Real Risks of Radioactive Scale in Oil and Gas Production", *First International Conference on Health Safety and Environment*, El Hague, The Netherlands, *10-14 Nov. 1991*, SPE **23383**, p. 549-558 (1991).
- [4] European Commission, *Radiation Protection 95. Reference levels for workplaces processing materials with enhanced levels of naturally occurring radionuclides*, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1999).
- [5] K.P. Smith, G. P. Williams and C.L. Tebes, "Radiological dose assessment related to management of naturally occurring radioactive materials generated by the petroleum industry", Environmental Assessment Division, Argonne National laboratory, Illinois, USA(1996).
- [6] IAEA, *Colección Seguridad N° 115: Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra las radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación*, IAEA, Viena, Austria (1997).
- [7] American Petroleum Institute, *Bulletin on Management of Naturally Occurring Radioactive Materials in Oil & Gas Production*, (Bul E2), API Official Publication, Dallas, USA (1992).
- [8] IAEA, *Safety Reports Series N° 34 Radiation Protection and Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry*.

Bonner Sphere Spectrometer

Cruzate, J.A.; Carelli, J.L. and Gregori, B.N.

Presentado en: Workshop on Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry:
a Comparison of Approaches.
Bologna, Italia, 8-10 octubre 2007

BONNER SPHERE SPECTROMETER

Cruzate, J.A.; Carelli, J.L. and Gregori, B.N.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

This work was done in the framework of the International Intercomparison "Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry: A Comparison of Approaches" organised by the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS). The aim of the intercomparison was to study the theoretical response of a proposed widespread neutron spectrometer exposed to arbitrary neutron sources. The modelled neutron spectrometer is a Bonner Sphere Spectrometer (BSS), that consists of 8 spheres made of high-density polyethylene ($\delta=0.95\text{gcm}^3$), with diameters between 2" and 12 " in addition to a 12" diameter sphere loaded with lead, with an active thermal neutron detector ($^6\text{LiI(Eu)}$) located at each sphere centre. The theoretical neutron response was calculated using MCNPX code, version 2.6d using ENDF/B-VI and LLNL libraries in the energy range between thermal neutron and 17.77 MeV for monoenergetic beams and ISO standard $^{241}\text{Am-Be}$ and ^{252}Cf sources.

1. INTRODUCTION

The most widely used system in neutrons measurements related to radiological protection is the Bonner sphere spectrometer (BSS)^{[1],[2]}. It is based on a thermal detector, a set of polyethylene spheres, and the associated electronics in the case of an active detector like $^{10}\text{BF}_3$ or ^3He , or scintillators like $^6\text{LiI(Eu)}$. The BSS is applied to characterise the neutron field from thermal to hundreds of MeV. One of the main advantages of the BSS system is its isotropic response to neutrons resulting from its spherical symmetric shape.

The BSS presents a good performance for radiation protection purposes, despite the fact of its low resolution, but a net limitation appears in the case of active detectors in pulsed or high intensity environmental radiation fields because of pile up effects or undesirable dead times. The best solution for this problem is using passive detectors (activation, track and thermoluminescent), which have been applied in aircrew dosimetric determinations, pulsed fields from medical and research accelerators.

As various investigations have shown, a good knowledge of the response matrix of the BSS is crucial for obtaining reliable spectrometric results^[3].

There are two approaches to determine the response matrix: experimental calibration in monoenergetic neutron fields and neutron transport calculations. Experimental determination is limited by a series of factors: 1) the small number of available monoenergetic neutron fields under calibrated field conditions, 2) the limited energy range where neutron fields may be generated, 3) the room scattering of neutrons which complicate the measurement of direct neutron component and, 4) sometimes the poor counting statistics. Because of these problems, a theoretical determination is used, applying Monte Carlo simulation

Given the response matrix of the BSS and a computer unfolding code, the system is used to evaluate any arbitrary incident neutron spectrum from environment, or generated by a given radioactive facility.^{[4],[5],[6],[7],[8]} Once the neutron spectrum is obtained, using the recommended conversion factors, integration may give the desired radiological quantity^[9].

The purpose of this work is to study the neutron response of a BSS equipped with a $^6\text{LiI(Eu)}$, using Monte Carlo methods.

2. EXPERIMENTAL SYSTEM DESCRIPTION

The BSS consists of a set of 0.95 g/cm³ density polyethylene spheres. The spheres diameters are: 0" (bare detector), 2", 3", 5", 8", 10" and 12". Such configuration allows getting spectral information from thermal to 20 MeV neutrons. In order to extend the energy range up to hundreds of MeV, to a new 12" diameter sphere a 1 cm lead layer is added at 8 cm from the centre. This new configuration produces (n,xn) reactions induced by high energy neutrons in the lead shell. Figure 1 shows the complete set, with details of the lead loaded sphere.

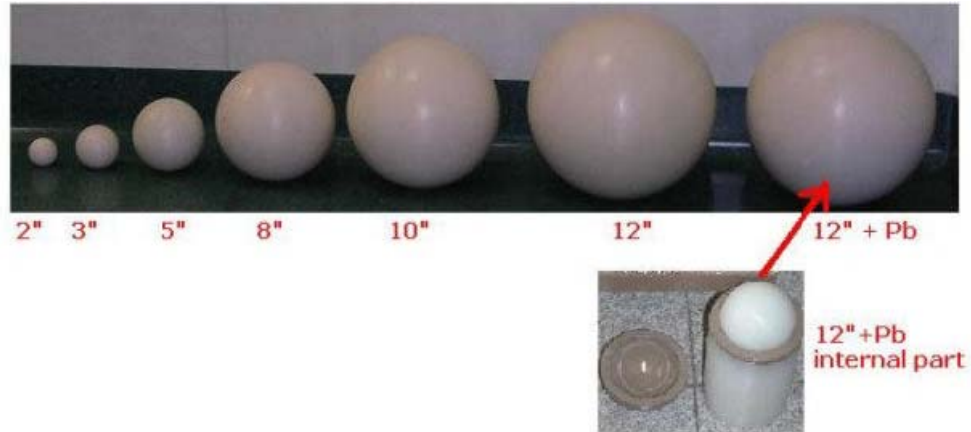


Figure 1: The set of spheres: 2", 3", 5", 8", 10", 12" and 12"+Pb with details of internal configuration

A cylindrical 4 mm (diameter) by 4 mm (height) ⁶LiI(Eu) (96% of ⁶Li) active scintillator is used as central detector. Thermal neutrons are detected by the ⁶Li(n,α)³H reaction (Q value = 4.78 MeV). A scaler counts the electronic pulses from the photomultiplier. The number of ⁶Li(n,α)³H reactions in the scintillator is considered to be proportional to the number of pulses registered by the scaler; the photon sensitivity of the detector is supposed to be negligible.

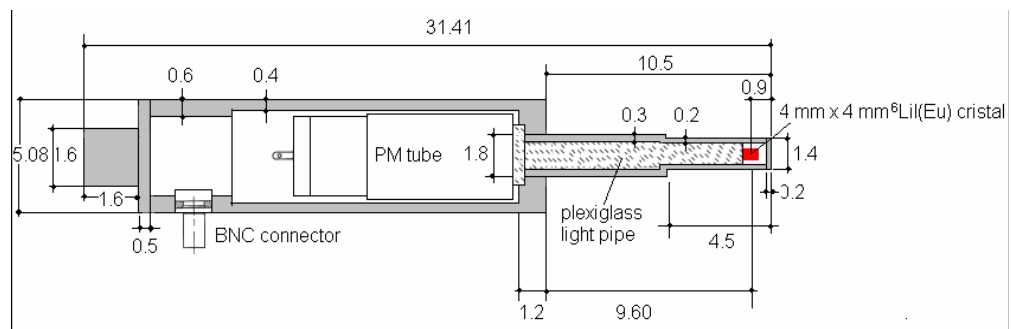


Figure 2: Layout of the central detector of the BSS. All dimensions are in cm.

A cross sectional view of the central detector is shown in Figure 2. The whole assembly has a cylindrical geometry. The active part is labelled as "4x4 mm ⁶Li(Eu) crystal", and its centre is located at 0.9 cm from the right external surface of the Aluminium assembly. Grey represents aluminium, white is vacuum and the light pipe connecting the scintillator to the photomultiplier is Plexiglas.

3. CALCULATION PROCEDURE

The programme used in the calculations is the well known Monte Carlo MCNPX code, version 2.6d, developed at Los Alamos National Laboratory^{[10],[11]}.

As MCNPX works with three dimensional geometry configurations, the experimental system is modelled in detail according to the detector layout. The only variance reduction technique used to minimise systematic errors, is geometry splitting/Russian roulette (in the bigger spheres). All the spheres are considered exposed to a parallel neutron beam of the same cross sectional area of the spheres. The irradiation geometry is such that the detector axis is parallel to the radiation field with the light pipe opposing the field direction. Furthermore, all irradiations are considered in vacuum.

4. CROSS SECTION LIBRARIES

The programme cross section treatment is continuous, with linear interpolation between energy points. In principle, the code transports neutrons (and any particle in general) up to hundreds of MeV, but in this work it is used only up to 17.776 MeV. The full capacity of the code might be used in case of detectors response to cosmic radiation, which is of interest in radiation protection applied to commercial aviation. The continuous energy neutron cross sections used are those available in the standard MCNPX package, and extracted from Evaluated Nuclear Data Files (ENDF) and Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) according to the following detail:

- ^6Li and ^7Li from ENDF/B-VI release.
- ^1H and C(natural) from ENDF/B-VI release 6.
- ^{27}Al from ENDF/B-VI release 8.
- ^{153}I and Pb(natural) from LLNL.

For neutron transport the free-gas model down to 4 eV is used and for lower energies the $S(\alpha,\beta)$ treatment takes into account the crystalline structure of materials for thermal neutrons interactions. In this particular case the following library is used:

- poly.60t (hydrogen in polyethylene at 294 degrees Kelvin) from ENDF/B-VI release 3, for the case of polyethylene and PMMA (polymethyl methacrylate, for modelling Plexiglas).

5. MEASURING QUANTITIES

The basic result (or “tally”) obtained by MCNPX is the neutron fluence (as a function of energy) within the scintillator detector, and using adequate cross sections, the number of $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ reactions per incident neutron is obtained. In this work, the response is calculated in two forms: in terms of the number of $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ reactions per incident neutron (reactions/n), and in terms of reactions/n per unit fluence (i.e. cm^2 as unit) expressed as a function of neutron energy.

6. SOURCE ENERGY DISTRIBUTIONS

The neutron spectra studied are monoenergetic neutrons and neutron reference spectra. The neutron reference spectra investigated are bare $^{241}\text{Am-Be}$ and ^{252}Cf . The spectra for these sources are extracted from the standard ISO 8529-1^[12], and they are shown in Figure 3 where B (expressed in equilethargic form) is the source strength of neutrons having energies between E and E+dE.

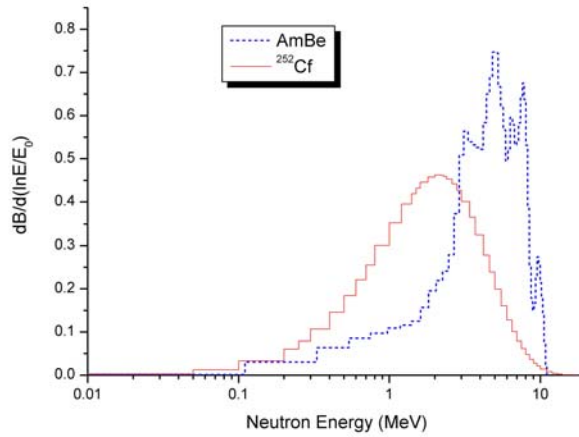


Figure 3. Equilethargic representation of the neutron spectra of ^{252}Cf and AmBe sources according to ISO 8529-1

7. RESULTS

7.1 Response matrix of the BSS system

The response of the BSS proposed is studied for monoenergetic neutron beams. Figure 4 shows the response matrix of the BSS system expressed as the number of ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ reactions per neutron normalised to unit fluence, as function of neutron energy.

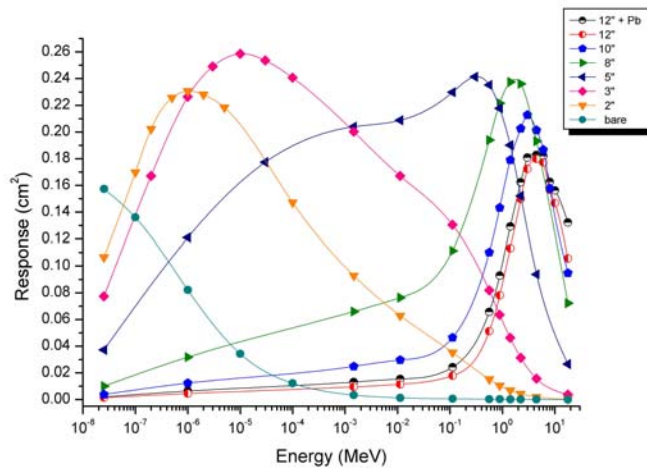


Figure 4. Neutron response of the BSS system as function of energy

7.2 8 inches sphere response

The particular case of the 8" sphere response is studied. Results are shown in Table 1. The detector response is expressed in three forms: the number of ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ reactions per neutron (counts per neutron), the number of ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ reactions per neutron normalised to the maximum value (relative response), and the number of ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ reactions per neutron normalised to unit fluence (response in cm^2).

Table 1. Response of the 8 inches sphere

Energy (MeV)	Absolute Response (counts per neutron)	Standard Deviation (counts per neutron)	Relative Response	Standard Deviation	Response (cm ²)	Standard Deviation (cm ²)
2.53 10 ⁻⁸	3.0966 10 ⁻⁵	4.52104 10 ⁻⁷	0.042	0.001	1.00421 10 ⁻²	1.46614 10 ⁻⁴
1.00 10 ⁻⁶	9.8012 10 ⁻⁵	1.33296 10 ⁻⁶	0.134	0.003	3.17846 10 ⁻²	4.32270 10 ⁻⁴
0.00147	2.0332 10 ⁻⁴	2.27718 10 ⁻⁶	0.278	0.005	6.59352 10 ⁻²	7.38474 10 ⁻⁴
0.01123	2.3540 10 ⁻⁴	2.61294 10 ⁻⁶	0.321	0.006	7.63385 10 ⁻²	8.47358 10 ⁻⁴
0.11225	3.4348 10 ⁻⁴	3.43480 10 ⁻⁶	0.469	0.009	1.11388 10 ⁻¹	1.11388 10 ⁻³
0.56226	5.9822 10 ⁻⁴	5.44380 10 ⁻⁶	0.817	0.014	1.93998 10 ⁻¹	1.76539 10 ⁻³
0.89107	6.8327 10 ⁻⁴	5.67114 10 ⁻⁶	0.933	0.016	2.21580 10 ⁻¹	1.83911 10 ⁻³
1.41100	7.3232 10 ⁻⁴	6.22472 10 ⁻⁶	1.000	0.017	2.37486 10 ⁻¹	2.01863 10 ⁻³
2.24000	7.2810 10 ⁻⁴	4.22298 10 ⁻⁶	0.994	0.014	2.36118 10 ⁻¹	1.36948 10 ⁻³
4.46540	5.9559 10 ⁻⁴	3.57354 10 ⁻⁶	0.813	0.012	1.93146 10 ⁻¹	1.15887 10 ⁻³
17.7760	2.2265 10 ⁻⁴	1.04646 10 ⁻⁶	0.304	0.004	7.22038 10 ⁻²	3.39358 10 ⁻⁴

7.3 BSS response to ²⁴¹Am-Be source

The response of the BSS exposed to a bare ²⁴¹Am-Be source is studied. Results are shown in Table 2 and Figure 5. The detector response is expressed in the same form as in the previous case, but in this case relative response is normalised to 8" sphere response.

Table 2. Response of the BSS system to ²⁴¹Am-Be source

Sphere Diameter (inches)	Absolute Response (counts per neutron)	Standard Deviation (counts per neutron)	Relative Response	Standard Deviation	Response (cm ²)	Standard Deviation (cm ²)
2	2.4922 10 ⁻⁴	1.61993 10 ⁻⁶	0.438	0.005	5.05127 10 ⁻³	3.28332 10 ⁻⁵
3	6.4537 10 ⁻⁴	3.22685 10 ⁻⁶	1.133	0.011	2.94312 10 ⁻²	1.47156 10 ⁻⁴
5	9.4242 10 ⁻⁴	2.07332 10 ⁻⁶	1.655	0.012	1.19383 10 ⁻¹	2.62642 10 ⁻⁴
8	5.6952 10 ⁻⁴	2.90455 10 ⁻⁶	1.000	0.010	1.84691 10 ⁻¹	9.41925 10 ⁻⁴
10	3.4306 10 ⁻⁴	2.57295 10 ⁻⁶	0.602	0.008	1.73831 10 ⁻¹	1.30373 10 ⁻³
12	1.9996 10 ⁻⁴	1.17976 10 ⁻⁶	0.351	0.004	1.45903 10 ⁻¹	8.60825 10 ⁻⁴

7.4 BSS response to ²⁵²Cf source

The response of the BSS exposed to a bare ²⁵²Cf source is studied. Results are shown in Table 3 and Figure 5. The detector response is expressed in the same form as in the previous case.

Table 2. Response of the BSS system to ^{252}Cf source

Sphere Diameter (inches)	Absolute Response (counts per neutron)	Standard Deviation (counts per neutron)	Relative Response	Standard Deviation	Response (cm^2)	Standard Deviation (cm^2)
2	$4.2185 \cdot 10^{-4}$	$2.27799 \cdot 10^{-6}$	0.657	0.007	$8.55018 \cdot 10^{-3}$	$4.61710 \cdot 10^{-5}$
3	$1.0603 \cdot 10^{-3}$	$4.87738 \cdot 10^{-6}$	1.650	0.017	$4.83536 \cdot 10^{-2}$	$2.22426 \cdot 10^{-4}$
5	$1.3520 \cdot 10^{-3}$	$9.19360 \cdot 10^{-6}$	2.104	0.026	$1.71267 \cdot 10^{-1}$	$1.16462 \cdot 10^{-3}$
8	$6.4246 \cdot 10^{-4}$	$3.53353 \cdot 10^{-6}$	1.000	0.011	$2.08345 \cdot 10^{-1}$	$1.14590 \cdot 10^{-3}$
10	$3.2016 \cdot 10^{-4}$	$2.75338 \cdot 10^{-6}$	0.498	0.007	$1.62227 \cdot 10^{-1}$	$1.39516 \cdot 10^{-3}$
12	$1.5719 \cdot 10^{-4}$	$1.16321 \cdot 10^{-6}$	0.245	0.003	$1.14695 \cdot 10^{-1}$	$8.48743 \cdot 10^{-4}$

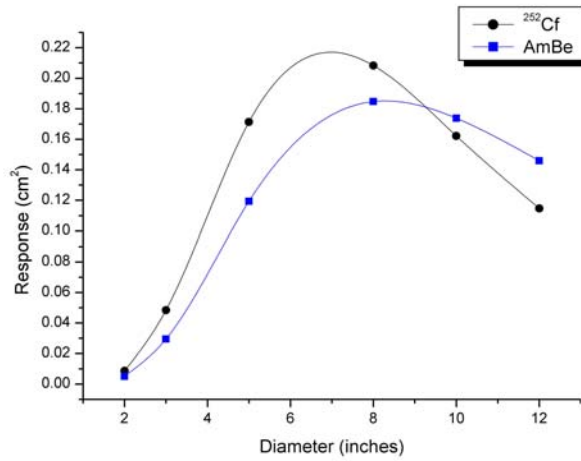


Figure 5. Response of the BSS system to ^{252}Cf and AmBe sources, as a function of sphere diameter.

7.5 Study of neutron spectra within $^6\text{Li}(\text{Eu})$ detector

Although the knowledge of the neutron spectrum at the centre of the sphere is not mandatory for a good management of the Bonner Spheres technique, it helps to understand the “spectrum shifter” action of the polyethylene moderator. The study of both $^{241}\text{Am-Be}$ and ^{252}Cf sources indicate why the response of a given sphere changes as the incident neutron spectrum changes. The neutron spectrum is determined within an inner thin lenticular layer (0.1 mm thick) inside the 8” sphere exposed to $^{241}\text{Am-Be}$ and ^{252}Cf , whose surface normal is parallel and opposite to the beam source. The results are shown in Figure 6.

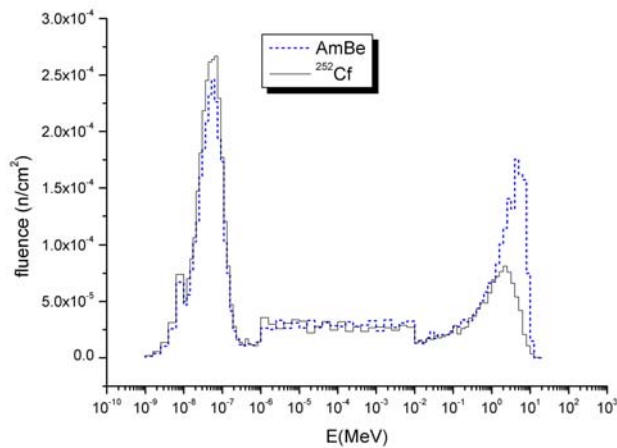


Figure 6. Neutron fluence incident in the ${}^6\text{LiI}$ detector, for ${}^{252}\text{Cf}$ and AmBe sources

8. CONCLUSIONS

The neutron response of the proposed BSS was calculated for a monoenergetic wide energy range beams and ISO AmBe and Cf252 sources.

Although the intercomparison programme required only the 8" sphere neutron response to monoenergetic beams from thermal to 17.77 MeV, the BSS neutron response (considering all the spheres) is presented in this paper. This goal was achieved because of the importance of response matrix in BSS applications. By using the BSS neutron response matrix and the neutron spectrum of any arbitrary source it is possible to calculate, by integration, the response of each sphere in order to calibrate the system.

REFERENCES

- [1] Bramblett, R.L., Ewing, R. J. and Bonner, T.W. *A New Type of Neutron Spectrometer*. Nucl. Instrum. Methods 9,1-12 (1960).
- [2] Awschalom, M. and Sanna, R.S. *Applications of Bonner Sphere detectors in neutron field Dosimetry*. Radiat. Prot. Dosim. 10 (1-4), 89-101 (1985).
- [3] Alevra, A.V. And Siebert , B.R.L. *Influence of neutron spectra and fluence response data on the determination of dose equivalent with Bonner spheres*. Report PTB-ND-28 (Braunschweig: Physikalisch-Technische Bundesanstalt) (1986).
- [4] Kunst,J.J., Gregori, B., Cruzate, J.A, *Spectrometric Evaluations of Neutrons in the Research Reactor RA-1 of Argentina*, 4th Regional Congress, Regional Congress IRPA, October 19-23, 1998, La Havana, Cuba.
- [5] Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.; Papadópolos, S. y Kunst, J.J. *Multisphere Neutron Spectrometric System With Thermoluminescent Detectors*, 10th International Congress of The International Radiation Protection Association, May 14-19, 2000, Hiroshima, Japan.
- [6] Gregori, B.N.; Papadópolos, S.; Cruzate, J.A. and Kunst, J.J. *Multisphere Neutron Spectrometric System with Thermoluminescence Dosimeters:Sensitive Improvement*, Radiation protection dosimetry, vol. 101, us 1-4,pp. 133-136 (2002)

[7] Gregori, B.N.; Carelli, J.L.; Cruzate, J.A.; Papadópulos, S. *Neutron Spectrometry in Mixed Fields: Characterisation of the Reactor Workplace (RA1)*, Second European IRPA Congress on Radiation Protection, May 15-19, 2006, Paris , France

[8] Carelli J.L.; Cruzate, J.A.; Gregori, B.N.; Papadópulos, S.; Discacciatti, A, *Characterization of the Neutron Spectrum at the End of the Labyrinth of Facilities with Medical Accelerators*, First American Congress of the IRPA, XXIV Annual Meeting of the SMSR, and XVII Annual Congress of the SNM, Acapulco Mexico, September 3-8 2006.

[9] ICRP PUBLICATION 74 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. Published for The International Commission on Radiological Protection (1996)

[10] Los Alamos National Laboratory: TPO-E83-G-UG-X-00001, November 14,1999. MCNPXTM User's manual, Version 2.1.5, Laurie S. Waters, Editor.

[11] LA-UR-07-4137, MCNPX, VERSION 26D, June 20, 2007 .

[12] International Standard ISO 8529. Reference neutron radiations – Part 1: *Characteristic and methods of productions*. International Standard ISO 8529-1 (2001).

Red latinoamericana de
dosimetría biológica (documento base).
Programa de ensayo interlaboratorio
(intercomparación internacional
2007-2008)

Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Radl, A. y Taja, M.R.

Presentado en: Taller Regional sobre la serie de informes Técnicos 260 y 405, ISO19238:2004 y el método EPR-2003 del OIEA en el marco del Proyecto IAEA N° RLA/9/054.
La Habana, Cuba, 29 octubre al 11 noviembre 2007

RED LATINOAMERICANA DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA (DOCUMENTO BASE). PROGRAMA DE ENSAYO INTERLABORATORIO (INTERCOMPARACIÓN INTERNACIONAL 2007-2008)

Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Radl, A. y Taja, M.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INVITACIÓN

En el marco del Proyecto Regional OIEA - RLA/9/054 "Fortalecimiento de los Sistemas Nacionales para la Preparación y Respuesta en Emergencias Radiológicas y Nucleares", el laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR (ARN) de la República Argentina, con la colaboración del Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, se complace en invitar a los laboratorios responsables de la Dosimetría Biológica de:

1. Brasil - Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD)
2. Chile - Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)
3. Cuba - Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR)
4. México - Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ)
5. Perú - Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)
6. Uruguay - Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable
7. España (Universidad Autónoma de Barcelona - Facultad de Biociencias)
8. La Plata, Argentina (Universidad Nacional de La Plata - CIGEBA,¹)

a participar en un ejercicio de intercomparación para el análisis de algunos de los parámetros relevantes que intervienen en la determinación biológica de la dosis, a fin de fortalecer la capacidad de respuesta en situaciones accidentales que requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua y que constituyen el fundamento de la organización de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica.

1. INTRODUCCIÓN

Los ensayos de aptitud de laboratorios son un elemento esencial para el aseguramiento de la calidad de los laboratorios ya que constituyen una evaluación objetiva del desempeño de los laboratorios, tanto desde el punto de vista humano como material.

Debido a la necesidad de fortalecer las capacidades de servicio de los laboratorios Latinoamericanos de Dosimetría Biológica participantes del proyecto, mediante la implementación de buenas prácticas de laboratorio, se requieren acciones tendientes a mejorar la calidad y competencia técnica de los laboratorios en forma sostenida en el tiempo, constituyendo un soporte técnico de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (en proceso de organización) con fines de asistencia mutua.

En este contexto, y tomando en cuenta la necesidad de cooperación mutua para la mejora de los métodos de recuento de aberraciones cromosómicas y de conversión de frecuencia a dosis considerando el escenario de sobreexposición, hemos querido ofrecer un ejercicio de comparación interlaboratorio para el análisis de algunos de los parámetros relevantes que intervienen en la determinación biológica de la dosis.

¹ laboratorio de apoyo al LDB de la ARN, Argentina, en caso de una emergencia radiológica que supere la capacidad operativa del laboratorio de la ARN (acorde a los requisitos de las Normas ISO 17025 y 19238).

El propósito de este primer ejercicio de intercomparación es que todos los participantes que lo deseen puedan participar en el nivel que cada laboratorio decida y explicita anticipadamente en su respuesta a esta convocatoria. Esto significa que podrán participar:

- laboratorios que informen sólo las lecturas de los “datos crudos” (sin procesar, raw data) y la determinación de la frecuencia.
- laboratorios que informen adicionalmente dosis. En este caso, podrán utilizar curvas de calibración realizadas en sus laboratorios o curvas de calibración de consenso internacional. Cualquiera sea el caso, deberán informar los coeficiente de las curvas de calibración aplicadas y las incertidumbres asociadas a los mismos.

El laboratorio organizador realizará los análisis estadísticos tendientes a valorar el grado de consenso existente en la región y a evaluar el desempeño de los participantes. No es objetivo de esta intercomparación obtener una calificación de los laboratorios participantes sino conocer el grado de consenso, identificar las dificultades y propiciar las modificaciones necesarias para el trabajo colaborativo de los laboratorios, lo cual mejorará la capacidad de respuesta de la Red.

2. OBJETIVOS GENERALES DEL PROGRAMA DE ENSAYO INTERLABORATORIOS:

1. Evaluar la reproducibilidad interlaboratorio de las determinaciones realizadas.
2. A partir de las dificultades identificadas, propiciar las modificaciones necesarias para el trabajo colaborativo de los laboratorios.

3. LABORATORIOS PARTICIPANTES:

Los laboratorios invitados a este ejercicio de intercomparación son los laboratorios de Dosimetría Biológica ya existentes en la Región: Argentina (LDB de la ARN y laboratorio de apoyo), Brasil, Chile, Cuba, Méjico, Perú y Uruguay) y el Laboratorio de la Universidad Autónoma de Barcelona- España (Joan Francesc Barquinero y equipo de colaboradores).

4. PREPARACIÓN DE LA MUESTRA:

A partir de un mismo donante sano, se obtendrán dos muestras de sangre periférica (día I y día II). Las muestras serán obtenidas por venopunción con heparina de Litio. Se realizarán dos ciclos de irradiaciones *in vitro* con dos dosis de radiación diferentes:

Dosis I (día I): Las irradiaciones se harán el mismo día con la dosis I, en las mismas condiciones de irradiación.

Dosis II (día II): Las irradiaciones se harán el mismo día con la dosis II, en las mismas condiciones de irradiación del día I.

Las irradiaciones se realizarán en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), en el Centro Atómico Ezeiza. Se realizarán con una fuente de ⁶⁰Co, en aire, en condiciones de equilibrio electrónico. Las dosis administradas serán informadas en un documento emitido por el Centro Regional de Referencia, guardadas en sobre sellado y entregadas a un representante del proyecto (Dr. Omar García Lima) durante la reunión a realizarse en Cuba en octubre-noviembre de 2007, en el mismo momento en que se distribuyan las muestras (láminas portaobjetos) a cada uno de los participantes, a fin de dar transparencia a la metodología. Dicho sobre será abierto en la reunión a realizarse en octubre de 2008 en Argentina.

5. CULTIVOS CELULARES

A partir de muestras de sangre irradiada (dos puntos de dosis) y sin irradiar se desarrollan cultivos de linfocitos estimulados, *in vitro*, a proliferación mitótica con fitohemaglutinina M (al 3%) durante un tiempo de cultivo de alrededor de 48 horas. A las 45 a 46 horas de cultivo se agrega colchicina Sigma (0,15 – 0,20 µg/ml, concentración final a partir de una solución 100 µg/ml) a

fin de detener las células en división en metafase. A las 48 horas de incubación, las células son colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica. La fijación se realiza con metanol:acético (3:1). Se preparan los extendidos.

Se utiliza la técnica de Fluorescencia plus Giemsa (FPG), agregando a los cultivos 5-bromodeoxiuridina (6 µg/ml [19,4 µM] concentración final, a partir de una solución 2 mg/ml), a fin de discriminar entre las metafases en el primer y posteriores ciclos de división.

6. DISTRIBUCIÓN DE LAS MUESTRAS

Las muestras se distribuirán simultáneamente a los laboratorios participantes: serán entregadas a cada uno de los participantes durante la reunión a realizarse en octubre-noviembre de 2007 en La Habana, Cuba.

Argentina preparará 9 cajas conteniendo 6 láminas portaobjetos (slides) para cada punto de dosis y tres láminas portaobjetos para la muestra sin irradiar (un total de 15 láminas por participante), seleccionados al azar.

Las cajas se sortearán entre los participantes quienes recibirán su caja sorteada y una nota conteniendo las instrucciones específicas, planillas para volcar los datos, etc.

Adicionalmente, cada participante firmará una nota indicando el número de caja recibido, país, persona responsable y compromiso de acuerdo para entregar los resultados, vía e-mail, antes de la fecha de cierre del ejercicio.

7. ANÁLISIS DE LAS MUESTRAS

Los participantes analizarán las muestras en sus respectivos laboratorios e informarán los resultados y los datos solicitados vía e-mail al laboratorio de Dosimetría Biológica de la Argentina dosibioli@cae.arn.gov.ar, antes del 31 de marzo de 2008 (fecha de cierre del ejercicio), con copia a un laboratorio de Dosimetría Biológica que los países participantes designen en la reunión de La Habana, Cuba.

Los laboratorios deberán

1. Determinar, para cada punto de dosis, el número de dicéntricos y anillos observados en 500 células evaluadas, expresando los datos crudos, la frecuencia y la incertidumbre asociada a la observación. Analizar la distribución intercelular de las aberraciones cromosómicas inestables observadas en el total de metafases evaluadas y su conformidad con la distribución de Poisson utilizando el test " μ " de Papworth y la relación varianza-media (σ^2/y). (Tabla I).
2. Estimar la dosis a partir de la curva de calibración apropiada (propia o de consenso internacional), expresada como dosis media con intervalo de confianza del 95%. Deberán consignarse los coeficientes de la curva de calibración aplicada y las incertidumbres consideradas para el cálculo de la dosis a partir de la frecuencia (Tabla II). Si se aplica otro método, se deberá describir.
3. Realizar los análisis y enviar los resultados en el plazo establecido, y de acuerdo a la manera de informar que se acuerde en la reunión de Cuba.

8. TRATAMIENTO ESTADÍSTICO DE LOS RESULTADOS

El laboratorio de Argentina asignará un código anónimo a cada uno de los laboratorios participantes. Realizará el análisis estadístico de los resultados con la colaboración del laboratorio designado por consenso de las partes.

Los procedimientos estadísticos incluyen el cálculo de valores de consenso, estimaciones de la reproducibilidad, e indicadores de desempeño.

Los procedimientos estadísticos a utilizar se detallarán en un protocolo específico que será enviado a los participantes el 15 de agosto de 2007 y discutido durante la reunión en La Habana, Cuba, en noviembre de 2007.

9. INFORME

Un mes después de la fecha de cierre se enviará, por separado, un informe confidencial a cada uno de los participantes en los que se hubieran identificado inconsistencias, a fin de que los laboratorios puedan realizar las correcciones necesarias antes de que se realice el informe preliminar, que será enviado a todos los participantes el 15 de julio de 2008. Este informe contendrá el análisis de los datos de los laboratorios participantes en forma anónima.

El informe final se discutirá en la reunión a realizarse en Buenos Aires, Argentina en octubre de 2008. En esta reunión se abrirá el sobre sellado conteniendo la documentación que garantiza las dosis físicas administradas a las muestras evaluadas. Asimismo, durante esta reunión se realizará una valoración de los resultados obtenidos y se propiciará el desarrollo de medidas correctivas.

Se prevé realizar una publicación a partir de este ejercicio de intercomparación.

10. CRONOGRAMA DE ACTIVIDADES

AÑO 2007	
FECHA	ACTIVIDADES
junio - julio	Preparación de la muestra: <ul style="list-style-type: none">- irradiaciones y cultivos celulares.- armado de cajas con láminas portaobjetos a distribuir.
agosto	Envío del protocolo conteniendo (Fecha límite: 15/08/07): <ul style="list-style-type: none">- procedimientos estadísticos a utilizar.- puntos a ser discutidos durante la reunión en Cuba.
octubre - noviembre (Reunión en Cuba)	<ul style="list-style-type: none">- Discusión entre los participantes de los procedimientos estadísticos y criterios de desempeño a aplicar.- Entrega a Cuba del documento sellado con informe de las dosis físicas administradas.- Firma del compromiso de acuerdo para el ensayo interlaboratorio, por parte de los participantes.- Sorteo entre los participantes de las cajas con las láminas portaobjetos.- Entrega a los participantes de instrucciones y planillas.
AÑO 2008	
FECHA	ACTIVIDADES
marzo	Envío de los resultados obtenidos por los participantes a la Argentina y a otro país a designar (Fecha límite: 31/03/08).
abril	Envío a los participantes del informe confidencial con inconsistencias observadas.
julio - agosto	Circulación del informe preliminar (Fecha límite: 15/07/08)
octubre (Reunión en Argentina)	<ul style="list-style-type: none">- Presentación y discusión del informe final- Apertura del sobre sellado con el informe de dosis administradas.- Valoración de los resultados obtenidos.- Desarrollo de medidas correctivas.

Tabla II. Determinación de la dosis media y su intervalo de confianza del 95%.

Código de laboratorio	Frecuencia observada dicéntricos (+anillos)	Frecuencia espontánea	Coef. α	Coef. β	Error en α	Error en β	Error Poisson	Intervalo de confianza del 95% (en frecuencia)	Dosis media [Gy]	Intervalo de confianza del 95% (en dosis) [Gy]
L1										
L2										
L3										
L4										
L5										
L6										
L7										
L8										
L9										

Biodosimetría y respuesta clínica en pacientes con carcinoma diferenciado de tiroides tratados con iodo-131

Fadel, A.; Di Giorgio, M.; Vallerga, M.B.; Chebel, G.; Taja, M.R.;
Radl, A.; Rojo, A.M.; Deluca, G.; Oneto, A.;
Cabrejas, R. y Cabrejas, M.

BIODOSIMETRÍA Y RESPUESTA CLÍNICA EN PACIENTES CON CARCINOMA DIFERENCIADO DE TIROIDES TRATADOS CON IODO - 131

Fadel, A.¹; Di Giorgio, M.²; Vallerga, M.B.²; Chebel, G.¹; Taja, M.R.²; Radl A.²; Rojo, A.M.²; Deluca, G.²; Oneto, A.¹; Cabrejas, R.⁴ y Cabrejas, M.³

¹ Hospital General de Agudos Dr. Carlos Durand

² Autoridad Regulatoria Nuclear

³ Comisión Nacional de Energía Atómica

⁴ Hospital de Clínicas José de San Martín

INTRODUCCIÓN

La radioterapia interna con ¹³¹I en pacientes con CaDiT se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía. El éxito de la terapia consiste en alcanzar una dosis letal en el tejido tumoral, que depende de la actividad terapéutica suministrada y la retención del ¹³¹I, sin exceder la dosis de tolerancia en tejidos sanos (dosis superiores a 2 Gy en médula ósea podrían conducir a mielotoxicidad). Existen 3 enfoques para la radioterapia con ¹³¹I: administración empírica de una actividad fija, dosimetría cuantitativa del tumor y máxima actividad terapéutica segura, establecida mediante dosimetría en sangre y cuerpo entero (dosimetría interna). La evidencia actual indica que el tratamiento inicial administrando una actividad única y elevada podría tener beneficios significativamente mayores que la misma actividad total administrada en múltiples aplicaciones con cantidades empíricas fijas. En el presente trabajo, el protocolo de tratamiento aplicado incorpora la evaluación por dosimetría biológica (DB) e interna (DI) para estimar dosis a todo el cuerpo y en médula ósea a fin de administrar una actividad terapéutica personalizada para cada paciente. La estimación biológica de la dosis se basa en la cuantificación de aberraciones cromosómicas, cuya frecuencia es referida a una curva-dosis respuesta, realizada mediante la irradiación in vitro de linfocitos con ¹³¹I, permitiendo determinar la dosis in vivo a los linfocitos circulantes del paciente.

Objetivos

1) Estimar la dosis absorbida a todo el cuerpo y médula ósea, debida a la administración terapéutica de ¹³¹I en pacientes con CaDiT, mediante la aplicación de tres ensayos citogenéticos diferentes: citogenética convencional, micronúcleos (MN) e Hibridación in situ por fluorescencia (FISH). 2) Evaluar la correlación de los resultados obtenidos por DB y DI para la personalización del tratamiento. 3) Analizar, durante el seguimiento clínico, el efecto (respuesta clínica) de la administración de actividades terapéuticas mayores de 200 mCi.

Materiales y métodos

Se evaluaron 24 pacientes con CaDiT mediante la aplicación de los ensayos citogenéticos mencionados y por dosimetría interna (metodología MIRD-OLINDA). Se evaluó la correlación entre los modelos de DI y DB. DOSIMETRÍA INTERNA: Se administró una actividad trazadora de 74 a 111 MBq (2 a 3 mCi). Se realizaron mediciones de actividad en cuerpo entero y sangre. Mediante una adaptación del esquema MIRD se estimó la dosis en médula ósea y la máxima actividad terapéutica segura a administrar y, mediante el software OLINDA, se determinó la dosis absorbida a todo el cuerpo para cada paciente. Se consideraron datos específicos del paciente (textura física, peso, hematócrito) para ajustar la metodología a cada caso particular. Se asume que la actividad trazadora administrada tiene una cinética en el organismo semejante a la que tendrá el ¹³¹I administrado en cantidades terapéuticas. DOSIMETRÍA BIOLÓGICA: Se efectuó tomando a cada paciente 2 muestras secuenciales de sangre venosa para calcular la dosis debida a la actividad terapéutica en evaluación: 1era. muestra, pre-dosis trazadora (para evaluar la contribución de las dosis terapéuticas anteriores) y la 2da. muestra, 8 días post-dosis terapéutica (en este período la mayor parte de la energía del ¹³¹I es depositada en el organismo y es posible evaluar el efecto biológico que esta dosis absorbida produce). A estas muestras se les aplicaron las técnicas citogenética, MN y FISH. Se asume: 1) distribución uniforme del ¹³¹I en el cuerpo, debido a la tiroidectomía total; 2) que en ausencia de metástasis

óseas que comprometan médula ósea, la dosis media estimada a todo el cuerpo puede ser considerada una aproximación apropiada de la dosis en médula ósea. La técnica de FISH estima dosis equivalente en médula ósea activa.

Resultados

La comparación de las dosis obtenidas por los 3 ensayos citogenéticos aplicados indica que dichos métodos son consistentes entre sí. Las dosis absorbidas a todo el cuerpo estimadas por DB correlacionan con las estimadas por DI, $p < 0,05$. La comparación de las dosis en médula ósea (biológica vs. interna) indica que cuando la relación dosis médula/cuerpo entero es pequeña, la técnica citogenética convencional resulta ser la más aproximada a la dosis obtenida por el cálculo MIRD-OLINDA (homogeneidad en la distribución de la dosis). Cuando la relación dosis médula/cuerpo entero se incrementa, las técnicas de FISH y MN muestran una mejor correlación (inhomogeneidad). Pacientes que recibieron igual dosis terapéutica (300 mCi) muestran distinta DB (0,59 - 1,78 Gy) y DI (0,52 - 1,00 Gy) a todo el cuerpo. Estas variaciones podrían deberse a diferencias biocinéticas, anatómicas y metástasis de los pacientes. La estimación biológica de la dosis tendría en cuenta esta variabilidad individual y podría guiar la modalidad de tratamientos posteriores.

El seguimiento de los pacientes analizados mediante evaluación clínica, rastreo corporal total y mediciones de tiroglobulina en sangre indica, globalmente, una respuesta clínica favorable: tendencia a la estabilización de la enfermedad, por la administración de actividades terapéuticas superiores a 200 mCi.

CONCLUSIONES

Los resultados del presente trabajo permitirían contribuir a la optimización de la actividad terapéutica de ^{131}I a administrar en pacientes con CaDiT. Dichos resultados sustentan la ventaja de la aplicación de métodos cuantitativos de DI, que consideran parámetros propios del paciente, a fin de personalizar su terapia, respecto del método empírico. En este contexto, la DB aporta evidencias para la validación de la DI.

Asimismo, desde un punto de vista clínico, la DB realizada sobre muestras de pacientes con tratamientos anteriores, previamente a una nueva administración terapéutica, permitiría evaluar el status citogenético (daño radioinducido y capacidad de reparación). Dicha dosimetría presentaría importancia clínica en la disminución de potenciales complicaciones hematológicas. En casos con dosis acumuladas superiores a 1000 mCi, sería útil para indicar la necesidad de considerar otros esquemas terapéuticos alternativos a la administración de ^{131}I , tales como quimioterapia o radioterapia externa, reduciendo la morbilidad.

Si bien resulta difícil demostrar una relación directa entre la actividad administrada y la respuesta tumoral, en forma general, el seguimiento de los pacientes evaluados mostró estabilización de la enfermedad por la administración de actividades terapéuticas superiores a 200 mCi.

Se considera relevante contar con protocolos de seguimiento de los pacientes a largo plazo a fin de detectar tempranamente recurrencias locales o a distancia.

En este seguimiento podría resultar conveniente la evaluación por DB de pacientes con disfunción andrológica debida a la administración terapéutica de ^{131}I .

La evaluación andrológica de 2 de los pacientes evaluados, mostró disfunción gonadal después del tratamiento. La evaluación de la persistencia en el tiempo de las aberraciones cromosómicas en linfocitos de sangre periférica, mediante la aplicación de las técnicas citogenéticas utilizadas para DB, junto con las evaluaciones andrológicas clásicas, podría resultar cualitativamente indicativa de la recuperación en el tiempo del daño gonadal inducido por la radioterapia interna.

Adicionalmente, estas experiencias podrían ser útiles para el abordaje dosimétrico en casos de incorporación accidental de radioiodo.

Natural Radionuclide Activity Concentrations in Spas of Argentina

Gnoni, G.A.; Czerniczyniec, M.; Canoba, A.C. and Palacios, M.A.

NATURAL RADIONUCLIDE ACTIVITY CONCENTRATIONS IN SPAS OF ARGENTINA

Gnoni, G.A.; Czerniczyniec, M.; Canoba, A.C. and Palacios, M.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

Geothermal waters have been used on a large scale for bathing, drinking and medical purposes. These waters can contain natural radionuclides that may increase the exposure to people. In this work the most important natural radionuclide activity concentrations in different thermal spas of Argentina were measured to characterize waters and to evaluate the exposure of workers and members of the public.

Keywords: radon, geothermal water, natural radionuclides, thermal spa.

INTRODUCTION

People have used geothermal water with medical purposes for many thousand of years. Geothermal waters often have a very high mineral content because solute solubility increases with increasing temperature. Ground waters are in close contact with soil and rocks containing radium. Once formed by its decay from radium, radon gas may diffuse through rocks pores and geological discontinuities and dissolve in these waters. Radon and natural radionuclides are transported to the surface and radon can easily diffuse into the atmosphere and may produce elevated radon levels at places like geothermal spas.[1]

There are three types of geothermal water:

1. Water issuing from a hot spring heated by geothermal heat. Water percolates deeply into the crust and is heated as it comes into contact with hot rocks.
2. Water arising from rain percolates and mixes with pre-existing geothermal water.
3. Water in volcanic zones heated by contact with magma. If water erupts in a jet it is called geyser, if it reaches the surface as steam it is called a fumarole.

In Argentina there are, at least, 35 thermal spas. In this work the most important natural radionuclide activity concentrations in different geothermal spas of Argentina were measured to characterize the waters and to evaluate the exposure of workers and members of the public. One of the assessed spa has been chosen because of the volcanic origin of its geothermal water (Thermal Spa 1). The rest of the spas monitored use water coming from aquifer systems, this is groundwater reservoirs (Thermal Spa 2 to 11).

MEASUREMENTS

Three passive methods were used to measure radon in air. One of them is an screening method with a maximum exposure time of seven days, based on the radon adsorption on activated charcoal and its subsequent measurement in a liquid scintillation counter. The other two methods are time integrated ones, CR-39 or Makrofol tracks detectors, which can be exposed between two and three months.[4]. To characterize waters various natural radionuclides have been also measured. Uranium concentration was measured by fluorimetry. Ra-226 and Pb-210

measurements were performed by radiochemical methods and measurements by liquid scintillation.[5]. Dose rate measurements were carried out as well.

Measurements at Thermal Spa 1

In tables 1 to 3 radon concentration measurements, both in air and waters of the Thermal Spa 1 and surroundings, are shown.

It is important to point out that people who work in the spa, live in its neighbourhood. Due to this situation it is also important to measure radon at dwellings.

Table 1. [Rn-222] (Bq/m³) at Thermal Spa 1.

Description	April 2005	December 2006		
	Activated charcoal	Activated charcoal	CR-39	Makrofol
Health office	140 ± 15	86 ± 10	120 ± 25	-
Bath A	260 ± 30	1543 ± 170	-	-
Office bath A	490 ± 50	279 ± 30	373 ± 70	-
Corridor bath B	300 ± 30	155 ± 20	-	68 ± 15
Bath C	-	205 ± 20	414 ± 80	-
Corridor bath C	280 ± 30	305 ± 30	254 ± 50	-
Bath D	770 ± 80	117 ± 15	-	-
Bath D, sulphurous water	250 ± 30	861 ± 90	877 ± 160	-
Corridor bath D	710 ± 70	177 ± 20	-	113 ± 20
Bath E	-	854 ± 90	1755 ± 340	-
Corridor bath E	600 ± 60	535 ± 60	459 ± 90	-

Table 2. [Rn-222] (Bq/m³) in dwellings nearby Thermal Spa 1.

Description	April 2005	December 2006		
	Activated charcoal	Activated charcoal	CR-39	Makrofol
House 1 - Children bedroom	814 ± 80	-	425 ± 85	-
House 1 - Main bedroom	1080 ± 110	95 ± 10	-	-
House 1 - Dining room	1258 ± 130	93 ± 9	-	125 ± 25
House 2	-	28 ± 3	198 ± 40	-
House 4	-	38 ± 4	125 ± 25	-
House 5	-	24 ± 3	-	12 ± 3

Table 3. [Rn-222] (Bq/m³) in geothermal waters used for medical purposes at Thermal Spa 1.

Description	Radon April 2005	Radon April 2006	Radon December 2006
Drinking water 1	1200 ± 700	-	< DL
Drinking water 2	1700 ± 800	-	< DL
Water at spring 1	4500 ± 1400	8700 ± 2000	-
Water at spring 2	3300 ± 1100	7000 ± 1700	-
Water at spring 3	1700 ± 700	5400 ± 1400	< DL
North spring	5752 ± 1500	9000 ± 2000	-
South spring	11083 ± 2400	4200 ± 1200	-
Outdoor bath 1	-	28900 ± 6100	5163 ± 1084
Outdoor bath 2	-	29800 ± 6300	3591 ± 762
Ferrous water at spring	1900 ± 700	1100 ± 800	< DL
Ferrous water in bath	-	-	2636 ± 571
Sulphurous water at spring	2300 ± 800	6100 ± 1500	862 ± 238
Sulphurous water outdoor bath	-	-	3327 ± 708
Sulphurous water indoor bath	-	-	2518 ± 574
Volcano water	-	10900 ± 2400	-

DL: detection limit. DL= 98 Bq/m³.

Radon concentration was also measured in other workplaces. In a nearby workplace it was found a value of 958 ± 100 Bq/m³ with activated charcoal and 642 ± 120 Bq/m³ with CR-39. The radon concentration at the remaining eight places was below 29 ± 3 Bq/m³.

Uranium concentration was also measured in different waters. From 17 samples evaluated only 4 were above the detection limit (5µg/l) the highest value being 21 ± 2 µg/l. Ra-226 concentration was measured in 12 samples and only one sample was slightly above the detection limit (25,5 ± 12,6 mBq/l). Pb-210 was also measured and all values obtained were below the detection limit (0.059 Bq/l).

Dose rate measurements have been carried out in every sample point. Background measurements were performed in the surroundings of the spa. All dose rate measurements were within natural radiation levels (0.1 – 0.2 µSv/h).

Measurements at Thermal Spas 2 to 11

Geothermal waters used at the different Thermal Spa were characterized as follows:

Table 4. Radionuclides concentrations in geothermal waters for medical purposes at different Thermal Spas					
Location	Water Depth (m)	[Rn-222] (Bq/m³)	[Ra-226] (mBq/l)	[U] (µg/l)	[Pb-210] (mBq/l)
Termal Spa 2	NK	<DL; DL=1114	<DL; DL= 0,014	19,4 ± 1,9	<DL; DL=59
Termal Spa 3	1375	<DL; DL=1114	<DL; DL= 0,014	2,6 ± 0,3	<DL; DL=59
Termal Spa 4		5230 ± 1094	0,030 ± 0.017	3,5 ± 04	80 ± 27
Termal Spa 5	1276	2132 ± 461	0,059 ± 0,018	2,6 ± 0,3	170 ± 34
Termal Spa 6	1179	2563 ± 549	<DL; DL= 0,014	1,9 ± 0,2	<DL; DL=59
Termal Spa 7	1036	2625 ± 560	0,097 ± 0,021	2,4 ± 0,2	72 ± 27
Termal Spa 8	900	5957 ± 1246	<DL; DL= 0,014	27,1 ± 2,7	<DL; DL=59
Termal Spa 9	1500	2273 ± 489	<DL; DL= 0,014	10,0 ± 1,0	<DL; DL=59
Termal Spa 10	840	6300 ± 1314	<DL; DL= 0,014	1,2± 0,1	<DL; DL=59
Termal Spa 11	NK	2869 ± 609	0,031 ± 0,017	0,52 ± 0,05	<DL; DL=59

NK: not known, information not provided. DL: detection limit.

RESULTS AND CONCLUSIONS

In relation with water characterization, all values obtained for the geothermal waters analyzed are below the corresponding guidance levels. The values recommended by World Health Organization (WHO) [6] for drinking waters are 100.000 Bq/m³ for Rn-222 and 0,1 Bq/l for Pb-210. In the case of Ra-226, US Environmental Protection Agency (EPA) [7] recommends a conservative value of 185 mBq/l. According to Argentinean regulations, the guidance level for Natural Uranium is 100 µg/l [8].

Radon concentration measurements in air with activated charcoal are variable with time due to the short exposure period of this screening technique. Therefore, to estimate the annual effective dose with more representative data, values obtained from CR-39 or Makrofol tracks detectors are used.

The highest radon concentration value in dwellings was measured in House 1. It was informed that this house was built in a fumarole area. In the case of the nearby workplace evaluated, the high value measured is concordant with the fact that this building is located in the same fumarole area than House 1.

With the objective of assessing the maximum dose that a member of the public may receive related with radon in air, the dose was calculated from the highest radon concentration value measured in dwellings (425 Bq/m³). It was assumed a spent time of 3500 hours per year because people live there only six months. The rest of the year the place and surroundings are covered with snow. The annual effective dose calculated in this way is 3.7 mSv.y⁻¹. In order to assess the dose that a worker may receive, taking into account the highest value measured at the Thermal Spa (1755 Bq/m³), with an spent time of 1000 hours per year, the annual effective dose resulted in 5.6 mSv.y⁻¹. The dose criteria for establishing radon intervention levels, both for members of the public and for workers are 7 mSv.y⁻¹ [9] [10] [11]. The maximum annual effective doses calculated resulted below the corresponding dose criteria for members of the public and in the order of it for workers.

As it was noticed, values measured may be variable. Therefore it is suggested that the Thermal Spas be re-evaluated to determine its evolution over time.

REFERENCES

1. V. Radolic, B. Vukovic, G. Smit, D. Stanic, J. Planinic, Jour of Environmental Radioactivity 83, 191-198 (2005).
2. F. López y A. Canoba, Jour of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 240, 237-241 (1999).
3. Bomben A. M., Canoba A. C., A simple method for the determination of natural uranium and ^{226}Ra in waters and soils. Jour of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Letters, 212, 3, 209-219 (1996).
4. WHO Drinking Water Guidelines, 2nd edition, (2004).
5. Radionuclides in Drinking Water: a Small Entity Compliance Guide (EPA 2002).
6. Decreto Reglamentario 831 de la Ley 24.051, Argentina.
7. IAEA, Colección Seguridad N° 115: Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra las radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, IAEA, Viena, Austria (1996).
8. Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR 10.1.1, Rev. 3 Autoridad Regulatoria Nuclear.
9. Protection Against Radon-222 at Home and at Work, ICRP 65, Vol. 23, N°2 (1993).

Factores de Escala (Scaling Factors) para la determinación de la actividad de residuos radiactivos en centrales nucleares

Medici, M.A. y Piumetti, E.H.

FACTORES DE ESCALA (SCALING FACTORS) PARA LA DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN CENTRALES NUCLEARES

Medici, M.A. y Piumetti, E.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

Tanto para el acondicionamiento de residuos radiactivos, como para su transporte, y disposición final se requiere información específica de la actividad total y concentración de actividad por nucleido contenido en los mismos. Debido a la complejidad de las mediciones de emisores alfa y beta, la tendencia mundial es emplear el Método de Factores de Escala el cual se basa en la relación entre la actividad de nucleidos difíciles de medir (DDM) y la actividad de aquellos fáciles de medir (emisores gamma), llamados nucleidos clave (NC).

MÉTODO DE FACTORES DE ESCALA

El Método de Factores de Escala es una herramienta práctica que permite realizar estimaciones apropiadas de las actividades y las concentraciones de actividad de radionucleidos DDM presentes en residuos acondicionados sin tener que realizar un número excesivo de determinaciones a través de análisis destructivos.

Este método consta de dos etapas: en la primera mediante análisis de muestras de residuos se verifica que existe una correlación razonable entre los DDM y los NC y se calculan los Factores de Escala (FE). En la segunda etapa por medición gamma externa se establece, en el residuo ya acondicionado, la actividad y concentración de actividad de los NC y, utilizando los factores de escala correspondientes, se determina la actividad total y concentración de actividad de los radionucleidos DDM.

Primera Etapa

1. Se realizan determinaciones radioquímicas y espectrometría gamma en muestras representativas¹ de una corriente residual.
2. Se obtiene la actividad (y concentración de actividad) de los emisores alfa, beta y gamma contenidos en dicha corriente residual.
3. Con estos datos se determinan las correlaciones entre los nucleidos alfa y beta, DDM y los emisores gamma, NC. Se evalúa la existencia de una correlación aceptable y, de ser así, los valores numéricos de dichas correlaciones son los denominados Factores de Escala.

$$f_{FE} = \frac{Act.DDM}{Act.NC}$$

¹Es importante remarcar que a los fines de la aplicación del Método de Factores de Escala las muestras que se analicen deben ser representativas de las relaciones DDM/NC de los radionucleidos presentes en la corriente del residuo.

Como claramente se observa, los FE (f_{FE} en la fórmula) son números adimensionales.

El paso más importante en la aplicación del Método de Factores de Escala consiste en asegurarse de que existe una correlación aceptable entre los nucleidos DDM y los NC, para lo cual se debe realizar inicialmente un número suficiente de análisis en cada corriente de residuo. Cabe destacar que la experiencia internacional muestra que se consiguen buenas correlaciones DDM/NC en varias corrientes de residuos radiactivos generados en centrales nucleares. La explicación radioquímica de dicha correlación radica en la similitud en la mecánica de formación o en el transporte en los sistemas del reactor. No obstante, debe tenerse en cuenta que hay varios factores que contribuyen a la variación de los FE, tales como el tipo de reactor, materiales estructurales, nivel de falla de los elementos combustibles o corriente que origina el residuo [1].

Segunda Etapa

Esta etapa se basa en la simplicidad y factibilidad de determinar la actividad (y concentración de actividad) gamma en los residuos ya acondicionados o embalados mediante ensayos no destructivos.

- Mediante medición directa del pico gamma correspondiente se determina, en el ítem en cuestión, la actividad total del NC. Puesto que la masa es dato y la distribución de actividad suele ser razonablemente homogénea se determina también su concentración de actividad.
- Para el ítem a caracterizar, la actividad (y concentración de actividad) de los nucleidos DDM se obtiene multiplicando la actividad (y concentración de actividad) del NC obtenida anteriormente por el valor del FE correspondiente.

RELACIÓN LINEAL ENTRE LA CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD DE LOS NUCLEIDOS DDM Y LOS NC [2]

Cuando es posible asumir relación lineal entre la actividad de los nucleidos DDM y los NC, los FE se calculan utilizando la siguiente ecuación:

$$a_D = f_{FE} \times a_C$$

donde:

a_D : Concentración de actividad del nucleido Difícil de Medir (obtenida por análisis Radioquímicos de muestras representativas).

f_{FE} : Es el factor de escala.

a_C : Concentración de actividad del Nucleido Clave (obtenida por medición de actividad gamma).

Para el cálculo de FE se debe realizar un número suficiente de análisis en cada corriente de residuo o residuo acondicionado. El tratamiento estadístico de los datos de dichas mediciones se puede realizar utilizando la Media Aritmética o la Media Geométrica

Media Aritmética

$$f_{FE} = \frac{\frac{a_{d,1}}{a_{C,1}} + \frac{a_{d,2}}{a_{C,2}} + \dots + \frac{a_{d,n}}{a_{C,n}}}{n} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \frac{a_{d,i}}{a_{C,i}}$$

Media Geométrica

$$f_{FE} = \sqrt[n]{(a_{d,1}/a_{C,1} \times \dots \times a_{d,i}/a_{C,i} \times \dots \times a_{d,n}/a_{C,n})}$$

Para ambas ecuaciones:

$a_{C,i}$ es la concentración de actividad del NC en la muestra i
(i = 1...n)

$a_{d,i}$ es la concentración de actividad del nucleido DDM en la muestra i (i = 1...n)

n es el número de muestras

Si bien hay muchos países que utilizan aún para el cálculo de los FE la Media Aritmética, la tendencia actual es usar la Media Geométrica. Esto se debe a que los FE calculados utilizando la Media Geométrica tienden a subestimar la actividad en el rango de bajas concentraciones, pero a altas concentraciones la estimación es más realista manteniendo aún un razonable conservadurismo. La aplicación de la media aritmética resulta en la sobreestimación de la actividad de los residuos y esto, en la práctica, se traduciría en el cierre de sitios de disposición final con una actividad inferior a la prevista. (Ver Gráfico 1) [3]

De la representación gráfica de la actividad de los nucleidos DDM vs la actividad de los NC se obtiene el coeficiente de regresión lineal que permite evaluar si efectivamente la relación DDM/NC se aproxima a la linealidad, o sea validar la aproximación realizada inicialmente. Otra forma de demostrar la linealidad entre la concentración de actividad de los nucleidos DDM y los NC es utilizando herramientas estadísticas, como por ejemplo el test de Student.

RELACIÓN NO LINEAL ENTRE LA CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD DE LOS NUCLEIDOS DDM Y LOS NC

Cuando, ya sea que por el cálculo del coeficiente de regresión lineal o por la aplicación del test de Student, se comprueba que la relación lineal no es adecuadamente representativa, se puede utilizar la siguiente aproximación:

$$a_d = a_c^\beta \times f_{FE}$$

En este caso, el tratamiento estadístico para el cálculo de los FE se realiza mediante la regresión lineal de los logaritmos:

$$\log(a_d) = \alpha' + \beta \times \log(a_c)$$

a_d es la concentración de actividad del nucleido DDM determinada por análisis Radioquímicos de muestras representativas

a_c es la concentración de actividad de NC determinada por medición de actividad gamma

a, a' son constantes ($a' = \log a$);

b es el coeficiente de regresión

CARACTERÍSTICAS DE LOS NUCLEIDOS DDM Y NC

- De los nucleidos fáciles de medir, se pueden utilizar como NC aquellos que cumplan con los siguientes requisitos:
 - a) que sean emisores gamma con niveles de actividad detectables,
 - b) que demuestren correlación con los nucleidos DDM,
 - c) que posean un período de semidesintegración relativamente largo,
 - d) que posean mecanismos de producción similares a los nucleidos DDM, y
 - e) que posean propiedades fisicoquímicas (especialmente la solubilidad) similares a los DDM.

Los NC más utilizados son el Co-60 y el Cs-137:

- o El Co-60 se elige como NC para los Productos de Corrosión (PC) y los Productos de Activación (PA) del refrigerante del reactor debido a la similitud en las propiedades fisicoquímicas y en el mecanismo de formación.
- o Para los Productos de Fisión (PF) y los emisores alfa se utilizan como NC el Co-60 o el Cs-137. De elegirse el Co-60 como NC para los PF y emisores alfa hay

- que categorizar las centrales de acuerdo al historial de falla de los elementos combustibles.
- En muchas aplicaciones prácticas los Productos de Fisión (PF) se correlacionan con el Cs-137. Los FE derivados a partir del Cs-137 pueden variar dependiendo del proceso a partir del cual se genera el residuo.
 - Los nucleidos DDM son emisores de fotones débiles, emisores beta puros y emisores alfa como por ej H-3, C-14, Ni-63, Sr-90, Pu-238, Pu-239/240, Am-241, Cm-243/244.

APLICACIÓN DEL MÉTODO DE FACTORES DE ESCALA EN LA ARGENTINA [4], [5], [6], [7]

Los residuos radiactivos generados en las centrales nucleares argentinas deben ser caracterizados en actividad alfa, beta y gamma.

En la Tabla 1 se presenta una lista indicativa de radionucleidos que, desde el punto de vista regulatorio, deberían determinarse en concentración de actividad en cada corriente de residuo para las etapas de almacenamiento a muy largo plazo y para la disposición final.

Esta lista contiene:

- a) radionucleidos que serán los dominantes desde el punto de vista de dosis a largo plazo,
- b) el Co-60 y el Cs-137 que son necesarios para la aplicación del Método de Factores de Escala y
- c) el Cm-242 que si bien tiene un período de semidesintegración corto es útil para estimar la “edad” de la corriente de residuo analizada.

Esta lista es indicativa, lo que significa que el generador de RR podrá ampliarla o en casos particulares justificar la no-consideración de alguno de ellos. Además, no es aplicable al caso de residuos estructurales activados. Para la determinación rutinaria de los radionucleidos anteriormente mencionados el Método de Factores de Escala parece ser una opción satisfactoria. En algunos casos, por ejemplo para el H-3, puede ser necesario la aplicación de otros métodos [8].

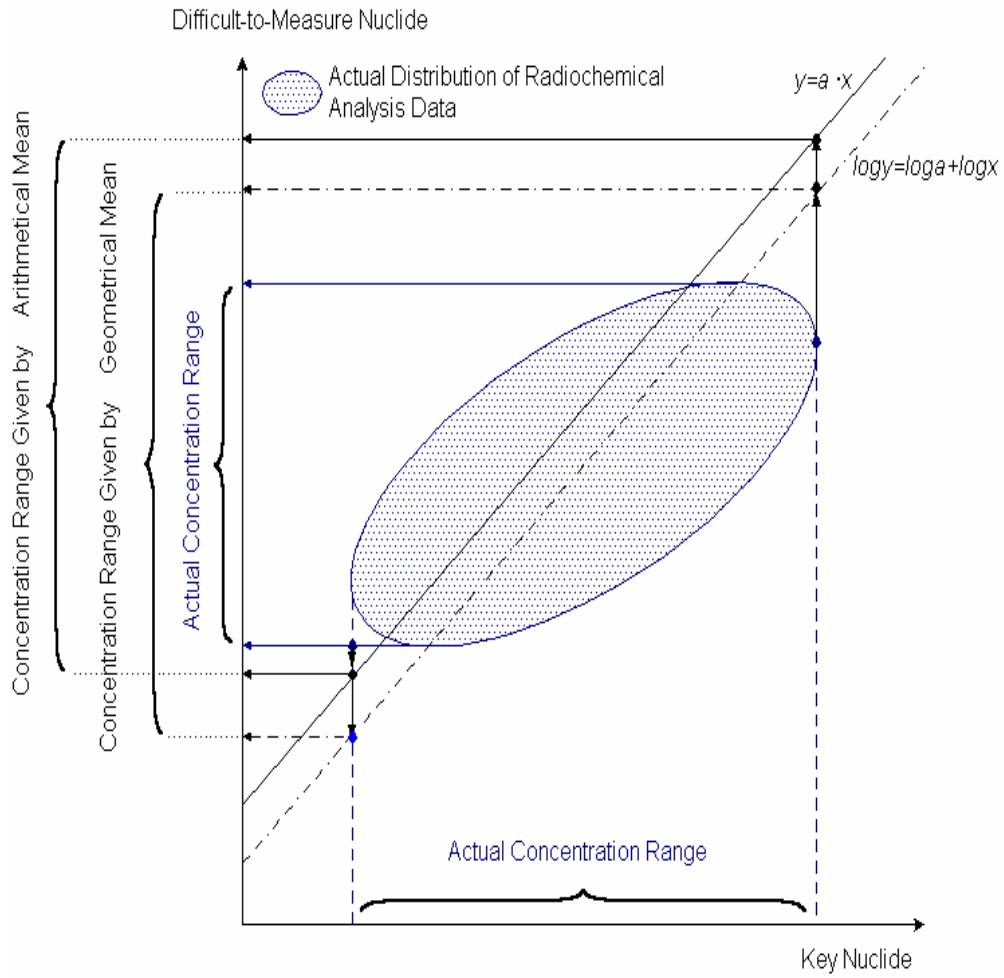
CONCLUSIÓN

El Método de Factores de Escala es un método costo-efectivo para la determinación de la actividad total y de la concentración de actividad de gran parte de los radionucleidos presentes en los residuos radiactivos generados en centrales nucleares. Este método sólo puede aplicarse mientras las centrales nucleares se encuentren en operación.

REFERENCIAS

- [1] Low Level Radioactive Waste Evaluation Practice in Japan and suggestion for rationalization– H.Masui; M. Kashiwagi; H. Ozaki - International Workshop on “Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste”, Cologne, Germany- September 2001.
- [2] Nuclear energy -- Nuclear fuel technology -- Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants - ISO 21238:2007.
- [3] Rationalization of Radioactivity Concentration. Determination methods for low-level radioactive waste generated at Japanese Nuclear Power Plants – Fujihara; Masui; Kashiwagi; Motoyama; Ozaki –ICEM`01.
- [4] Scaling Factor Development for Ontario Power Generation’s Low Level Waste – An Overview; Aamir Husain– International Workshop on “Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste”, Cologne, Germany-September 2001.
- [5] Applying Scaling Factors in Practice – Determination of Activities in Routine Waste Declaration: D. Gründler, G. Stepan– International Workshop on “Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste”, Cologne, Germany- September 2001.
- [6] Estimation of radionuclides difficult to measure in nuclear waste – current practices and future regulation in Sweden– International Workshop on “Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste”, Cologne, Germany- September 2001.
- [7] Development of Scaling Factor Prediction Method for Radionuclide Composition in Low-level Radioactive Waste – Jin Beak Park and Kun Jai Lee, Korea Advanced Institute of Science and Technology.
- [8] Caracterización de Residuos Radiactivos en Centrales Nucleares - Piumetti, E.H.; Medici, M.A. – XXXIV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – 19 al 23 de noviembre de 2007.

Gráfico 1: Modelo de Evaluación para cálculo de FE [3]



**Tabla 1. Lista Indicativa de Radionucleidos
para caracterizar Residuos Radiactivos**

Radionucleido
C-14
Ni-59
Nb-94
Tc-99
I-129
Pu-238
Pu-239
Pu-240
Pu-241
Am-241
Cm-242
Cm-243
Cm-244
Np-237
H-3
Co-60
Ni-63
Sr-90
Cs-137
Cl-36

En ciertos casos, en particular para R. Estructurales, puede ser necesario considerar otros radionucleidos

Loss of Heavy Water because of Steam Generators Tubes Leak

Pérez, S.S.

Presentado en: Meeting to Exchange Information on Recent Events in Nuclear Power Plants and
Technical Committee of the IRS National Coordinators.
Paris, Francia, 2-5 octubre 2007

LOSS OF HEAVY WATER BECAUSE OF STEAM GENERATORS TUBES LEAK

Pérez, S.S.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

EXECUTIVE SUMMARY

In a period of 8 month beginning in July 2006, Embalse N.P.P had 3 significant events related with Steam Generators tubes leaks. The main root causes of them were due to inadequate selection of material of S.G's components during design stage.

After inspection made during planned outage (April / May 2007), additional corrective actions were implemented to ensure plant safety:

Change in plugging criteria to a more conservative one, specially to the U-Bend area.

Additional Evaluation of structural integrity: This additional studios have been required by Regulatory Authority and include other abnormal events.

Evaluation of causes which have increased rate of degradation (SG#1), at least in the case of the tube which had an indication of 30 % and change to 100 % in only 8 months.

If in a period of a year (beginning in April / May 2007), the plant does not have an unplanned outage, it will be shutdown to inspect critical areas and to analyze evolution of the existing degradations.

EVENT DESCRIPTION (S.G # 1)

On July 18th, 2006, CNE NPP was operating normally at full power. During the daily feedwater system sample routine a high tritium concentration in the water purged (secondary system) from the steam generators was detected.

By means of gamma activity measurements in such purges, the existence of a leakage of heavy water from the Primary Heat Transport System (PHTS) to the secondary loop through SG # 1 was confirmed. Estimation of the heavy water leak rate evolution has been done using the applicable procedure. According to the mentioned procedure, the leakage rate evolution was followed till it reached 5 kg / hour. This rate is the minimal value which allow to detect the location of a failed tube by fluoresceine test.

Finally, on July 24th it was decided to shut down the reactor according to what is established in the applicable operation procedures, remaining out of service during almost seven days. This event was considered of very low safety significance.

After inspection of SG # 1 tubes, it has been determined that the failed one was located in position X05 – Y70. It showed a hole produced by a scallop bar which belonged to the original support bundle 15 A from U-Bend.

The heavy water leakage was estimated in about 463 kg and the activity released to the secondary system reached 4,4 E13 Bq of tritium and 1.1 E08 Bq of iodine (about 15 % of the monthly discharge derived limit).

The failed tube was inspected in December 2005 and showed an indication of 30 %, it means, according with the plugging criteria, that the mentioned tube was not selected to be plugged. However, after only 8 months, the degradation rate was so important that the plant technicians evaluated the possibility to modify the plugging criteria making it more conservative.

CAUSES OF THE EVENT

Direct cause

The direct cause observed was the steam generator #1 tube failure. It has been located in the U-bend zone in X5 – Y70 position.

Root Causes

The root cause was that the scallop bars' design do not fulfill the goal of tying the steam generator tubes in the U-Bend zone because such scallop bars have degradation signs that enabled fretting among them and the steam generator tubes, wearing out the tubes walls.

The material used in the design of the scallop-bars was not the adequate (carbon steel) and has suffered degradation. The purpose of this scallop bars –to keep the tubes tighten- has been degraded due to flow accelerated corrosion (FAC), producing perforations in tubes by fretting with the mentioned separators.

Contributing Causes

Existence of loose parts of scallop bars in the U-Bend.

Chemical composition of feedwater to SG. It would be possible that some corrosion products – coming from condenser- could contribute to the failure phenomena.

Partial sludge blockage of tube support plates in the hot leg (secondary side) which contributed to FAC.

CORRECTIVE ACTIONS

Immediate actions

- Change in plugging criteria to a more conservative one, specially to the U-Bend area.
- Use of eddy current (EC) to determine the degradation rate of Tube Support Plates (TSP) and preventive plugging of tubes in areas with degradation level 5 and 6 (very high degradation).
- Implementation of a follow up program to detect vibration and preventive plugging due to fretting in U-Bend.
- Use of waterlancing on TSP (hot leg, secondary side) to clean up the broached holes and to normalize the secondary side flow.
- Change of the amine which has been in use to increase pH on secondary side (AVT, **all volatile treatment**).

Short term actions

- Additional evaluation of structural integrity: This additional analysis have been required by Regulatory Authority and include other abnormal events.
- Evaluation of causes which have increased rate of degradation, at least in the case of the tube which had an indication of 30 % and change to 100 % in only 8 months.
- If in a period of a year (beginning in April / May 2007), the plant doesn't have an unplanned outage, it will be shut down to inspect critical areas and to analyze evolution of the existing degradations.

REFERENCE TO SUBSEQUENT EVENTS

STEAM GENERATOR 33200-BO#1	STEAM GENERATOR 33200-BO#3	STEAM GENERATOR 33200-BO#4 (IRS Number: 7829)
Date of occurrence: (July 24th 2006)	Date of occurrence: January 3rd 2007	Date of occurrence: February 16th 2007
Direct Cause: Loss of D2O due to tube failure. It has been located in the U-bend zone in X5 – Y70 position.	Direct Cause: Loss of D2O due to failure in S.G # 3 tube (location: X03 – Y40).	Direct Cause: failure of the SG # 4 tube, located in position X27 – Y88 (U-Bend zone)
<p>Root Cause/s: the scallop bars' design do not fulfil the goal of tying the steam generator tubes in the U-Bend zone because such scallop bars have degradation signs that enable fretting among them and the steam generator tubes, wearing out the tubes walls.</p> <p>The material used in the design of the scallop-bars was not the adequate (carbon steel) and has suffered degradation. The purpose of this scallop bars –to keep the tubes tighten- has been degraded due to flow accelerated corrosion (FAC), producing perforation in tubes by fretting with the mentioned separators.</p> <p>Contributing Causes</p> <p>Existence of loose parts of scallop bars in the U-Bend.</p> <p>Chemical composition of feedwater to SG. It would be possible that some corrosion products –coming from condenser– could contribute to the failure phenomena.</p>	<p>Root Cause/s: Inadequate selection of the material used in design of tubes separators (scallop-bars). These are made of carbon steel. Its function -to keep down the tubes bundle- has been degraded.</p> <p>Besides, a modification of the characteristics of biphasic flow in that area, because of accumulation of sludge on some support plates, contributed to produce vibrations in tubes, causing erosion in the external side of the tube wall because of fretting with their supports.</p>	<p>Root Cause/s: The damage (perforation) of the tube has been caused by a similar phenomena to that occurred in July 2006: A scallop bar which belonged to the original support assembly 16 A, changed its normal position causing a localized damage on tube surface. The damaged tube was placed into the critical zone of the U-Bend (figure 1).</p> <p>The material used in the design of the scallop-bars was not the adequate (carbon steel) and has suffered degradation.</p> <p>Modification of the biphasic flow characteristics in the area because of the sludge pile on some support plates contributed to produce vibration in the tubes bundle, reducing wall thickness due to fretting against those supports.</p>

<p>Corrective Actions: Immediate actions</p> <p>Change in plugging criteria to a more conservative one, specially to the U-Bend area.</p> <p>Use of eddy current (EC) to determine the degradation rate of Tube Support Plates (TSP) and preventive plugging of tubes in areas with degradation level 5 and 6 (very high degradation).</p> <p>Implementation of a follow up program to detect vibration and preventive plugging due to fretting in U-Bend.</p> <p>Short term actions</p> <p>Additional Evaluation of structural integrity: This additional studies have been required by Regulatory Authority and include other abnormal events.</p> <p>Evaluation of causes which have increased rate of degradation, at least in the case of the tube which had an indication of 30 % and change to 100 % in only 8 months.</p> <p>If in a period of a year (beginning in April / May 2007, the plant does not have an unplanned outage, it will be shut down to inspect critical areas and to analyze evolution of the existing degradations.</p> <p>The last corrective action was consequence of a Regulatory requirement (ARN RQ-CNE 065/066)</p>	<p>Corrective Actions:</p> <p>Change in plugging criteria to a more conservative one, specially to the U-Bend area.</p> <p>Plugging of failed tube of SG # 3.</p> <p>Preventive plugging of other 6 tubes around the failed tube.</p> <p>About 40 tubes of SG # 3 were inspected around failed tube.</p> <p>During next outage (April / May 2007) pile sludge on tube plates and separators in all S.G has been removed.</p>	<p>Corrective Actions:</p> <p>Plugging of the failed tube of SG # 4.</p> <p>Inspections of SG # 2 tubes considered with high probability of failure in the short term.</p> <p>Preventive plugging of: 2 tubes of SG # 4, 2 tubes of SG # 2.</p> <p>Repair of internal passage in valves from S.G's feedwater system.</p> <p>Administrative actions to replace check valves located in the feedback pumps impulsion have been initiated. The possible design change will be part of life extension programme.</p>
--	---	---

CONCLUDING REMARKS

The idea of using as a reference subsequent events instead of previous events has a direct relationship with the events happened during the following months after July 2007 happening.

The occurrence of the 3 events changed the inspection criteria planned for 2007 outage (April / May 2007).

It is very difficult to get perfect corrective actions which can solve the problems avoiding recurrences. Ideal corrective action would probably include removal of all S.G's, but a simple assessment of the collective dose necessary to go forward with that task makes it impossible. This actions will only be analyzed if the plant makes a request for "life extension"

However, a close follow up (both from operators and regulators) of S.G's behavior is ongoing.

Other researches in different fields are in course to improve inspection of S.G's during outages (unplanned or planned). They are related with water chemistry and other inspection techniques.

Meanwhile, a close follow up of the operation and the actions already taken (such as more conservative plugging criteria), would – potentially- avoid event recurrences.

Besides, discovery of leaks in CNE S.G's is almost immediate because of the activity detectors located in the condensers area (this modification has been added to the original plant design).

REFERENCES

NOTE NA-SA 133/07

Figure 1. Area with risk of fretting in U-Bend of S.G's

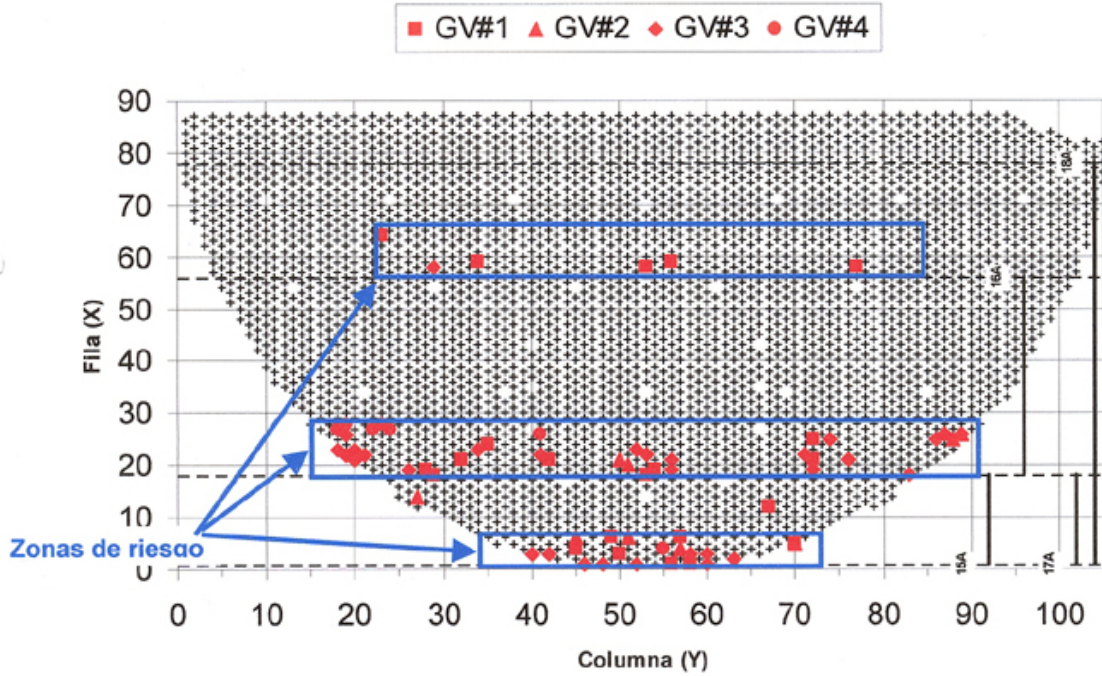


Figure 2. Plugging tendency due to fretting in U-Bend on S.G's

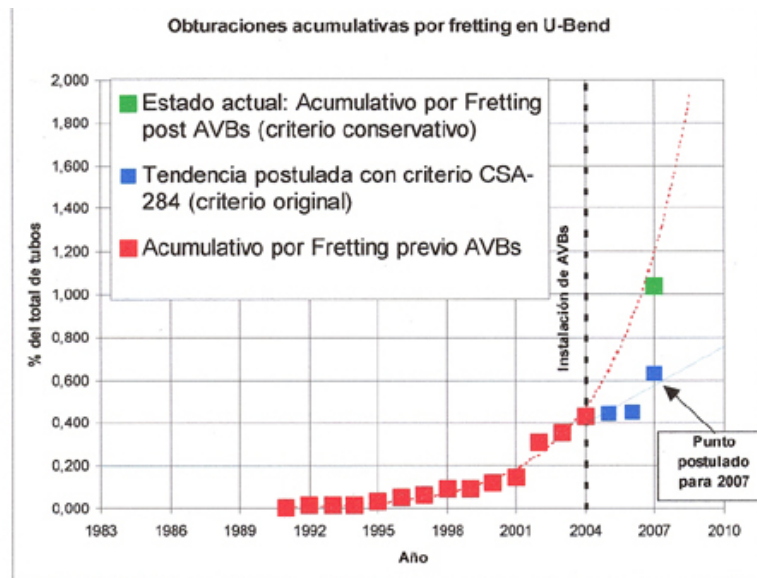
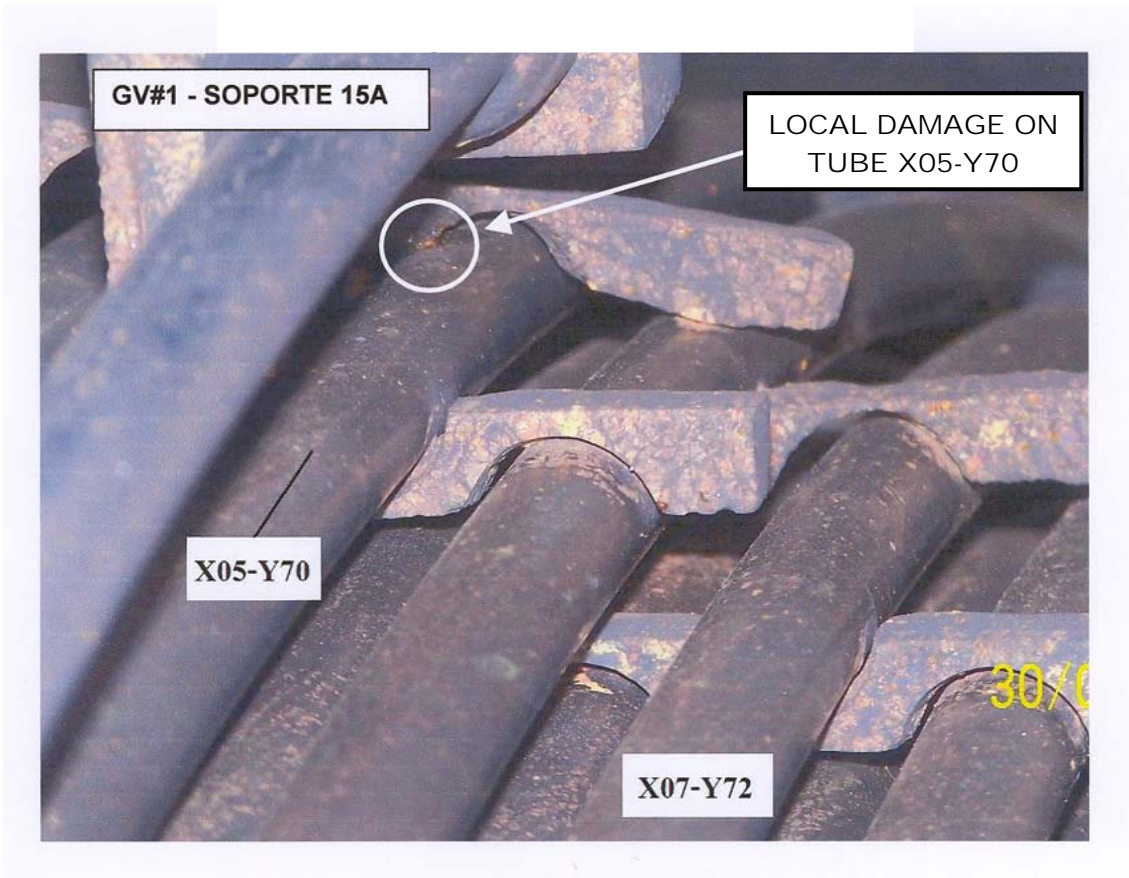


Photo 1. Morphology of damage on S.G #1



Causal Factors Guide for the Evaluation of Accidents in Research Reactors

Perrin, C.D.

Presentado en: International Conference on Research Reactors:
Safe Management and effective Utilization.
Sydney, Australia, 5-9 noviembre 2007

Causal Factors Guide for the Evaluation of Accidents in Research Reactors

Carlos Dante Perrin

Research Reactors and Critical Assemblies, Nuclear Regulatory Authority, Argentina

E-mail address of main author: cperrin@sede.arn.gov.ar

ABSTRACT

In the field of radiological and nuclear safety, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) of Argentina controls three research reactors and three critical assemblies, by means of evaluations, audits and inspections, in order to ensure the fulfilment of the requirements established in the Licenses, in the regulatory standards and in the mandatory documentation in general.

From the Nuclear Regulatory Authority's point of view, within the general process of research reactors safety management, the management of operating experience plays an outstanding role.

In this aspect the ARN has established specific requirements in the Operation Licences in relation to the communication, evaluation, investigation of causes, and adoption of corrective measures, for the events that occurred.

From the experience collected in the analysis of the reports sent by the operators it has been verified some weaknesses in relation to the methodology of analysis of events and in the determination of the causal factors.

In such sense, with the purpose of establishing some help for the appraisers and to homogenize the treatment of the events, two reference guides were designed: a guide for the evaluation of events and the other with a grid of causal factors

This paper describes the main aspects of the operating management system established for research reactors and critical assemblies in Argentina, and the guides developed for the event analysis and determination of causal factors.

INTRODUCTION

The NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN) was established as an autonomous body reporting to the President of Argentina by Act 24,804 known as the Nuclear Activity National Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regard to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It must also advise the Executive on issues under its purview.

The objective of the ARN is 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 individuals against the harmful effects of ionizing radiation.
- To maintain a reasonable degree of radiological and nuclear safety in the nuclear activities performed in Argentina.
- To ensure that nuclear activities are not developed with purposes unauthorized by the law and regulations resulting therefrom, as well as by the international agreements and the non-proliferation policies adopted by Argentina.
- To prevent the commission of intentional actions which may either have severe radiological consequences or lead to the unauthorized removal of nuclear materials or other materials or equipment subject to control.

With the purpose of fulfilling the objectives before mentioned, the ARN has developed and has been provided with three basic capacities:

- a- Legal capacity: it is an organization established by means of a law, with missions and functions clearly established and legally recognized.
- b- Technical Capacity: it has a staff with a high percentage of professionals; most of them with a post graduated degree and a suitable training.
- c- Operational capacity: it has adequate infrastructure, equipment and budget for the fulfilment of its functions.

In Argentina there are two nuclear power plants in operation, one under construction, three critical assemblies, three research and isotope production reactors, one decommissioned critical assembly, 25 major radioactive facilities and more than 1,600 facilities for medical, industrial, research and training purposes which use radioactive materials or sources.

The type of regulatory tasks can be different in three main fields: Radiological Protection and Nuclear Safety, Safeguards and Physical Protection

In the field of Radiological and Nuclear Safety control, applied to Research Reactors and Critical Assemblies, ARN's regulatory activities are directed at controlling 3 research reactors and 3 critical assemblies, analyzing design and operation-related documents, permanently assessing safety during operation, and verifying by means of regulatory inspections and audits the compliance with the provisions of the license concerned.

The principal characteristics of the Argentinean RR and CA are presented below,

RESEARCH REACTORS AND CRITICAL ASSEMBLIES IN ARGENTINA

	CRITICAL ASSEMBLIES			
	RA-0	RA-2	RA-4	RA-8
POWER (W)	1	1	1	10
TYPE	TANK	TANK	HOMOGENEOUS	TANK
UTILIZATION	TEACHING AND TRAINING	RA-3 FACILITY	TEACHING AND TRAINING	CAREM FUEL TEST
FUEL	UO2	UAL	UO2	UO2
FUEL ELEMENT	RODS	MTR	POLIETHYLENE PLATES	RODS
ENRICHMENT (%)	20	90	20	1.8 AND 3.4
RECTIV. EXCESS	0.40 \$	-----	0.4 \$	NOT DEFINED
STATUS	OPERATIONAL	DECOMMISSIONED	OPERATIONAL	EXTENDED SHUTDOWN
PLACE	UNIVERSITY - CÒRDOBA	CONSTITUYENTES ATOMIC CENTRE	UNIVERSITY-ROSARIO	PILCANIYEU ATOMIC CENTRE
CRITICALITY	1970		1971	1998

	RESEARCH REACTORS		
	RA-1	RA-3	RA6
POWER (Kw)	40	10000	500
TYPE	TANK	TANK	TANK
UTILIZATION	RESEARCH, TRAINING, BNCT, MATERIAL TEST	RADIOIS. PRODUCTION, RESEARCH, AxA	RESEARCH, TRAINING, AxA, BNCT
FUEL	UO2	UO2, USI3	UO2
FUEL ELEMENT	RODS	MTR	MTR
ENRICHMENT	20	20	90
RECTIV. EXCESS	1.5 \$	8 \$	2 \$
STATUS	OPERATIONAL	OPERATIONAL	OPERATIONAL
PLACE	CONSTITUYENTES ATOMIC CENTRE	EZEIZA ATOMIC CENTRE	BARILOCHE ATOMIC CENTRE
CRITICALITY	1958	1967	1982

REGULATORY CONTROL

The regulatory control of Research Reactors and Critical Assemblies is carried out by means of inspections, audits and safety evaluations, all based on the following criteria: Prevention, Process Evaluations, and Management of Operational Experience (ref.1).

With relation to the Prevention criteria, attention must be paid to the evolution of parameters and indicators, in order to early detect precursors that could affect safety. As a result of those activities, when appropriate, the Regulatory Body can use its enforcement capacity with the purpose of avoiding the progress of negative trends or to correct deviations.

The Evaluation of Process means that each topic to be controlled is analyzed taking into account the three basic components, and the interaction between them: Equipment and systems, documents and procedures, and human factors.

The Management of Operative Experience is mainly oriented to the investigation of the events occurred in research reactors: compilation of information related to the event, analysis of the information, determination of causal factors, definition of corrective measures, and control of application of these measures. The primary objective of this task is to determine why the event took place and to adopt suitable measures to avoid the recurrence or the occurrence of similar events.

Management of Operative Experience: Regulatory aspects

With the purpose of management, two types of events have been classified:

- Low Level Events: all those situations that separate from the normal operation and normal tasks, which could produce an increase in the radiological and/or nuclear risk, but can not be qualified as High Level Event. For example:

- Personnel irradiation or contamination at levels lower than annual constraints
- Fall of irradiated samples during transport
- Early detection of failure or bad performance of the equipment that fulfils safety functions
- Etc.

In the Operation Licences of Research Reactors it has been established that the Primary Responsible (Reactor Manager) shall send every trimester (among other information) an analytical report with all the LLE that took place in this trimester.

- High Level Event (HLE): all those situations that separate from the normal operation and normal tasks, which cause important radiological consequences, or produce significant increase in the radiological and/or nuclear risk. For example:

- Personnel irradiation or contamination at levels higher than annual constraints
- Radioactive discharges at levels higher than annual constraints
- Extended contamination
- Significant degradation of one or more physical barriers of the defence in depth.
- Failure or bad performance of equipment that fulfils safety functions
- Etc.

In the Operation Licences of Research Reactors it has been established that, once an event is detected and qualified as HLE, the primary responsible shall: communicate it, in a summarized way, to

the Regulatory Body; within the 24 hours send a detailed description; and within the next 30 days send an analytical report of the event.

Management of Operative Experience: Analytical event report

From the experience gathered in the analysis of the information of events received from the facilities, the following weaknesses were observed:

- Depth of analysis: tendency to identify direct causes but not root causes,
- Scope of analysis: tendency to identify only internal faults,
- Spectrum of analysis: Lack in the identification of contributor factors

In order to solve these problems the following measures were taken:

- The reactors personnel was trained in techniques related to analysis of events,
- A guide was written for the evaluation of events (annex 1), and the reactors personnel was trained in its use,
- A guide was written for the evaluation of causal factors (annex 2), and the reactors personnel was trained in its use,

On the other hand, at present we are working on writing a general procedure for the evaluation and management of events in research reactors.

For the preparation of the causal factors guide, an ample vision was adopted with respect to the causes that contribute to the occurrence of events, including the factors related to institutional management.

Was also included the factor (or block of factors) “Regulatory Control” in the scheme. Although it has not been developed in detail yet, and falls out of the analysis that the Organization of Operation makes.

The writing of these guides is very recent (in fact are under qualification) and we have not enough experience in their application, but during 2006 we carried out a practical exercise for application of the causal factors guide to a well known accident, with very satisfactory results. This exercise was done within the activities of retraining of reactors licensed personnel as well as in a special workshop held in the post degree course of Radiological a Nuclear Safety.

The writing of the guides was based in self criteria and in the documents indicated in References

CONCLUSIONS

We considered that the regulatory criteria of demanding the Operating Organizations to carry out a systematic and documented investigation of abnormal occurrences will produce as a result a substantive improvement in the prevention of occurrence and/or recurrence of events.

The decision of considering the management of events as one of the most important subjects in the regulatory control of research reactors has allowed to develop an effective tool to increase the knowledge of the facilities and their personnel, and to stimulate the continuous improvement in safety.

We estimate that the systematic use of the guides in the process of evaluation of events and in the determination of causal factors will allow a significant improvement in the quality of event analysis and, therefore, in the implementation of appropriate corrective measures.

It should be remarked that the guide is still in its test and validation stage and it will be improved as it is systematically used.

GUIDES OF CONTENT: ANALYTICAL REPORTS OF EVENTS

DESCRIPTION OF EVENT

1. General reactor information.
2. Identification of systems, components and/or devices involved in the incident.

Functional description of involved systems, components and/or devices (Include drawings, descriptions, parameters of operation, etc.)

3. Status of the reactor prior to the incident; tasks under development.

Description of the status of the reactor (in operation, handling of samples, maintenance, experiments, etc.), with special emphasis on the systems involved in the incident, including values of physical parameters.

Description of the all tasks under development with some relation with the incident (identification of applicable procedures, identification and distribution of the personnel, drawings and schemes with the location of components and personnel)

Identification of pertinent situations of context that could have influenced in the incident.

INVESTIGATION OF THE EVENT

1. Collection of data and information

Background: description of events that took place in the past, prior to the event, and related to it. Brief description of previous similar situations.

Detailed description of the site, right after the event (schemes, photos, reconstruction, conditions of equipment and systems, and all data considered significant).

List and description of documentary evidences: mandatory documents related to the activities under developing (standards, guides, procedures, Limits and Conditions, etc.) with remark to relevant aspects related to the event. Copy of records of operation, radioprotection, maintenance, etc

Testimonial evidences: identification of people interviewed, including data of their function in the installation, role during the development of the sequence of events that gave rise to the event. Detail (textually as far as possible) statement of the witnesses.

Description of eventual calculations and results presentation.

2. Analysis of data and information.

2.a. Description of Facts

Sequence of previous events

Presentation of the sequences of events, from the initial event to the accident itself. Identification of the main sequence and secondary sequences.

Presentation of normal sequence of events (ideal sequence without accident).

Presentation of the sequences and hypotheses that could maximize the consequences of the accident.

Identify in each step the physical events (in equipment and systems) and the human actions (decisions, actions and omissions)

Sequence of events after the accident

Presentation of the sequences of events, from the accident itself to the final stable state. Identification of the main sequence and secondary sequences.

Presentation of the sequences of events, from the accident to the final normal state. Identification of the main sequence and secondary sequences.

Identify in each step the physical events (in equipment and systems) and the human actions (diagnosis of the accident, decisions, actions and omissions)

Consequences

Detailed description of the undesirable consequences produced by the accident in the personnel, equipment and systems, including quantification.

2.b. Evaluation of causal factors

Identification of faults, bad functioning, errors and/or violations; determination of direct causes.

Identification of contributor factors

Analysis and determination of root causes. Presentation of the adopted criteria and detail of analyses done

2.c. Presentation of conclusions and summary of root causes.

MANAGEMENT OF CORRECTIVE ACTIONS

1. Equipment and systems

Description of corrective actions adopted in relation to the equipment, components, tools, instruments, etc., including period of time in which these actions are going to be carried out.

2. Personnel

Description of corrective actions adopted in relation to personnel (theoretical or practical training, replacement, etc.) including period of time in which these actions are going to be carried out.

3. Procedures

Description of corrective actions adopted in relation to procedures and work practices, including period of time in which these actions are going to be carried out.

4. Management and supervision

Description of corrective actions adopted in relation to the direct supervision of the tasks, to the supervision on the part of the reactor responsible, and to the independent revision on the part of the responsible organization.

Description of concrete corrective actions adopted by the organization in relation to the safety policy.

Period of time in which the actions are going to be established.

ANEX 2:

GUIDE OF CAUSAL FACTORS

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
EQUIPMENT AND SYSTEMS	EXTERNAL FACTORS	Natural	Flooding
			Lightning strikes
			Storm, wind loading
			Earthquake
	Freezing		
	High ambient temperature/high humidity		
	Heavy rain or snow		
	Heavy sand storms		
	Technological	Air planes	
		Explosion	
		Toxic	
		other	
		Design And Specifications	Failure in specifications
			Designer qualification LTA(*)
			Design process
			Design failure
Construction manufacture	Constructors qualification LTA		
	Quality of materials or components		
	Construction specifications		
	Failure during const. or manufacture		
Assembly	Assemblers qualification LTA		
	Assembly specifications		
	Failure during assembly		
Operation	Operation out of limits		
	Operation error		
Maintenance	Maintenance program LTA		
	Maintenance program not fulfilled		
	Preventive maintenance badly executed		
	Corrective maintenance badly executed		
	Excess of corrective maintenance		

LTA: Less than adequate

Sequence of events after the accident

Presentation of the sequences of events, from the accident itself to the final stable state. Identification of the main sequence and secondary sequences.

Presentation of the sequences of events, from the accident to the final normal state. Identification of the main sequence and secondary sequences.

Identify in each step the physical events (in equipment and systems) and the human actions (diagnosis of the accident, decisions, actions and omissions)

Consequences

Detailed description of the undesirable consequences produced by the accident in the personnel, equipment and systems, including quantification.

2.b. Evaluation of causal factors

Identification of faults, bad functioning, errors and/or violations; determination of direct causes.

Identification of contributor factors

Analysis and determination of root causes. Presentation of the adopted criteria and detail of analyses done

2.c. Presentation of conclusions and summary of root causes.

MANAGEMENT OF CORRECTIVE ACTIONS

1. Equipment and systems

Description of corrective actions adopted in relation to the equipment, components, tools, instruments, etc., including period of time in which these actions are going to be carried out.

2. Personnel

Description of corrective actions adopted in relation to personnel (theoretical or practical training, replacement, etc.) including period of time in which these actions are going to be carried out.

3. Procedures

Description of corrective actions adopted in relation to procedures and work practices, including period of time in which these actions are going to be carried out.

4. Management and supervision

Description of corrective actions adopted in relation to the direct supervision of the tasks, to the supervision on the part of the reactor responsible, and to the independent revision on the part of the responsible organization.

Description of concrete corrective actions adopted by the organization in relation to the safety policy.

Period of time in which the actions are going to be established.

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
HUMAN FACTORS	INDIVIDUAL FACTORS	---	Knowledge LTA
		---	Error in diagnosis/evaluation
		---	Skills (Communicational, Operational)
		---	Mistake
		---	Excess or lack of confidence
		---	Lack of attention
		---	Tunnel vision
		---	Psychological factors a. Lack of motivation b. Stress c. Tediousness
		---	Physical factors a. Fatigue b. Diminished senses c. Illness d. Physical condition
		---	Intentional attitude
		---	Lack of critical attitude
		---	Hurriedness, anxiety

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
EQUIPMENTS AND SYSTEMS + HUMAN FACTORS	MAN- MACHINE INTERFACE	Identifiers (labels, tags, warnings...)	Lack of identifiers
			Confusing or illegible
			Different conventions
			Labels inadequate
		Ergonomics	Inadequate ergonomics
		Instruments And alarms	Do not exist or LTA
			Bad functioning
		Comunic. Equipment	Failure or bad functioning
		Manual actuators	Failure or bad functioning
			Manual actuators inadequate
		Displays	Erroneous presentation
			Presentation delay
			Inadequate displays

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
ORGANIZACIONAL MANAGEMENT	ORGANIZACIONAL WEAKNESSES	Policy And Organization	Policy (safety culture) LTA Inadequate definition Inadequate implementation
			Organization Inadequate Not formalized Not implemented – not fulfilled Inadequate functions and responsibilities Unbalance responsibility-authority
		Managerial Weaknesses	Human resources a. Insufficient b. Qualification LTA c. Unmotivated d. In conflict e. Lack of prizes and punishments
			Other resources a. Inadequate budget b. Burocracy (delay) c. Inadequate infrastructure d. Lack of tools or elements e. Transport
			Controls a. Do not exist or LTA b. Over indulging c. Little strict
		Quality Management	Quality system a. QS LTA b. Incomplete c. Not updated
			Implementation of QS a. Not implemented b. Inadequate implementation
			Documentation a. Technical information (manuals, technical specifications, etc.) b. Drawings, schemes, c. Archives and records
			Procedures and instructions a. Incomplete or erroneous b. Not used c. Badly executed

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
			Without previous planning
ORGANIZACIONAL MANAGEMENT	REACTOR MANAGEMENT	Work Planning	Inadequate planning
			a. Coordination between groups
			b. Contingencies
			c. Resources
			d. Excess of tasks
		Inadequate preparation	
		Lack or insufficient supervision	
		Work Supervision	Inadequate style
			Self check not used or badly applied
			Independent check not used or badly applied
			Work pressure
			Inadequate control of contractors
		Technical competence LTA	
		Supervisors Competences	Related to human relations
			Related to management
Personnel Qualification and training	Personnel qualification LTA		
	Personnel training LTA		
	Personnel retraining LTA		

LEVEL 1	LEVEL 2	LEVEL 3	CAUSAL FACTORS
REGULATORY CONTROL	STANDARDS AND REGULATIONS	Legal background	Lack of Basic Law
			Faults in the definition of functions of the regulatory body
			Faults in the definition of authority of the regulatory body
		Regulatory standards	Lack of regulatory standards
			Safety aspects not covered
			With errors, not updated
	ORGANIZACIONAL WEAKNESSES	Policy and organization	Inadequate HHRR policy
			Inadequate organization
			Inadequate objectives and priorities
		Management	Inadequate HHRR management
			Activities management
			Manager competencies
		Infrastructure	Insufficient or inadequate HHRR
			Inadequate facilities and equipments
			Insufficient budget
	WORKING FAILURES	Personnel Competence	Knowledge LTA
			Inadequate profile
			Related to human relations
		Operational Management	Planning
			Preparation
			Execution
			Following
		Support Activities	Lack of specialized support
			Lack of administrative support

REFERENCES

- [1] Conducting accident investigations Rev. 2- May 1.1999 - DOE USA
- [2] Handbook of incident and accident reporting – Chris Johnson – Glasgow University Press - 2003
- [3] Methods for accident investigations – Snorre Sklet – Norwegian University of Science and Technology
- [4] Incident Reporting System for Research Reactors – IAEA
- [5] Gestión de Eventos en Reactores de Investigación - C. Perrin – IRPA 2006 – Acapulco México

Ionizing Radiation Modulates HLA Expression in Two Human Melanoma Cell Lines

**Michelin, S.; Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Malvicini, M.;
Carosella, E. and Bourguignon, M.**

IONIZING RADIATION MODULATES HLA EXPRESSION IN TWO HUMAN MELANOMA CELL LINES

Michelin, S.¹; Dubner, D.L.¹; Pérez, M. del R.¹; Malvicini, M.¹; Carosella, E.² and Bourguignon, M.²

¹ Nuclear Regulatory Authority. Argentina

²Service de Recherches en Hémato-Immunologie, Commissariat à l'Energie Atomique (CEA-DSV-DRM), Hôpital Saint Louis, Paris, France

ABSTRACT

HLA-G is a non-classical HLA class I molecule expressed in around one third of human melanomas. The effect of ionizing radiation on the expression of HLA molecules and anti-tumor NK-cell mediated responses was evaluated in two human melanoma cell lines. These results show a transient radiation-induced regulation of the expression of classical and non classical HLA-class I molecules in human melanoma cells. Our study also demonstrate that ionizing radiation distinctly modulates the expression of HLA-E depending on HLA-G cell status.

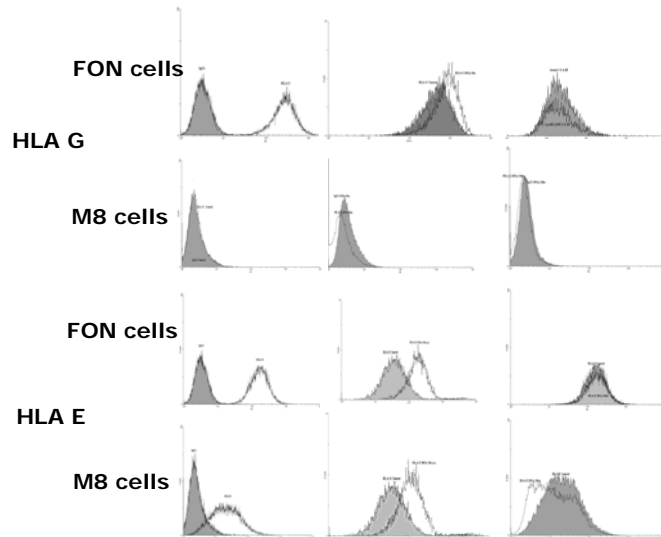
MATERIALS AND METHODS

FON (HLA-G positive) and M8 (HLA-G negative) human melanoma cells were exposed to 20 Gy-gamma irradiation (Co60 source, single dose, dose rate of 0.8 Gy/min). Cell surface expression of molecules was analysed by flow cytometry at different time post-irradiation (pi) using mouse monoclonal antibodies against human classical HLA-class I (HLA-A, -B, and -C) molecules, non classical HLA-G and -E molecules and MICA. Functional assays were done by chromium-release assays. HLA-G expression was also determined by Western blot analysis. ELISA technique was applied to measure soluble forms of HLA-G in culture supernatants.

RESULTS

Flow Citometry

HLA-G expression increased in FON cells 3 hs and 6 hs pi. No induction of HLA-G expression was observed in M8 cells. Enhanced HLA-E expression was detected in FON cells 6 hs pi, while an inverse radiation effect was observed in M8 cells. Changes in cell surface expression of MICA were not significant in FON nor M8 cells. After an initial increase at 3 hs pi, the expression of classical HLA-class I molecules decreased up-to 24 hs pi in both melanoma cell lines and returned to basal values 48 hs pi.



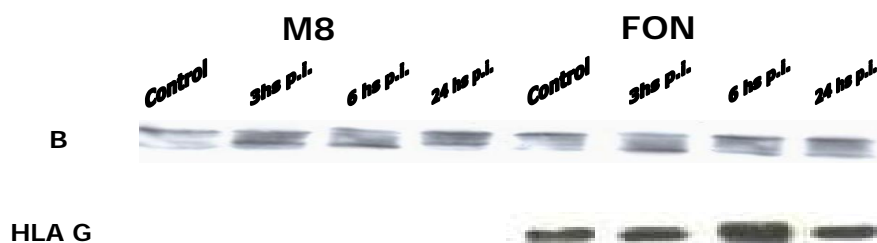
CHROMIUM RELEASE ASSAYS

⁵¹Chromium-release assays were done to evaluate the functional consequences of changes on NK-cell mediated cytotoxicity against irradiated FON melanoma cells.

EFFECTOR/TARGET	CONTROL	IRRADIATED
200/1	8.0	2.2
100/1	5.3	1,2
50/1	1.8	---

WESTERN BLOT

Detection of HLA-G protein after different times pi for FON and M8 cells. B actin protein was used as internal control.



SOLUBLE HLA-G

A significant increase in the concentration of HLA-G soluble forms were found in culture supernatants of FON cells 6 h and 24 h p.i.

TIME (hs)	IRRADIATION/CONTROL
6	1,42
24	5,28

SUMMARY

These results show a transient radiation-induced regulation of the expression of classical and non classical HLA-class I molecules in human melanoma cells. NK-cell mediated cytotoxicity was regulated by the transient up-regulation of HLA-G expression on cells surface. The soluble HLA-G increase could induce some modification on NK cell activity. Our study also demonstrate that ionizing radiation distinctly modulates the expression of HLA-E depending on HLA-G cell status. This finding could be related to peptides derived from leader sequences of classical HLA-class I and HLA-G molecules, which bind and up-regulate the expression of HLA-E on the cell surface.

Técnicas para caracterizar residuos radiactivos generados en centrales nucleares

Piumetti, E.H. y Medici, M.A.

TÉCNICAS PARA CARACTERIZAR RESIDUOS RADIATIVOS GENERADOS EN CENTRALES NUCLEARES

Piumetti, E.H. y Medici, M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

Durante la operación de las Centrales Nucleares (CN) se generan residuos radiactivos (RR) de diferentes tipos, ya sea por su contenido radiactivo (radionucleidos y su concentración) como por el material que los constituye. Las corrientes de residuos que se generan usualmente son las siguientes:

- ✓ Residuos heterogéneos sólidos, principalmente de baja;
- ✓ Resinas de intercambio iónico agotadas;
- ✓ Filtros mecánicos agotados;
- ✓ Residuos estructurales activados; y
- ✓ Residuos estructurales contaminados.

Al presente en las CN' s argentinas se están almacenando todos estos residuos, en su mayoría aún no acondicionados, y los responsables de la operación, en su calidad de Generadores, tienen la obligación de caracterizarlos apropiadamente.

La caracterización en actividad de un RR implica determinar tanto la actividad como la concentración de actividad de los radionucleidos contenidos. Esta información es indispensable para las etapas posteriores de gestión, especialmente para el almacenamiento prolongado y la disposición final. Por ello, la información que se genera y avala la caracterización de residuos, debe estar integrada al sistema de registro del inventario radiactivo. Este sistema, además de asegurar la trazabilidad de cada dato debe tener una dinámica que permita la actualización de los mismos.

MÉTODOS PARA LA DETERMINACIÓN DE ACTIVIDAD O CONCENTRACIÓN DE ACTIVIDAD

La experiencia internacional muestra que para la caracterización en actividad de RR se utilizan esencialmente tres métodos denominados Métodos Directos, Métodos Semiempíricos y Métodos Analíticos. La aplicación de los mismos, solos o combinados, permiten caracterizar apropiadamente los radionucleidos relevantes en las distintas corrientes de residuos.

Método Directo

El Método Directo, es obviamente la forma más directa de conocer el contenido de nucleidos en un residuo. Este método consiste en la determinación de la actividad total contenida en un residuo por medición directa y, por ende, en la práctica sólo es aplicable para emisores gamma fuertes, por ejemplo Co-60 y Cs-137. [1]

Métodos Semiempíricos

Debido a las limitaciones del Método Directo se han desarrollado Métodos Semiempíricos para la determinación del contenido radiactivo de los RR. En estos métodos, los resultados de mediciones en muestras de los residuos radiactivos son los datos de entrada a un procedimiento de cálculo.

El más simple de estos métodos es de aplicación al caso de corrientes o ítems homogéneos y consiste en la determinación de la concentración de actividad de los radionucleidos de interés, por medio de ensayos destructivos, en muestras representativas del RR considerado. Con los datos obtenidos se determina el “*espectro de actividad*” de los radionucleidos relevantes, el cual se asume que es representativo de la distribución de actividad en toda la masa del residuo considerado. Este método, conocido por ello como Método del Espectro Representativo, requiere un muestreo reducido pues como se ha indicado se aplica cuando se puede demostrar que el sistema es homogéneo. Además, al ser las muestras representativas de todo el residuo a caracterizar no es necesario considerar los distintos mecanismos de formación ni de transporte de los radionucleidos en los sistemas. [1], [2]

En el caso de residuos heterogéneos, los resultados de los análisis de las muestras presentan una gran dispersión y a los fines de su caracterización se ha desarrollado un método que si bien es análogo al anterior exige el análisis de más muestras y un tratamiento estadístico específico de los resultados; es el denominado Método de Factores de Escala.

El Método de Factores de Escala es una técnica para evaluar la consistencia estadística de relaciones entre concentraciones de radionucleidos y determinar promedios de sus valores. Los resultados de los análisis de las muestras se expresan en relaciones de la concentración de actividad entre radionucleidos emisores alfa y beta, denominados difíciles de medir (DDM) y ciertos emisores gamma, tales como Co-60 o Cs-137, denominados nucleidos clave (NC) pues la actividad de estos últimos se puede determinar directamente en el residuo ya acondicionado. Los NC se generan concurrentemente con los DDM y se transfieren juntos a los sistemas del reactor, por lo cual las correlaciones se justifican considerando los mecanismos de formación o de transporte de los radionucleidos en los sistemas del reactor. En éste método nunca se considera que las muestras son representativas de las concentraciones de los radionucleidos presentes sino de las relaciones entre tales concentraciones. [3]

Obtenidos los FE, en una segunda fase se evalúa la concentración de los DDM multiplicando la actividad total del NC por los coeficientes obtenidas en la primera etapa. El tema es desarrollado en detalle en otra ponencia presentada en este congreso. [4]

La “historia” operativa del reactor deberá tenerse en cuenta cuando se evalúen los mecanismos de formación y los de transporte en los sistemas al hacer las estimaciones de las relaciones entre nucleidos. Por ejemplo las mejoras en el control químico del agua para disminuir la corrosión o cambios en las aleaciones de piezas reemplazadas pueden en ciertos casos influir significativamente en los valores de los factores de escala.

Métodos Analíticos

Los métodos analíticos usuales se basan en el grado de quemado del combustible, cálculos de activación o relaciones de descendencia. [5]

El grado de quemado del combustible (Burn-Up) se aplica cuando la tasa de generación de un dado nucleido depende del grado de quemado del EECC. Un ejemplo típico es la discriminación entre Pu-239 y Pu-240 pues la técnica de espectrometría alfa no permite discriminar entre ellos por lo cual puede emplearse la relación entre sus actividades calculada por Burn-up, que para un dado tipo de combustible es proporcional al quemado, para reportar cada radionucleido por separado. Otro ejemplo es el Ru-106 pues se puede establecer una relación entre la concentración de actividad de este radionucleido con la de un radionucleido de comportamiento fisicoquímico similar y fácil de medir, en este caso Ru-103. La combinación de Códigos de Cálculo de Burn-up con el Método de Factores de Escala ha sido desarrollada en Alemania para mejorar la determinación de emisores alfa. Esta variante consiste en determinar el radionucleido de interés a través de su relación con otro radionucleido, llamado “intermediario”, que también es difícil de medir pero cuya concentración de actividad se puede determinar por el Método de Factores de Escala. [6]

Los Cálculos por Activación se emplean básicamente para residuos estructurales activados durante la operación del reactor. Es, por ejemplo, el caso de los tubos de presión reemplazados en un reactor tipo CANDU o de los canales reemplazados en la CNA-1.

Por último, los cálculos de decaimiento son aplicables en la determinación de las concentraciones de actividad de aquellos radionucleidos que estarán presentes en las corrientes de RR debido a su crecimiento en el tiempo a partir del decaimientos de sus precursores.

CRITERIOS PARA LA SELECCIÓN DE MÉTODOS

Se desprende de lo anterior que para desarrollar un programa de caracterización en actividad y concentración de actividad de cada corriente de residuos será necesario seleccionar el método, o la combinación de métodos, apropiado para cada radionucleido a determinar.

En general puede apreciarse que:

- a) Para emisores gamma fuertes (Co-60, Cs-137) se utiliza la medición directa.
- b) Para residuos homogéneos se suele emplear el método del espectro representativo.
- c) Para emisores alfa o beta puros, en residuos heterogéneos de baja, se suele utilizar el método de factores de escala.
- d) Para estructurales activados se utilizan códigos de cálculo.

Sin embargo, surge de la literatura consultada que no hay criterios uniformes en el mundo, en ciertos casos hasta ni para reactores muy similares. Esto parece indicar que cada operador opta por la solución costo-efectiva óptima, conforme a las características de su reactor, la información disponible sobre técnicas y métodos empleados en reactores similares y las técnicas que se han desarrollado o se pueden desarrollar con facilidad en el país.

SISTEMA DE REGISTRO DEL INVENTARIO RADIACTIVO [7], [8]

Puesto que no existen técnicas simples que permitan caracterizar los residuos luego de acondicionados y embalados, la decisión sobre su forma de disposición final se basará esencialmente en la información de la caracterización que provea el generador. Además, en este momento corresponde asumir que los residuos radiactivos de las centrales nucleares argentinas serán almacenados en las propias instalaciones durante algunas décadas. Por otra parte, cabe destacar que los sistemas de disposición final suelen diseñarse para operar durante un tiempo del orden del siglo y que en ciertos casos luego de su cierre se establece un período de control institucional que puede abarcar más de un siglo. En resumen, para que el sistema de registros sea satisfactorio es necesario que el mismo cumpla ciertos requisitos a fin de preservar la información durante los largos periodos de tiempo involucrados.

Corresponde también destacar que mejoras en las técnicas de caracterización pueden aplicarse retrospectivamente si el sistema de registro preserva también la correspondiente información soporte. Esto permitiría evaluaciones de seguridad más precisas de los sistemas de disposición final.

Considerando los tiempos involucrados, el medio físico que contenga la información debería cumplir con lo siguiente requisitos:

- ✓ almacenar, retener y preservar la información durante los tiempos que requiere la gestión definitiva de los RR;
- ✓ ser legible y entendible en todo momento;
- ✓ ser química y físicamente estable, tal que la legibilidad sea preservada a largo plazo;
- ✓ prevenir la pérdida de su contenido por adversidades ambientales;
- ✓ ser fácilmente copiado o transferido a otro medio, sin pérdida de información;
- ✓ ser recuperable aún después de largos períodos;
- ✓ ser resistente a una alteración por individuos no autorizados, y
- ✓ permitir el control de acceso y de las modificaciones.

Respecto de los datos a registrar, se sugiere que como mínimo se incluyan los siguientes:

- ✓ Identificación del residuo (acondicionado o a granel);
- ✓ Identificación de la ubicación física de los residuos;
- ✓ Inventario de los radionucleidos presentes;
- ✓ Forma física y forma química del residuo; y
- ✓ En el caso de que los residuos hayan sido acondicionados y/o embalados, indicar las características del acondicionamiento y embalaje.

Tanto la verificación futura como la aplicación retrospectiva de mejoras exigen que cada uno de los datos registrados esté asociado a la documentación que lo avala (documentación soporte). Por ejemplo, el inventario de los radionucleidos presentes estará directamente asociado a la metodología empleada para determinar la actividad y la concentración de actividad de cada radionucleido (medición directa, factores de escala, códigos, etc.) y esta información también debe preservarse, al menos hasta el cierre definitivo del sistema de disposición final.

CONCLUSIÓN

Existe una variedad de métodos y técnicas desarrolladas para determinar la actividad total y la concentración de actividad de radionucleidos en los residuos que se generan durante la operación de centrales nucleares de potencia. Adaptándolos a las características y la historia de cada instalación estos métodos y técnicas son aplicables a las centrales nucleares de nuestro país. La pronta aplicación de estas técnicas es esencial para una eficaz y eficiente planificación de las etapas finales de gestión de estos residuos.

REFERENCIAS

- [1] "Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization" IAEA-TECDOC-1537, Vienna, March 2006.
- [2] "Activity Determination and Declaration – An Overview"- W Müller Institute for Safety Technology - International Workshop on "Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste", Cologne, Germany- September 2001.
- [3] "Estimation of radionuclides difficult to measure in nuclear waste – current practices and future regulation in Sweden" H. Efraimsson Swedish Radiation Protection Authority – Sweden - International Workshop on "Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste", Cologne, Germany- September 2001.
- [4] "Factores de Escala (scaling factors) para la Determinación de la Actividad de Residuos Radiactivos en Centrales Nucleares" Medici, M.A.; Piumetti, E.H. ARN - XXXIV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear – 19 al 23 de noviembre de 2007.
- [5] "Combining Burn-up Calculation with Scaling Factors – A Method to Improve Determination of Alpha Emitters". B. Schäfer, W Müller Institute for Safety Technology - International Workshop on "Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste", Cologne, Germany- September 2001.
- [6] "Activity Determination with High Precision for Components Intended for Disposal" E. Polke and A. Bleier – Framatone ANP GmbH - International Workshop on "Determination and declaration of nuclide specific activity inventories in radioactive waste", Cologne, Germany- September 2001.
- [7] "Maintenance of Records for Radioactive Waste Disposal". IAEA-TECDOC-1097, Vienna July 1999.
- [8] "Waste Inventory Record Keeping Systems (WIRKS) for the Management and Disposal of Radioactive Waste". IAEA-TECDOC-1222, Vienna, June 2001.

Dosimetría biológica en pacientes con carcinoma diferenciado de tiroides tratados con yodo – 131

Vallerga, M.B.; Fadel, A.; Chebel, G.; Taja, M.; Radl, A.; Rojo, A.M.; Deluca, G.; Cabrejas, M.; Oneto, A. y Di Giorgio, M.

DOSIMETRÍA BIOLÓGICA EN PACIENTES CON CARCINOMA DIFERENCIADO DE TIROIDES TRATADOS CON YODO – 131

Vallerga, M.B.¹; Fadel, A.²; Chebel, G.²; Taja, M.¹; Radl, A.¹; Rojo, A.M.¹;
Deluca, G.¹; Cabrejas, M.^{3,4}; Oneto, A.² y Di Giorgio, M.¹

¹Autoridad Regulatoria Nuclear
²Hospital General de Agudos Dr. Carlos Durand
³Hospital de Clínicas José de San Martín
⁴Comisión Nacional de Energía Atómica

Argentina

INTRODUCCIÓN

El carcinoma diferenciado de tiroides (CaDT), constituye el 90% de los cánceres de tiroides y da cuenta del 70% de las muertes por cáncer de tiroides. El 80% de los pacientes se curan después de la terapia inicial, el 12% permanece libre de enfermedad después de sucesivos tratamientos y el 8% restante incluye pacientes con recurrencia en la primera década post-tratamiento (enfermedad local y/o recurrencia a distancia). Los 24 pacientes incluidos en el presente estudio representan una muestra de los últimos dos grupos mencionados. La radioterapia interna con ¹³¹I en pacientes con CaDT se utiliza dentro del esquema terapéutico como paso posterior a la tiroidectomía. El éxito de la terapia consiste en alcanzar una dosis letal en el tejido tumoral, que depende de la actividad terapéutica suministrada y la retención del ¹³¹I, sin exceder la dosis de tolerancia en tejidos sanos (dosis superiores a 2 Gy en médula ósea podrían conducir a mielotoxicidad). La forma más extendida de administración es la prescripción empírica que considera parámetros clínicos y de laboratorio para su determinación. En el presente trabajo, el protocolo de tratamiento aplicado incorpora la evaluación por dosimetría biológica (DB) e interna (DI) para estimar dosis (debida a la radioterapia interna con ¹³¹I) a todo el cuerpo y en médula ósea a fin de administrar una actividad terapéutica personalizada para cada paciente. La estimación biológica de la dosis se basa en la cuantificación de aberraciones cromosómicas, cuya frecuencia es referida a una curva-dosis respuesta, realizada mediante la irradiación *in vitro* de linfocitos con ¹³¹I, permitiendo determinar la dosis *in vivo* a los linfocitos circulantes del paciente.

OBJETIVOS:

- 1) Determinar la aplicabilidad de tres ensayos citogenéticos diferentes: citogenética convencional, micronúcleos (MN) e Hibridación *in situ* por fluorescencia (FISH) en la estimación de la dosis absorbida a todo el cuerpo y médula ósea, debida a la administración terapéutica de ¹³¹I en pacientes con CaDT.
- 2) Evaluar la correlación de los resultados obtenidos por DB y DI para la personalización del tratamiento.

MATERIALES Y MÉTODOS

Se evaluaron 24 pacientes con CaDT mediante la aplicación de los ensayos citogenéticos mencionados y por dosimetría interna (metodología MIRD-OLINDA). Se evaluó la correlación entre los modelos de DI y DB.

DOSIMETRÍA INTERNA: Se administró una actividad trazadora de 74 a 111 MBq (2 a 3 mCi). Se realizaron mediciones de actividad en cuerpo entero y sangre. Mediante una adaptación del esquema MIRD se estimó la dosis en médula ósea y la máxima actividad terapéutica segura a administrar y, mediante el software OLINDA, se determinó la dosis absorbida a todo el cuerpo para cada paciente. Se consideraron datos específicos del paciente (contextura física, peso,

hematocrito) para ajustar la metodología a cada caso particular. Se asume que la actividad trazadora administrada tiene una cinética en el organismo semejante a la que tendrá el ¹³¹I administrado en cantidades terapéuticas.

DOSIMETRÍA BIOLÓGICA: Se efectuó tomando a cada paciente 2 muestras secuenciales de sangre venosa para calcular la dosis debida a la actividad terapéutica en evaluación: primer muestra, pre-dosis trazadora (para evaluar la contribución de las dosis terapéuticas anteriores) y la segunda muestra, 8 días post-dosis terapéutica (en este período la mayor parte de la energía del ¹³¹I es depositada en el organismo y es posible evaluar el efecto biológico que esta dosis absorbida produce). A estas muestras se les aplicaron las técnicas citogenética, MN y FISH. Se asume: 1) distribución uniforme del ¹³¹I en el cuerpo, debido a la tiroidectomía total; 2) que en ausencia de metástasis óseas que comprometan médula ósea, la dosis media estimada a todo el cuerpo puede ser considerada una aproximación apropiada de la dosis en médula ósea. La técnica de FISH estima dosis equivalente en médula ósea activa.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

La comparación de las dosis obtenidas por los 3 ensayos citogenéticos aplicados indica que dichos métodos son consistentes entre sí. Las dosis absorbidas a todo el cuerpo estimadas por DB correlacionan con las estimadas por DI, $p < 0,05$. La comparación de las dosis en médula ósea (biológica vs. interna) indica que cuando la relación dosis médula/cuerpo entero es pequeña, la técnica citogenética convencional resulta ser la más aproximada a la dosis obtenida por el cálculo MIRD-OLINDA (homogeneidad en la distribución de la dosis). Cuando la relación dosis médula/cuerpo entero se incrementa, las técnicas de FISH y MN muestran una mejor correlación (inhomogeneidad). Pacientes que recibieron igual dosis terapéutica (300 mCi) muestran distinta DB (0,59 - 1,78 Gy) y DI (0,52 - 1,00 Gy) a todo el cuerpo. Estas variaciones podrían deberse a diferencias biocinéticas, anatómicas y metástasis de los pacientes. La estimación biológica de la dosis tendría en cuenta esta variabilidad individual y podría guiar la modalidad de tratamientos posteriores.

PALABRAS CLAVE: Cáncer de tiroides; Iodo-131; Dosimetría biológica; Dosimetría interna

Aplicación de modelos de dispersión y evaluación dosimétrica a los Sistemas de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos y Líquidos del Área Gestión Ezeiza

Amado, V.A. y López, F.O.

APLICACIÓN DE MODELOS DE DISPERSIÓN Y EVALUACIÓN DOSIMÉTRICA A LOS SISTEMAS DE SEMICONTENCIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS Y LÍQUIDOS DEL ÁREA GESTIÓN EZEIZA

Amado, V.A. y López, F.O

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presenta una evaluación de la dosis que recibiría el grupo crítico, bajo ciertos supuestos, debido a la liberación de radionucleidos contenidos en los Sistemas de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos y Líquidos del Área de Gestión, del Centro Atómico Ezeiza. Para ello, se deben realizar algunas aproximaciones del término fuente y se consideran los valores de actividades del Inventario de CNEA correspondiente al primer trimestre del 2005, teniendo en cuenta el período de semidesintegración de cada radionucleido.

La evaluación se realiza en dos etapas. En la primera, mediante el modelo Dispersión en Acuíferos Freáticos (DRAF) se considera la dispersión de los contaminantes en el acuífero freático hasta el punto de descarga en el arroyo más próximo. En la segunda etapa, el programa PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology) permite estudiar la dispersión en este curso de agua superficial hasta la ubicación del grupo crítico y realizar la evaluación dosimétrica.

Los resultados obtenidos muestran, para todos los radionucleidos analizados y bajo las hipótesis realizadas, que las dosis involucradas se encuentran muy por debajo de los valores establecidos por la normativa vigente. Por otro lado ponen en evidencia la utilidad de modelos sencillos, como los aplicados, para estimar con fines regulatorios y mediante criterios conservativos el orden de magnitud de las concentraciones esperables y las dosis involucradas. Es importante destacar que los resultados sólo deben ser interpretados y utilizados en el contexto de los supuestos asumidos.

1. INTRODUCCIÓN

Los sistemas de almacenamiento ubicados cerca de la superficie, conocidos como Repositorios Cercanos a la Superficie, se agrupan según la Guía de Seguridad N° WS-G-1.1 de IAEA [1] en dos categorías principales: Las instalaciones que tienen la zona de disposición por encima o por debajo de la superficie original del suelo (montículos o trincheras, respectivamente), y las instalaciones ubicadas en cavidades de rocas. En el primer caso, la cubierta que cubre los residuos tiene por lo general varios metros de espesor, mientras que en el segundo la cubierta de roca puede alcanzar hasta decenas de metros de espesor.

La disposición final en este tipo de sistemas, con un diseño, ubicación y construcción adecuados ofrece un aislamiento seguro y rentable para los residuos con altas concentraciones de radionucleidos de período de semidesintegración corto, los cuales decaerían a niveles radiológicamente insignificantes en unas pocas décadas o en algunos siglos, y para aquellos que pueden contener concentraciones aceptablemente bajas de radionucleidos de período de semidesintegración largo.

Las consecuencias radiológicas potenciales después del cierre del sistema pueden producirse como consecuencia de procesos graduales, tales como la degradación de las barreras, y también a causa de sucesos específicos que pueden afectar el aislamiento de los residuos.

La evaluación dosimétrica es importante debido a que brinda información objetiva útil para decidir si un dado repositorio se ajusta a los propósitos de su diseño y a los requisitos regulatorios.

Según la Guía citada [1], la elaboración de un modelo conceptual para la evaluación de seguridad de la disposición final de residuos radiactivos cerca de la superficie debería incluir, entre otras cosas, la definición y caracterización de los residuos desde el punto de vista del inventario, la forma física y química de los mismos, y el bulto. Esta información debería tener un nivel de detalle suficiente para permitir la elaboración de modelos adecuados de las liberaciones de radionucleidos, es decir, el término fuente. Como mínimo se debería ofrecer información que sirva de base para justificar un modelo simple de liberación, como por ejemplo, suponer que el ritmo de liberación es constante o que cada año se libera una proporción fija. El modelo conceptual del término fuente puede ser perfeccionado por iteración a medida que se obtenga más información sobre los desechos y sobre el sistema de disposición final.

Finalmente, señala que los modelos iniciales serán presumiblemente simples, pero a medida que se desarrolla el conocimiento del sistema, quizás resulte necesario emplear modelos más detallados para garantizar que el sistema está representado en forma adecuada. Sin embargo, los modelos deberían ser lo suficientemente simples para ser compatibles y coherentes con los datos que se dispone; de otro modo, el resultado será una mayor incertidumbre y no una precisión superior.

Teniendo en cuenta estas recomendaciones y a efectos de realizar una evaluación, bajo ciertas hipótesis, de la dosis que recibiría el grupo crítico debido a la liberación de radionucleidos contenidos en los Sistemas de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos (SSRRS) y Líquidos (SSRRL) del Área de Gestión, del Centro Atómico Ezeiza se emplean consecutivamente los modelos Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) y el programa PC CREAM. A continuación se presenta una descripción breve de los mismos y se exponen las características más relevantes del sistema en estudio.

1.1 Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos

El Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) fue desarrollado originalmente en la División Estudios Ambientales de la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), por D. E. Rives en 1992 [2], para la evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos cercanos a la superficie [3]. Seguidamente se presentan las ecuaciones que tiene en cuenta el modelo, en su versión N° 24 que corresponde a medios saturados, para estudiar el movimiento y la evolución temporal de la concentración de un elemento radiactivo disuelto en agua.

Ecuaciones del Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos

La variación de la concentración de un soluto radiactivo, presente en fase líquida en un fluido, en un medio poroso en función del tiempo está dada por tres fenómenos: Dispersión hidrodinámica, Advección y Decaimiento radiactivo.

La Dispersión hidrodinámica es la variación originada en la difusión molecular y la dispersión molecular propiamente dicha. La difusión molecular se produce aún en un líquido en reposo pues se basa en el movimiento de las moléculas del fluido. La dispersión hidrodinámica, en un medio poroso, es el desparramamiento generado por el efecto del movimiento del agua en un medio formado por orificios interconectados.

La Advección es el cambio de concentración generado por el movimiento del agua. Este fenómeno origina un desplazamiento del contaminante en bloque, sin producir mezclado, o sea sin cambio de concentración.

El Decaimiento radiactivo es la pérdida de concentración por desintegración radiactiva del elemento.

Esto puede representarse mediante la ecuación de transporte, para un elemento en solución, en un medio poroso saturado [4]:

$$R \cdot \partial C / \partial t = \nabla(D \cdot \nabla C) - V \cdot \nabla C - R \lambda C \pm F \quad (1)$$

Donde

El primer término del segundo miembro corresponde a la Dispersión hidrodinámica, el segundo a la Advección y el tercero al Decaimiento radiactivo. El último término es la fuente-sumidero, que representa los ingresos o salidas del radionucleido de la región de interés.

C es la cantidad del soluto en fase líquida, expresada como actividad por unidad de volumen (Bq/m^3)

t es el tiempo (s)

∇ es el operador nabla definido como: $\nabla = (\partial/\partial x, \partial/\partial y, \partial/\partial z)$

λ es la constante de semidesintegración radiactiva ($1/s$)

F es la fuente o sumidero (Bq/m^3s)

R es el coeficiente de retardo, que tiene en cuenta la retención en el medio sólido. Representa la relación entre la velocidad del agua y la del elemento en solución.

$V = (V_x, V_y, V_z)$ es el vector velocidad efectiva o velocidad de Darcy (m/s)

Es una velocidad macroscópica que representa el desplazamiento promedio de una partícula de agua en un número elevado de poros. Se obtiene multiplicando la velocidad real y la porosidad efectiva (cociente entre el volumen de agua drenada por gravedad y el volumen total)

$D = \begin{matrix} D_{xx} & D_{xy} & D_{xz} \\ D_{yx} & D_{yy} & D_{yz} \\ D_{zx} & D_{zy} & D_{zz} \end{matrix}$ es la matriz de dispersión hidrodinámica (m^2/s)

La matriz de coeficientes de dispersión hidrodinámica puede calcularse como la suma de una matriz de difusión molecular y otra de dispersión mecánica. Para las escalas usuales que utiliza el modelo (del orden del metro a los cientos de metros) la difusión molecular es despreciable, frente a la dispersión mecánica, y por lo tanto no es tenida en cuenta.

Los coeficientes de dispersión se calculan como [4]:

$$D_{ij} = \alpha_T V \alpha_{ij} + (\alpha_L - \alpha_T) V_i V_j / V \quad (2)$$

Siendo que:

i, j alternan entre x, y, y z de modo de obtener todos los coeficientes de la matriz

α_L es la dispersividad longitudinal (m)

α_T es la dispersividad transversal (m)

V es el módulo del vector velocidad

Para el desarrollo del modelo solo se consideran las componentes diagonales de la matriz: D_{xx} , D_{yy} y D_{zz} , asumiendo que los términos cruzados son nulos. Esta hipótesis es exacta eligiendo la dirección del vector velocidad coincidente con uno de los ejes coordenados.

Implementación computacional del modelo

El Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) en su versión N° 24 resuelve numéricamente, mediante un programa computacional, la ecuación de transporte de solutos en un medio poroso saturado en tres dimensiones (1), discretizada.

Para esto considera a la región de interés, del acuífero, como un paralelepípedo dividido a su vez en paralelepípedos más pequeños e iguales entre sí, llamados nodos. El método de diferencias finitas calcula el valor de la concentración en un nodo a un instante $t + \Delta t$; a partir de los valores de la concentración de sus 6 primeros nodos vecinos, en un instante anterior t.

La fuente se define mediante su geometría, asignando los nodos fuentes por los que ingresan los radionucleidos al acuífero, y su distribución temporal.

1.2 Modelo Dinámico del programa PC CREAM

El Modelo Dinámico, perteneciente al módulo ASSESSOR, del programa PC CREAM [5] (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology) es un programa que ha sido desarrollado por la National Radiological Protection Board (NRPB) para evaluar el impacto radiológico de las descargas de efluentes radiactivos durante la operación normal de una instalación.

En general hay tres tipos de aproximaciones teóricas empleadas para modelar cursos de agua superficiales [6]: modelos de dilución simple, modelos hidráulicos y semi-empíricos.

Los modelos de dilución simple consideran que el efluente, producto de desecho de un proceso que es descargado al ambiente, se disuelve en todo el volumen del río en el mismo instante en que es descargado. Por lo tanto no emplean el análisis compartimental y, en general, no tienen en cuenta la interacción con los sedimentos.

Los modelos hidráulicos se basan en estudios del flujo, para describir la calidad del agua y el transporte de los sedimentos en el río. Por lo general incluyen parámetros que tienen en cuenta la interacción con los sedimentos, la deposición y resuspensión; lo que dificulta considerablemente su aplicación.

Los modelos semi-empíricos se caracterizan por conservar la resolución temporal y espacial de los hidráulicos, pero teniendo en cuenta la interacción radionucleido-sedimento en forma simplificada. La misma se considera mediante el empleo de los coeficientes de distribución K_d , que se determinan empíricamente.

Supuestos del modelo

El modelo que se utiliza en este trabajo es del tipo semi-empírico. Está basado en el desarrollado por Schaeffer [7], que realiza las siguientes suposiciones:

- La descarga del radionucleido es constante y se realiza en forma continua.
- La dilución del efluente, en el punto de descarga al río, es total e instantánea.
- La concentración del radionucleido en solución decrece exponencialmente aguas abajo del punto de descarga, debido a la dilución y a la absorción del radionucleido en los sedimentos.
- Se considera que los sedimentos del fondo se mueven aguas abajo a menor velocidad que el agua.
- La mayor contribución a la dosis que recibe la población, ubicada a orillas del río, se debe a los sedimentos fluviales.

El modelo PC Cream introduce dos modificaciones [6] al de Schaeffer:

- Reemplaza la hipótesis de dilución instantánea por un modelo de pluma del efluente. El modelo de pluma tiene en cuenta la variabilidad longitudinal de la concentración del agua, inmediatamente aguas abajo de la descarga. La zona de mezcla incompleta está representada por un nuevo compartimento del río. En éste, es posible calcular la suma de las concentraciones de radionucleido suspendido y disuelto, a cualquier distancia del punto de descarga.
- Adicionalmente a los sedimentos del fondo, propuestos por Schaeffer, incorpora un nuevo compartimento asociado a los sedimentos de la orilla. Este representa la zona sin vegetación y semi-saturada, sobre los márgenes del río.

En ambas zonas, tanto en la de la orilla como en la del fondo, se supone que el transporte de masa en dirección aguas abajo es nulo. No obstante, se considera material removido por erosión y resuspensión, que es transportado en esa dirección en la columna de agua.

A continuación se presentan las ecuaciones que tiene en cuenta el Modelo Dinámico, perteneciente al módulo ASSESSOR, del programa PC CREAM para estudiar el movimiento y la evolución temporal de la concentración de un elemento radiactivo disuelto en un curso de agua superficial.

Ecuaciones del Modelo

El modelo emplea el análisis de compartimentos para estudiar el movimiento de actividad entre distintas partes del medio acuático considerado. Para ello asume que en cada compartimento la mezcla es uniforme e instantánea, y que la transferencia entre ellos es proporcional al contenido de material del compartimento fuente.

La ecuación diferencial que describe la variación de la actividad en el compartimento i , A_i es [6]:

$$\frac{dA_i}{dt} = \sum_{j=1}^n k_{ji} A_j - \sum_{j=1}^n k_{ij} A_i - k_i A_i + Q_i \quad (3)$$

Para $i = 1, \dots, n$; siendo n el número de compartimentos del sistema y $k_{ii} = 0$.

Donde:

A_i y A_j son las actividades presentes en los compartimentos i y j , a tiempo t (Bq)

k_{ij} y k_{ji} son las tasas de transferencia entre los compartimentos i y j (seg^{-1})

k_i es la tasa de transferencia efectiva desde el compartimento i . La misma tiene en cuenta la pérdida de material del compartimento sin transferencia a otro, por ejemplo debido al decaimiento radiactivo (seg^{-1}).

Q_i es una fuente de ingreso continuo al compartimento i , es decir la tasa de descarga (Bq seg^{-1}).

Por otro lado, la integral temporal del contenido en cualquier compartimento está dada por:

$$A_i' = \int_0^t A_i dt \quad (4)$$

Una cantidad que se usa frecuentemente en los modelos acuáticos es el intercambio de volumen, R_{ij} ($\text{km}^3 \text{seg}^{-1}$), desde el compartimento i al compartimento j :

$$R_{ij} = k_{ij} V_{0i}$$

Donde V_{0i} es el volumen de agua representado por el compartimento i (km^3).

Implementación computacional del modelo

El programa PC Cream resuelve el sistema de ecuaciones diferenciales (3) y (4). La solución permite el cálculo del total de actividad presente en cada compartimento, como función del tiempo, o de la integral temporal para una descarga en cualquiera de los compartimentos.

La concentración de actividad en el agua (Bq/m^3), o en los sedimentos, se obtiene dividiendo la actividad por el volumen del compartimento.

Mediante las concentraciones obtenidas el programa estima la dosis efectiva total, al grupo crítico, a partir de las siguientes vías de exposición:

- irradiación externa: debida a los sedimentos
- irradiación interna: debida a la ingestión de agua de bebida y de pescado

1.3 Caracterización general del Área de Gestión del Centro Atómico Ezeiza

En el plano de la Figura 1 pueden observarse las distintas instalaciones que componen el Área de Gestión Ezeiza, en particular los sistemas en estudio SSRRS y SSRRL. La misma se encuentra ubicada en el Sector 4 del predio del Centro Atómico Ezeiza (CAE). Está destinada al almacenamiento transitorio, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento interino y disposición final de residuos radiactivos de diferentes características [8].

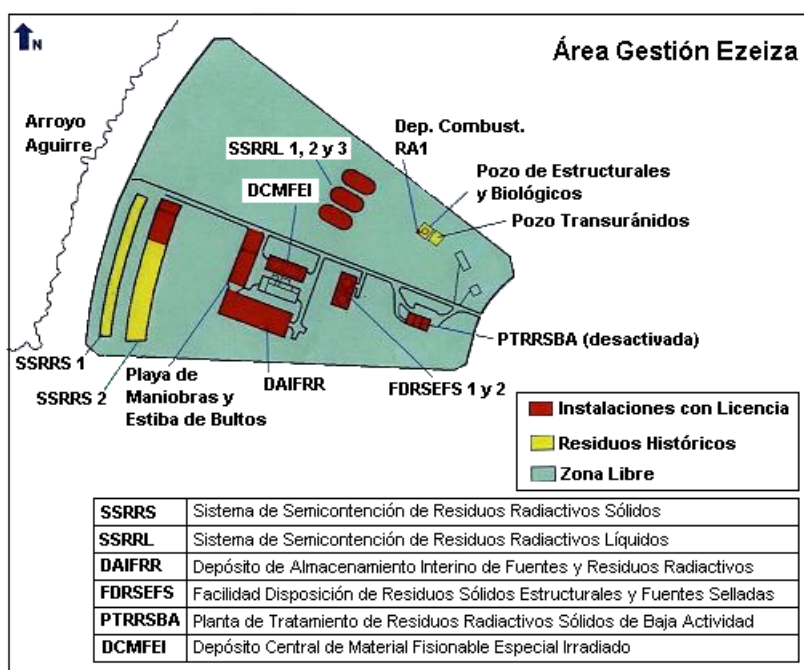


Figura 1. Plano de las Instalaciones del Área de Gestión Ezeiza

El clima de la zona es sub húmedo-húmedo mesotermal con una precipitación media anual de 998 mm. La evapotranspiración real media anual alcanza los 801 mm y los excesos hídricos llegan a 188 mm/año, ubicándose principalmente en los meses de mayo a noviembre [9].

El escurrimiento fluvial local está representado por el arroyo Aguirre, que enmarca la región por el oeste (W). Este es afluente del río Matanza, que a su vez desemboca en el Río de la Plata.

En la región afloran limos loessoides típicos de la Formación Pampeana, cubiertos en los sectores más bajos por depósitos aluviales holocenos. La secuencia geológica del subsuelo continúa con un estrato arcillo-limoso basal de los sedimentos pampeanos, sobre una formación arenosa conocida como Arenas Puelches. En profundidad sigue la Formación Paraná, de origen marino, compuesta por un estrato superior arcilloso y uno basal arenoso; luego una secuencia similar de la Formación Olivos, pero de génesis continental. El conjunto se apoya sobre el Basamento cristalino aflorante en la isla Martín García y que en la zona yace a una profundidad del orden de los 700 m.

El esquema hidrogeológico del área está compuesto a grandes rasgos por una delgada zona no-saturada, un acuífero freático y otro semilibre asociado, contenidos ambos en los terrenos de la formación Pampeana. El acuífero freático incluye depósitos Pospampeanos en la vecindad del arroyo que hacen que, sumado a la presencia ocasional de relleno antrópico, posea una mayor permeabilidad que la correspondiente a los limos típicos de la formación Pampeana.

La secuencia del subsuelo continúa con un acuitardo, y un acuífero semiconfinado, correspondiente a las Arenas Puelches.

El piso de esta parte activa del sistema es un acuicludo, perteneciente a la formación Paraná. Dos acuíferos confinados separados por un acuicludo, parte superior de la formación Olivos, completan la secuencia sobre el Basamento cristalino, de carácter acuífugo [9].

El sentido del escurrimiento subterráneo general, en la zona del CAE, es hacia el arroyo Aguirre. En el caso del acuífero freático, la velocidad efectiva del flujo es $1,16 \times 10^{-05}$ m/s en sentido ENE-WSW hacia el arroyo [9].

Caracterización de los Sistemas de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos y Líquidos

Las instalaciones de disposición final conocidos como Sistema de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos y Sistema de Semicontención de Residuos Radiactivos Líquidos del Área de Gestión Ezeiza pertenecen a la clase denominada previamente repositorios cercanos a la superficie.

El Sistema de Semicontención de Residuos Radiactivos Sólidos está compuesto por dos trincheras. La trinchera N° 1 tiene 14 m de ancho y 120 m de largo, mientras que la trinchera N° 2 posee 20 m de ancho y 120 m de largo. Esta última tiene una altura de 1,20 m y fue construida inicialmente por sobre el nivel freático, con un solado de suelo arcilloso con alto grado de compactación recubierto por piedra partida a fin de retener los radionucleidos y favorecer el escurrimiento de las aguas pluviales [8].

Por otro lado, el Sistema de Semicontención de Residuos Radiactivos Líquidos comprende tres trincheras alineadas lateralmente, con una separación de 20 m entre sus ejes. Las dimensiones de las mismas son: 20 m de largo, 10 m de ancho y una altura total operativa de 3,3 m. La parte inferior de las trincheras fue rellenado con tierra negra, arena gruesa, grava y canto rodado en distintas proporciones de manera de incrementar la porosidad, la capacidad de almacenamiento y la permeabilidad. El objetivo fue aumentar la capacidad de infiltración del terreno respecto a las condiciones naturales preexistentes, reteniendo a los radionucleidos por intercambio iónico. Por otro lado, la construcción sobreelevada de las trincheras permite almacenar líquidos hasta 1,50 m del terreno natural forzando la infiltración vertical hacia los niveles acuíferos inferiores a la capa freática.

De los diferentes radionucleidos presentes, se consideran aquellos que, por su actividad y período de semidesintegración, son radiológicamente más relevantes.

En el caso del SSRRS se analizan 5 radionucleidos: Co 60, H 3, Sr 90, Cs 137 y U 238; mientras que para el SSRRL, se consideran los 3 radionucleidos siguientes: Co 60, Sr 90 y Cs 137.

En la Tabla 1 se expone la actividad total de los mismos al 31/07/05. Esta fue calculada a partir del valor informado por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), en el Inventario correspondiente al primer trimestre del 2005 [10], teniendo en cuenta el período de semidesintegración de cada radionucleido.

Instalación	Radionucleido	Actividad decaída al 31/07/05 (Bq)
SSRRS	Co 60	$1,11 \times 10^{12}$
	H 3	$5,91 \times 10^{12}$
	Sr 90	$1,94 \times 10^{10}$
	Cs 137	$9,63 \times 10^{11}$
	U 238	$3,33 \times 10^{10}$
SSRRL	Co 60	$1,32 \times 10^{09}$
	Sr 90	$9,27 \times 10^{10}$
	Cs 137	$4,40 \times 10^{11}$

Tabla 1. Actividades de los radionucleidos seleccionados, presentes en los SSRRS y SSRRL del AGE

En el caso particular del U 238, contenido en el SSRRS, la actividad presente en la trinchera N° 1 se obtiene a partir de la masa de U natural, que es de 353,58 kg [10]. Para ello se considera que el 99,3% de la misma corresponde a U 238 y se multiplica por la actividad específica, $1,25 \times 10^{07}$ Bq/kg. Entonces, la actividad de U 238 de la trinchera 1 es $4,39 \times 10^{09}$ Bq.

Por otro lado, la actividad de U 238 presente en la trinchera 2 es de $2,89 \times 10^{10}$ Bq [10]. Entonces, la actividad de U 238 total del sistema SSRRS es $3,33 \times 10^{10}$ Bq.

2. METODOLOGÍA

La evaluación dosimétrica se realiza en forma independiente para cada radionucleido, perteneciente a un sistema dado. Para ello, inicialmente, se representa al sistema y al acuífero mediante una configuración regional adecuada y se consideran algunas aproximaciones del término fuente. Posteriormente, el estudio se lleva adelante en dos etapas.

2.1 Configuraciones regionales

Se consideran dos configuraciones regionales, una para cada sistema. Estas se muestran en la Figura 2. Se representa al SSRRS mediante una sola trinchera de 120 m de largo, 30 m de ancho y 3 m de altura y al SSRRL; como una trinchera de 20 m de largo, 30 m de ancho y 3 m de altura. La distancia del sistema de semicontención al punto de descarga en el arroyo Aguirre, en la dirección del flujo subterráneo, es en el primer caso de 400 m, mientras que en el segundo es de 670 m. Estas distancias así como la distancia, desde el punto de descarga a la ubicación del grupo crítico aguas abajo del arroyo, se determinaron mediante la utilización del Sistema de Posicionamiento Global (GPS).

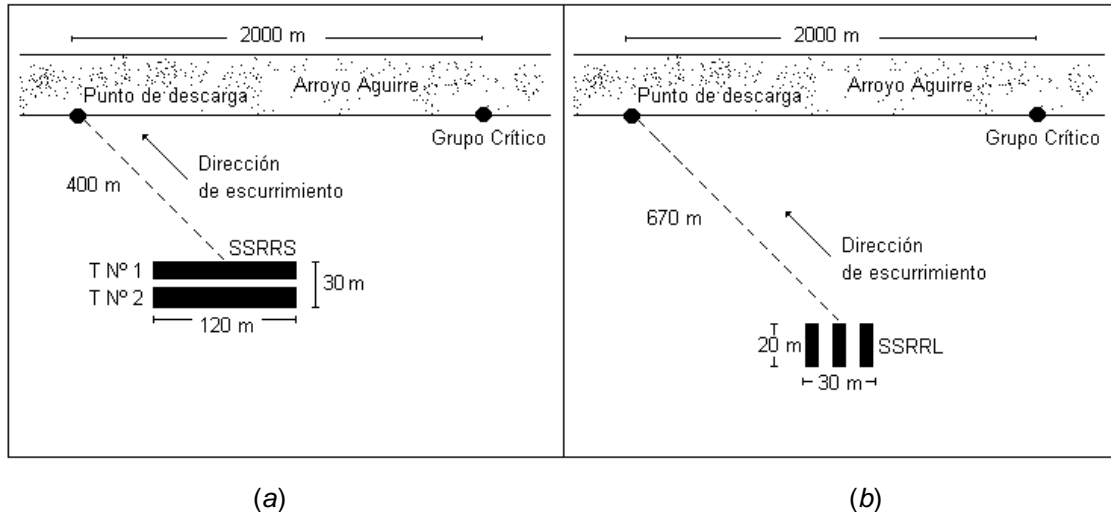


Figura 2. Configuraciones regionales. (a) Para el SSRRS. (b) Para el SSRRL

2.2 Aproximaciones del término fuente

A efectos de realizar la modelación, se define el término fuente de la siguiente manera:

Para cada radionucleido el término fuente es el valor de actividad contenido en el sistema, decaído al 31/07/05 (ver Tabla 1).

Se supone que dicha actividad se halla distribuida, al momento del cierre del sistema, uniformemente en el volumen del mismo y que comienza a penetrar gradualmente al acuífero a través de los nodos fuente que lo representan.

La liberación se produce a intervalos regulares de 5 días, en un valor constante, de manera que al cabo de los 50 años todo el contenido radiactivo ingresa al acuífero freático. Este último lapso fue seleccionado en forma arbitraria, para contemplar el retardo en el ingreso del material radiactivo al acuífero debido a las características constructivas internas de las trincheras.

Esta simplificación no tiene en cuenta el decaimiento que sufriría el radionucleido, durante los 50 años mientras permanece en el sistema, previamente a su ingreso al acuífero.

Cabe destacar que para que la liberación gradual propuesta sea válida para todos los radionucleidos considerados, en el caso del H 3 perteneciente al SSRRS se debe asumir que se haya contenido en una matriz sólida de manera que el proceso de disolución demore su ingreso al acuífero. Una vez que el H 3 se encuentra en solución, por ser su coeficiente de retardo igual a la unidad (ver Tabla 2), se mueve a la misma velocidad del agua.

2.3 Etapas del estudio

La evaluación dosimétrica se realiza en dos etapas:

En la primera etapa, descrita en la sección 2.3.1, se estudia la dispersión del radionucleido en el acuífero freático. Para ello se analiza la liberación del radionucleido, desde el sistema de semicontención correspondiente en el acuífero freático, y su transporte a través del mismo en dirección al arroyo Aguirre, hasta el punto de descarga. El transporte es simulado mediante el Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) en su versión N° 24, que corresponde a medios saturados.

El resultado de esta etapa es la actividad o la concentración de actividad anual en función del tiempo, de cada radionucleido, presente en el punto de descarga en el arroyo Aguirre. Estos valores son el punto de partida para la segunda etapa.

En la segunda etapa; descrita en la sección 2.3.2, se estudia la dispersión de cada radionucleido en el arroyo Aguirre y su desplazamiento por este curso de agua superficial hasta la ubicación del grupo crítico. La misma se lleva a cabo mediante el Modelo Dinámico, perteneciente al módulo ASSESSOR, del programa PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology).

El resultado final es la evaluación, para cada radionucleido perteneciente a un sistema de semi-contención dado, de: la dosis efectiva total anual máxima y el tiempo en el que ésta se alcanza (donde la dosis efectiva total anual es la suma de la dosis efectiva en un año, debido a exposición externa, y la dosis efectiva comprometida, debida a incorporaciones en ese mismo año).

Con el objetivo de optimizar la evaluación dosimétrica, se buscó hacer un modelo conservativo lo más realista posible. Para ello, en ambas etapas del estudio, se emplean valores de las magnitudes de interés medidos en el sitio. En caso de no disponer de datos propios de la zona, los valores se seleccionan mediante criterios conservativos y buscando que se ajusten a las características de la región en estudio.

2.3.1 Primera etapa: Cálculo de la concentración de actividad en el punto de descarga

La diferencia fundamental entre un medio saturado y uno no saturado es que en el segundo interviene un parámetro adicional: el contenido de humedad, de manera que aún en las condiciones más simples que puedan asumirse, el contenido de humedad depende del suelo y de la profundidad debiendo considerar variaciones en las capas horizontales. Por otro lado, parámetros como la velocidad, la matriz de dispersión y el coeficiente de retardo dependen del contenido de humedad y por lo tanto también varían con la profundidad. La aplicación de la versión N° 24 del DRAF al caso de estudio es posible debido a que la zona no saturada, que se ubica por encima del acuífero freático, es pequeña comparada con éste último. Por lo tanto se la considera como parte del acuífero en cuestión, suponiendo que se trata de una zona completamente saturada.

El estudio se realiza únicamente para el acuífero freático. Para ello se supone que su espesor es constante e igual a 6 m. No se tienen en cuenta aportes de las capas inferiores, Pampeano y Puelche, ni variaciones estacionales o debidas a otros factores.

Se elige el tiempo de duración de cada simulación igual a 500 años, para que sea posible visualizar la dosis máxima anual en todos los casos.

El incremento temporal de cálculo se toma igual a $\Delta t = 5$ días. Este valor coincide con el intervalo de ingreso de la actividad al acuífero y es compatible con las condiciones de estabilidad impuestas por el modelo.

Para iniciar cada simulación, el programa requiere la entrada de ciertos parámetros asociados no solo a la discretización de la región sino también al radionucleido en cuestión y a la hidrogeología del sitio. Algunos de estos parámetros son el campo de velocidades, la dispersividad longitudinal α_L y transversal α_T , el coeficiente de Retardo R y el período de semidesintegración radiactivo $T_{1/2}$ (relacionado con la constante de semidesintegración λ mediante: $\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$).

A continuación se exponen los criterios tenidos en cuenta para la elección de los parámetros de entrada más relevantes, asociados a esta etapa de la evaluación.

Campo de velocidad

Se emplea como velocidad efectiva, la determinada por el estudio Hidrogeológico Ambiental [9] en el Área de Gestión Ezeiza, realizado por HIDROAR S.A. La misma es de $1,16 \times 10^{-05}$ m/s, y se toma su dirección paralela a uno de los ejes coordenados para que la matriz de dispersión resulte diagonal.

Se supone que el acuífero es un medio isótropo y homogéneo, por lo tanto la velocidad es uniforme.

Dispersividad longitudinal y transversal

La dispersividad es una medida del esparcimiento de los contaminantes dentro de un medio poroso. La misma depende de la escala de observación, siendo mayor para las plumas más largas. No obstante, en cualquier escala de observación existe un amplio rango de dispersividades posibles.

En este caso, se considera que la longitud de la pluma es la distancia promedio del sistema de semicontención al arroyo Aguirre. Siendo la distancia del SSRRS al punto de descarga de 400 m y la del SSRRL, 670 m, en promedio la extensión de la pluma resulta de 535 m.

Teniendo en cuenta el rango de valores típicos de dispersividad longitudinal y transversal, en función de la longitud de la pluma [11], se extrapola para obtener el rango correspondiente a 535 m.

Dentro de los rangos obtenidos, y en coincidencia con aplicaciones anteriores [2], se elige un valor de dispersividad longitudinal:

$$\alpha_L = 50 \text{ m}$$

Considerando además la relación usual entre ambas dispersividades, se elige el valor de la dispersividad transversal igual a:

$$\alpha_T = 1 \text{ m}$$

Coefficiente de retardo

La retención en el medio sólido depende de la interacción entre la especie química del radionucleido en solución y las partículas sólidas del medio poroso. Esta interacción está dada por reacciones químicas, el intercambio iónico y el fenómeno de sorción, que comprende la adsorción y absorción. La adsorción es el proceso por el cual una sustancia se adhiere a una superficie, mientras que en la absorción la sustancia es asimilada en un medio diferente.

El coeficiente de retardo puede ser calculado mediante [2]:

$$R = 1 + (\rho_b K_d / \theta) \quad (5)$$

Donde

ρ_b es la densidad aparente, que es la relación entre el peso del volumen que ocupa en el terreno una muestra seca y el peso del mismo volumen de agua.

θ es el contenido de humedad. Si θ_T es la porosidad total, definida como $\theta_T = \text{volumen de huecos} / \text{volumen total}$, vale que:

$$0 < \theta < \theta_T, \text{ en un medio parcialmente saturado}$$

$$\theta = \theta_T, \text{ en un medio completamente saturado}$$

K_d es el coeficiente de distribución, que relaciona la concentración de radionucleido en el medio sólido, con la concentración en el medio líquido. Depende del radionucleido y del tipo de suelo.

Estimación del coeficiente de retardo R usado

Dentro del rango de valores en el que varía la densidad aparente, según el tipo de partículas del suelo, se considera el valor más pequeño [12] por ser el más conservativo:

$$\rho_b = 1,10 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$$

Dado que el acuífero freático pertenece a la formación Pampeana, se supone que el suelo está compuesto de limo. Considerando al acuífero freático saturado, se toma el contenido de humedad igual a la porosidad total del limo. Este valor es [12]: $\theta = \theta_T = 0,45$.

Del mismo modo, para cada radionucleido se selecciona el coeficiente de dispersión correspondiente a limo [13]; excepto para Sr 90 y Cs 137, en cuyo caso se cuenta con mediciones efectuadas en la zona [14].

Con las suposiciones realizadas, se calcula el coeficiente de retardo mediante la expresión (5). En la Tabla 2 se pueden observar los resultados obtenidos, junto con el período de semidesintegración radiactiva y tipo de emisión asociados a cada radionucleido.

Radionucleido	Coefficiente de Retardo R	Período de Semidesintegración (años)	Tipo de Emisión
Co 60	3179	5,272	$\beta - \gamma$
H 3	1	12,323	β
Sr 90	74	28,64	β
Cs 137	979	30,17	$\beta - \gamma$
U 238	30	$4,47 \times 10^{09}$	$\alpha - \gamma$

Tabla 2. Coeficiente de retardo y período de semidesintegración radiactiva correspondientes a cada radionucleido estudiado.

2.3.2 Segunda Etapa: Determinación de la dosis efectiva total anual máxima y del tiempo en el que ésta se alcanza

Para iniciar cada simulación, el programa PC CREAM requiere el ingreso de parámetros que caractericen al curso de agua superficial, al radionucleido en cuestión y al grupo crítico. Dichos parámetros se seleccionan a partir de mediciones realizadas en el sitio o de la información disponible, teniendo en cuenta criterios conservativos. A continuación se exponen las consideraciones realizadas en la aplicación del programa al caso de estudio.

- Parámetros asociados al arroyo Aguirre

Se realizan las siguientes suposiciones:

Dimensiones del arroyo

Ancho: 20 m

Profundidad: 4 m

Velocidad del agua

0,10 m/s

Características de los sedimentos

Espesor de los sedimentos del fondo: 0,2 m

Velocidad de los sedimentos del fondo: $3,17 \times 10^{-6}$ m/s

Densidad de los sedimentos del fondo: $1,50 \times 10^3$ kg/m³

Densidad de los sedimentos en suspensión: 0,02 kg/m³

- Parámetros asociados a los radionucleidos descargados

Se considera una descarga anual, desde el acuífero freático al arroyo, de 1 Bq para cada uno de los radionucleidos en estudio.

Los valores de los coeficientes de distribución K_d de los sedimentos, correspondientes a aguas superficiales, y los factores de concentración de los radionucleidos en pescado que emplea el programa son extraídos de Radiation Protección 72 de European Comisión [6] para Co 60, H 3, Sr 90 y Cs 137; y de Safety Reports Series N° 19 de IAEA [15], para el U 238.

- Características del grupo crítico

Se supone un grupo crítico hipotético, integrado por adultos y ubicado a orillas del arroyo Aguirre, a 2000 m aguas abajo del punto de descarga. Este punto coincide con los límites del CAE.

Los factores de consumo y ocupación, anuales, empleados para dicho grupo son:

Ingestión de pescado del arroyo: 40 kg

Consumo de agua del arroyo: 0,73 m³

Exposición externa a radiación γ : 2000 horas

Exposición externa a radiación β : 2000 horas

Para un individuo adulto; los valores de F1 (la fracción que desde el tracto gastrointestinal pasa a los fluidos del cuerpo) y de los coeficientes de dosis por ingestión, que emplea el programa para cada radionucleido, son extraídos de la Norma Básica de Seguridad Radiológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear [16].

Estimación de la dosis

Ingresando los parámetros detallados antes; el programa calcula la dosis efectiva total anual, que recibiría el grupo crítico, debido a la liberación en el punto de descarga al arroyo de 1 Bq del radionucleido considerado. Dichos valores se muestran en la Tabla 3.

Radionucleido	Dosis Efectiva Total Anual por Bq descargado (mSv/Bq)
Co 60	$2,22 \times 10^{-13}$
H 3	$5,47 \times 10^{-17}$
Sr 90	$3,34 \times 10^{-13}$
Cs 137	$3,98 \times 10^{-12}$
U 238	$2,01 \times 10^{-13}$

Tabla 3. Dosis efectiva total anual por cada 1 Bq liberado en el punto de descarga al arroyo Aguirre, para un radionucleido determinado.

A partir de la actividad anual en función del tiempo presente en el punto de descarga al arroyo, resultante de la etapa 1, se obtiene la dosis efectiva anual en función del tiempo debida a la liberación del total de actividad de cada radionucleido perteneciente a un sistema determinado. Para ello basta multiplicar las actividades anuales resultantes de la etapa 1 por el factor correspondiente de la Tabla 3.

3. RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados obtenidos para los distintos radionucleidos analizados.

En el caso del SSRRS, se estudiaron las dosis asociadas a los radionucleidos Co 60, H 3, Sr 90, Cs 137 y U 238; mientras que para el SSRRL, las debidas a Co 60, Sr 90 y Cs 137.

En todas las simulaciones realizadas se considera como fuente el total de actividad de cada radionucleido presente en el sistema, que se halla detallado en la Tabla 1.

Las Figuras 3a a 3e muestran los gráficos de la variación temporal de la dosis efectiva total anual que recibiría el grupo crítico hipotético, debido a la liberación de cada uno de los radionucleidos presentes en el SSRRS, mientras que en las Figuras 4a a 4c se observan los gráficos correspondientes al SSRRL. En todos los casos, el máximo de la dosis se encuentra dentro de los 500 años de duración de la simulación.

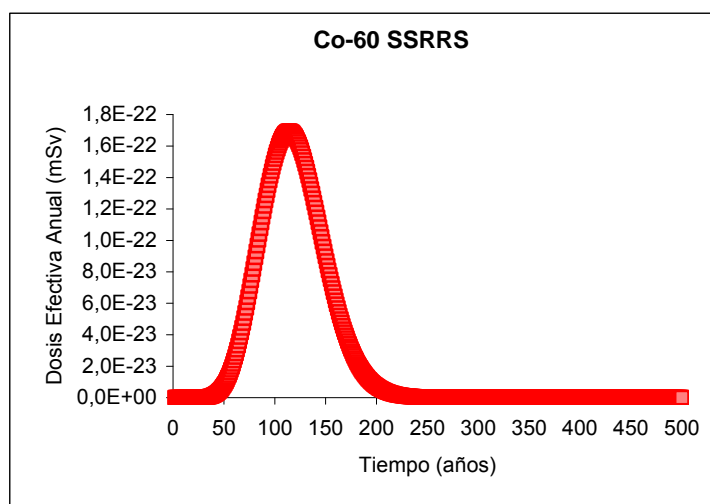


Figura 3 a. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Co 60 presente en el SSRRS.

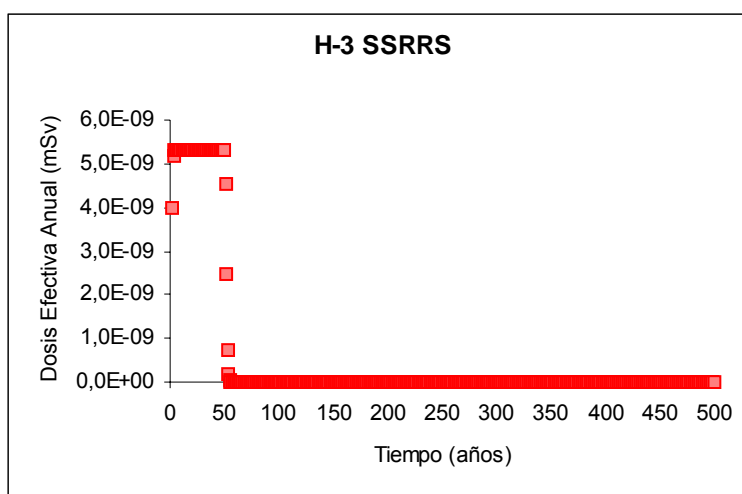


Figura 3 b. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al H 3 presente en el SSRRS.

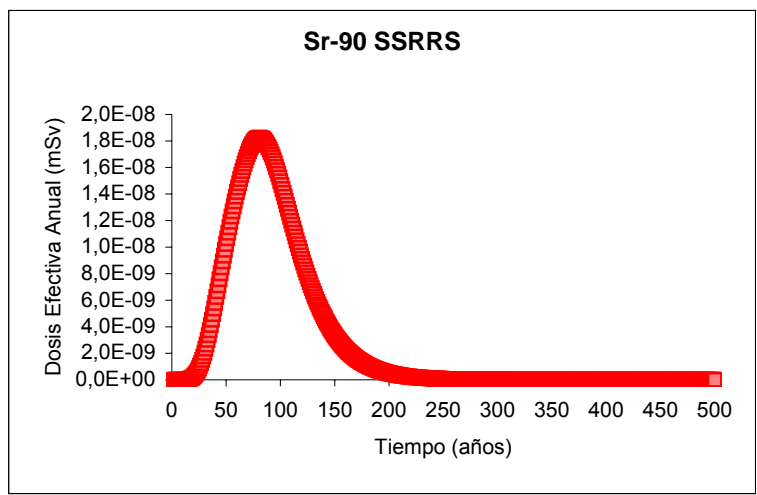


Figura 3 c. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Sr 90 presente en el SSRRS.

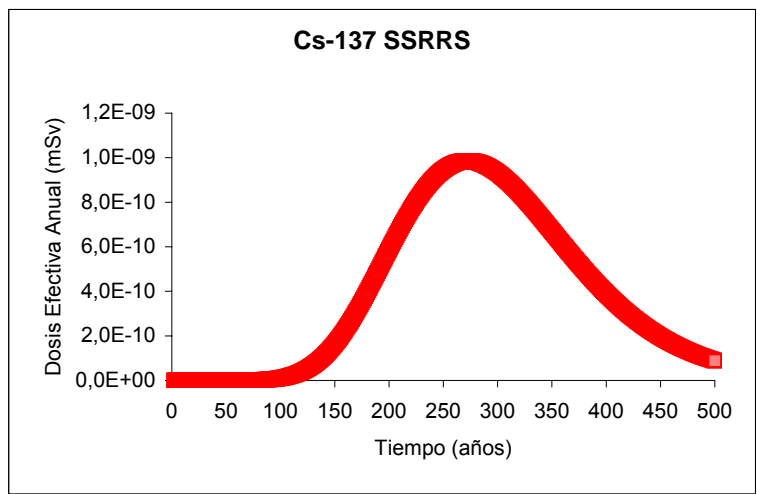


Figura 3 d. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Cs 137 presente en el SSRRS.

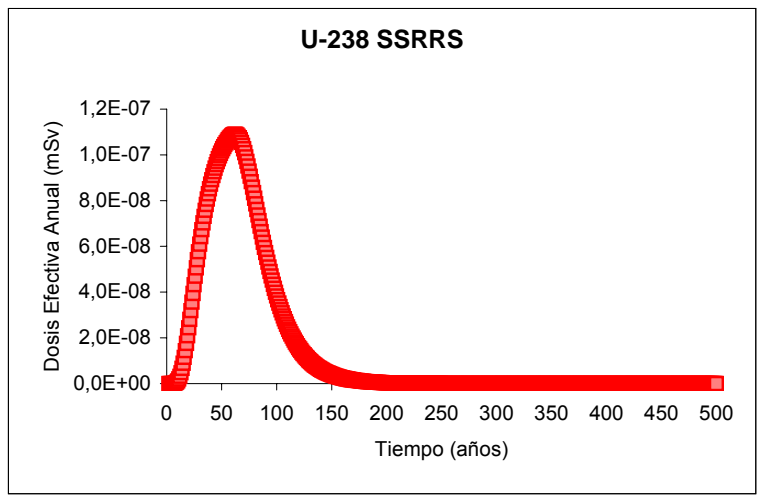


Figura 3 e. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al U 238 presente en el SSRRS.

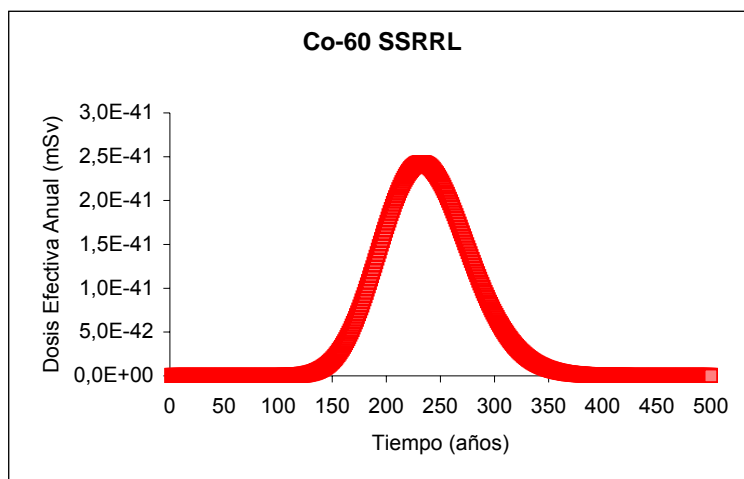


Figura 4 a. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Co 60 presente en el SSRRL.

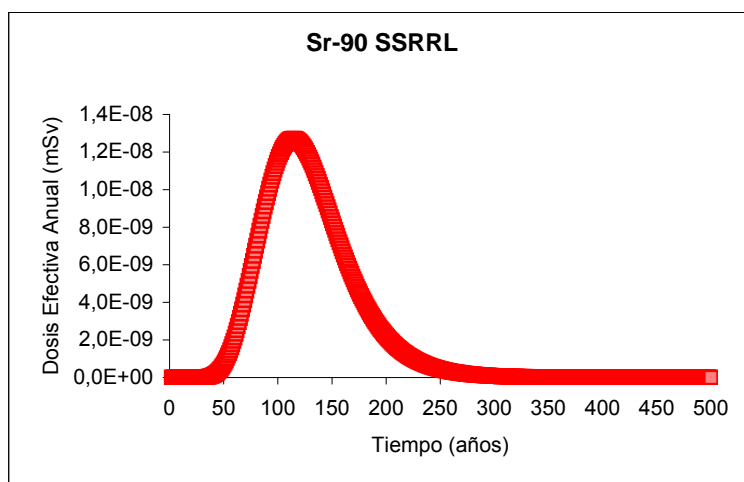


Figura 4 b. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Sr 90 presente en el SSRRL.

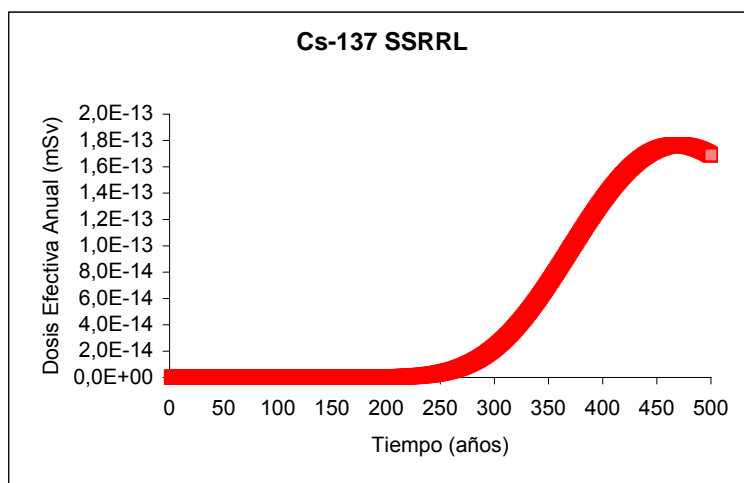


Figura 4 c. Gráfico de la dosis efectiva total anual en función del tiempo debida al Cs 137 presente en el SSRRL.

En la Tabla 4 se observan los valores correspondientes a la dosis efectiva total máxima anual y el tiempo en el que se alcanza, para cada radionucleido. Por otro lado, se muestra el porcentaje que representa dicha dosis respecto de la restricción de dosis anual, que es de 0,1 mSv [16].

	<i>Año en el que se alcanza la Dosis Efectiva Total Máxima</i>	<i>Dosis Efectiva Total Máxima Anual (mSv)</i>	<i>Porcentaje de Dosis Efectiva Total Anual respecto de la Restricción de Dosis</i>
SSRRS			
<i>Co 60</i>	114	$1,69 \times 10^{-22}$	$1,69 \times 10^{-19}$
<i>H 3</i>	7	$5,30 \times 10^{-09}$	$5,30 \times 10^{-06}$
<i>Sr 90</i>	81	$1,82 \times 10^{-08}$	$1,82 \times 10^{-05}$
<i>Cs 137</i>	272	$9,85 \times 10^{-10}$	$9,85 \times 10^{-07}$
<i>U 238</i>	62	$1,09 \times 10^{-07}$	$1,09 \times 10^{-04}$
SSRRL			
<i>Co 60</i>	233	$2,43 \times 10^{-41}$	$2,43 \times 10^{-38}$
<i>Sr 90</i>	114	$1,27 \times 10^{-08}$	$1,27 \times 10^{-05}$
<i>Cs 137</i>	469	$1,77 \times 10^{-13}$	$1,77 \times 10^{-10}$

Tabla 4. Dosis efectiva total anual máxima, que recibiría el grupo crítico hipotético, debido a la liberación de los radionucleidos presentes en los SSRRS y SSRRL y año en el que la alcanza.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó una evaluación simplificada de la dosis, que recibiría el grupo crítico, debido a la liberación de radionucleidos contenidos en los sistemas de disposición final de residuos cercanos a la superficie del Área de Gestión del Centro Atómico Ezeiza.

Tanto los modelos, como los criterios que se utilizaron tienen carácter conservativo. Es decir; las suposiciones y simplificaciones efectuadas permiten estimar valores maximizados de las concentraciones esperables y de las dosis involucradas.

No obstante la sencillez de los modelos aplicados; a partir de los resultados obtenidos se puede observar que las dosis involucradas, para todos los radionucleidos analizados y bajo las hipótesis realizadas, se encuentran muy por debajo de los valores establecidos por la normativa vigente. Es importante destacar que estos resultados sólo deben ser interpretados y usados en el contexto de los supuestos asumidos.

Para un cálculo más preciso de las dosis se requeriría de un conocimiento más detallado de los parámetros locales y del término fuente, además de la aplicación de modelos validados mediante datos provenientes de mediciones efectuadas en el sitio en cuestión.

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer al ingeniero Alfredo Biaggio y al licenciado Roberto Rojkind por sus comentarios y sugerencias acerca del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. Internacional Atomic Energy Agency, Evaluación de la seguridad para la disposición final de desechos radiactivos cerca de la superficie, Guía de Seguridad N° WS-G-1.1, Viena, Austria, 2004.
2. Rives, D.E. Manual del usuario del Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos, ARN PI-5/99, Buenos Aires, Argentina, 1999.
3. Siraky, G.; Rives, D.; Tellería, D.; Bruno, H. Boutet, L. Spano, F. y Pardo, O., Evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos en superficie, CNEA-0074-93, Buenos Aires, Argentina, 1993.
4. Jacob Bear, Dynamics of fluids in porous media, American Elsevier Publishing Company, Inc, New York, Estados Unidos, 1972.
5. National Radiological Protection Board, Consequences Of Releases To The Environment Assessment Methodology (PC-CREAM 97), NRPB-SR296, Chilton, 1997.
6. Simmonds, J.R.; Lawson, G. and Mayali, A. Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment, EUR 15760 EN, European Commission, Luxembourg, 1995.
7. National Radiological Protection Board and Commissariat à l'Energie Atomique, Methodology for evaluating the radiological consequences of radioactive effluents released in normal operations, Commission of the European Communities, Doc. N° V/3865/1/79, 1979.
8. Comisión Nacional de Energía Atómica, Programa Gestión de Residuos Radiactivos, GR-IS-IF-024, Buenos Aires, Argentina, 1997.
9. HIDROAR S.A., Estudio Hidrogeológico Ambiental en el Área de Gestión Ezeiza, Buenos Aires, Argentina, 2005.
10. Comisión Nacional de Energía Atómica, Inventario Radiológico Área Gestión Ezeiza, 1er trimestre 2005, IN-00P3J-007, Revisión 0, Buenos Aires, Argentina, 2005.
11. Gelhar, L.W.; Welty, C. and Rehfeldt, K.R. A critical review of data on field-scale dispersion in aquifers, Water Resources Research, Vol 28, N° 7, 1992.
12. Custodio, E.M. y Llamas, R. Hidrología subterránea, Omega, 2^{da} edición, Barcelona, España, 1983.
13. Internacional Atomic Energy Agency, Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in temperate environments, Technical Reports Series N° 364, Vienna, Austria, 1994.
14. Siraky, G.; Lewis, C.; Hamlat, S. y Nöllmann, C. Radionuclides sorption studies in Ezeiza soils, Research Contract N° 4189/R, Buenos Aires, Argentina.
15. Internacional Atomic Energy Agency, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series N° 19, Vienna, Austria, 2001.
16. Autoridad Regulatoria Nuclear, Norma Básica de Seguridad Radiológica A.R. 10.1.1, Revisión N° 3, Buenos Aires, Argentina, 2001.

Guía para la respuesta médica en la fase inicial de una emergencia radiológica

Vázquez, M.A. y Pérez, M. del R.

GUÍA PARA LA RESPUESTA MÉDICA EN LA FASE INICIAL DE UNA EMERGENCIA RADIOLÓGICA

CONTENIDO

PREFACIO

1. Introducción
2. Consideraciones generales
3. Asistencia pre-hospitalaria
4. Preparación hospitalaria inicial
5. Asistencia hospitalaria inicial
6. Descontaminación de pacientes
7. Conclusiones
8. Bibliografía

PREFACIO

Las emergencias que afecten a un número importante de personas y que tengan como protagonistas agentes "no convencionales" como lo son las radiaciones ionizantes, deben ser abordadas mediante la implementación de programas sanitarios especiales.

En una situación de emergencia, generalmente los primeros en proporcionar la ayuda son la comunidad local y su sistema de salud. Por ello la preparación previa local, a través de la capacitación y el entrenamiento permitirá brindar una respuesta inicial adecuada que se articule con un sistema de respuesta en emergencias escalonado y de complejidad creciente. Esto requiere la participación de las autoridades de salud en cada uno de los niveles de atención, así como apoyo de otros sectores para desarrollar sus planes de preparación y respuesta.

La presente guía, como instrumento de capacitación, tiene como objetivo primario brindar las *herramientas básicas* para el manejo de la respuesta médica en una situación de emergencia que involucre material radiactivo, en un lenguaje claro y sencillo, dirigida al personal de salud de todos los centros asistenciales locales.

Cabe destacar que existe una amplia bibliografía de mayor complejidad que abarca cada uno de los ítems citados que puede ser consultada por el lector y se encuentra detallada en la cita bibliográfica.

GUÍA PARA LA RESPUESTA MÉDICA EN LA FASE INICIAL DE UNA EMERGENCIA RADIOLÓGICA

Vázquez, M.A. y Pérez M. del R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

En situaciones de emergencia radiológica se impone una rápida respuesta orientada a limitar la exposición de las personas, mitigar las consecuencias del accidente y reestablecer las condiciones de normalidad. En tales circunstancias, la capacidad de respuesta no sólo está ligada a la disponibilidad de recursos sino a la existencia de una planificación previa que garantice la eficiencia y la eficacia de la misma.

En Argentina la Ley N° 24804 y su Decreto Reglamentario N° 1390 del 27/11/98 establecen las funciones de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). De este modo se consigna que las responsabilidades principales de la misma son las de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y no proliferación nuclear, licenciamiento y fiscalización de instalaciones dedicadas a la actividad nuclear y radiológica. En el mencionado decreto Anexo I Capítulo II Artículo 16 Inciso O se especifica claramente que la emergencia radiológica o nuclear es órbita de su competencia y por lo tanto lo concerniente a la organización de la respuesta médica en este tipo de accidentes, uno de sus capítulos fundamentales. La ARN cuenta con un sistema de intervención en emergencias nucleares (SIEN) para emergencias originadas en las centrales nucleares con consecuencias en el exterior y un sistema de intervención en emergencias radiológicas (SIER) para emergencias radiológicas en áreas públicas, en las instalaciones, durante las prácticas y el transporte de material radiactivo. El SIER y el SIEN poseen grupos de intervención primaria que se encuentran de guardia permanente durante las veinticuatro horas del día los 365 días del año.

En caso de producirse una situación de emergencia radiológica en una instalación o en la vía pública se procederá inmediatamente a dar aviso al SIER de la siguiente manera:

1º) LLAMAR A SKYTEL (011) 4597-9000.

2º) DEJAR UN MENSAJE AL CODIGO "MASTER PIN" 1110886.

3º) TEXTO DEL MENSAJE:

"ATENCIÓN ARN COMUNICARSE AL TELÉFONO (NÚMERO)
(INDICAR EL NOMBRE DE LA PERSONA QUE LLAMA)".

**4º) DE NO RECIBIR CONTESTACIÓN EN 10 MINUTOS REITERAR LO
EXPRESADO EN: 1º), 2º) Y 3º) PRECEDENTES.**

A pesar de que la frecuencia de los accidentes radiológicos y nucleares es baja con respecto a otro tipo de accidentes, el incremento registrado en las últimas décadas en el uso de fuentes radiactivas y la creciente preocupación mundial por la eventual utilización de material radiactivo con fines malevolentes, pone de relevancia la necesidad de contar con una adecuada preparación para la respuesta médica ante este tipo de emergencias.

La respuesta médica consta de distintas fases:

- Inicial: pre-hospitalaria y en hospitales generales locales;
- Intermedia: en hospitales generales locales y hospitales centrales de referencia;
- Tardía: en hospitales centrales de referencia y el seguimiento a largo plazo.

En las situaciones que involucran víctimas múltiples el sistema sanitario puede verse saturado, requiriéndose en estos casos una metodología de triage que optimice la asignación de recursos hecho relevante en la fase inicial. Los objetivos generales de un triage son: la evaluación rápida, la determinación de prioridades y el establecimiento del tratamiento adecuado. La presencia conjunta de injurias convencionales (lesiones radiocombinadas) modifica en forma sustancial la asignación en la prioridad de la atención, la evolución y el pronóstico.

La presente guía aborda la respuesta médica temprana, sustentada en la anamnesis, la cronología y severidad de los síntomas y signos prodromales además de los resultados de laboratorio y exámenes complementarios surgidos durante las primeras 72 horas.

2. CONSIDERACIONES GENERALES

Los efectos de la radiación no ocasionan un *inmediato* compromiso del pronóstico vital, sin embargo pueden condicionarlo en el corto, mediano y largo plazo dependiendo de la dosis recibida.

El personal del área de emergencias pre-hospitalario y de hospitales generales raramente está familiarizado con los tópicos de exposición y/o contaminación radiactiva. La importancia de tener conocimientos en esta temática radica en que el diagnóstico temprano y la toma de decisiones terapéuticas oportunas afectan no sólo el pronóstico individual de las víctimas sino también el colectivo. El triage radiológico que complementa al triage convencional incluye el monitoreo mediante instrumentos para determinar la dosis y la tasa de dosis, la documentación de los síntomas y signos prodromales y el análisis por biodosimetría.

Existe consenso internacional acerca de que el accionar médico en una emergencia radiológica debe ser planificado en base a niveles de organización de la respuesta de complejidad creciente. En la República Argentina se han establecido 4 niveles de organización de la respuesta médica en emergencias radiológicas, en los cuales se articula el asesoramiento o la intervención del personal de la ARN:

Nivel 1: asistencia en el lugar del evento por el servicio médico o sistema de emergencias médicas.

Nivel 2: asistencia en los hospitales locales con capacidad para resolver las urgencias convencionales y casos particulares de contaminación radiactiva.

Nivel 3: integrado por los hospitales de referencia con capacidad de asistir a pacientes con síndrome agudo de radiación, síndrome cutáneo radioinducido o cargas de contaminación importantes.

Nivel 4: asistencia internacional en el marco de los convenios internacionales vigentes entre los países miembros de las Naciones Unidas, la Organización Mundial de la Salud y el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Si bien se han definido múltiples clasificaciones de accidentes que involucren personas y material radiactivo, básicamente se podría considerar la siguiente:

- i) **Exposición o irradiación externa:** es producida por una fuente que se encuentra a una cierta distancia del cuerpo. Hablamos de **irradiación global** cuando se ve involucrado todo el cuerpo o una parte significativa de él (mayor al 60%) que podrá ser más o menos homogénea dependiendo de las circunstancias del accidente. La inhomogeneidad de la exposición puede resultar en que una parte del sistema hematopoyético permanezca indemne y por lo tanto conserve la capacidad de repoblar la médula ósea irradiada y dañada, determinando un mejor pronóstico. La **irradiación localizada** se produce cuando es expuesta sólo una porción limitada del cuerpo con

consecuencias de gravedad variable según el tipo de fuente y la dosis recibida localmente.

En cualquiera de los dos casos la temprana evaluación de la dosis recibida y su distribución determinará el pronóstico y la conducta terapéutica a seguir.

- ii) **Contaminación radiactiva:** es la presencia no deseada de material radiactivo en el cuerpo; siendo **interna** cuando se ha incorporado a través de las diferentes vías (respiratoria, digestiva, mucosas, etc.) y **externa** cuando se deposita sólo en la superficie cutánea. La remoción precoz del contaminante disminuirá la dosis y por ende, las consecuencias radiológicas.
- iii) La asociación de ambas eventualidades (**lesiones radioasociadas**).
- iv) La combinación de cualquiera de los puntos anteriores con injurias convencionales (**lesiones radiocombinadas**).

Los factores que pueden influenciar en la dosis recibida son:

- i) La energía de la fuente de radiación.
- ii) La actividad de la fuente (medida en múltiplos o submúltiplos de unidades Curie o Bequerel).
- iii) La distancia entre la fuente y la persona (a mayor distancia, menor dosis).
- iv) El tiempo de exposición (a menor tiempo, menor dosis).
- v) La interposición de algún tipo de material entre el sujeto y la fuente que pueda operar como blindaje (concreto, agua, etc.).
- vi) Si es una fuente dispersable (polvo, solución, vapor, etc.) o no. En el primer caso existe el riesgo adicional de recibir dosis por el depósito del material radiactivo en algún órgano, tejido o aparato del cuerpo.

La dosis absorbida es la energía media impartida por la radiación ionizante por unidad de masa. Su unidad es el Gray (Gy); antiguamente la unidad era el "Radiation Absorbed Dosis" (rad):

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

Consecuencias clínicas de una sobreexposición a las radiaciones ionizantes

Es importante recalcar que no toda sobreexposición a radiaciones ionizantes implica necesariamente la ocurrencia de un daño clínicamente evidente y que ese daño dependerá fundamentalmente de la dosis pero que a su vez estará influenciado por diversos factores como la edad, enfermedades preexistentes, injurias combinadas, etc.

Existen clínicamente dos formas "puras" de exposición a las radiaciones ionizantes que pueden presentarse solas o asociadas: el síndrome agudo de radiación y el síndrome cutáneo radioinducido.

Síndrome Agudo de Radiación

Se entiende como síndrome agudo de radiación (SAR), al conjunto de manifestaciones clínicas y humorales producidas por una irradiación de todo el cuerpo o una parte significativa de él, cuyas consecuencias dependen principalmente de la dosis y su distribución temporoespacial. El SAR se desarrolla si un umbral de dosis es sobrepasado, que para exposiciones agudas y únicas es de 1 Gy. Evoluciona en las siguientes fases:

1. Fase prodromal: se desarrolla en las primeras horas siguientes a la irradiación. En general, a mayor dosis más precoces y severas son las manifestaciones: *náuseas, vómitos, fatiga, cefalea, fiebre, diarrea*.
2. Fase de latencia o de "silencio clínico". La duración es inversamente proporcional a la dosis. Cuanto mayor la dosis, menor tiempo de latencia y viceversa.

3. Fase de manifestación clínica que de acuerdo al rango de dosis absorbida, el SAR puede presentarse en tres formas:
 - Hematopoyética: descenso de los elementos figurados (linfopenia precoz, neutropenia, plaquetopenia y anemia tardía) con las complicaciones subsiguientes a la inmunosupresión y a la predisposición al sangrado.
 - Gastrointestinal: diarrea muco-sanguinolenta, síndrome de mala-absorción, alteraciones hidroelectrolíticas, shock hipovolémico, etc.
 - Neurovascular: convulsiones, coma, hipotensión severa, etc.

Síndrome cutáneo radioinducido

Es la lesión producida generalmente por una irradiación localizada. A mayor dosis será más severo, pudiendo comprometer tejidos profundos como el músculo o hueso. Se caracteriza por la presencia inicial de eritema, edema, flictenas, parestesias y en forma más tardía dependiendo del nivel de dosis úlceras, necrosis y dolor incoercible.

El eritema extendido y temprano se relaciona con dosis muy altas.

3. ASISTENCIA PRE-HOSPITALARIA

Las tres reglas principales para la atención de víctimas en un sitio en el que se encuentre o se sospeche la presencia de material radiactivo son en este orden:

- la protección del personal involucrado en la respuesta;
- el triage convencional, la estabilización y el traslado de las víctimas con injurias severas y en forma complementaria el triage radiológico;
- de ser posible, la descontaminación de las víctimas en la escena.

3.1 Protección del Personal

3.1.1 La protección contra la irradiación externa se basa en:

- el blindaje (material interpuesto entre la fuente y la persona). Su utilización en la práctica no siempre es posible debido a que los materiales y los espesores de los mismos a utilizar dificultarían los movimientos del personal encargado de la asistencia. De hecho, para determinadas fuentes se necesitan blindajes de plomo o concreto,
- el tiempo (a menor tiempo de exposición, menor dosis),
- la distancia (la dosis disminuye con la distancia).

Si la víctima es removida de las cercanías de la fuente la exposición cesa y no se transforma en una fuente secundaria de radiación. *Los individuos que le proveen asistencia no tienen peligro de recibir una dosis a partir de ella.*

3.1.2 En el caso de sospecha de contaminación radiactiva se requieren medidas adicionales de cuidado para evitar esparcir la contaminación. Las personas contaminadas pueden ser emisoras de radiación, pero habitualmente las dosis que se pueden llegar a recibir durante su asistencia son muy bajas si se siguen los criterios de seguridad y protección personal establecidos.

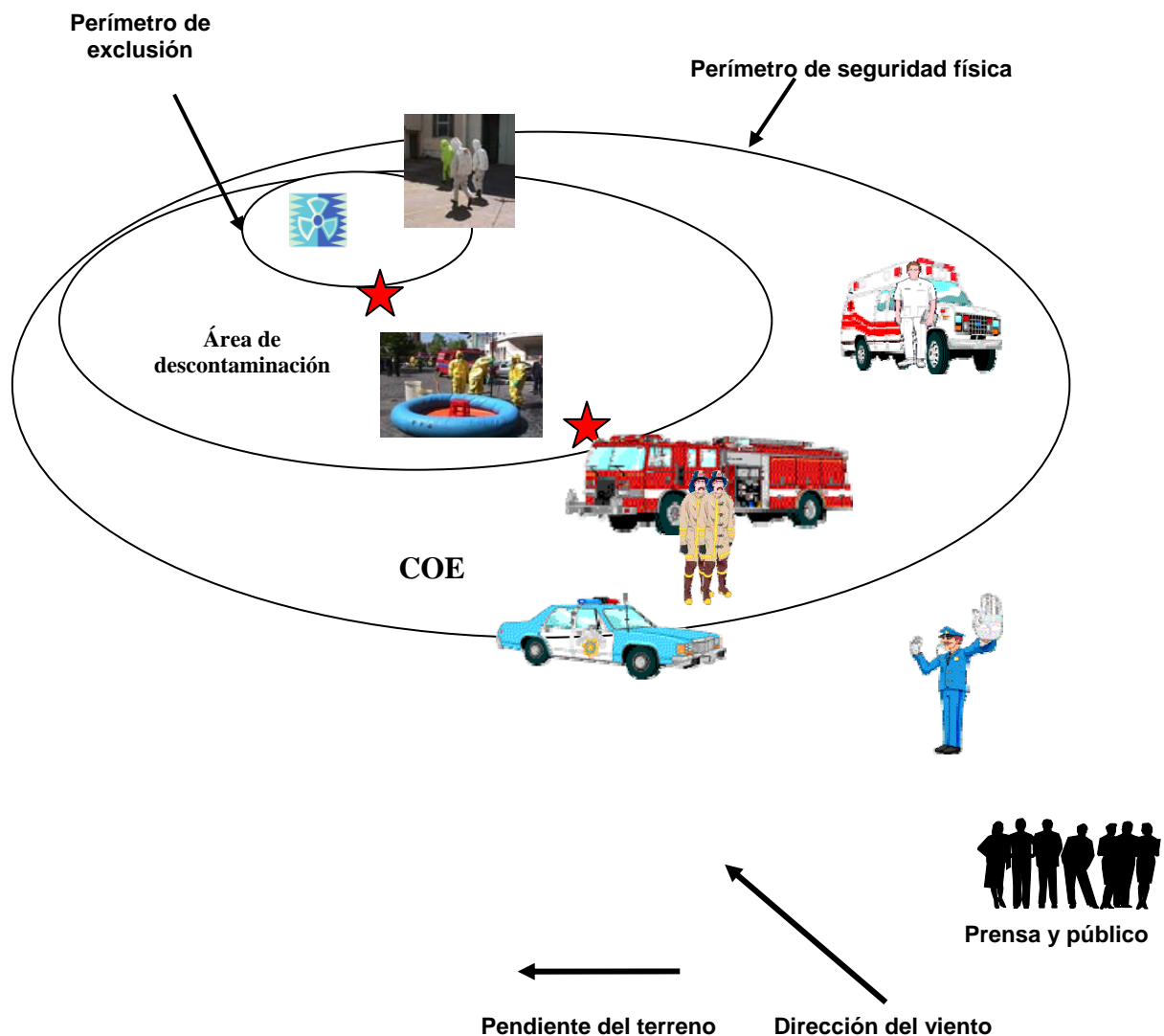
a) Para las situaciones en que el contaminante se encuentre en forma de partículas es suficiente la utilización en forma correcta de:

- Barbijo de uso hospitalario (tipo 3M-N95): proveen una buena protección para partículas inhalables (no así para gases y vapores) y una adecuada transferencia de aire. Presentan la ventaja de que pueden ser fácilmente utilizados por aquellos trabajadores que no poseen entrenamiento en la utilización de máscaras más complejas.

- Camisolín desechable o trajes de tela tipo Tyvek® si se dispone.
- Protector ocular de uso hospitalario.
- Doble par de cubrezapatos.
- Doble par de guantes de látex.

b) Si se desconoce el tipo de material radiactivo se recomienda utilizar los dispositivos de mayor nivel de protección respiratoria hasta conocer las sustancias involucradas y el nivel de contaminación. Si las características del evento implican gases y vapores pueden ser necesarios niveles de protección más complejos (máscaras con filtros y trajes autónomos) que requieren entrenamiento previo.

3.1.3 El personal experto en el manejo de situaciones de emergencia con material radiactivo (ARN y Grupos Especiales de las Fuerzas de Seguridad) establecerá un área inicial con los siguientes reparos:



Referencias:

- ★ Punto de monitoreo de la contaminación
- COE: Comando Operativo de Emergencias

3.2 Traslado de las víctimas a un centro asistencial

El transporte de víctimas severamente injuriadas con sospecha o confirmación de contaminación no debe ser demorado, debiéndose informar anticipadamente al establecimiento receptor acerca de las características del paciente trasladado para su adecuada preparación.

Si el estado clínico lo permite, previo a su traslado las víctimas deben ser monitoreadas para detectar la contaminación radiactiva externa y eventualmente iniciar los procedimientos de descontaminación, como se verá más adelante.

3.3 Manejo de los cuerpos de los fallecidos

El material radiactivo puede encontrarse contaminando los cadáveres. Si se sospecha o se confirma la contaminación, el personal que los manipule también debe utilizar equipamiento de protección personal acorde al tipo de material involucrado.

3.4 Triage radiológico rápido en la escena

El triage radiológico complementa al triage convencional, no lo reemplaza debido a que las injurias convencionales severas tienen *prioridad absoluta de atención* por sobre las radiológicas. Si las víctimas presentan injurias severas que comprometan la vida, se priorizará su asistencia, utilizando el equipamiento de protección personal disponible: guantes de látex, barbijo, gafas protectoras y camisolín. El personal, los equipos y vehículos podrán ser descontaminados en una segunda etapa, con bajo riesgo para la salud y la integridad del equipamiento. En aquellas situaciones que involucren víctimas con injurias menores o permitan un tiempo de preparación más prolongado, se recomienda implementar todas las medidas para minimizar la dispersión de la contaminación.

3.4.1 Triage radiológico clínico en la escena

Las víctimas que han recibido una dosis considerable presentarán síntomas prodromales como náuseas, vómitos, fatiga, diarrea, etc. Algunos de ellos también pueden ser causados por la exposición a varios tipos de tóxicos y/o estrés psicológico.

La presencia y tiempo de inicio de los **vómitos** puede ser utilizado como un excelente método de clasificación sobre todo con víctimas múltiples para individualizar aquellos que requieren rápida evaluación hospitalaria.

- **Tiempo de inicio de los vómitos < 4 horas:** estabilización y traslado inmediato al hospital independientemente de las injurias asociadas. Si el tiempo de inicio de los vómitos es menor a las 4 horas la dosis estimada es al menos de 3,5 Gy (Tabla I). Los pacientes que evidencian vómitos radioinducidos < 1 hora podrían evolucionar con un desenlace fatal en su mayoría y requerir una intervención médica paliativa.
- **Tiempo de inicio de los vómitos > 4 horas:** dependiendo del número de víctimas, evaluación hospitalaria diferida (24-72 horas) si no existen otras injurias asociadas.

La aparición de fiebre y/o dolor abdominal y/o diarrea son clara indicación de traslado e internación hospitalaria porque supone dosis por encima de 3-4 Gy.

El antecedente de pérdida de la conciencia, cefalea de intensidad moderada, convulsiones o cualquier alteración del sensorio implica dosis importante y amerita inmediata estabilización y derivación a un centro asistencial.

Tabla I. Estimación de dosis según tiempo de inicio de los vómitos

	Inicio de los vómitos < 4 horas	Inicio de los vómitos > 4 horas
Dosis media en Gy	3,6	0,9
Rango de dosis en Gy	2,5 - 6	0,5 - 1,7

3.4.2 Triage por monitoreo radiológico

Si las condiciones clínicas lo permiten y se encuentra en el lugar personal capacitado munido de detectores de contaminación la víctima será monitoreada. Idealmente, se efectuará una descontaminación inicial previa al traslado, que puede implicar en principio quitarle la vestimenta en forma adecuada si se encontrara contaminada. Las prendas se deben retirar con cuidado, cortándolas y enrollándolas sobre sí mismas de manera tal que la superficie externa permanezca hacia adentro. Las prendas y todos los efectos personales se guardarán en una bolsa cerrada y rotulada.

Como esto no siempre es practicable, los procedimientos de descontaminación integrarán los planes operacionales de las instituciones de salud potencialmente involucradas.

Si no puede descartarse la presencia de contaminación debe asumirse inicialmente que el paciente se encuentra contaminado y será manejado como tal hasta que se demuestre lo contrario.

Es importante recordar que el triage convencional y el tratamiento de las injurias graves son prioritarios por sobre cualquier intento de medición o maniobra de descontaminación.

3.5 Preparación de la víctima y transporte

El transporte de pacientes severamente injuriados con sospecha o confirmación de contaminación no debe ser demorado. La camilla de transporte debe estar cubierta con material plástico o sábanas para evitar su contaminación. El paciente será envuelto o "empaquetado" con un cobertor (sábana o manta) y colocado sobre ella evitando de ésta manera la dispersión de la contaminación y la hipotermia, sobre todo en climas fríos. Si sólo una parte del cuerpo se registra como contaminada puede cubrirse con un film, dispositivo de tela o material plástico.

Idealmente, en el piso de la ambulancia se colocará una hoja de polietileno y se asignará un recipiente dentro de ella para descartar los materiales generados durante el transporte (incluye guantes, apósitos, secreciones, vómitos). Es importante recordar que todos los fluidos provenientes del paciente potencialmente están contaminados.

Previo o durante el traslado debe proveerse a la institución receptora al menos de la siguiente información:

- Características del accidente: ubicación, cantidad aproximada de víctimas, presencia de material radiactivo (si se conoce, el inventario de los radionucleidos involucrados).
- Características de la víctima transportada: condiciones médicas generales, presencia de contaminación, tratamientos realizados (incluye procedimientos de descontaminación); si acompaña en el traslado experto en protección radiológica.
- Tiempo de arribo estimado: solicitar ruta de ingreso al hospital (accesos, sector designado para asistir a las víctimas) y asistencia de especialistas en el tema.

3.6 Personas sin injurias convencionales o clasificados desde el punto de vista radiológico como pacientes de evaluación diferida.

Las personas que no presenten injurias convencionales se derivarán a un sector delimitado idealmente fuera del hospital, para que no interfiera con el desarrollo de las actividades del Departamento de Emergencias sobre todo en caso de víctimas múltiples. Allí se les realizará un monitoreo de la contaminación si no se realizó previamente. Los individuos que presenten evidencias de contaminación radiactiva externa se les efectuará los procedimientos de descontaminación correspondiente por personal experto en la materia.

Dadas las características del accidente o si en la reevaluación radiológica se sospechara contaminación radiactiva interna, se derivará a los pacientes a una institución sanitaria predeterminada para la toma de muestras correspondientes, su evaluación por expertos y eventualmente instauración de tratamiento.

4. PREPARACIÓN HOSPITALARIA INICIAL

4.1 Acciones antes del arribo de las víctimas

Las acciones son dirigidas por las autoridades previamente designadas en los planes de emergencia hospitalaria.

- Convocar al personal del Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas y Nucleares de la ARN (SIER-SIEN) si no se encontrara ya presente y activar el plan de contingencia hospitalario.
- Designar al personal responsable de coleccionar y actualizar toda la información disponible relacionada con el incidente. La misma debe registrarse por escrito, debiéndose incluir quién la proporciona y forma de contactarla.
- Movilizar a los expertos en radiación del plantel hospitalario (especialistas en radioterapia, medicina nuclear, radiólogos no involucrados en los estudios diagnósticos) para que puedan colaborar en las tareas de asesoramiento.
- Incorporar personal adicional de seguridad para el control de accesos y perímetros.
- Asignar e identificar claramente las áreas "limpias" o no contaminadas y "sucias" o contaminadas con material radiactivo estableciendo perímetros, puntos de control y un circuito de circulación para las víctimas y el personal. La circulación tendrá un único sentido de dirección, desde las áreas no contaminadas hacia las contaminadas. El objetivo principal es que nada ni nadie abandonen el área "sucia" hasta ser determinado libre de contaminación. Todas las medidas mencionadas con anterioridad tienden a restringir el esparcimiento de la contaminación.
- Preparar el material para efectuar la descontaminación. Se recomienda tenerlos almacenados en un lugar preestablecido.
- Cubrir el piso del corredor de ingreso y la sala de recepción y tratamiento con un material plástico antideslizante que facilite posteriormente la descontaminación del lugar. Las camillas también se cubrirán de igual modo o al menos con un par de sábanas limpias que se reemplazarán según necesidad.
- En el área "sucia" ubicar contenedores adicionales para desechos, bolsas plásticas grandes y cajas de guantes de látex en gran cantidad ya que estos últimos deberán cambiarse cuantas veces sea necesario. Asignar equipamiento de uso exclusivo (tensiómetros, monitores, cardiodesfibriladores, etc.).
- Identificar un sector para la admisión de víctimas no relacionadas con el incidente que pudieran seguir ingresando al hospital y de personas sanas con síntomas similares a los producidos por la radiación pero de origen psicológico ("worried well"). Este sector contará con personal de seguridad y staff médico capacitado (médicos clínicos, psicólogos y psiquiatras, enfermeros).
- Todo el personal encargado de la asistencia vestirá: gorros, máscaras o barbijos, cubre zapatos, protectores oculares, doble par de guantes de látex. El personal de seguridad

y administrativo llevará igual vestimenta pudiendo eventualmente prescindir de los protectores oculares, ya que no efectuará tareas asistenciales.

- Al arribo de las víctimas realizar un nuevo triage convencional y radiológico del que surgirán dos grupos de pacientes: víctimas probablemente irradiadas sin injurias convencionales severas y víctimas probablemente irradiadas con injurias convencionales severas.

5. ASISTENCIA HOSPITALARIA INICIAL

5.1 Víctimas probablemente irradiadas sin injurias convencionales severas

5.1.1 Detección de la contaminación radiactiva externa

- Documentar si previo al ingreso el paciente fue sometido a algún procedimiento de descontaminación.
- Si hay personal experto (oficiales de radioprotección): registrar los valores en la medición y retirar la vestimenta de ser necesario y si no se hizo antes. La técnica consiste básicamente en realizar cortes en las prendas (“de la cabeza a los dedos de los pies”) que permitan enrollarla de manera tal que, las superficie externa que estuvo en contacto con el contaminante permanezca hacia adentro. Guardar todas las pertenencias de las víctimas en bolsas cerradas, rotuladas y en un lugar perimetrado y vigilado alejado del resto de las personas.

Fundamento: entre un 80-90% de contaminación externa es removida retirando la vestimenta. La descontaminación debe ser realizada en forma adecuada y lo más pronto posible, constituyendo una verdadera urgencia terapéutica para así reducir tanto la exposición de la víctima como la del personal que la asiste.

- Si aún no se encuentran presentes los oficiales de radioprotección, asumir las víctimas como contaminadas hasta que se demuestre lo contrario.
- Realizar un interrogatorio que permita analizar el tipo de exposición sufrida:
 - localización exacta en el momento del accidente;
 - si se encontraba al descubierto y por cuánto tiempo;
 - interposición de elementos entre la fuente de radiación y la víctima;
 - presencia y tiempo de inicio de vómitos, diarrea o pérdida de la conciencia.

Fundamento: brinda información que será utilizada para la estimación de dosis.

5.1.2 Examen físico

- Control frecuente de signos vitales.
Fundamento: la fiebre y la hipotensión arterial no atribuibles a otras causas se relacionan con niveles elevados de exposición. La elevación de la temperatura axilar dentro de las 6 horas supone una dosis mayor que 2,5 Gy y la hipotensión arterial precoz con dosis no compatibles con la sobrevivencia.
- Indagar sobre si hubo pérdida de conciencia transitoria u otra alteración en la función del sistema nervioso central (SNC). Realizar un examen neurológico. Si las características del evento lo permiten y está disponible, se recomienda efectuar un electroencefalograma (EEG).

Fundamento: la evaluación del status neurológico no solamente esta dirigido a descartar injurias convencionales, ya que dosis altas pueden afectarlo. La pérdida de la conciencia generalmente precedida por vómitos precoces, estima dosis por encima de 15 Gy y se asocia a un compromiso neurológico severo y pronóstico ominoso. Suele asociarse a edema de papila, fiebre importante, colapso cardiovascular y coma.

El EEG no es mandatorio, pero puede evidenciar alteraciones en su trazado en forma precoz como consecuencia de una exposición. Actualmente se evalúa la aplicabilidad de estas modificaciones en la estimación de dosis recibida.

- Registrar la presencia de diarrea y/o vómitos y su tiempo de aparición.
Fundamento: menos del 10% de las víctimas desarrollan vómitos si la dosis es menor de 1 Gy, mientras la mayor parte lo hace cuando la dosis es superior a 2 Gy. El tiempo de presentación también se correlaciona con la dosis. La aparición de diarrea aguda y dolor intenso abdominal se asocia a dosis mayores que 3 Gy.
- Buscar la presencia de elementos extraños en la piel o las heridas. Si se descubren, deben ser removidos a la brevedad utilizando pinzas, evitando el contacto directo con las manos. El material obtenido será almacenado en un recipiente y se mantendrá preventivamente alejado de las personas ya que puede tratarse de material radiactivo.
- Examinar meticulosamente todo el cuerpo en busca de evidencias de exposición radiológica localizada o síndrome cutáneo radioinducido, mucositis, parotiditis, etc. Documentar la sensibilidad en el territorio afectado (dolor, parestesias) y tiempo de aparición.
Fundamento: de observarse lesiones eritematosas, flictenas y/o mucositis dentro de las primeras 6 horas hay que considerar la posibilidad que la dosis corporal total sea mayor a 4 Gy y la dosis localizada en piel muy elevada. La confección de los “mapas” o diagramas en gráficos corporales, puede contribuir a la determinación de la inhomogeneidad de la exposición. En contraste con las quemaduras térmicas, las lesiones en piel radioinducidas presentan característicamente un eritema, epitelitis seca o flictenas más tardíos con conservación inicial del vello. La evidencia de tumefacción y/o dolor parotídeo y la afectación de la mucosa yugal habla a favor de una exposición cefálica.

5.1.3 Exámenes de laboratorio

- Muestra basal de sangre para hemograma completo con fórmula y recuento diferencial de leucocitos e índice reticulocitario y luego uno cada 6 horas durante las primeras 48 horas.
Fundamento: las radiaciones ionizantes pueden provocar alteraciones tempranas en el hemograma. Los linfocitos son extremadamente radiosensibles y una caída del número absoluto indican exposición y su severidad se correlaciona con la dosis (ver Figura 1). Un descenso del 50% dentro de las primeras 24 horas seguido por un aún más severo descenso dentro de las 48 horas, caracterizan una exposición potencialmente letal. La tasa de declinación puede ser utilizada para la estimación de la dosis. La cinética de depleción linfocitaria predice la dosis entre un rango de 1 a 10 Gy con una resolución de aproximadamente 2 Gy.

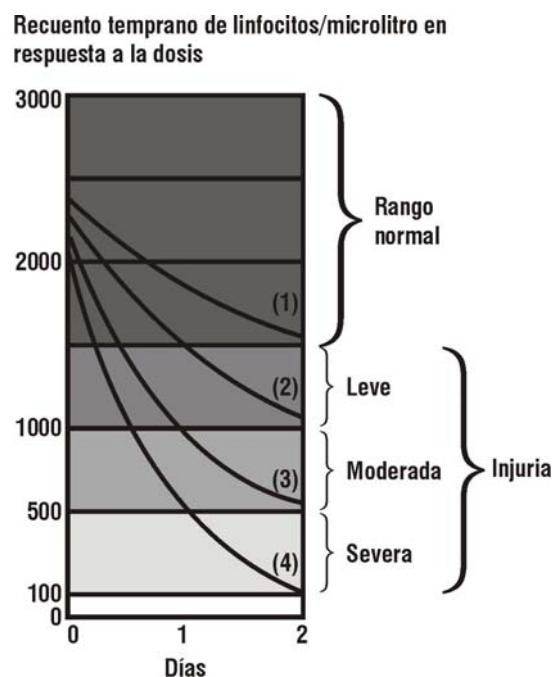
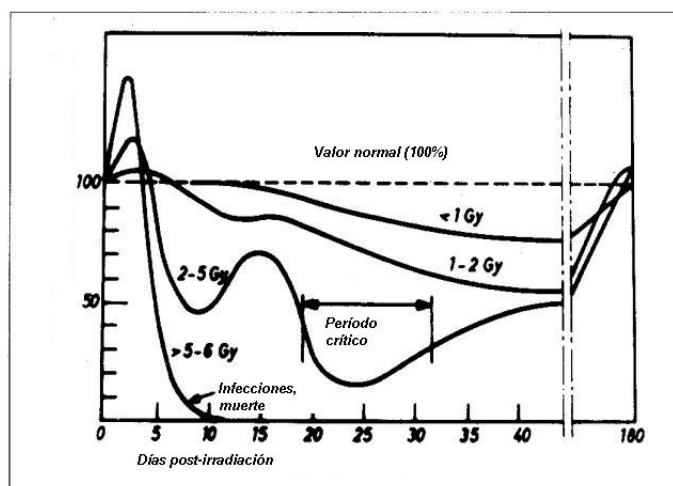


Figura 1. Curva de Andrews

Un aumento transitorio del recuento absoluto de los neutrófilos denominado “primer pico abortivo” se produce con dosis por encima de 1 Gy y la presencia de un “segundo pico” caracteriza las dosis en rangos de 1 a 5 Gy. La ausencia de este segundo ascenso se produce con dosis mayores de 5 Gy y es indicativo generalmente de dosis letales (ver Figura 2).



Comportamiento de los neutrófilos luego de distintas dosis de radiación (expresado como % del valor normal)

Figura 2

Sin embargo, en un escenario con víctimas en masa realizar todos estos análisis podrían superar las capacidades de los laboratorios por lo que en estos casos se recomienda 6 muestras obtenidas dentro de los 4 primeros días de la exposición.

Un cuadro basado en la observación de la depleción linfocitaria dentro de las 8-12 horas en sangre periférica permite estimar la dosis efectiva para rangos de dosis moderadas a altas (Tabla II). Una regla conservativa es que si el recuento es < 1000 linfocitos/ mm^3 dentro de las 24-48 horas en una paciente sin historia previa de linfopenia es sugerente de haber recibido al menos una dosis > 2 Gy.

Tabla II. Depleción linfocitaria en función de la dosis

Rango de dosis	Número absoluto de linfocitos 8-12 horas post-accidente
< 1 Gy	Normal - $2500/\text{mm}^3$
1-5 Gy	$1700 - 2500/\text{mm}^3$
5-9 Gy	$1200 - 1700/\text{mm}^3$
> 10 Gy	$< 1000/\text{mm}^3$

Dejar constancia siempre si entre cada toma de muestra la víctima requirió algún tipo de transfusión sanguínea para evitar errores que subestimen la dosis recibida.

- Si manifestó vómitos y diarrea en un tiempo menor a tres horas, considerar la toma de muestra de sangre periférica para la tipificación sanguínea incluyendo HLA.
Fundamento: esto es necesario ante la eventualidad de requerir una terapia sustitutiva (stem cells, células de cordón umbilical).
- Muestra de sangre precoz y a las 12 horas para dosimetría citogenética en tubos con heparina liofilizada o en su defecto jeringas con heparina sódica tal como se realiza en

la extracción de gases arteriales. Almacenarlos en la heladera a 4°C (no congelar), rotulados (nombre y hora de toma de la muestra) para su eventual análisis posterior en laboratorios especializados.

Fundamento: la dosimetría citogenética permite estimar la dosis corporal total, constituyendo en la actualidad un “gold standard” en lo que se refiere a biodosimetría. Se basa en el análisis de las aberraciones cromosómicas en los linfocitos circulantes generadas por los efectos de las radiaciones ionizantes y tiene un límite de detección de alrededor de 0,1 Gy. Las muestras requieren un tiempo de incubación previo de 48 a 72 horas. La técnica de condensación prematura de cromosomas (PCC) permite realizar una estimación dentro de las primeras 24 horas aun cuando la dosis involucrada sea muy alta. Otras técnicas basadas en la utilización de RNA mensajeros marcados están siendo desarrollados.

- Muestra sanguínea basal y a las 24 horas para obtener el valor basal de amilasa, transaminasa glutámico oxalacética (TGO) lactatodeshidrogena (LDH) y fosfatasa alcalina (FAL).

Fundamento: las parótidas son muy sensibles a la radiación. Su daño produce elevación de la amilasemia. Dosis mayores a 0,5 Gy corporal total o una exposición que comprometa el área en donde se ubican las parótidas pueden causar su elevación, pero el nivel alcanzado no se correlaciona bien con la dosis. La elevación de la TGO y del cociente LDH/FAL permiten una aproximación a la dosis recibida.

5.1.4 Detección de la contaminación interna

- Muestra de “soplido nasal” o hisopado nasal precoz (preferentemente dentro de la hora de transcurrida la exposición).

Fundamento: la actividad detectada en esta muestra puede representar hasta el 5% de la deposición del contaminante en los pulmones, sin embargo es indicativa, pero no concluyente de contaminación.

- Exudado de las heridas potencialmente contaminadas.
- Si se sospecha la incorporación de material radiactivo recolectar una muestra de orina en un frasco rotulado, si es posible de 24 horas o al menos conjuntamente con un valor de creatininemia. Esto permite a laboratorios especializados calcular la incorporación. La conservación en la heladera no es imprescindible.

Fundamento: muchos radionucleidos pueden incorporarse a la vía sistémica y ocasionar “irradiación interna” de los órganos y eliminarse por alguna vía. La incorporación es tiempo dependiente y fisiológicamente relacionado con la forma física y química del compuesto, por tal motivo se considera también una urgencia terapéutica.

- La recolección de materia fecal sólo se realizará en casos excepcionales en el caso de material con escasa absorción intestinal o eliminación por vía biliar. El análisis de las muestras en laboratorios especializados, también permite calcular incorporación.

5.1.5 Reevaluación permanente

Reinterrogar, observar y registrar la aparición de nuevos signos y síntomas relacionados con el síndrome agudo de radiación: fatiga, anorexia, vómitos y diarrea, cefalea, debilidad, alteración de los reflejos, parotiditis, hipoxemia, etc.

Fundamento: es importante recordar que la aparición y el tiempo de inicio de los síntomas y signos antes mencionados están estrechamente relacionado con el valor de dosis recibido. Además, permite detectar injurias convencionales inicialmente desapercibidas.

5.1.6 Tratamiento inicial

Tratamiento general:

- Antieméticos en caso de vómitos. El tratamiento profiláctico no es aconsejable dado que son, como vimos una herramienta fundamental en la biodosimetría junto a otros parámetro. Suelen autolimitarse dentro de las 48-72 horas. Los antieméticos más utilizados son los antagonistas de la serotonina como el ondansetron y el granisetron, también pueden utilizarse la metoclopramida.

- Antidiarreicos en caso de diarreas (ej loperamida, difenoxilato-atropina). Vale la misma aclaración sobre la profilaxis que el caso anterior. Pueden no autolimitarse.
- Reemplazo de fluidos y electrolitos según sea necesario.
- Profilaxis anti-ulcerosa.

Tratamiento del síndrome cutáneo radioinducido:

- Local: crema a base de trolamina tres veces por día que favorece la neovascularización, la vasodilatación local y la producción de tejido de granulación. En su defecto un quimioterápico ampliamente disponible en el mercado, compuesto por sulfadiazina de plata, vitamina A y lidocaína con propiedades antimicrobianas, regenerativas y anestésicas puede también ser perfectamente utilizado.
- General: pentoxifilina en dosis de 400 a 1200 mg/día vía oral. Mejora las condiciones hemorreológicas, disminuyendo la viscosidad sanguínea. Analgésicos del tipo antiinflamatorios no esteroides, de ser necesario. Antioxidantes como las vitaminas A, C y E por vía oral.
- En caso de quemaduras extensas > al 10% en niños y >15% en adultos la pérdida de agua y electrolitos a través de la piel lesionada requieren una rápida reposición para evitar el shock hipovolémico.
- Su asociación con cualquier otro tipo de injuria no resulta en un simple efecto aditivo de letalidad esperada, sino que se trata de una verdadera potenciación o sinergismo.

Tratamiento específico precoz de las injurias convencionales:

- Cierre de heridas, estabilización etc. La precocidad en estas intervenciones se debe a la posibilidad que algunos pacientes dependiendo de la dosis, evolucionen en los días posteriores con alteraciones hematológicas que dificulten los procesos de cicatrización y limitación de las infecciones.

5.1.7 Disposición del paciente

Se debe decidir la disposición del paciente aún previo a los resultados de laboratorio.

- Indicadores de hospitalización en víctimas con sospecha de irradiación:
 - a. Náuseas o vómitos < 4 horas de exposición.
 - b. Diarrea dentro de las 8 horas.
 - c. Dolor parotídeo y/o dolor abdominal.
 - d. Eritema temprano o extenso >10% de la superficie corporal.
 - e. Cefalea y/o alteración de la función del sistema nervioso central.
 - f. Hipotensión y/o fiebre no atribuible a otras causas.
 - g. Requerimiento de tratamiento parenteral de la contaminación interna.
 - h. Requerimiento de tratamiento hospitalario de la injuria convencional.
 - i. Alteraciones tempranas en el hemograma.
- Sin indicación de hospitalización o alta hospitalaria pero con seguimiento ambulatorio:
 - a. Personas asintomáticas.
 - b. Personas sin alteraciones en el hemograma.
 - c. Pacientes que no requieren tratamiento parenteral de contaminación interna.
 - d. Náuseas o vómitos más allá de las 4 horas de exposición (dependiendo de la disponibilidad de camas).

5.2 Víctimas probablemente irradiadas asociadas con injurias convencionales severas

5.2.1 Evaluar el ABC y Score de Trauma

Estabilizar a la víctima y no demorar su asistencia por la presencia o sospecha de contaminación; asumirlos como contaminados y proceder a manejarlos como tal hasta que se demuestre lo contrario. Tratar las injurias convencionales de acuerdo a los protocolos usuales.

Fundamento: las radiaciones ionizantes no son causa de compromiso inminente de la vida, como si lo son las injurias convencionales severas. Por tal motivo el diagnóstico y tratamiento de éstas últimas tienen prioridad absoluta sobre las radioinducidas.

5.2.2 Interrogar a la víctima (si es posible) o a terceros

El interrogatorio permitirá analizar las circunstancias del accidente y el tipo de exposición sufrida (contempla el punto 5.1.2).

5.2.3 Determinar la presencia de contaminación externa

Se procede como en el punto 5.1.1.

Un paciente contaminado externamente que presenta un acceso a la vía aérea (tubo endotraqueal, punción cricoidea) debe ser considerado contaminado internamente hasta que se demuestre lo contrario.

5.2.4 Proceder con los puntos 5.1.3 al 5.1.6 inclusive

5.2.5 Tratamiento

- Prioritariamente de la injuria convencional hasta su estabilización. Todos los procedimientos quirúrgicos importantes, deben ser realizados en forma precoz.
- La transfusión de concentrados de glóbulos rojos o de plaquetas puede estar indicado por las de pérdidas secundarias a las lesiones o el trauma. Idealmente las unidades a transfundir serán previamente irradiadas para eliminar la posibilidad de que leucocitos remanentes generen posteriormente una reacción injerto-vs-huésped en las víctimas que evolucionen con inmunosupresión. Cabe destacar que ésta reacción puede llegar hasta ser indistinguible de la radiotoxicidad inducida en los distintos órganos. Los hemoderivados así tratados provocan menores reacciones transfusionales, proporcionan algún grado de protección contra la aloinmunización, así como la posibilidad de adquirir citomegalovirus.
Fundamento: dependiendo de la dosis recibida, algunos pacientes en los próximos días podrán evolucionar con alteraciones hematológicas secundarias a la hipoplasia medular generada por el daño provocado por las radiaciones ionizantes en médula ósea. Esto último sumado a las injurias convencionales presenta un efecto sinérgico en la morbilidad de las víctimas ya que se dificultan los procesos de cicatrización, el control de las infecciones y mayor predisposición a hemorragias.
- El tratamiento del síndrome cutáneo inducido es similar al anterior, pero la evolución suele ser más tórpida y complicada.

6. DESCONTAMINACIÓN DE PACIENTES

Los procedimientos descontaminantes tienen las siguientes prioridades en este orden:

- a. Heridas;
- b. Orificios y mucosas;
- c. Piel sana con alta actividad radiactiva registrada;
- d. Piel sana con baja actividad registrada;
- e. Tratamiento de la contaminación interna.

Estos pacientes se admitirán en un área determinada del departamento de emergencias. La descontaminación de las víctimas tiene como finalidades reducir la dosis recibida por éstas, la prevención y minimización de la contaminación del personal involucrado y del medio ambiente. Las víctimas que no presenten injurias convencionales o las mismas sean muy leves es conveniente sean descontaminadas previo al ingreso al hospital.

El riesgo asociado a la atención de un paciente contaminado es proporcionalmente igual o menor a otro tipo de riesgos que comúnmente se enfrentan durante cualquier práctica médica realizada en los departamentos de la emergencia. Raramente las dosis que puede recibir el personal es de tal magnitud que requiera instituir, además de los procedimientos de control de la contaminación, la limitación del tiempo de permanencia.

Los oficiales de radioprotección monitorearán toda la superficie corporal y supervisarán los procedimientos.

Los procedimientos de descontaminación específicos requieren el conocimiento de la clase de material radiactivo involucrado y su forma química. El beneficio de remover el contaminante utilizando compuestos más específicos que podrían asociarse a efectos secundarios significativos en algunos casos, deberá balancearse con los efectos a corto y mediano plazo que pueden surgir si se omitieran. Las estimaciones del riesgo combinan el juicio profesional con la probabilidad de daño radioinducido durante la vida del paciente. Debido a todo esto la indicación de descontaminantes específicos deberá ser evaluada por los profesionales expertos en la materia.

La descontaminación específica sobrepasa los objetivos de la presente comunicación, por tal motivo no será tratada. Los protocolos de descontaminación específica han sido extensamente abordados en publicaciones previas (ver bibliografía).

6.1 Procedimientos para el tratamiento de la contaminación externa iniciales e inespecíficos

6.1.1 Descontaminación de heridas contaminadas

- Irrigación con abundante solución salina, evitando salpicaduras. El líquido resultante preferentemente debe ser colectado para evitar la dispersión y realizar la medición de la actividad resultante en él. Pueden utilizarse también detergentes de uso medicinal y solución iodopovidona.
- Las quemaduras contaminadas deben ser tratadas de la misma forma.
- Las heridas no contaminadas se cubrirán previo a descontaminar el resto del cuerpo.

6.1.2 Descontaminación de las mucosas y conjuntivas

- Se tratan irrigándolas con abundante solución fisiológica.
- En los senos paranasales puede utilizarse un catéter y manteniendo la cabeza hacia adelante.
- En los ojos la irrigación debe dirigirse hacia el ángulo externo.

6.1.3 Descontaminación de la piel sana

- La piel intacta contaminada puede ser lavada con agua tibia y jabón, protegiendo aquellas zonas que no lo están. El cepillado suave en forma centrípeta ayuda a eliminar en algún grado la contaminación retenida por la piel.
- Debe controlarse en todo momento el estado de la piel subyacente. Los procedimientos de descontaminación deben detenerse cuando lo indique el oficial de radioprotección o se evidencien signos de irritación cutánea. En este caso, cubrir el área afectada con crema dermatoprotectora, apósitos y algún material que facilite la transpiración de la piel. El material radiactivo retenido en los poros se transfiere a la superficie permitiendo su remoción.
- Para el cabello se utiliza el lavado con agua tibia y shampoo. Los acondicionadores ligan los contaminantes al pelo. Considerar el corte de cabello de ser necesario.

Para disminuir los niveles de contaminación remanente la eliminación del vello corporal mediante una afeitadora es efectiva.

6.2 Procedimientos para el tratamiento de la contaminación interna iniciales e inespecíficos

El enfoque general está dirigido a reducir la absorción y/o aumentar la eliminación o excreción de los radionucleidos incorporados. Los procedimientos aplicados en las personas contaminadas internamente tienen como finalidad reducir la deposición de radiación en los tejidos y la probabilidad de futuros efectos nocivos.

- Minimizar la absorción cuando es incorporado por vía digestiva, mediante la administración de antiácidos (hidróxido de aluminio-carbonato de magnesio) por vía oral. El aluminio contenido en estos es especialmente efectivo con el estroncio (reducción de un 50-80%).
- Aumentar la eliminación por materia fecal mediante la utilización de laxantes como el sulfato de magnesio y eventualmente enemas evacuantes. En ciertos tipos de contaminantes el incremento de su eliminación renal mediante el aumento de la hidratación y la diuresis forzada, permite disminuir considerablemente la carga del contaminante.
- Lavado gástrico hasta que el líquido de lavado esté libre de contaminación o que a pesar de repetidos maniobras no se logre disminuir más el grado de contaminación. Resulta efectiva dentro de las 2 horas de ingestión del contaminante y solamente está indicado en grandes incorporaciones por esta vía.

7. CONCLUSIONES

La respuesta médica en la fase inicial de una emergencia radiológica o nuclear no exige disponer de facilidades específicas. La asistencia de las víctimas puede ser abordada en forma eficaz y eficiente mediante la adecuación de la infraestructura sanitaria disponible, la planificación previa y el entrenamiento del recurso humano.

8. BIBLIOGRAFÍA

IAEA Safety Series Report N° 4 Planning the Medical Response to Radiological Accidents, 1998.

IAEA Safety Series Report N° 2 Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, 1998.

Valverde, N.; Gisone, P.; Cárdenas, J.; Sanhueza, S.; Pérez, M. del R. y Di Trano, J.L. Manual para el Tratamiento Médico en casos de Accidentes Radiológicos ARCAL RLA/9/031-XXXVII (2000).

Gusev, I.A.; Guskova, A. K.; Mettler, F.A. Medical Management of Radiation Accidents 2° Edition (2001).

Waselenko J.K. et ál. Medical Management of the Acute Radiation Syndrome: recommendations of the strategic national stockpile radiation work group. *Annals of Internal Medicine* 140 (12): 1037-51 (2004).

IAEA EPR Joint Radiation Emergency Management Plan of the International Organizations, 2004.

Goans, R.E. and Waselenko, J.K. Medical management of Radiological Casualties. *Health Phys* 89(5):505-512(2005).

Kening, K.; Goans, R.E. et ál. Medical Treatment of Radiological Casualties: current concepts. Ann Emergency Medicine 45(6):643-52 (2005).

ICRP 96 Protecting People against Radiation Exposure in the event of Radiological Attack, 2005.

IAEA EPR Medical Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, 2005.

IAEA EPR Manual for First Responders to a Radiological Emergency, 2006.

ARN PI-1/99. Di Trano, J.L.; Pérez, M. del R. y Gisone, P.A. "Guía para el tratamiento de personas accidentalmente sobreexpuestas a las radiaciones ionizantes – Contaminación interna".

ARN PI-24/98. Pérez, M. del R.; Di Trano, J.L. y Gisone, P.A. "Guía para el tratamiento de personas accidentalmente sobreexpuestas a las radiaciones ionizantes – Contaminación enterna".

**Base de Datos Meteorológica del CAE
para el programa PC CREAM.
Factor de Dilución Atmosférico
en distintos puntos del CAE y
las centrales nucleares argentinas**

Amado, V.A.

BASE DE DATOS METEOROLÓGICA DEL CAE PARA EL PROGRAMA PC CREAM. FACTOR DE DILUCIÓN ATMOSFÉRICO EN DISTINTOS PUNTOS DEL CAE Y LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

Amado, V.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En la primera parte de este trabajo se confecciona e incorpora a las bibliotecas del programa PC CREAM, desarrollado por el National Radiological Protection Board y la Unión Europea, el archivo EZEIZA.MET con la base de datos meteorológicos aplicable a la zona del Centro Atómico Ezeiza. Para ello se empleó información provista por el Servicio Meteorológico Nacional, correspondiente a la Estación Meteorológica Ezeiza durante el período 1996-2005. En la segunda parte, se presenta la metodología para estimar el factor de dilución atmosférico en un punto mediante el módulo PLUME del programa PC CREAM.

La metodología desarrollada fue aplicada para estimar el factor de dilución en puntos cercanos al Centro Atómico Ezeiza y a las centrales nucleares Atucha I y Embalse. En el primer caso se utiliza el archivo con la base de datos meteorológicos generado, mientras que para las centrales se emplean los archivos ya existentes ATUCHALO.MET y EMBALSE.MET respectivamente. Se comparan los factores de dilución obtenidos con los hallados en trabajos previos.

La metodología propuesta resulta una herramienta de utilidad para estimar los factores de dilución en forma simple y sistemática y, simultáneamente, permite la actualización de los datos meteorológicos empleados en las estimaciones.

1. INTRODUCCIÓN

El programa Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology (PC CREAM) fue desarrollado por la Nacional Radiological Protection Board (NRPB) y la Unión Europea para la evaluación de las consecuencias radiológicas de la descarga de efluentes radiactivos durante la operación normal de instalaciones nucleares y radiactivas [1].

En particular, el módulo PLUME del programa PC CREAM estima la dispersión atmosférica de emisiones continuas de radionucleidos a la atmósfera. Para ello se basa en un modelo de pluma Gaussiano semiempírico que considera que la remoción de actividad de la pluma puede ocurrir por tres procesos: decaimiento radiactivo, depósito húmedo y depósito seco [2]. Permite evaluar la siguiente información, como función de la distancia y de la dirección al punto de descarga:

- Concentración de Actividad en el aire (Bq/m^3)
- Tasa de Depósito ($\text{Bq/m}^2\text{s}$)
- Dosis Efectiva debido a la irradiación externa por radiación gamma (Sv/a)

Este módulo permite emplear una rosa de vientos uniforme o datos específicos del sitio, que deben ser incorporados como un archivo a las bibliotecas del programa.

Hasta el momento, las bibliotecas del PC CREAM tenían incorporados archivos con los datos meteorológicos de las dos centrales nucleares argentinas Atucha I (CNAI) y Embalse (CNE). Uno de los objetivos de este trabajo fue crear, y agregar a las bibliotecas del programa, un

archivo con los datos meteorológicos aplicable al Centro Atómico Ezeiza (CAE). El mismo fue elaborado a partir de la información brindada por el Servicio Meteorológico Nacional (SMN), correspondiente a la Estación Meteorológica Ezeiza durante el período 1996-2005, e incorporado con el nombre EZEIZA.MET.

2. BASE DE DATOS METEOROLÓGICOS PARA EL CENTRO ATÓMICO EZEIZA

Para la actualización de los datos meteorológicos del CAE y su incorporación a las bibliotecas del programa PC CREAM, se solicitó al Servicio Meteorológico Nacional los datos correspondientes al período 1996-2005. Los mismos se muestran en el punto 2.1, mientras que en 2.2 se presenta el archivo EZEIZA.MET.

2.1 Datos del Servicio Meteorológico Nacional

La Tabla 1 muestra los datos de la Estación Meteorológica Ezeiza durante el período 1996-2005.

Los datos corresponden a las direcciones desde las que proviene el viento. Están discriminados, de acuerdo a lo solicitado, en 16 sectores angulares centrados en los principales puntos cardinales y para un esquema de 8 clases de estabilidad de Pasquill: A, B, C, D, E y F sin lluvias y C y D con lluvias. También se consideran días de calma y viento variable.

Se puede observar que las mayores frecuencias se dan para los vientos provenientes del sector NE, y en segundo lugar para los del SE. La clase de estabilidad predominante es D y, en segundo lugar C. Las calmas constituyen menos del 5% de los casos y las situaciones de viento variable el 0,2%.

A partir de estos datos se confeccionó la base de datos meteorológicos para el Centro Atómico Ezeiza.

Tabla 1. Frecuencia absoluta de casos por dirección del viento horario y estabilidad (Pasquill). Fuente SMN, estación meteorológica Ezeiza, período 1996-2005.

Sin luvias	A	A-B	B	B-C	C	C-D	D	E	F	Total
N	6	68	423	213	1257	165	1104	660	560	4456
NNE	6	36	524	206	1008	189	1532	516	590	4607
NE	14	67	1127	380	2797	393	3079	1182	1326	10365
ENE	2	29	515	122	1344	121	1908	874	1038	5953
E	9	54	531	102	1086	84	1922	956	1062	5806
ESE	4	45	419	104	915	52	1654	742	946	4881
SE	6	66	544	114	1194	105	1936	726	1067	5758
SSE	4	40	371	66	757	51	1202	316	425	3232
S	14	63	587	110	1147	81	1737	505	798	5042
SSW	8	41	511	91	712	60	1067	282	565	3337
SW	10	47	605	86	909	55	1242	287	573	3814
WSW	5	35	447	54	661	30	884	317	539	2972
W	15	74	699	134	920	68	974	456	915	4255
WNW	5	51	562	108	624	85	563	307	696	3001
NW	5	66	655	172	1055	130	743	425	809	4060
NNW	3	57	389	210	921	128	531	456	514	3209
VRB	18	45	68	1	3	0	2	2	33	172
CLM	5	51	1238	0	1	0	50	0	2357	3702
Total	139	935	10215	2273	17311	1797	22130	9009	14813	78622

Con lluvias	C	C-D	D	Total	Con lluvias	C	C-D	D	Total
N	48	2	132	182	SW	63	0	423	486
NNE	57	0	210	267	WSW	48	0	243	291
NE	127	3	460	590	W	52	0	244	296
ENE	84	0	375	459	WNW	29	0	153	182
E	107	1	601	709	NW	54	0	131	185
ESE	90	0	786	876	NNW	44	0	89	133
SE	158	0	954	1112	VRB	2	0	5	7
SSE	97	0	634	731	CLM	0	0	47	47
S	127	0	836	963	Total	1276	6	6817	8099
SSW	89	0	494	583					

2.2 EZEIZA.MET

El programa PC CREAM [2] requiere que la distribución de frecuencias del viento se exprese en una única tabla como frecuencias relativas al número total de datos, pudiendo discriminar hasta en un máximo de 18 sectores que corresponden a las direcciones hacia donde fluye el viento y teniendo en cuenta las clases de estabilidad de la categoría considerada.

En este trabajo, por consistencia con los archivos de las centrales nucleares argentinas [3], se consideraron las 8 clases de estabilidad del esquema de categorías de Pasquill y 16 sectores que representan cada una de las direcciones hacia donde fluye el viento. Los sectores están centrados en los principales puntos cardinales y poseen una amplitud de 22,5°. El primero de ellos corresponde a la dirección Nor-Nordeste (NNE) y va desde 348,75° a 11,25°.

Para satisfacer los requisitos antes mencionados se procesaron los datos de la Tabla 1 obteniendo los datos de la Tabla 2, de la siguiente manera:

- Los datos asociados a una clase de estabilidad mixta (ejemplo A-B) fueron divididos a la mitad y cada mitad sumada a cada clase (en el ejemplo, clases A y B).

- La frecuencia relativa se obtiene dividiendo por 82 793, que es el número total de casos sin considerar las frecuencias asociadas a calma o a dirección variable.

- Para que los datos correspondan a la dirección hacia donde fluye el viento (y no a la dirección desde la cual proviene el viento, como en la Tabla 1) se debió rotar la distribución de frecuencias en 180°. Por ejemplo, los datos que originalmente estaban asociados al sector N fueron asignados al sector S.

Finalmente los datos de la Tabla 2 se pasaron a un formato de texto adecuado para ser interpretado por el PC CREAM, lo que constituye el archivo denominado EZEIZA.MET que actualmente forma parte de las bibliotecas del programa.

Tabla 2. Datos meteorológicos obtenidos adaptando los datos de la Tabla 1 al programa PC CREAM.

	NNE (1)	NE (2)	ENE (3)	E (4)	ESE (5)	SE (6)
A	3,44E-04	4,05E-04	2,72E-04	6,28E-04	3,68E-04	4,59E-04
B	6,97E-03	8,11E-03	5,94E-03	9,70E-03	7,75E-03	9,35E-03
C	9,51E-03	1,18E-02	8,49E-03	1,23E-02	8,70E-03	1,46E-02
D	1,32E-02	1,53E-02	1,09E-02	1,22E-02	7,31E-03	9,76E-03
E	3,41E-03	3,47E-03	3,83E-03	5,51E-03	3,71E-03	5,13E-03
F	6,82E-03	6,92E-03	6,51E-03	1,11E-02	8,41E-03	9,77E-03
C (c/p)	1,07E-03	7,61E-04	5,80E-04	6,28E-04	3,50E-04	6,52E-04
D (c/p)	5,97E-03	5,11E-03	2,94E-03	2,95E-03	1,85E-03	1,58E-03
	SSE (7)	S (8)	SSW (9)	SW (10)	WSW (11)	W (12)
A	3,80E-04	4,83E-04	2,90E-04	5,74E-04	1,99E-04	4,35E-04
B	6,31E-03	6,81E-03	7,79E-03	1,63E-02	7,13E-03	7,36E-03
C	1,32E-02	1,75E-02	1,46E-02	3,85E-02	1,77E-02	1,42E-02
D	7,19E-03	1,43E-02	1,96E-02	3,96E-02	2,38E-02	2,37E-02
E	5,51E-03	7,97E-03	6,23E-03	1,43E-02	1,06E-02	1,15E-02
F	6,21E-03	6,76E-03	7,13E-03	1,60E-02	1,25E-02	1,28E-02
C (c/p)	5,31E-04	5,92E-04	6,88E-04	1,55E-03	1,01E-03	1,30E-03
D (c/p)	1,07E-03	1,61E-03	2,54E-03	5,57E-03	4,53E-03	7,27E-03
	WNW (13)	NW (14)	NNW (15)	N (16)		
A	3.20E-04	4.71E-04	2.90E-04	5.50E-04		
B	5.96E-03	7.66E-03	5.12E-03	8.13E-03		
C	1.20E-02	1.57E-02	9.85E-03	1.50E-02		
D	2.03E-02	2.40E-02	1.48E-02	2.15E-02		
E	8.96E-03	8.77E-03	3.82E-03	6.10E-03		
F	1.14E-02	1.29E-02	5.13E-03	9.64E-03		
C (c/p)	1.09E-03	1.91E-03	1.17E-03	1.53E-03		
D (c/p)	9.49E-03	1.15E-02	7.66E-03	1.01E-02		

3. FACTOR DE DILUCIÓN

El factor de dilución en un punto x, también llamado factor de dispersión, es la concentración de radionucleido $C(x)$ en ese punto normalizada por la descarga Q [4]:

$$F_d = \frac{C(x)}{Q} \quad (1)$$

Debido a que el factor de dilución es la parte geométrica de la ecuación de dispersión, resulta independiente del radionucleido descargado. La importancia de determinar su valor radica entonces en que una vez conocido, permite calcular la concentración de cualquier radionucleido en ese punto sólo con conocer la cantidad descargada por la instalación.

El módulo PLUME requiere, antes de iniciar cualquier corrida, el ingreso de los datos de los radionucleidos descargados y del sitio de emplazamiento de la instalación que se detallan en el punto 3.1. En el punto 3.2 se muestra como estimar el factor de dilución en un punto, empleando el módulo en cuestión.

3.1 Parámetros de ingreso del módulo PLUME [2]

Datos del radionucleido descargado:

- Tasa de descarga (Bq/s)

- Velocidad de Depósito (m/s)

La velocidad de depósito está asociada al material que es removido de la pluma al impactar sobre la superficie u obstáculos, tales como la vegetación. Se define como el cociente entre el material depositado sobre la superficie, por unidad de área y de tiempo, y la concentración de aire por unidad de volumen en la superficie. Los valores asignados por el programa son nulos para H-3, C-14 y gases nobles; 10^{-2} m/s y 10^{-5} m/s para I inorgánico y orgánico respectivamente, y 10^{-3} m/s para los otros radionucleidos. No obstante puede optarse por valores diferentes a estos.

- Coeficiente de Lavado (1/s)

El coeficiente de lavado permite calcular el depósito húmedo. Se define como la fracción de material de la pluma que es removido por unidad de tiempo, debido a las precipitaciones. Los valores adoptados por el programa son nulos para H-3, C-14 y gases nobles y de 10^{-4} 1/s para los otros radionucleidos, aunque pueden emplearse otros.

Datos del Sitio:

- Altura Efectiva de Descarga

La altura efectiva de descarga es la altura que alcanza la pluma por encima del punto de descarga. La elevación del material liberado a la atmósfera puede deberse tanto a la velocidad vertical como a la energía térmica de la descarga [1].

El módulo permite variar esta altura entre 0 y 100 m.

- Distancia del punto de descarga al de evaluación

El rango de distancias aceptables varía entre 0,3 km y 3000 km, pudiendo seleccionarse hasta 20 puntos de evaluación en la misma corrida. Las distancias con más de 2 decimales son redondeadas al valor más próximo.

Cabe aclarar que solo se debe ingresar el módulo de la distancia, sin tener en cuenta la dirección.

- Rosa de Vientos

El programa permite emplear una rosa de vientos uniforme o datos específicos del sitio. En el último caso los datos deben ser incorporados a las bibliotecas del programa PC CREAM como un archivo de extensión .MET, considerando alguno de los 3 esquemas de categorías de estabilidad posibles.

- Rugosidad del terreno

Este parámetro está asociado a la dispersión de la pluma por turbulencia mecánica. Existen 7 valores disponibles asociados a distintos tipos de terreno, que varían entre 0,01 y 4 m.

- Esquema de categorías de estabilidad a emplear

Los tres esquemas posibles son: Pasquill, Hosker/Smith y Doury.

La elección del esquema depende de la disponibilidad de los datos meteorológicos específicos.

Una vez ingresados los datos y realizada la corrida, se obtienen las magnitudes mencionadas en la introducción (concentración en aire, tasa de depósito y dosis efectiva debido a la irradiación externa por radiación gamma). Para cada punto de evaluación, caracterizado por la distancia desde el punto de descarga, el valor de estas magnitudes es discriminado en todos los sectores de la rosa de vientos. Por lo tanto, para interpretar el resultado correctamente habrá que seleccionar el valor del sector correspondiente a la dirección del punto de evaluación (que como se mencionó, no es un parámetro requerido por el PLUME).

3.2 Método de cálculo del Factor de dilución

La metodología que se describe a continuación fue aplicada anteriormente para estimar el factor de dilución en la ubicación del grupo crítico de la Central Nuclear Embalse [5] y en la del grupo crítico de la Central Nuclear Atucha I [6]. Para esto se utilizó en cada caso la base meteorológica correspondiente a esa instalación [3]. El factor de dilución obtenido con el PC CREAM en el caso de la CNAI es el considerado actualmente en los modelos ambientales y de evaluación de la ARN.

Si se considera una descarga unitaria (1 Bq/s), la concentración en aire (expresada en Bq/m³) es numéricamente igual al factor de dilución (en unidades s/m³) [5]. Entonces, el método para estimar el factor de dilución consiste en evaluar la concentración en el punto de interés debido a la descarga de 1 Bq/s, mediante el módulo PLUME.

Como se mencionó en el punto 1 el módulo considera la remoción de actividad de la pluma por decaimiento radiactivo, depósito húmedo y depósito seco [2]. Tales procesos dependen del radionucleido y no deberían ser tenidos en cuenta en la estimación del factor de dilución. Aplicando el PLUME a radionucleidos de distinto semiperíodo de desintegración se verificó que la corrección por decaimiento radiactivo es despreciable para todas las distancias analizadas. Respecto a la remoción por depósito, se excluye del cálculo tomando la velocidad de depósito y el coeficiente de lavado iguales a cero. Por lo tanto se calcula la concentración en aire de un radionucleido cualquiera, utilizando los siguientes datos de entrada:

- Tasa de descarga: 1Bq/s
- Velocidad de Depósito (m/s): 0
- Coeficiente de Lavado (1/s): 0

Los datos que dependen del sitio deberán ser determinados en cada caso. En particular, en el punto 4.1 se muestran los datos asociados a puntos cercanos al CAE y a las centrales nucleares argentinas.

4. FACTOR DE DILUCIÓN PARA EL CAE Y LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

Para estimar el factor de dilución atmosférico en puntos cercanos al CAE y a las centrales nucleares CNAI y CNE se aplicó la metodología descrita en el punto 3.2. En el punto 4.1 se detallan los datos del sitio considerados para realizar las evaluaciones mientras que en el 4.2 se presentan los resultados.

4.1 Parámetros específicos para cada emplazamiento

Para cada uno de los sitios se estimó el factor de dilución en 48 puntos. Se emplearon 3 distancias entre el punto de descarga y el de evaluación y en cada una de ellas se consideraron los 16 sectores de la rosa de vientos. Los datos utilizados son:

- Altura Efectiva de Descarga

CAE: 10 m

CNAI: 40 m

CNE: 60 m

- Distancia del punto de descarga al de evaluación

Para cada sitio de emplazamiento se emplearon 3 distancias: 0,3 km, 1 km y 5 km.

- Rosa de Vientos

CAE: Base meteorológica actualizada del archivo EZEIZA.MET (detallada en el punto 2.2 de este trabajo)

CNAI: ATUCHALO.MET. Los datos de este archivo son aplicables a escala local, para el grupo crítico y la zona circundante (hasta una distancia de 10 km desde el punto de emisión de la central). Proviene de los registros meteorológicos de la Central Nuclear Atucha, correspondientes al año 1996 [3].

CNE: EMBALSE.MET. Los datos de este archivo son datos regionales interpolados a la escala local, puesto que al momento de realizarse el archivo no se contaba con datos locales, y provienen de la base de datos generada por el programa PC-COSYMA [3].

- Rugosidad del terreno: 0,3 m para los 3 sitios. Este valor es el recomendado en [2] para áreas agrícolas.

- Esquema de categorías de estabilidad: Pasquill (consistente con los archivos .MET empleados).

Una vez ingresados los datos se realizaron las corridas. Los resultados obtenidos se muestran a continuación.

4.2 Resultados

Los factores de dilución F_d obtenidos mediante el programa PC CREAM en cada uno de los 48 puntos de evaluación asociados al CAE se muestran en la Figura 1, mientras que las Figuras 2 y 3 presentan los correspondientes a la CNAI y la CNE.

A partir de las figuras se puede observar la disminución del factor de dilución con la distancia y su fluctuación de acuerdo a las direcciones del viento, representadas por cada uno de los 16 sectores. Los máximos son consistentes con las direcciones de viento más frecuente de cada sitio.

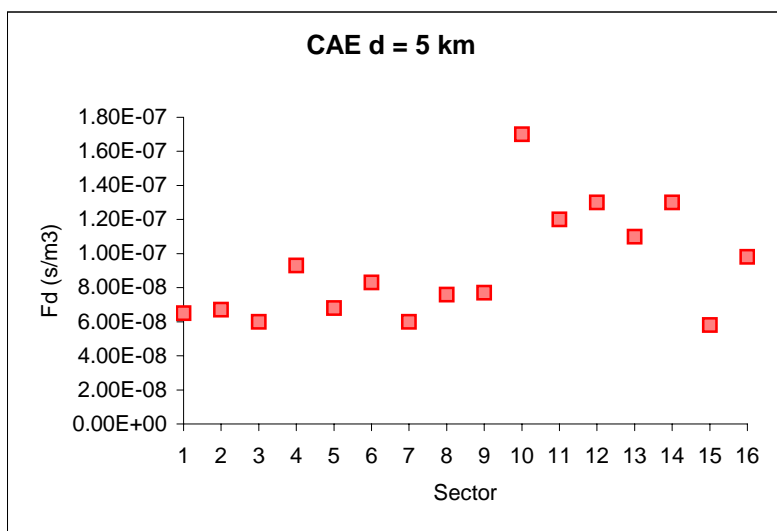
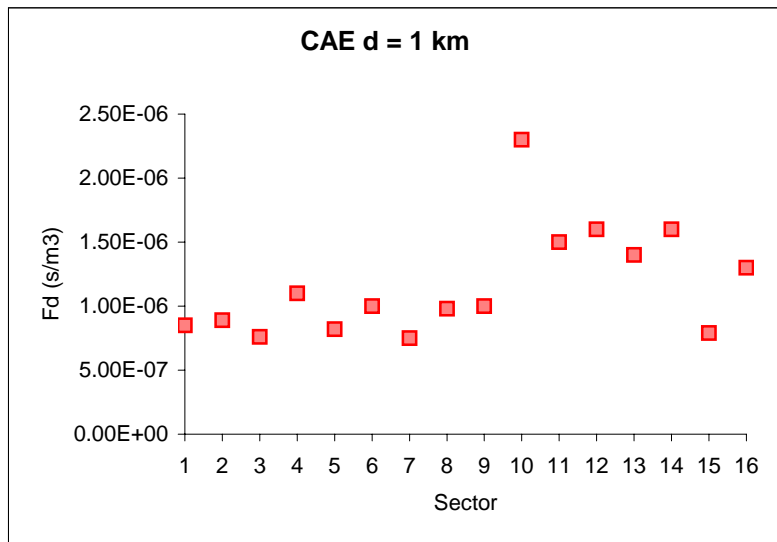
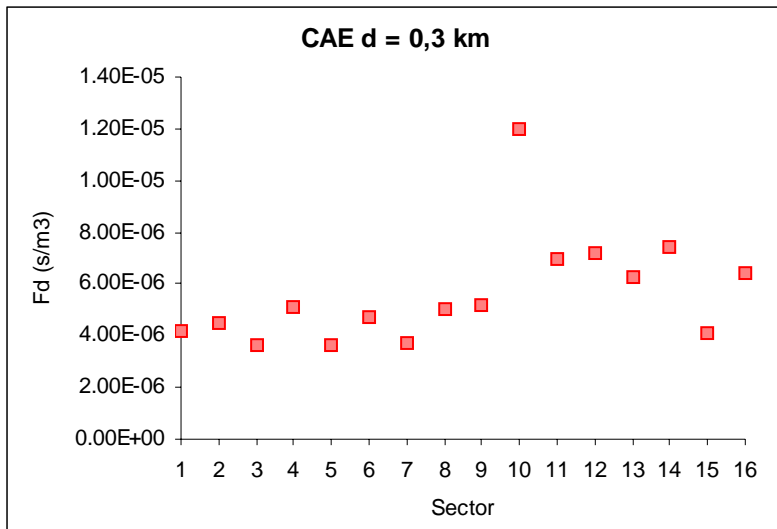


Figura 1. Factores de Dilución para el CAE, en 3 distancias distintas discriminadas en los 16 sectores de la rosa de vientos.

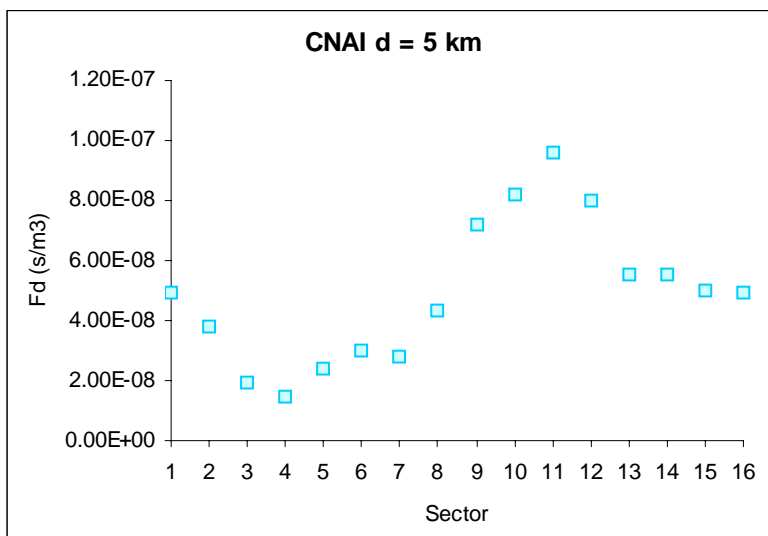
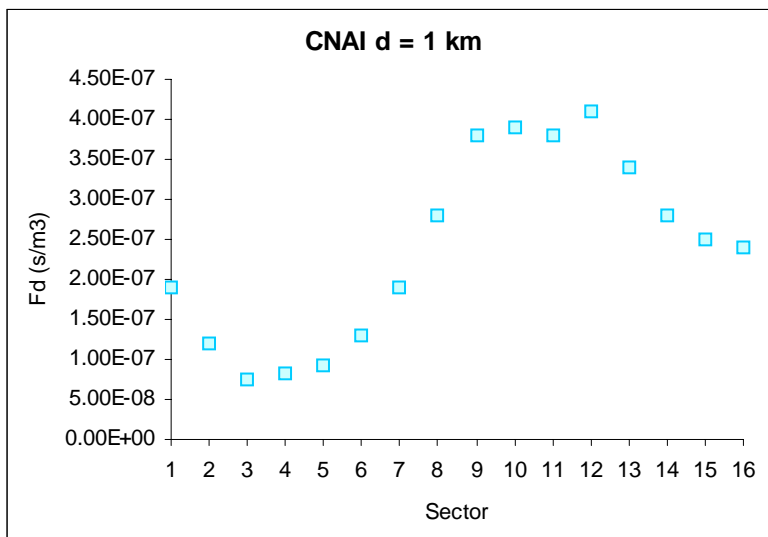
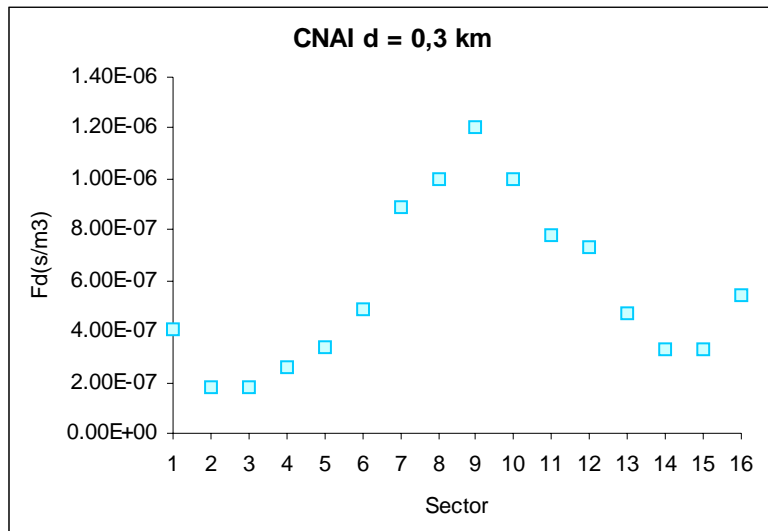


Figura 2. Factores de Dilución para la CNAI, en 3 distancias distintas discriminadas en los 16 sectores de la rosa de vientos.

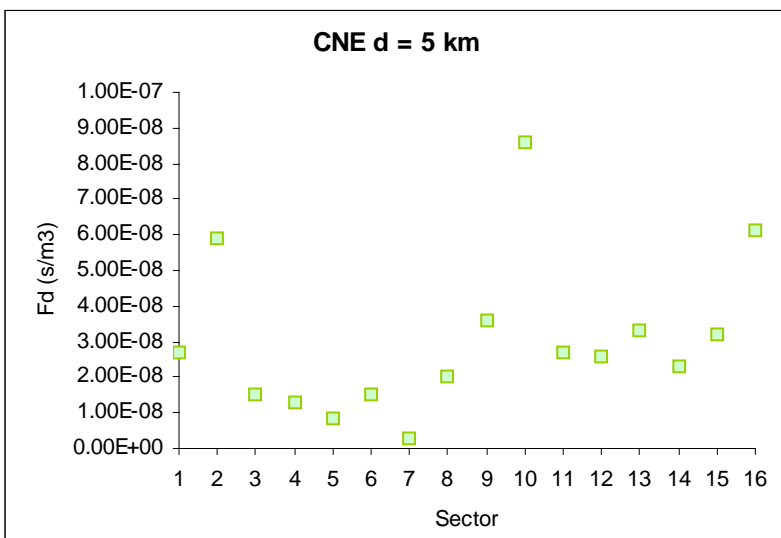
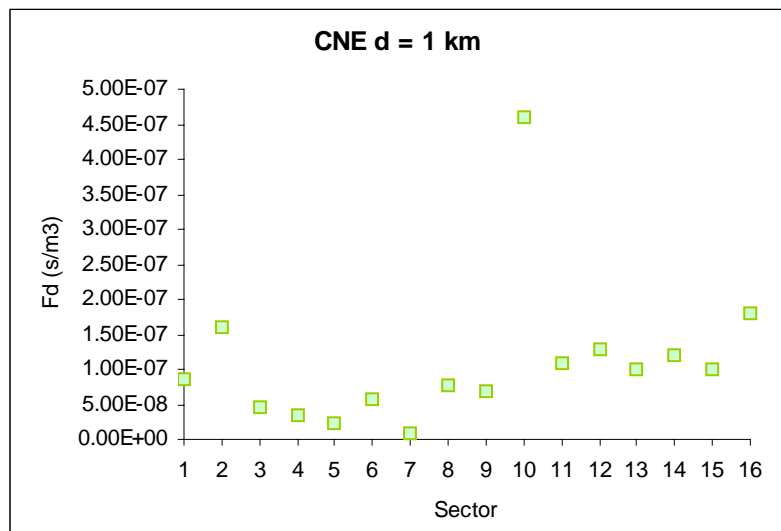
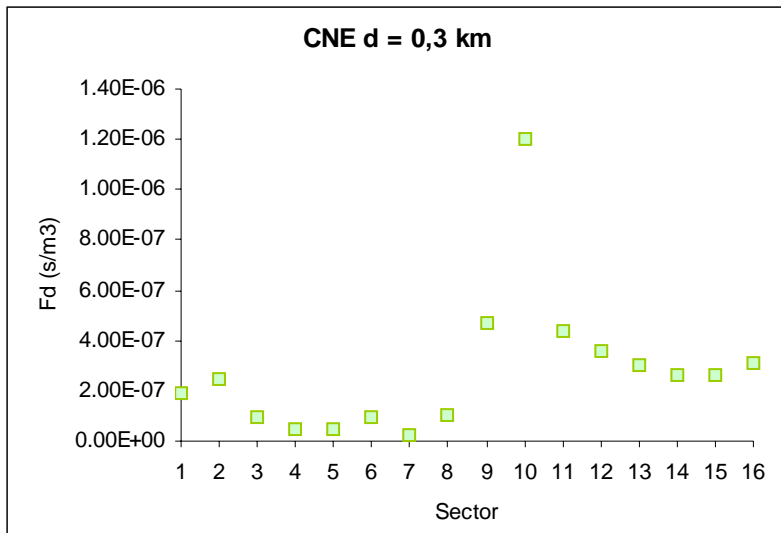


Figura 3. Factores de Dilución para la CNE, en 3 distancias distintas discriminadas en los 16 sectores de la rosa de vientos.

5. COMPARACIÓN CON FACTORES DE DILUCIÓN PREVIOS

Existen valores previos de los factores de dilución anuales provenientes de los estudios micro-meteorológicos del emplazamiento del CAE [7] y de las dos centrales nucleares, [8] y [9]. Los tres estudios fueron realizados por Berri, G. y Robbio, C., empleando la misma metodología. Las principales diferencias entre dicha metodología y la utilizada por el PC CREAM se presentan brevemente en el punto 5.1. Los resultados de ambas estimaciones se comparan gráficamente en el punto 5.2 y se analizan en 5.3.

5.1 Comparación de los modelos

La metodología utilizada por Berri, G. y Robbio, C. para estimar los factores de dilución anuales se basa en la expresión de la concentración unitaria dada en [10] para emisiones continuas que se suponen distribuidas por el viento de acuerdo con la distribución anual de frecuencias en las distintas condiciones meteorológicas. Por lo tanto depende de parámetros tales como la distancia entre el punto de evaluación y el de descarga, la altura efectiva, los coeficientes de dispersión, la velocidad a la altura de la descarga y la frecuencia para la clase de estabilidad, dirección y velocidad. La expresión empleada por el programa PC CREAM [1] para estimar la concentración en aire no difiere substancialmente de la de Berri, G. y Robbio, C., sin embargo hay diferencias en los parámetros utilizados. Algunas de estas son [2], [7], [8] y [9]:

- La expresión utilizada por el programa PC CREAM considera 8 clases de estabilidad en el esquema de Pasquill: A, B, C, D, E y F sin lluvias y C y D con lluvias; mientras que Berri, G. y Robbio, C. tomaron las 6 clases de Pasquill sin lluvias.

- La velocidad a la altura de la descarga empleada por el programa PC CREAM se calcula para cada clase de estabilidad a partir de la velocidad característica de esa clase y teniendo en cuenta un índice asociado a la rugosidad del terreno. Donde las velocidades características de las clases de estabilidad de Pasquill A, B, C, D, E y F son 1, 2, 5, 5, 3 y 2 m/s respectivamente.

Berri, G. y Robbio, C. en cambio, dividieron la velocidad del viento en 8 intervalos caracterizados por: 1, 2,5; 3,5; 4,5; 5,5; 7, 9 y 11 m/s respectivamente.

- Las frecuencias empleadas por el programa PC CREAM difieren de las de los trabajos de Berri, G. y Robbio, C. puesto que en cada caso son consistentes con las clases de estabilidad y las velocidades a la altura de la descarga consideradas.

- Los coeficientes de dispersión empleados en el programa PC CREAM surgen de aproximaciones lineales y cuadráticas de los coeficientes estimados gráficamente por Pasquill mientras que Berri, G. y Robbio, C. los calculan por medio de las fórmulas recomendadas por Briggs.

5.2 Comparación de los Resultados

En las Figuras 4, 5 y 6 se comparan los factores de dilución F_d estimados con el PC CREAM y los calculados por Berri, G. y Robbio, C. en los trabajos [7], [8] y [9]. Para esto se estudió la correlación representando a los primeros en el eje y, y a los segundos en el eje x del mismo gráfico, junto con la recta esperable si los valores obtenidos por ambos métodos fueran iguales.

En las figuras mencionadas se puede observar que los puntos presentan una dispersión importante y se apartan de la recta considerada ideal. Por lo tanto, no es posible afirmar que exista una correlación lineal entre los factores de dilución estimados con el PC CREAM y los obtenidos por Berri, G. y Robbio, C. en los trabajos [7], [8] y [9].

La diferencia entre ambas estimaciones queda evidenciada también en la Figura 7. Esta muestra la diferencia relativa porcentual de los factores de dilución estimados con el PC CREAM, respecto de los dados por Berri, G. y Robbio, C. en cada instalación. Donde la diferencia porcentual está definida como:

$$\% DR = \frac{F_{dPCCREAM} - F_{dBerryRobbio}}{F_{dBerryRobbio}} \times 100$$

Solo fueron graficados los puntos con una diferencia relativa de entre -100% y 100%, respecto de los valores dados por los autores citados. Estos puntos representan el 94% de los 48 factores de dilución estimados con el PC CREAM para el CAE, el 100% para la CNAI y el 83% para la CNE. Por otro lado, el porcentaje de puntos con una diferencia relativa de entre -50% y 50% es de 77% para el CAE, 65% para la CNAI y 40% para la CNE. Finalmente, el porcentaje de puntos con una diferencia porcentual positiva es de 56% para el CAE, 17% para la CNAI y 27% para la CNE; mientras que los porcentajes de puntos con diferencia porcentual negativa son respectivamente 38%, 83% y 56%. Los porcentajes mencionados para cada instalación se muestran, a modo de resumen, en la Tabla 3.

Tabla 3. Porcentaje de puntos para las tres instalaciones y distintas diferencias relativas porcentuales de los factores de dilución estimados con el PC CREAM respecto de los dados por Berri y Robbio. El 100% de los puntos para cada instalación es 48, que corresponde a la cantidad de factores de dilución estimados.

Porcentaje de puntos con:	CAE	CNAI	CNE
DR entre -100% y 100%	94	100	83
DR entre -50% y 50%	77	65	40
DR positiva	56	17	27
DR negativa	38	83	56

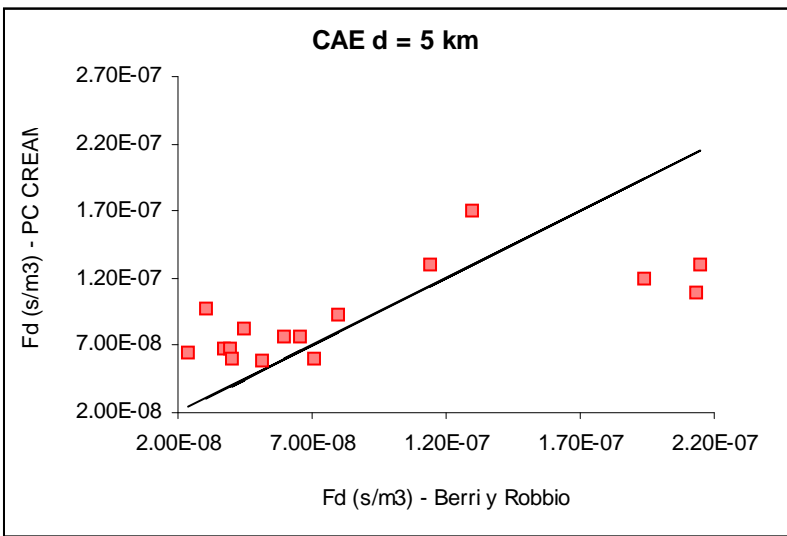
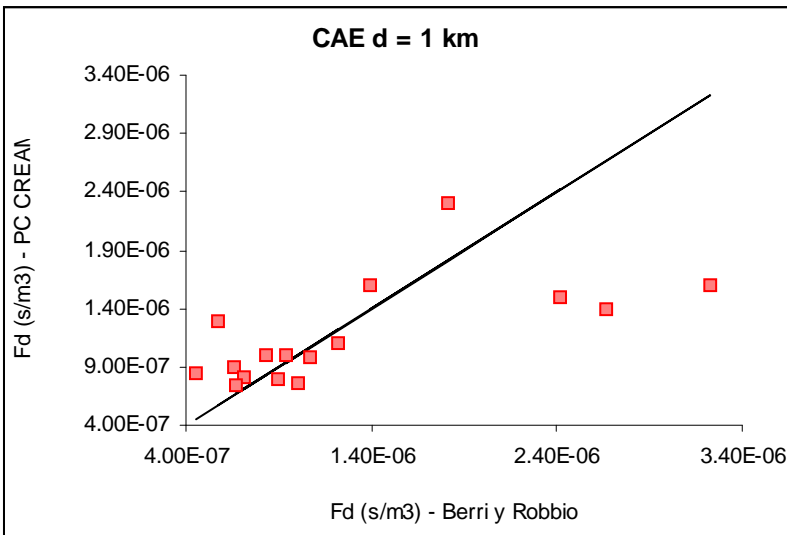
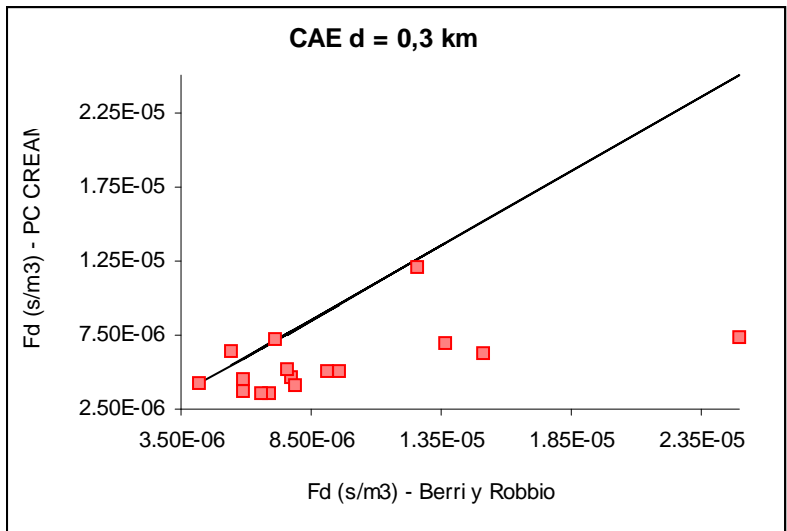


Figura 4. Comparación de los factores de dilución obtenidos empleando el PC CREAM, con los calculados en el trabajo [7] de Berri, G. y Robbio, C. para el CAE.

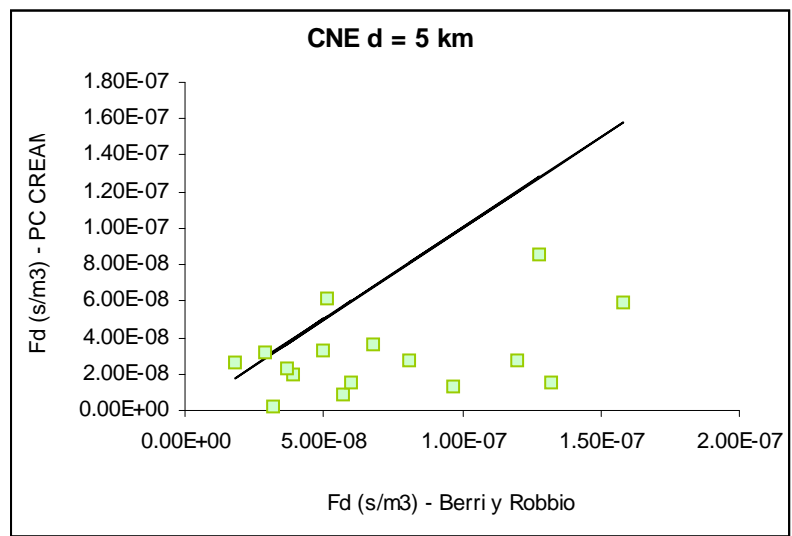
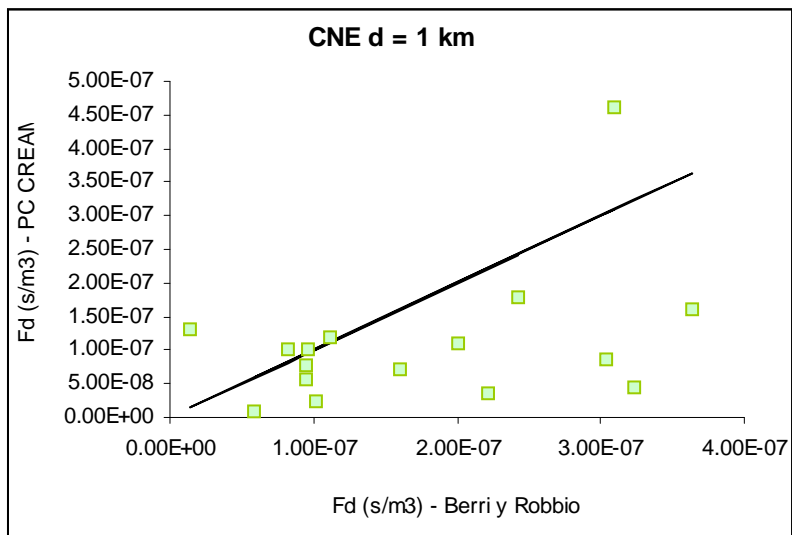
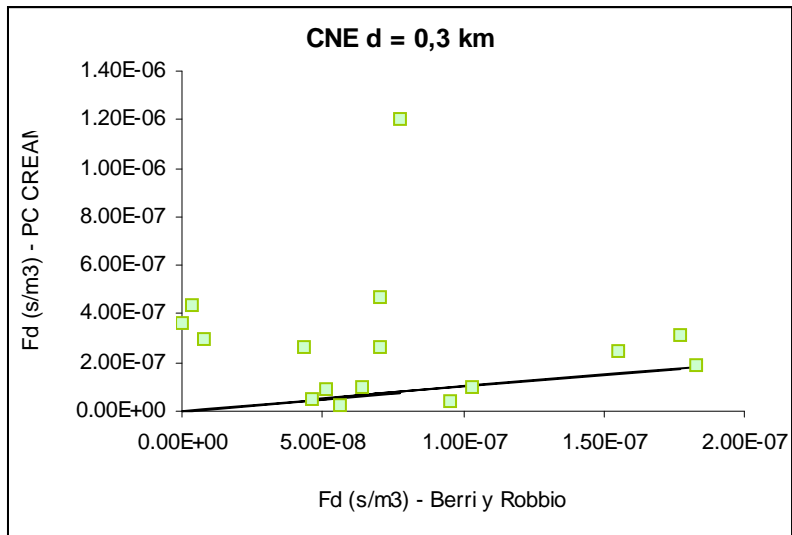


Figura 6. Comparación de los factores de dilución obtenidos empleando el PC CREAM, con los calculados en el trabajo [9] de Berri, G. y Robbio, C. para la CNE.

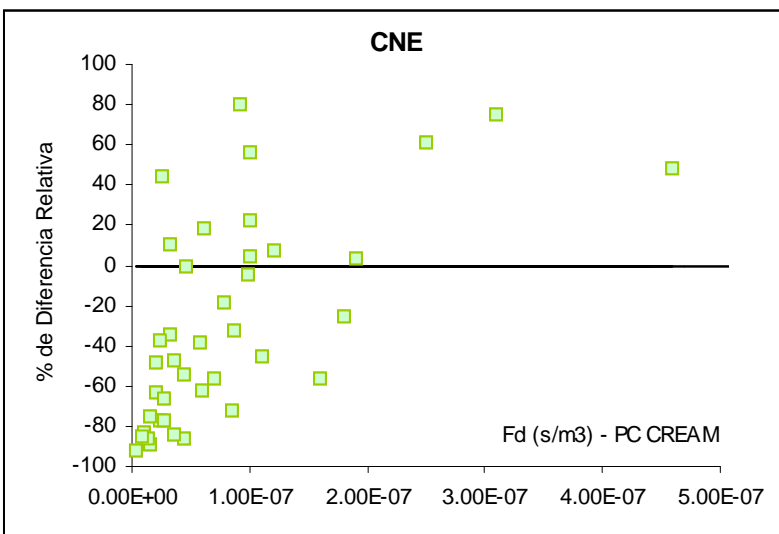
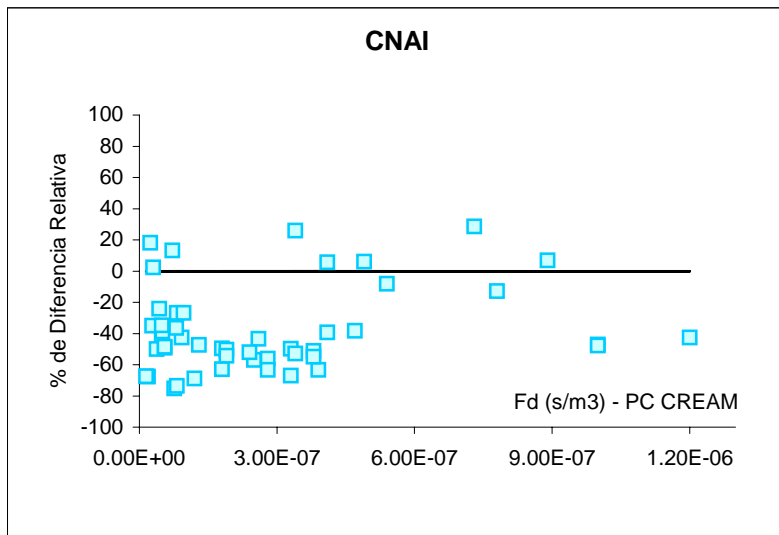
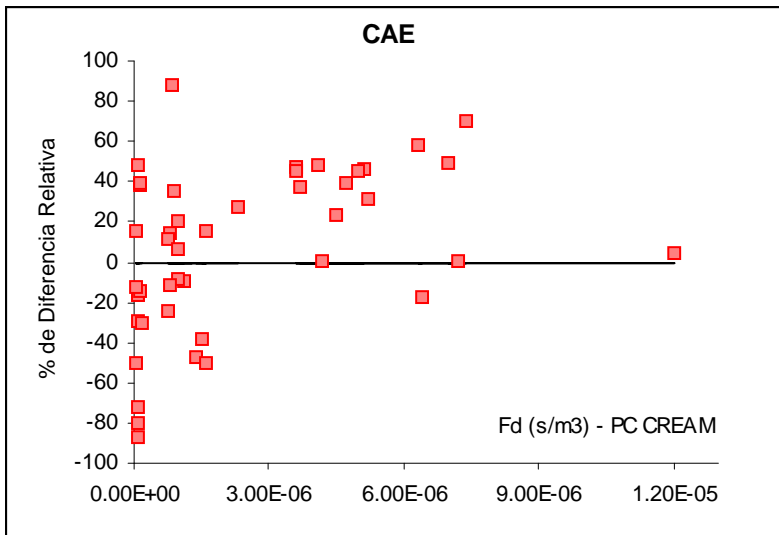


Figura 7. Porcentaje de Diferencia Relativa para los factores de dilución estimados con el PC CREAM, respecto de los estimados por Berri, G. y Robbio, C. en cada sitio

5.3 Análisis de los resultados

Las bases meteorológicas empleadas por Berri, G. y Robbio, C. corresponden a datos obtenidos en las estaciones micrometeorológicas del CAE y de la CNAI, durante el año 1979, y en la de la CNE en el período 1979-1981.

Los datos meteorológicos utilizados en este trabajo son, como fue indicado en el punto 4.1, los contenidos en los archivos EZEIZA.MET, ATUCHALO.MET y EMBALSE.MET. El primero fue confeccionado a partir de la información provista por el Servicio Meteorológico Nacional, correspondiente a la Estación Meteorológica Ezeiza durante el período 1996-2005 y el segundo contiene los registros meteorológicos de la CNAI del año 1996. El archivo de la CNE proviene de la base de datos generada por el programa PC-COSYMA, ya que al momento de su confección no se disponía de datos locales [3]. Por lo tanto, en la zona de Embalse, fue necesario emplear datos regionales, interpolados y rellenados de acuerdo a consideraciones climatológicas [11].

Las bases meteorológicas del CAE son las que presentan mayores diferencias entre sí. Esto se debe a que los datos fueron tomados con 17 años de diferencia y a que la cantidad de registros del trabajo de referencia es mucho menor a la considerada por el SMN. Sin embargo, a partir de la Tabla 3, se puede ver que el mayor porcentaje de puntos con diferencia relativa porcentual entre -50% y 50% se da en el caso del CAE. Por lo tanto, la utilización de datos meteorológicos distintos no parece ser un factor de peso en la discrepancia entre los factores de dilución estimados en este trabajo y los de referencia.

Existen además diferencias asociadas a la metodología empleada para calcular los factores de dilución a las que se podría atribuir la falta de similitud entre los resultados. Estas fueron descriptas brevemente en el punto 4.1.

Entonces, dado que las estimaciones de los factores de dilución difieren tanto en los datos meteorológicos como en los parámetros utilizados en la expresión para determinar la concentración unitaria en aire, es esperable la discrepancia entre los resultados presentados en este trabajo y los de referencia [7], [8] y [9].

7. CONCLUSIONES

En la primer parte de este trabajo se confeccionó e incorporó a las bibliotecas del programa PC CREAM el archivo EZEIZA.MET con la base meteorológica actualizada aplicable a la zona del Centro Atómico Ezeiza. Para ello se emplearon los datos de la Estación Meteorológica Ezeiza, período 1996-2005, provistos por el Servicio Meteorológico Nacional.

En la segunda parte se presentó una metodología para estimar el factor de dilución atmosférico en un punto aplicando el módulo PLUME del programa PC CREAM, desarrollado por la Nacional Radiological Protection Board (NRPB) y la Unión Europea.

Se aplicó la metodología presentada para estimar el factor de dilución atmosférico en puntos cercanos al Centro Atómico Ezeiza y a las dos centrales nucleares argentinas. En el primer caso se empleó el archivo con la base de datos meteorológicos generado, mientras que para las centrales se utilizaron los archivos ya existentes.

Finalmente, los resultados obtenidos fueron comparados con los de trabajos previos. Se observó que si bien son del mismo orden, existen diferencias que podrían explicarse debido al empleo de bases meteorológicas y parámetros de los modelos distintos.

No obstante las diferencias encontradas, la metodología presentada resulta una herramienta sumamente útil ya que estima los factores de dilución en forma simple y sistematizada, a la vez que permite la actualización de los datos meteorológicos empleados en las estimaciones.

AGRADECIMIENTOS

La autora desea agradecer al Servicio Meteorológico Nacional, por los datos brindados, y a Héctor Bruno y Adriana Curti, por sus valiosos comentarios y sugerencias acerca del presente trabajo.

REFERENCIAS

1. Simmonds, J.R.; Lawson, G. and Mayali, A. A Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment, EUR 15760 EN, European Commission, Luxembourg, 1995.
2. National Radiological Protection Board. Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology (PC-CREAM 97), NRPB-SR296, Chilton, 1997.
3. Huggenberger, D. Bases de Datos Meteorológica para el PC CREAM (no editado).
4. Quintana, E. y Gavini, R. Aspectos ambientales de la eliminación de tritio en las centrales nucleares argentinas, 5th Regional Congreso on Radiation Protection and Safety, Brasil, 2001.
5. Curti, A. y Alonso Jiménez, M. Dosis en la población. Comparación de los resultados del código CREAM con resultados de modelos vigentes en la ARN, 5th Regional Congreso on Radiation Protection and Safety, Brasil, 2001.
6. Bruno, H.; Curti, A.; López, F. y Quintana, E. Actualización de los Ki de la Central Nuclear Atucha I. Informe de Trabajo RN-IT-012/04, Buenos Aires, Argentina, 2004.
7. Berri, G.A. y Robbio, C.A. Estudio Micrometeorológico del Emplazamiento del Centro Atómico Ezeiza, CNEA-NT31/86, Buenos Aires, Argentina, 1986.
8. Berri, G.A. y Robbio, C.A. Estudio Micrometeorológico del Emplazamiento de la Central Nuclear en Atucha, CNEA-NT32/86, Buenos Aires, Argentina, 1986.
9. Berri, G.A. y Robbio, C.A. Evaluación Meteorológica del Emplazamiento de la Central Nuclear Embalse Período 1972-1981, CNEA-NT5/83, Buenos Aires, Argentina, 1983.
10. OIEA. Dispersión atmosférica en relación con el emplazamiento de centrales nucleares. OIEA N° 50, SG-S3, 1982.
11. Salles, M.A. y Huggenberger, D.A. Informe General de la Configuración de la Base de Datos de Población de las Centrales Nucleares Atucha y Embalse para el programa PC-COSYMA, Buenos Aires, Argentina, 1999 (no editado).

Programas para el monitoreo de la exposición interna: criterios para su diseño

Rojo, A. M. y Gómez Parada, I.

PROGRAMAS PARA EL MONITOREO DE LA EXPOSICIÓN INTERNA: CRITERIOS PARA SU DISEÑO

Rojo, A. M. y Gómez Parada, I.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

Se presenta una introducción a aspectos relevantes para el control de la exposición interna de los trabajadores. Este texto podrá servir de guía para decidir si es necesario implementar un plan de monitoreo para la exposición interna en un área determinada y analizar cuales son los factores que deben ser considerados para el diseño del mismo. Por otra parte, podrá constituir una herramienta para la actualización de los planes de monitoreo vigentes, sobre la base de las publicaciones actuales de dosimetría interna como es el Estándar Internacional ISO 20553 "Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material", publicaciones específicas del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) y en particular se consideran conclusiones de Proyectos de la Comunidad Europea como el Proyecto OMINEX ("Optimization of Monitoring for Internal Exposures"), y el Proyecto IDEAS (implementado en el sistema experto de IDEA).

OBJETIVO

Este documento presenta criterios para determinar la necesidad del monitoreo en las diferentes prácticas que involucran el empleo de fuentes abiertas con posibilidad de incorporación por parte de los trabajadores y los requerimientos para asegurar que una exposición definida (mayor que un cierto nivel establecido) puede ser detectada.

El monitoreo involucra tanto las mediciones como la interpretación de las mismas para la evaluación de la dosis efectiva comprometida. Como parte del diseño de un programa de monitoreo se debe considerar la frecuencia de las mediciones, los requerimientos para el registro, y el aseguramiento de la calidad. Un aspecto importante del diseño de un plan de monitoreo es encontrar el balance entre los recursos necesarios y la efectividad del monitoreo.

El propósito general del monitoreo de la exposición interna es verificar y documentar que cada trabajador esté adecuadamente protegido contra los riesgos de la incorporación de radionucleidos y que la protección cumpla con los requerimientos legales. De esta manera, forma parte del programa de protección radiológica global, y comprende una evaluación para identificar las situaciones en las cuales hay un riesgo de exposición interna de los trabajadores, la cuantificación de la probable incorporación de material radiactivo y la resultante dosis efectiva comprometida recibida.

De acuerdo a los diferentes propósitos se distingue entre monitoreo rutinario, monitoreo especial, monitoreo confirmatorio y monitoreo operacional.

TIPOS DE MONITOREO

Monitoreo Rutinario: está asociado a operaciones que puedan resultar en exposiciones normales. Las mediciones en un monitoreo rutinario son fijadas a tiempos predeterminados que no se rela-

cionan con ningún evento de incorporación conocido. Las decisiones son tomadas de antemano en lo que respecta a los métodos, la frecuencia y los modelos metabólicos involucrados.

Tiene como objetivo demostrar que las condiciones de trabajo, incluyendo los niveles de dosis individual, cumplen con los requerimientos legales. En un programa de monitoreo rutinario se asume que la posibilidad de incorporación y las condiciones de trabajo permanecen razonablemente constantes.

Monitoreo Especial: se lleva adelante para cuantificar exposiciones significativas luego de un evento anormal o la sospecha del mismo (incidentes o accidentes). Los casos más frecuentes se presentan cuando los resultados del monitoreo rutinario exceden los niveles de investigación derivados (NID) establecidos.

A diferencia del monitoreo rutinario, aquí se tiene alguna presunción sobre el momento de la incorporación, por lo tanto se reduce la incertidumbre en la evaluación. En estos casos el propósito de la evaluación de la dosis incluye la asistencia en las decisiones de las contramedidas (ejemplo: terapia de decorporación), el cumplimiento de los requerimientos legales y la colaboración en la mejora de las condiciones de trabajo.

Monitoreo Confirmatorio: puede ser necesario para chequear las hipótesis consideradas en los procedimientos previamente seleccionados para el diseño del monitoreo rutinario.

Monitoreo Operacional: es específico para obtener información de una operación particular acotada en el tiempo, o luego de modificaciones importantes en la instalación o en los procedimientos de operación, o para confirmar que el monitoreo rutinario es adecuado.

Todos estos tipos de monitoreo pueden ser llevados a cabo para un trabajador individual (monitoreo individual) o pueden estar relacionados con mediciones efectuadas en el área de trabajo (monitoreo de área). Particularmente se detallan las características del monitoreo rutinario.

Monitoreo rutinario individual

Es el realizado sobre cada uno de los trabajadores expuestos. Consiste en la determinación de la actividad retenida en el cuerpo y /o de la actividad excretada.

Los métodos de monitoreo individual de aplicación en los trabajadores dependen en principio de la naturaleza de los radionucleidos presentes y la biocinética respectiva. Los emisores γ generalmente serán monitoreados por medición directa de la carga corporal. El monitoreo individual de emisores α y β requiere el análisis de excretas. Las limitaciones en la sensibilidad de los métodos disponibles hace necesario en algunos casos recurrir a la medición de la concentración de actividad en el aire con monitores personales.

Monitoreo rutinario de área

Permite realizar la evaluación de la exposición para un grupo de trabajadores asumiendo similares condiciones de trabajo para todos, así como también igualdad en todos los factores que influyen en las dosis resultantes. Los objetivos principales de este monitoreo son:

- Aportar información para la evaluación de la exposición de los trabajadores
- Detectar rápidamente condiciones alteradas o anormales haciendo posible la toma de medidas correctivas, y

- Proveer información para el diseño de los programas de monitoreo individual de los trabajadores.

En el caso particular de exposición interna, se aplica fundamentalmente cuando el monitoreo individual no es apropiado por no tener la sensibilidad suficiente para radionucleidos de muy larga retención en el organismo o por imponerse una frecuencia impracticable para radionucleidos de retención muy corta. En algunos casos los resultados del monitoreo de área son necesarios para reforzar el monitoreo individual.

El monitoreo rutinario de área incluye el monitoreo colectivo (Monitoreo individual de trabajadores seleccionados que representan al grupo total de trabajadores) y mediciones de aire y superficie del lugar de trabajo. La contaminación superficial no está directamente relacionada con la exposición individual pero puede ser un indicador de un incremento de la posibilidad de incorporación.

El monitoreo continuo de los aerosoles es importante porque la inhalación es la principal ruta de incorporación para los trabajadores.

El establecimiento de un sistema de monitoreo de aire para detectar y evaluar exposiciones colectivas o individuales requiere el conocimiento de las condiciones del área y de los materiales manipulados en ella. El diseño del sistema necesita ser ajustado al nivel de incorporación esperada. Los resultados del monitoreo de aire pueden ser usados para estimar la incorporación, pero teniendo en cuenta que estimar una incorporación solo en base al dato de la actividad en aire puede conducir a errores importantes.

Los resultados del monitoreo de aire pueden ser considerados representativos si:

- está confirmado que no subestiman las incorporaciones estimadas con mediciones "in vivo" o "in vitro", y
- son valores ratificados por un programa confirmatorio de monitoreo que involucre monitoreo de aire individual o mediciones en el individuo.

En el caso de emisores α la medición de soplido nasal es otra manera de detectar la inhalación. Un resultado positivo de esas mediciones puede ser usado como indicador para subsiguientes investigaciones sobre todos los trabajadores del grupo. También pueden ser de utilidad para reducir las incertidumbres al fijar el momento de la incorporación para la evaluación de la dosis.

DISEÑO DE UN PROGRAMA DE MONITOREO

1.- Evaluar la necesidad de un programa de monitoreo rutinario

Los factores que llevan a determinar la necesidad de diseñar un plan de monitoreo son:

- la magnitud de la probable incorporación y,
- la necesidad de reconocer un evento significativo de incorporación si éste ocurre.

Para la determinación de la magnitud de una posible incorporación pueden utilizarse los resultados de monitoreos previos tales como medición de la actividad en el aire o mediciones individuales.

En caso de no disponer de este tipo de información, la siguiente regla, proveniente de publicaciones ampliamente aceptadas (citadas en las referencias 15 a 17) puede dar un orden de magnitud de la probable incorporación anual.

$$\text{Probable Incorporación Anual} = 10^{-4} \times \frac{\text{Actividad promedio manipulada}}{\text{día}} \times \frac{\text{días laborables}}{\text{año}}$$

Cuando el material sea muy volátil un factor 10^{-3} será más adecuado, mientras que una protección extra puede considerarse reduciendo en un factor 10 la probable incorporación.

Debe tenerse en cuenta que su aplicación tiene algunas limitaciones. Tal es el caso de compuestos de baja actividad específica, como el uranio natural. La aplicación de esta fórmula a estos casos determinaría una actividad, que expresada en masa, resulta tan elevada que no es factible respirarla (se considera que no es posible que en el caso de dispersión de material radiactivo una persona incorpore por inhalación una masa mayor a 10 mg).

Para poder reconocer un evento significativo de incorporación si este ocurre, el primer paso es un análisis de los procesos, identificando los radionucleidos y los compuestos manipulados, la posibilidad de liberación, la duración de posibles exposiciones, el tamaño del aerosol (AMAD), y otros factores que puedan influir en una dada exposición.

El siguiente paso es el cálculo de las probables exposiciones sobre la base de los coeficientes de dosis para los materiales identificados. Así los trabajadores son clasificados en grupos de acuerdo a la *Magnitud de la Posible Incorporación* (MPI). Estos grupos son: MPI "no significativa", MPI "baja" y MPI "alta".

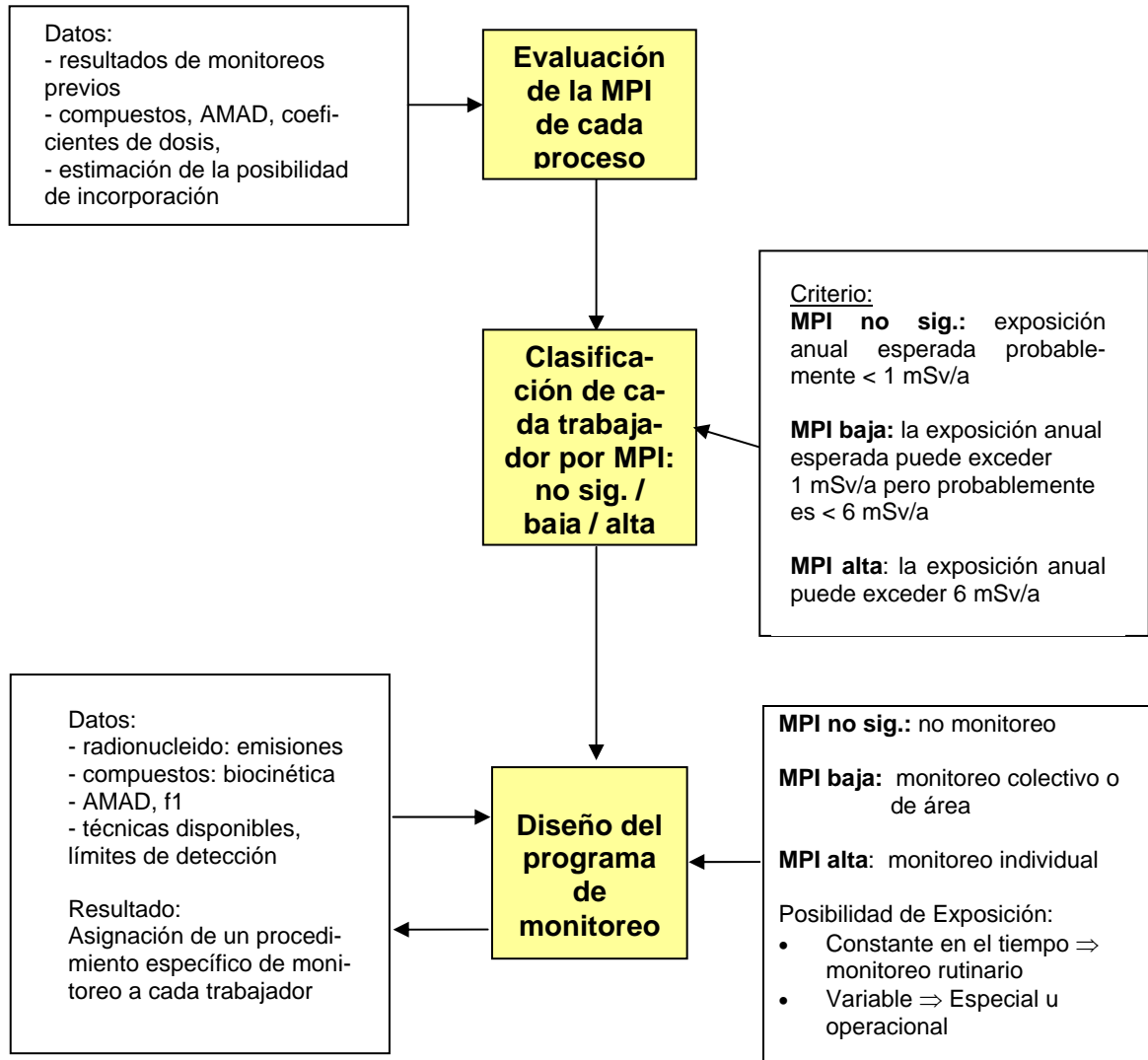
El Estándar Internacional "ISO 20553" utiliza esta clasificación de los trabajadores para establecer un criterio en cuanto a decidir si es o no necesario el monitoreo rutinario individual y/o de área. Este criterio se basa en aceptar valores de referencia de dosis efectiva. Estos valores de referencia fijados por el estándar mencionado, se presentan en el gráfico 1, donde se esquematiza la identificación de las posibles incorporaciones, la consecuente clasificación de los trabajadores y el diseño del programa del monitoreo.

Para los trabajadores clasificados como "MPI no significativa", no es necesario un monitoreo rutinario, siempre que no existan cambios significativos en los procesos o en las hipótesis asumidas para la evaluación de la necesidad del monitoreo.

Los trabajadores clasificados como de "MPI baja", serán monitoreados, permitiéndose así la cuantificación de sus exposiciones anuales, pero el monitoreo no estará necesariamente basado en mediciones individuales. Se podrán usar mediciones colectivas tales como mediciones de actividad en aire con muestreadores fijos.

Los trabajadores clasificados como de "MPI alta", deberán ser monitoreados individualmente, permitiendo así una estimación confiable de la exposición anual y asegurando que la necesidad de medidas correctivas sea reconocida a tiempo.

El proceso de evaluación y especialmente las hipótesis consideradas serán verificadas regularmente y siempre que los cambios significativos de un proceso de trabajo puedan influir en la posibilidad de incorporación de los trabajadores. (monitoreo confirmatorio).



MPI: Magnitud de la Posible Incorporación
No sig.: no significativa

Gráfico 1. Pasos para el diseño de un programa de monitoreo

2.- Implementación del Programa de Monitoreo Rutinario

El programa de monitoreo para la dosimetría de la exposición interna comprenderá tanto las mediciones como la interpretación de las mismas en término de dosis efectiva comprometida.

Al diseñar un programa de monitoreo rutinario se observarán los siguientes requerimientos generales:

- ◆ Las consecuencias resultantes del desconocimiento del tiempo transcurrido entre la incorporación y la medición serán limitadas de manera que en promedio sobre varios intervalos de monitoreo, las incorporaciones no se subestimen, y la máxima subestimación sobre una única incorporación no exceda un factor 3;
- ◆ Se asegure que toda exposición que pueda exceder 1 mSv/año sea detectada.

La frecuencia de medición requerida para un monitoreo rutinario depende de la retención y excreción del radionucleido, la sensibilidad de las técnicas disponibles y de las incertidumbres que se acepten cuando se estima la incorporación y la dosis efectiva.

Si se supone que la incorporación ocurrió en la mitad del intervalo de monitoreo, la condición de que la posible subestimación máxima no exceda un factor 3 se expresa como una relación entre las funciones de retención o de eliminación (según se trate de mediciones directas o indirectas).

En efecto:

$I_{(\Delta T)}$: Valor de la incorporación al día posterior al último muestreo

$I_{\left(\frac{\Delta T}{2}\right)}$: Valor de la incorporación a la mitad del período de muestreo

$$I_{(\Delta T)} = \frac{\text{medición}}{R(\Delta T)}; \quad I_{\left(\frac{\Delta T}{2}\right)} = \frac{\text{medición}}{R\left(\frac{\Delta T}{2}\right)}$$

donde : $R(t)$ es valor que toma la función de retención al tiempo t posterior a la incorporación.

La condición de que la posible subestimación máxima no exceda un factor 3 implica:

$$\frac{I_{(\Delta T)}}{I_{\left(\frac{\Delta T}{2}\right)}} \leq 3 \quad \Rightarrow \quad \left(\frac{R\left(\frac{\Delta T}{2}\right)}{R(\Delta T)} \right) \leq 3$$

En caso de tratarse de mediciones de actividad excretada la expresión es la misma, donde $R(t)$ se reemplaza por $E(t)$, que es la tasa de excreción al tiempo t posterior a la incorporación.

Para el segundo requerimiento, esto es, asegurar que toda exposición que pueda exceder 1 mSv/año sea detectada, se debe cumplir:

En el caso de mediciones "in vivo":

$$e(50) \times \frac{LD}{R(\Delta T)} \times \frac{365}{\Delta T} \leq 1 \frac{mSv}{año}$$

donde:

$\frac{LD}{R(\Delta T)}$ es la incorporación correspondiente a una medición igual al *límite de detección*, (LD) en un período de muestreo, en el supuesto más desfavorable de que la incorporación haya tenido lugar el día siguiente al último muestreo

$e(50)$ es el coeficiente de dosis efectiva comprometida que corresponda aplicar

$\frac{365}{\Delta T}$ es el número de períodos de muestreo en un año

De la misma manera, en el caso de mediciones “*in vitro*”

$$e(50) \times \frac{LD}{E(\Delta T)} \times \frac{365}{\Delta T} \leq 1 \frac{mSv}{año}$$

Los objetivos de un programa de monitoreo y el modo en que éste es organizado se documentará incluyendo las bases para interpretar los resultados. El programa de monitoreo se revisará a través de monitoreos confirmatorios después de cualquier modificación en la instalación, en la operación o en los requerimientos regulatorios.

Otros elementos de importancia a considerar en el diseño de un programa de monitoreo son:

- El establecimiento de las tolerancias máximas de incumplimiento en las frecuencias de medición establecidas.
- Reglas claras para la recolección de las muestras de orina o heces (lo recomendado es: orina de un período de 24 hs y heces de 3 día consecutivos).
- Normas para evitar la contaminación externa (para mediciones *in vitro* e *in vivo*).
- La definición de los niveles de referencia.

3.- Niveles de Referencia

Los Niveles de Referencia son valores de una dada magnitud por encima de los cuales se tomará una acción o decisión particular. El propósito de estos niveles es evitar trabajo no productivo e invertir recursos innecesariamente, los que podrían ser destinados con mejor criterio para algo más necesario. Los niveles de referencia incluyen **los niveles de registro**, por encima de los cuales un resultado debe ser registrado y por debajo del mismo será ignorado y **los niveles de investigación**, valores por encima de los cuales una exposición debe ser confirmada con investigaciones adicionales y las causas o implicancias tendrán que ser examinadas (tabla 1).

El Estándar Internacional ISO 20553 fija los niveles de registro en un valor que se corresponda con una dosis anual no superior a 1 mSv, y los niveles de investigación en un valor que se corresponda con una dosis anual no superior a 6 mSv.

Tabla 1. Niveles de referencia para el monitoreo de la exposición interna - ISO 20553

Nivel	Significado
Nivel de registro	Es el nivel por encima del cual un resultado debe ser registrado y por debajo del mismo será ignorado; los niveles de registro serán fijados en un valor que se corresponda con una dosis anual no superior a 1 mSv. Los resultados por debajo de este nivel se indicarán como "menor que el Niveles de Registro".
Nivel de investigación	Es el valor por encima del cual se investigarán las incertidumbres asociadas con las mediciones con el objeto de ajustar los resultados del monitoreo. Se fijarán en un valor que se corresponda con una dosis anual no superior a 6 mSv.

4.-Aseguramiento de Calidad (QA)

La efectividad de todo programa de monitoreo descansa en todos aquellos a cargo de implementar sus varios componentes, incluyendo la adopción de un programa efectivo de aseguramiento de la calidad basado en las normas ISO 17025 (4) e ISO 12790-1 (5).

La naturaleza y la extensión de un programa de QA deben ser apropiados al número de trabajadores monitoreados, a la magnitud y a la probabilidad de las exposiciones esperadas en los lugares de trabajo a ser cubiertas por el programa de monitoreo.

El aseguramiento de la calidad incluye el control de calidad, que involucra todas aquellas acciones con las que se evalúan el equipamiento, la instrumentación y los procedimientos de los laboratorios de acuerdo a los requerimientos establecidos.

El QA debe asegurar que las hipótesis relevantes (radionucleido, AMAD, compuesto químico) sobre las que se basa el programa de monitoreo y las evaluaciones subsiguientes son verificadas adecuadamente con mediciones (monitoreo confirmatorio).

Se realizarán revisiones o auditorías ante una de las siguientes situaciones:

- Luego de la implantación de un nuevo programa de monitoreo
- Cuando se realicen cambios significativos de partes del programa de monitoreo, tales como una reorganización significativa o revisión de los procedimientos.
- Para verificar la implantación de acciones correctivas previamente identificadas.

Además, los laboratorios a cargo de las mediciones "in vivo" o "in vitro" y/o de las evaluaciones para la dosimetría interna deberán participar de ejercicios de intercomparación nacionales e internacionales.

Los beneficios de la participación en tales ejercicios incluye:

- En las mediciones sobre fantasmas o muestras conteniendo valores conocidos de radionucleidos, los participantes pueden determinar la exactitud de sus procedimientos.
- En las intercomparaciones con valores desconocidos de radionucleidos en muestras biológicas reales o en humanos, los participantes comparan sus resultados con aquellos obtenidos por otros laboratorios u otras técnicas.
- En las intercomparaciones sobre la interpretación de datos de monitoreo de casos de estudio, se mejora la confiabilidad de los resultados y se facilita la armonización de los métodos tanto a nivel nacional como internacional.

REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency, (1994) "International Basis Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources". Safety Series No. 115-I, IAEA, Vienna.
2. International Atomic Energy Agency, (1995) "Direct methods for measuring radionuclides in the body". Safety Series No. 114, IAEA, Vienna.
3. International Atomic Energy Agency, (2000) "Indirect methods for assessing intakes of radionuclides". Safety Reports Series No. 18, IAEA, Vienna.
4. International Atomic Energy Agency, (1999) "Occupational radiation protection". Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna.
5. International Atomic Energy Agency, (1999) "Assessment of occupational exposure due to intakes of radionuclides". Safety Standards Series No. RS-G-1.2, IAEA, Vienna.
6. International Commission on Radiological Protection (ICRP). (1997) "General principles for the radiation protection of workers". ICRP Report 75. Pergamon Press, New York.
7. International Commission on Radiological Protection (ICRP). (2002). "Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection: Reference values". ICRP Report 89. Pergamon Press, New York.
8. International Commission on Radiological Protection "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection" Annals of the ICRP (1991); ICRP 60.
9. International Commission on Radiological Protection (ICRP). (1979). "Limits for intakes by workers". ICRP Report 30. Pergamon Press, New York.
10. ISO 20553: 2006, Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material.
11. International Commission on Radiological Protection (ICRP). Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, ICRP Report 66. Pergamon Press, New York (1994).
12. International Commission on Radiological Protection (ICRP). Individual monitoring for internal exposure of workers. ICRP Report 78. Pergamon Press, New York (1997).
13. ISO/IEC 17025. General requirements for the competence of testing and calibration laboratories, Geneva, (1999).
14. ISO 12790-1. Radiation protection - Performance criteria for radiobioassay - Part 1: General principles, Geneva, (2001).
15. Health Physic Vol. 39 (December) pp. 992-1000 - 1980; Resuspension Factors and Probabilities of Intake of Material in Process (Or "is 10E-6 a Magic Number in Health Physics?"); Brodsky Allen
16. NRPB-M443, National Protection Board, Chilton (1993); J. Categorization and Designation of Working Areas in which Unsealed Radioactive Materials are Used; Hudson, A.P., Shaw, J.
17. Health Physics, June 2005, volume 88, Number 6 "Internal Dosimetry: A review". Potter Charles A.

Explicit Knowledge Resulting from Interviews with the Experts in the Argentinean Nuclear Regulatory Authority (ARN)

Chahab, M.R.

EXPLICIT KNOWLEDGE RESULTING FROM INTERVIEWS WITH THE EXPERTS IN THE ARGENTINEAN NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN)

Chahab, M.R.
Nuclear Regulatory Authority

ABSTRACT

This paper describes the first knowledge management initiative undertaken in the Argentinean Nuclear Regulatory Authority. The methodology used to detect the institutional training programs that were in place when experts were young is the "history of the learning process", a methodology derived from the field of social sciences. To find and turn both tacit and implicit knowledge an explicit, an in-depth interviewing approach was used. This technique also intends to save information and knowledge related with good practices, experiences, and critical knowledge. The technique used and some of the results obtained are described in detail.

CONSIDERING THE PROBLEM, SEARCHING FOR INFORMATION & FINDING TOOLS.

In early 2006, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) gave serious consideration to the gap between generations, the loss of knowledge resulting from retiring experts, and the need to transfer such knowledge to younger generations through training. In general terms, the problem detected was that a number of ARN experts have been retiring from the labor force and it is estimated that by 2010 a significant number of them will no longer be working for ARN. Unfortunately, from 1994 to 2001 very few people joined the ARN. Those who will take over the positions of retirees, have either not been thoroughly trained yet or there are still under training. In 2000, ARN had around 30 officers with a high level of expertise; these officers contributed and continue to contribute significantly to the regulatory activity both at a domestic and international level. However, according to estimations, by 2010, 25 high level experts will be retiring.

In brief, a significant knowledge gap between the generation of experts and the younger generation at ARN has been detected, potentially hampering the performance of the organization.

With a view to solving this problem, a research process was initiated in February 2006 to find in the international literature the situation and experience in other countries. The conclusion was that the same problem was found to exist in the most important nuclear countries as well as in those having same nuclear installations in place. Other countries started to face this problem early on through the implementation of strategies. The research process also involved the IAEA, where an interesting information background was discovered with tools derived from the knowledge management initiative undertaken by such Agency. The approach was to compare IAEA's knowledge management definition with other existing definitions. Robert Logan's concept of Knowledge Management, which follows the principles stated by IAEA, was found to be in line with the situation of ARN.

Logan stated that Knowledge Management "is the organizational activity of creating the social environment and technical infrastructure so that knowledge can be accessed, shared and created" (Logan: 1997, p. 23).

In view of that concept, if an organization can create a good social environment to maintain and create new knowledge, the loss of the culture of knowledge resulting from retiring experts will be mitigated. The ARN has traditionally had a good social environment of knowledge and a culture around learning; however in the last few years such culture has been on the decline. The current Knowledge Management Process aims at reorganizing our efforts to meet the challenge of closing the gap.

The initial search for tools to preserve and save knowledge in the ARN was concluded with the technical support of the Argentinean National Institute for Public Administration (INAP). This

support consisted in implementing the methodology of the history of the learning process, through interviews with the experts. This paper intends to show the efficacy and the outcomes of such methodology.

The large majority of experts who will retire in the coming years have participated in the interviews so far. Taped interviews are being transcribed and transcriptions will be used as input for a number of working projects related to this topic. Such is the case of the project for reorganizing the training of the new generation of scientists.

METHODOLOGY OF THE LEARNING PROCESS HISTORY & IN-DEPTH INTERVIEWS

The methodology intends to extract tacit and implicit knowledge from the most senior and trained staff and to detect the training process through which they got their knowledge. The technique is based on a number of in-depth interviews between the interviewed expert and one or several interviewers. Along these lines, the interviewing technique enables "...to code tacit knowledge, and this technique – based on narratives – is defined as the history of the learning process" (CIDEDEC: 2001, 58). Narratives enable a good and thorough understanding of the learning processes of interviewed people, based on their own perception and also on the believes and objectives of the organization they worked or continue to work for.

With regard to the practical side of this methodology, one of the key goals is to prepare a thorough list of the experts who will be retiring in the next few years in order to decide which experts should be given priority on the list. It should be noted that experts are quite elderly and may die or be seriously ill. Time is a very important thing to take into account in the job with the experts.

The following is a proposed little guide to be used when interviewing the experts. Such guide has been created based on our experience:

- 1- Interviews should be scheduled in advance.
- 2- The interviewer should prepare a guide containing a list of questions that will be asked to the experts.
- 3- All interviews should be tape-recorded and experts should be warned of this. An honest approach to the goal of the interview should always prevail.
- 4- A quite, nice and pleasant place should be made available to conduct the interview.
- 5- Should the expert be a retiree, he/she should be offered transportation to and from the site of the interview.
- 6- Interviewers should not insist on issues that experts do not want to talk about, such as personal issues with other staff members.
- 7- Transcription of interviews should be as accurate as possible.
- 8- Once the interview is transcribed, it should be sent to the expert for him/ her to assess the statements made and decide whether any corrections or amendments should be made.
- 9- Once this process concludes, transcribed interviews should be analyzed and compared with other techniques in order to engage the experts in projects such as a tutorship program with one or more young people on an area where the experts excels (see Table 1, Example of Interview Analysis).
- 10- Interviews may also be posted on a Web site so that the more junior staff members have a chance to read how the experts got trained.

TRANSCRIPTION OF TAPED INTERVIEWS

Eighteen out of the 25 originally identified experts have been interviewed so far and most of the tape-recorded interviews have been transcribed. It should be noted that transcribing interviews is a time-consuming effort because each interview is 2 hours long and the time it takes to

transcribe 2 hours of tape-recorded material is at least 7 days or even longer. This is the more labor intensive and time-consuming part of the in-depth interviewing process.

In transcribing the taped material, interviewers could focus on the most important aspects of the expert's thought and statements. Any seemingly irrelevant thought or statement by experts could be the basis of a potential project moving forward. Should that be not the case, the interview would only be a mere press interview.

IN-DEPTH TECHNICAL INTERVIEW RESULTS

The results obtained after the analysis of the interviews may be divided into two categories. One is related to possible projects including all the staff members of the organization, such as a training structure. The other one is connected with specific projects with the participation of experts, such as organizing a tutorship on a specific topic such as "criticality."

With regard to the projects including all the staff members of the organization, one of the most relevant results of the interviews was the fact that the training structure the experts themselves used in the past emerged. Since the ARN is a spin-off of the Radiological Protection and Security Department under the National Atomic Energy Commission (CNEA) in 1994, the referred to training structure was that offered by CNEA to its staff members back in the 70's and 80's. The ARN is an independent organizations now, but the goals of such training were based on the CNEA in the 70's and 80's and by then Argentinean nuclear plan, which aimed at the following goals with regards to radiological protection and nuclear safety:

- 1- To train the staff in radiological protection, use of radiation sources, and nuclear safety.
- 2- To teach the staff a common language.
- 3- To raise awareness among workers of the philosophy of radiological protection and the culture of safety.
- 4- To keep the staff current dated on high-level knowledge.
- 5- To create new knowledge.
- 6- To position the institution internationally as a think-tank.

The results of the training offered by CNEA in the 70's and 80's by then brought about great successes both at a national and international level. All the goals set forth were met and Argentina could enjoy a significant group of experts with national and international influence. Two persons may be referred to as models and promoters of such training: Dan Beninson and Abel González. Many other Argentinean experts in the field of radiological protection and nuclear safety are recognized by IAEA, as is the case of Abel González and Pedro Sajaroff.

Thanks to the above-mentioned training, ARN has traditionally had experts who were members of all four AIEA Safety Standards Committees and Argentina is one of the referent countries in related issues. This position that Argentina has enjoyed worldwide has largely resulted from the training structure in place back in the 70's and 80's.

Another more recent result of such training is that Argentina has been recently named the Regional Training Center on Radiological Protection and Nuclear Safety for Latin America and the Caribbean¹.

Reestablishing such a training structure has been made possible thanks to the "history of the learning process" methodology and the in-depth interviewing technique.

Such a training structure is currently used in ARN, yet not at its full potential, primarily due to economic reasons. Yet, the knowledge management initiative has served the purpose of explicitly stating how national and international staff members are training and of comparing it with the way training was done in the past.

¹ An IAEA EduTA mission was undertaken in Argentina in 2006. The objective was to recognize the country as Regional Training Center on Radiological Protection and Nuclear Safety for Latin America and the Caribbean.

At present it is possible to implement a training structure comparable to the one used in CNEA in past decades. However, there is more to the training structure than the domestic sphere, it can be used in other countries to train their staff members as well.

The training may be summarized as follows:

- 1- For professional staff members with a exact science background:
 - a) Basic training: consisting of Radiological Protection and Uses of Radiological Sources Postgraduate Course and Nuclear Safety Postgraduate Course² as well as English language courses.
 - b) Supplementary training: including “refresher courses” and attendance to national and international congresses; specialized training such as on-the-job training; presentation of research papers in congresses.
 - c) Final Training: including tutorship of incoming staff members and teaching at ARN training and postgraduate courses. Participation in domestic and international technical meetings.
- 2- For technical staff members with a exact science background:
 - a) Basic training: including the Course on Radiological Protection and Nuclear Safety for technicians³ as well as English language courses.
 - b) Supplementary training: including refresher courses, on-the-job training, and research.
 - c) Final Training: consisting of tutorships and teaching activities. Participation in domestic and international technical meetings.
- 3- For professional and technical staff members working in the administrative and humanistic areas:
 - a) Basic training: consisting of an *ad-hoc* course to introduce them to the ARN and to ARN knowledge as well as English language courses.
 - b) Supplementary training: including attendance to national and international course and congresses, participation in technical meetings, research activities, etc.
 - c) Final Training: consisting of tutorships and teaching activities, participation in domestic and international technical meetings.

As a result of this training structure, all six goals will be met. In addition, the training structure enables the good performance of the institution at national and international levels.

On the other hand, the interviews with experts allowed detecting possible working projects involving the experts themselves. A table has been used to visualize and expand on the above-stated working projects. This methodology was also transferred by INAP during the technical support. Concepts stemming from doctor Nonaka’s knowledge spiral conversion process have been used in order to place each knowledge category in this table. The following table includes the analysis on one of the interviews conducted with one expert, by way of example.

² Since 1980, Argentina has two postgraduate courses on Radiological Protection. One of them is a Post Graduate Course on Radiological Protection and Uses of Radiological Sources (7-month duration); the other one is a Post Graduate Course on Nuclear Safety (3-month duration).

³ Since 1980, Argentina has a course on Radiological Protection for Technicians (3-month duration).

Table 1: Interview Analysis Example

Knowledge to be shared	Conceptualization	Possible Project	Organizational Impact
Topics in the Postgraduate Program on Radiological Protection and Nuclear Safety (for students)	Permanent socialization	Enabling information sharing. Making the course reference material available in a CD-Rom.	Systematization of knowledge.
Teaching skills (for new lecturers/professors)	Externalization and combination	Ensuring that the faculty members teach the course's modules.	Ensuring the socialization of the new teachers and the successful conduct of the postgraduate course.
Information	Internalization and combination	Accessing all the audit reports.	Improving socialization.
Working method	All the knowledge spiral	Creating the work teams consisting of the new staff members that will undergo the socialization process.	Transfer and creation.
Examples	Systematization and internalization	Guide with examples to explain the topic of Radiological Protection and Nuclear Safety	Improves the learning process of students and fellows.
Training model	All the knowledge spiral	Program to train inspectors	Ensures the institution's continuity.
Working method	All the knowledge spiral	Program to train people on standards	Ensures the institution's continuity.

This table allows visualizing the kind of knowledge expert's have and the impact of expanding and using such knowledge in the organization. It also helps detect the potential projects that can be undertaken based on the expert's knowledge.

CONCLUSION AND FORECAST

"The primary challenge of preserving knowledge is to find ways in which tacit knowledge might be captured or at least be transferred to successors"⁴. The underlying methodology in the history of the learning process technique has proven to be a practical way to capture tacit and implicit knowledge and make it explicit. The learning process structure found as a result of the in-depth interview is just an example of how an organization may capture expert's tacit and implicit knowledge. Other tools may also be used to find and share this type of knowledge, namely: the knowledge map. The knowledge map is based on a detailed research process to establish the way in which it will be used. Building the knowledge map becomes necessary for an organization to discover what kind of knowledge is there and where it can be traced. This process was initiated in our organization in a slow but sure manner. As a result of this tool, more implicit and explicit knowledge from experts is expected.

⁴ IAEA. "Managing Nuclear Knowledge: Strategies and Human Resource Development" Summary of an international conference. 2004, Saclay, France.. IAEA, Vienna, 2006. pp. 2.

REFERENCES

Nonaka, I. y Takeuchi H. "La Organización creadora de Conocimiento: Cómo las compañías japonesas crean la dinámica de la innovación" (México: Oxford Press, 1999).

Falivene, G. y Silva, G. "Desarrollo de competencias directivas en la administración pública nacional Argentina: avances de una investigación basada en historias de aprendizaje" Trabajo presentado Congreso Internacional del CLAD sobre la Reforma del Estado y de la Administración Pública, 2 al 5 de noviembre de 2004, Madrid, España.

Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety" INSAG-16. International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, 2003.

Logan, R.K. *The fifth language. Learning and living in the computer age.* (Stoddard Pub: Toronto, 1997).

IAEA. "Managing Nuclear Knowledge: Strategies and Human Resource Development" Summary of an international conference. 2004, Saclay, France. IAEA, Vienna, 2006.

Safety Committees for Argentinean Research Reactor – Regulatory Issues

Perrin, C.D.

Presentado en: Technical Meeting on Safety Management and Verification for
Research Reactors Safety Committees.
Viena, Austria, 3-7 diciembre 2007

SAFETY COMMITTEES FOR ARGENTINEAN RESEARCH REACTORS - REGULATORY ISSUES

Perrin, C.D.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

In the field of radiological and nuclear safety, the Nuclear Regulatory Authority (NRA) of Argentina controls three research reactors and three critical assemblies, by means of evaluations, audits and inspections, in order to ensure the fulfillment of the requirements established in the Licenses, in the Regulatory Standards and in the Mandatory Documentation in general. From the Nuclear Regulatory Authority's point of view, within the general process of research reactors safety management, the Operational Organization self verification of radiological and nuclear safety plays an outstanding role. In this aspect the NRA has established specific requirements in the Regulatory Standards, in the Operation Licenses and in the Operational Limits and Conditions. These requirements include the figure of different safety committees, which act as reviewers or advisers in diverse situations. This paper describes the main characteristics of the committees, their function, scope and the regulatory documents where the requirements are included.

INTRODUCTION

The NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (NRA) was established as an autonomous body reporting to the President of Argentina by Act 24,804 known as the Nuclear Activity National Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regard to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It shall also advise the Executive on issues under its purview.

The objective of the NRA is 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 individuals against the harmful effects of ionizing radiation.
- To maintain a reasonable degree of radiological and nuclear safety in the nuclear activities performed in Argentina.
- To ensure that nuclear activities are not developed with purposes unauthorized by the law and regulations resulting therefore, as well as by the international agreements and the non-proliferation policies adopted by Argentina.
- To prevent the commission of intentional actions which may either have severe radiological consequences or lead to the unauthorized removal of nuclear materials or other materials or equipment subject to control.

With the purpose of fulfilling the objectives mentioned above, the NRA has developed and has been provided with three basic capacities:

- a- Legal capacity: it is an organization established by means of a law, with missions and functions clearly established and legally recognized.
- b- Technical Capacity: it has a staff with a high percentage of professionals; most of them with a postgraduate degree and a suitable training.
- c- Operational capacity: it has adequate infrastructure, equipment and budget for the fulfillment of its functions.

In Argentina there are two nuclear power plants in operation, one under construction, three critical assemblies, three research and isotope production reactors, one decommissioned critical assembly, 25 major radioactive facilities and more than 1,600 facilities for medical, industrial, research and training purposes which use radioactive materials or sources.

The type of regulatory tasks can be different in three main fields: Radiological Protection and Nuclear Safety, Safeguards and Physical Protection

In the field of Radiological and Nuclear Safety control, applied to Research Reactors and Critical Assemblies, NRA's regulatory activities are directed towards controlling 3 research reactors and 3 critical assemblies, analyzing design and operation-related documents, permanently assessing safety during operation, and verifying by means of regulatory inspections and audits the compliance with the provisions of the license concerned.

The principal characteristics of the Argentinean RR and CA are presented below,

RESEARCH REACTORS AND CRITICAL ASSEMBLIES IN ARGENTINA

	CRITICAL ASSEMBLIES			
	RA-0	RA-2	RA-4	RA-8
POWER (W)	1	1	1	10
TYPE	TANK	TANK	HOMOGENEOUS	TANK
UTILIZATION	TEACHING AND TRAINING	RA-3 FACILITY	TEACHING AND TRAINING	CAREM FUEL TEST
FUEL	UO2	UAL	UO2	UO2
FUEL ELEMENT	RODS	MTR	POLIETHYLENE PLATES	RODS
ENRICHMENT (%)	20	90	20	1.8 AND 3.4
RECTIV. EXCESS	0.40 \$	-----	0.4 \$	NOT DEFINED
STATUS	OPERATIONAL	DECOMMISSIONED	OPERATIONAL	EXTENDED SHUTDOWN
PLACE	UNIVERSITY - CÒRDOBA	CONSTITUYENTES ATOMIC CENTRE	UNIVERSITY- ROSARIO	PILCANIYEU ATOMIC CENTRE
CRITICALITY	1970		1971	1998

	RESEARCH REACTORS		
	RA-1	RA-3	RA6 (1)
POWER (Kw)	40	10000	500
TYPE	TANK	TANK	TANK
UTILIZATION	RESEARCH, TRAINING, BNCT, MATERIAL TEST	RADIOIS. PRODUCTION, RESEARCH, AxA	RESEARCH, TRAINING, AxA, BNCT
FUEL	UO2	UO2, USI3	UO2
FUEL ELEMENT	RODS	MTR	MTR
ENRICHMENT	20	20	90
RECTIV. EXCESS	1.5 \$	8 \$	2 \$
STATUS	OPERATIONAL	OPERATIONAL	SHUTDOWN
PLACE	CONSTITUYENTES ATOMIC CENTRE	EZEIZA ATOMIC CENTRE	BARILOCHE ATOMIC CENTRE
CRITICALITY	1958	1967	1982

(1) At present under project, changing fuel elements to USi 20% and increase of power from 0,5 MW to 3 MW.

INTRODUCTION

From its beginning, the Argentinean Nuclear Regulatory Authority (NRA) has applied the principle that the Operating Organizations, responsible for the operation and safety of nuclear reactors, shall conduct reviews of the significant aspects related to radiation and nuclear safety, independently from the reactor management.

In this regard the NRA has established in its standards, and in the mandatory documents for research reactors and critical assemblies, specific requirements aimed at ensuring the effective implementation of this principle.

These requirements led to the formation of three types of safety committees, which operate at different stages and conditions: Internal Safety Committee (ISC), Technical Review Committee (TRC) and Ad Hoc Committee (AHC).

There follows a descriptions of the main aspects related to the organization and the functions of these committees, as well as the regulatory documents in which their activity is established.

DESCRIPTION

Internal Safety Committee (ISC)
--

Stage

Operation

Functions

To advise the reactor manager in aspects related to radiological and nuclear safety of routine activities, particularly on new irradiations and experiments, small modifications, new operational situations, and so on.

Composition

The members are appointed by the reactor manager.

The members are: chairman(the reactor manager), and about 6 internal and external members.

The members shall have experience in radioprotection, operation, maintenance and reactor physics.

Functioning

It meets at the Reactor Manager´ request.

It is governed by a specific procedure and the meetings and conclusions are documented through minutes

Standards applied

- **Standard AR 4.9.2/1 Rev. 2 “Operation of Research Reactors/Critical Assemblies”**

4. The primary responsible shall be advised by an Internal Safety Committee (ISC) in matters related to radiological and nuclear safety. The members of the ISC shall be appointed by the Primary Responsible and the committee composition shall be such as not to exceed 50 % of the members of the installation’s staff, while the other members can belong to other sectors of the Operation Organization or be independent experts.

43. The primary responsible can directly approve irradiations or experiments, whenever they are repeated or include some slight variations as compared with others performed in previous occasions. The approval of irradiations or experiments involving significant deviations from the acquired experience requires, as a previous condition, an analysis and positive opinion by the ISC.

- **Reactor Licenses (Title “Communications”)**

39. A copy of the minutes of the meeting shall be sent to the NRA, within the next 15 (fifteen) working days, after the ISC meeting. All the relevant documentation associated to the subjects dealt with shall be attached to the copies of the minutes

40. Any modification introduced in the composition of the ISC shall be communicated to the NRA, within the next 15 (fifteen) working days.

Technical Review Committee (TRC)

Stage

Throughout the lifetime of the facility

Functions

To advise the highest authorities of the operational organization in areas related to nuclear and radiological safety of research reactors. In particular on the following topics:

- *Abnormal Events*
- *Modifications and changes*
- *Operational Performance*

Composition

The chairman and the members are appointed by the highest authority of the Operating Organization.

The committee is made up of: a chairman and about 6 external members.

The members shall be professionals whose working condition is independent from the reactor management, with proven expertise in technical areas such as radiological protection, nuclear safety, quality and reactor engineering.

Functioning

The committee meets at TRC president's request.

It is governed by a specific procedure and the meetings and conclusions are documented through minutes

Standards applied

-
- **Standard AR 4.9.2/1 Rev. 2 “Operation of Research Reactors/Critical Assemblies”**

6. The licensee (legal responsible of the Operating Organization) shall be advised by a technical review committee, independent from the facility, composed with professionals with extensive experience in operation of nuclear research reactors, and accepted by the Regulatory Authority. This committee shall regularly meet with the purpose of reviewing the operation of the reactor, to analyze operational incidents and relevant events occurred, and to evaluate any proposed modifications in the reactor as far as new experiments.

8. The licensee shall perform an evaluation of the operational experience and propose, when necessary, modifications to the structures, systems, equipment, components or procedures, safety improvements, and promoting the necessary research or development.

44. The performance of experiments or irradiations proposed by the licensee, which are not in accordance with the limits and conditions established in the mandatory documentation, shall have the favorable opinion of the TRC and shall have the prior authorization by the Regulatory Authority.

- **Reactor Licenses**

(Title “Modifications and changes)

22. Every proposed modification for a component, equipment, system or mandatory documentation, that could have a significant impact in the radiological and/or nuclear safety, or that implies a deviation from the operational limits and conditions established in this Operation License, shall be evaluated by the TRC and authorized by the NRA prior to their execution or implementation

(Title “Communications)

39. A copy of the minutes of the meeting shall be sent to the NRA, within the next 15 (fifteen) working days, after the TRC meeting. All the relevant documentation associated with the subject dealt with shall be attached to the minutes

40. Any modification introduced in the composition of the TRC shall be communicated to the NRA, within the next 15 (fifteen) working days

41. A report from the TRC, containing the evaluation of the operational experience of the previous year shall be sent to the NRA, within the first trimester of each year

- **Operational Limits and Conditions**

3.4. *Management of modifications*

Every modification planned in the installation, in the mandatory documentation or in the experiments, that could have significant impact in the radiological and/or nuclear safety, or that could imply deviation from the operational limits and conditions established, shall be managed as follows:

- a. Write a report containing: a complete description of the modification or proposed change, justification, evaluation of the impact on safety, identification of people in charge.
- b. Ask the Internal Safety Committee to evaluate the report
- c. Ask the Technical Review Committee to evaluate the report.
- d. Send the report and the TRC minutes to the Nuclear Regulatory Authority for their evaluation and approval.

The tasks related to the modifications shall not be initiated until the Nuclear Regulatory Authority issues the corresponding written authorization.

3. 6. *Revisions and audits*

- The Technical Review Committee shall review the operation of the reactor and advise the Operational Organization, in subjects related to radiological and nuclear safety.
- The TRC shall review and approve every proposal of modification of components, equipment, systems or experiences, that has significant influence in radiological and nuclear safety, or that implies a deviation from the operational limits and conditions.
- The TRC shall meet at least once a year in order to evaluate the operational experience of the installation. In this evaluation the TRC shall express opinion about the following aspects: radiological safety, maintenance and ageing, utilization, nuclear safety, modifications, events, emergency exercises, qualification and training of the personnel.
- The TRC shall document the meetings, including a detail of the subjects, the conclusions about the evaluations, as well as all relevant documentation related to the treated subjects.
- The TRC shall issue, within the first trimester of every year, a report with the evaluation of the operational experience of the previous year.

Ad Hoc Committee(AHC)

Stage

Commissioning

Functions

To control the activities related to the commissioning, evaluating the safety aspects involved and approving each stage.

The AHC has authority to stop the commissioning

Composition

The members are appointed by the highest authority of the operational organization.

The members are: a chairman and about 6 external members.

The members shall be professionals, independent from the reactor management, with proven expertise in technical areas such as radiation protection, nuclear safety, and quality and reactor operation.

Functioning

It stays operative throughout the commissioning stage

It evaluates the reports produced during the commissioning, approving the fulfillment of each stage and authorizing going through one stage to the following one.

It has authority to stop the commissioning

Standards applied

- **Standard AR 4.8.2/1 Rev. 1 “Preliminary tests and commissioning of Research Reactors/Critical Assemblies”**

24. The operating organization shall appoint an “Ad Hoc Committee” for the commissioning, composed of people providing proof of their adequate knowledge and experience in the following areas: design, construction, commissioning and operation of research reactors.

25. The commissioning program shall be divided in stages which shall be, at least:

- a. Loading of moderator, fuel and reflector.*
- b. Tests of cooling systems.*
- c. Tests of subcritical cores.*
- d. Tests of first critical core*
- e. Tests of starting core*
- f. Tests at power increase stages.*
- g. Tests at full power*

REFERENCES

[1] Standard AR 4.8.2/1 Rev. 1 “Preliminary tests and commissioning of Research Reactors/Critical Assemblies

Standard AR 4.9.2/1 Rev. 2 “Operation of Research Reactors/Critical Assemblies”

Contamination Incident at RA 3 Research Reactor

Perrin, C.D.

Presentado en: Technical Meeting of the National Coordinators for the
Incident Reporting System for Research Reactors.
Viena, Austria, 28 mayo – 1º junio 2007

ABSTRACT:

The reactor was shutdown after 5 days of operation.

While 5 people were checking a new pneumatic facility, it took place a contamination with activation products.

The main product was Zn-65, the personnel contamination level fell between 20 and 50 Bq/cm² and the floor contamination was around 50-70 Bq/cm².

There was no radiological consequences in the personnel.

NARRATIVE DESCRIPTION:

The RA-3 is a 10 MW tank type, MTR reactor. The coolant and moderator is light water and uses graphite as reflector. Its main application is radioisotope production.

The reactor works five days a week, from Saturday to Wednesday, and it is shutdown two days for core refueling or configuration changes, replacement of targets and maintenance.

On August 12, during the maintenance shutdown, a group of 5 people, coordinated by the operator manager, were carrying out functional checks of the new pneumatic system.

The pneumatic system was designed to send cans next to the core during short time. It consists of two identical branches, each one located in one core position. The two systems can operate simultaneously. The system can be operated manually or automatically with Oxygen or Nitrogen. In both cases it requires habilitation from main control room The controller (PC) and commands.

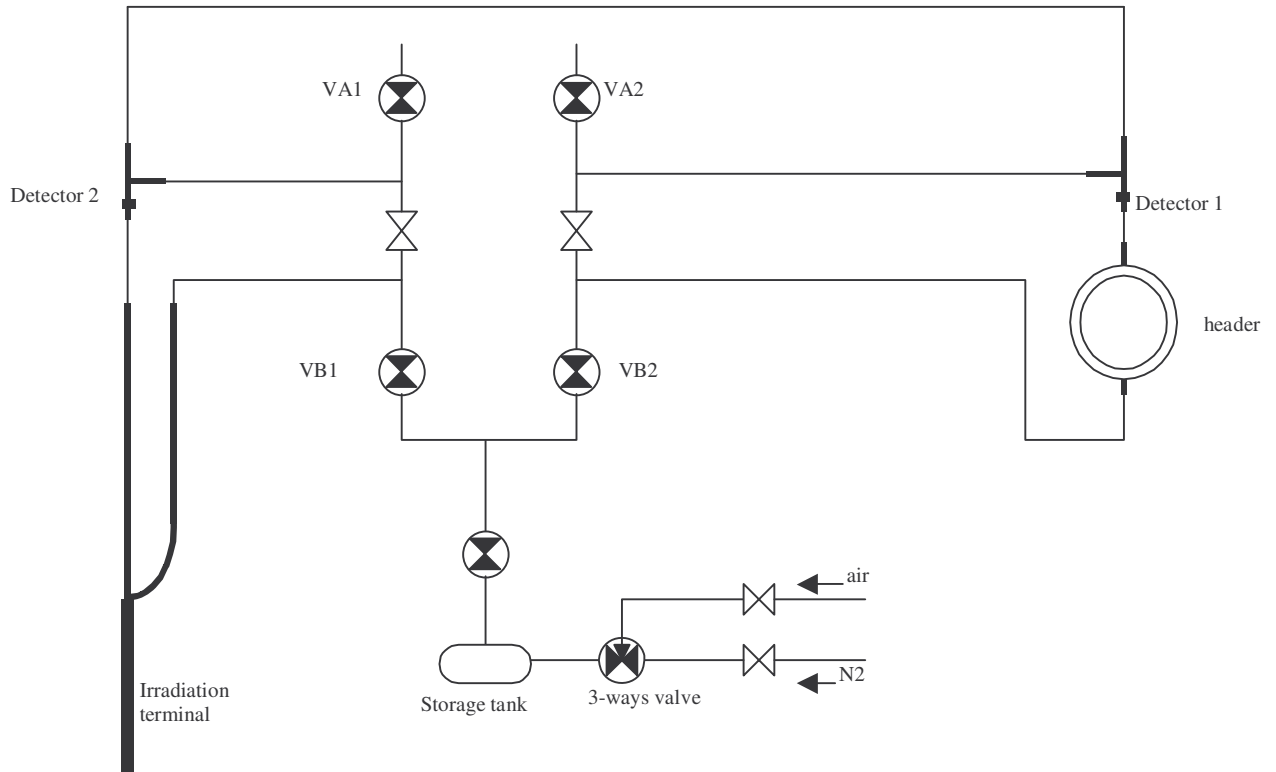
The system has two headers for sample load and reception, located in a radiochemical hood in a hot laboratory in the first floor of the building. This headers are connected with two flexible polyethylene hoses to the irradiation terminals, constructed in Al 6061. The irradiation terminals are about 3 meters long and are located in the grid, next to the core.

The Nitrogen is contained in one tank with a capacity of 120 liters. The operating pressure runs between 1.7 and 2.7 bar.

The discharge of the system is done inside the hood, which is connected to the ventilation system.

The system has detectors of passage to the input/output of the headers and input/output of the of the reactor tank.

The operation of the system can be manual or automatic and requires of the authorization from control room. The PC and commands of the system are located in the first floor, near laboratory 52, but outside the controlled zone.



At the moment of the incident the reactor was shutdown and several tasks of maintenance were being developed. One of them was an operational test of the new pneumatic system. The pneumatic system was designed and constructed few months ago but shows some problems in the PC control system, so the software was modified.

The personnel involved and their location was the following:

Engineer 1 (I1)	Designer
Engineer 2 (I2)	Designer
User (U)	Experimenter who uses the system
Technician (T)	Responsible of construction
Maintenance manager (JM)	Responsible of essay and inspections
Operation manager (JO)	Responsible of final approval and commissioning
Radioprotection officer (OR)	Responsible of radiological control.

The personnel involved was dressed with covers and shoecovers, as usual in the controlled zone.

Detail of events:

- a) A test of charge of an empty capsule is made, in the station number 2, in order to verify the behavior of the system, being observed that it did not return to the station.

- b) The actions start with the recovering of the sent capsule, driving the system manually, operating with the station 2 open, and the open/closed sensor disabled.
- c) The capsule does not return and the personnel do not perceive enough flow in the station 2, so they decide to disconnect the hoses in order to verify the correct flow and to determine the correct operation of the valves.
- d) There is a fault by lack of pressure of N of impulsion, so it is decided to review all the system, including the station number 1.
- e) Although the station number 1 did not have yet all the instrumentation, they decided to make a simulated test of capsule charge and discharge, with the goal to verify if the problem is repeated like in station number 2.
- f) The II ask T to operate the station 1, and immediately takes place a gas blowing that impels a white and very fine dust cloud.
- g) Immediately the ORP moves the personnel away from the contaminated zone and makes a measurement of the people and the zone obtaining to the following results:

Contamination in floor: from 5000 c/s (under the hood) to 20 c/s (1,2 m)

Personnel contamination (mainly in feet and hands): from 3000 c/s to 20 c/s

- h) The ORP decides to retire the covers and shoecovers of the personnel, to provide new shoecovers, and to conduct them to the decontamination facility in the second floor.
- i) It was made a detailed measurement and personnel decontamination. One of the engineers had to leave its trousers and shoes because they were contaminated.
- j) Meanwhile, samples were taken and they were analyzed in the multi-channel, determining the presence of Zn-65 and Fe-59.
The contamination in the floor, below the radiochemical hood was about 50 to 70 Bq/cm² decreasing to 7 Bq/cm² at 1 meter from the hood.
The floor was decontaminated the same day by means of successive washings with a solution to 5% of sodium sulfite, until obtaining levels under 4 Bq/cm².
- k) After decontamination, the personnel involved were conducted to make a measurement of internal contamination in the CTC (total body counter), with the following results:

Person	Date of Measurement	Radioisotope	Activity (Bq)
U	12-08-04	Zn65	4067
I 1	12-08-04	Zn65	3082
I 2	12-08-04	Zn65	7784
T	12-08-04	Zn65	3956
U (after washing hair)	12-08-04	Zn65	2007
JOP	12-08-04	Zn65	3383
JM	12-08-04	None	————
U	13-08-04	None	————
I 1	13-08-04	None	————

I 2	13-08-04	None	_____
T	13-08-04	None	_____
JOP	13-08-04	None	_____

The doses due to internal and external contamination were very low.

INVESTIGATION OF THE EVENT AND SAFETY ASSESSMENT

The investigation of the event has been carried out by the National Commission of Atomic Energy (CNEA), the operating organization,

The outcome of investigations showed the following:

- (a) Few weeks ago, the system was flooded and, although it was drained and repaired, it was not correctly dried, so perhaps it was produced some slight internal corrosion.
- (b) The system could be operated manually or automatically, but for manual operation the designer did not include hardware indicators, so the technician that operates the system manually was not sure if he operates it correctly. It is supposed that it was an incorrect valve configuration.
- (c) There was no violations to Limits and Operating Conditions.

OBSERVED CAUSES AND CORRECTIVE ACTIONS

The event causes are the following:

- (a) A mistake in manual operation (valve configuration)
- (b) The task was not properly prepared and planned.
- (c) There was a poor supervision during the test.

Corrective actions:

- (a) It was added a mimic panel, next to the control panel, for manual operation.
- (b) The analysis and discussion of the event was included in the personnel retraining. It was also discussed the better way to manage this kind of non routine tasks.
- (c) Reinforcing of safety culture principles.

LESSONS LEARNED

- All tasks with potential impact in safety must be previously discussed, planned and approved by the plant authorities.
- Exhaustive essays of new systems must be done before installing them in the reactor tank or any other place where their malfunction can affect safety.
- The confidence is proportional to the experience, so all retraining should include concepts and practical aspects of Safety Culture.

CODED WATCHLIST

EVENT PARAMETER	CODES													
1. Reporting category			1	1	3									
2. Plant status prior to the event			2	3	3									
3. Failed/affected systems			3	10	1									
4. Failed/affected components					4									
5. Cause of the event		5	1	0	2		5	4	24	2		5	5	9 2
6. Effects on operation				6	0									
7. Characteristics of the incident				7	0									
8. Nature of failure or error			8	2	1									
9. Nature of recovery actions			9	1	1									

PARTE II

RESÚMENES DE PUBLICACIONES EN REVISTAS

^{239}Np AS A TRACER OF ^{237}Np IN EFFLUENT SAMPLES AND LOW LEVEL NUCLEAR WASTE*

Diodati, J.M. and Sartori, F.M.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Quantification of most common actinides such as $^{239/240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{232}Th , U and ^{244}Cm in a radiochemical process is performed through the recovery of the corresponding tracers ^{242}Pu , ^{243}Am , ^{232}U and ^{229}Th (Cm being determined along with Am). However, there is no alpha tracer for ^{237}Np that could behave chemically alike, therefore, ^{237}Np behavior was followed through alpha and gamma measurements in the same sample.

In this paper a technique to separate and measure ^{237}Np using ^{239}Np as a tracer, is presented as a good alternative.

A combined liquid scintillation measurement with shape pulse discrimination and gamma spectrometry, permits a measurement after the radiochemical separation by adding a predetermined amount of LS cocktail to a fraction of the column eluent .

This technique is performed by using three Eichrom chromatographic columns in tandem (in which U, Pu, Am, Cm are also separated)

The MDA is 0.08 Bq/l by alpha spectrometry and 0.22 Bq/l by LSC (2σ) for 93.7% measurement efficiency and 98.4% of chemical recovery.

* Publicado en: Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry; vol.3; no.1, p. 11-15, 2007.

ENGINEERING JUDGMENT AND NATURAL CIRCULATION CALCULATIONS*

Ferreri, J.C.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The analysis performed to establish the validity of computer code results in the particular field of natural circulation flow stability calculations is presented in the light of usual engineering practice. The effects of discretization and closure correlations are discussed and some hints to avoid undesired mistakes in the evaluations performed are given.

RESUMEN

El análisis que se realiza para establecer la validez de los resultados del cálculo realizado mediante programas de cómputo en el campo particular de la estabilidad de la circulación natural de fluidos es presentado a la luz de la práctica usual de la ingeniería. Los efectos de la discretización y de las correlaciones de cierre son discutidos y se dan, además, algunas guías para evitar errores no deseados en la evaluaciones.

* Publicado en: Instituto de Investigación y Desarrollo, 2007. 23 p. ISBN-10:987-537-063-0.

NATURAL CIRCULATION IN THE ATUCHA-I PHWR NUCLEAR POWER PLANT*

Mazzantini, O.¹; Ferreri, J.C.²; D'Auria, F.³ and Camusso, C.P.²

¹ Nucleoeléctrica Argentina S.A. Argentina

² Nuclear Regulatory Authority. Argentina

³ University of Pisa, Italy

A systematic study of natural circulation (NC) in a postulated, varying primary mass inventory scenario at residual power fractions has been performed for a nuclear power plant operating in Argentina. It is a pressurized heavy water reactor, cooled and moderated by heavy water. The analysis seems particularly relevant at present, because a second nuclear power plant (NPP), of similar design and nearly 745MWe, is now under finalization. NRC-RELAP5/MOD3.3 was the code used to perform the simulations. Results obtained are presented in the form of natural circulation flow maps. The trends obtained fit in the expected limits for integral test facilities representative of PWRs. In addition, the validity of a simplified analysis to scale single and two-phase core flow has been verified. A set of constants has been obtained, which permits predicting NC core mass flow rate (CMFR) for this NPP. Results are partially validated, for single-phase NC flow, using a documented plant transient, showing reasonable agreement. Also, the effect of pressurizer size on the predicted evolution curve in the NC flow map (NCFM) is discussed.

* Publicado en: Science and Technology of Nuclear Installations; vol.2007, 9 p.

ANALYSIS OF THE UNSTABLE BEHAVIOUR OF A SINGLE-PHASE NATURAL CIRCULATION LOOP WITH ONE-DIMENSIONAL AND COMPUTATIONAL FLUID-DYNAMIC MODELS*

Pilkhwal, D.S.¹; Ambrosini, W.²; Forgione, N.²; Vijayan, P.K.¹; Saha, D.¹ and Ferreri, J.C.³

¹ Reactor Engineering Division, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai, India

² University of Pisa, Italy

³ Nuclear Regulatory Authority, Argentina

This paper discusses the results obtained using one-dimensional and three-dimensional computational fluid-dynamic codes for the prediction of the dynamic behaviour observed in experiments carried out in a single-phase natural circulation apparatus. The loop is made of glass and is equipped with vertical and horizontal heaters and coolers that can be separately operated, thus obtaining different working configurations.

An in-house program, capable of linear and non-linear stability analysis of one-dimensional loops, with arbitrary configurations of heat sources and sinks, and a transient thermal-hydraulics system code were adopted for the purpose of highlighting capabilities and limitations of one-dimensional models in predicting the involved phenomena. Both linear stability maps and transient flow evolutions have been calculated by the programs, obtaining information on both the linear and the non-linear dynamic behaviour of the addressed system, as predicted by one-dimensional, cross-section averaged balance equations.

A computational fluid-dynamics code has been also adopted for simulating the system dynamics in the different loop configurations. In particular, the CFD code was effective in showing the origin of pulsating instabilities observed with horizontal heater and cooler, which could in no way be predicted by the one-dimensional models.

* Publicado en: Annals of Nuclear Energy; vol.34, no.5, p. 339-355, 2007.

ARGENTINE INTERCOMPARISON PROGRAMME FOR PERSONAL DOSIMETRY*

Gregori, B.N.¹; Papdópulos, S.B.¹; Saraví, M.² and Kunst, J.J.¹

¹ Nuclear Regulatory Authority. Argentina

² National Atomic Energy Commission. Argentina

An Intercomparison Programme is being carried out in Argentina for individual monitoring services. The programme was designed to test, on a voluntary basis, the performance of the laboratories that provide individual monitoring services for X and gamma radiation fields in the range from low-level dose up to 100 mSv. Irradiations were performed in full accordance with ISO 4037-3 recommendations by the Regional Reference Centre for Dosimetry (CRRD), belonging to Atomic Energy Commission (CNEA) and the Physical Dosimetry Laboratory of the Nuclear Regulatory Authority (ARN). At the same time, several items have been asked to each participant pertaining to the action range, the detectors' characteristics, the laboratory procedures, the existence of an algorithms and its use for the dosimeter evaluation. In this study the evolution of the laboratories' performance throughout the programme, based on ISO 14146 acceptance criteria, is shown.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; vol.125, no.1-4, p.98-100, 2007.

TL DETECTORS FOR GAMMA RAY DOSE MEASUREMENTS IN CRITICALITY ACCIDENTS*

Miljanić, S.¹; Zorko, B.²; Gregori, B.N.³ and Knežević, Ž.¹

¹ Ruđer Bošković Institute. Croatia

² Jožef Stefan Institute. Slovenia

³ Nuclear Regulatory Authority. Argentina

Determination of gamma ray dose in mixed neutron + gamma ray fields is still a demanding task. Dosimeters used for gamma ray dosimetry are usually in some extent sensitive to neutrons and their response variations depend on neutron energy i.e., on neutron spectra. Besides, it is necessary to take into account the energy dependence of dosimeter responses to gamma rays. In this work, several types of thermoluminescent detectors (TLD) placed in different holders used for gamma ray dose determination in the mixed fields were examined. Dosimeters were from three different institutions: Ruđer Bošković Institute (RBI), Croatia, Jožef Stefan Institute (JSI), Slovenia and Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Argentina. All dosimeters were irradiated during the International Intercomparison of Criticality Accident Dosimetry Systems at the SILENE Reactor, Valduc, June 2002. Three accidental scenarios were reproduced and in each irradiation the dosimeters were exposed placed on the front of phantom and "free in air". Following types of TLDs were used: ⁷LiF (TLD-700), CaF₂:Mn and Al₂O₃:Mg,Y –all from RBI; CaF₂:Mn from JSI and ⁷LiF (TLD-700) from ARN. Reported doses were compared with the reference values as well as with the values obtained from the results of all participants. The results show satisfactory agreement with other dosimetry systems used in the Intercomparison. The influence of different types of holders and applied corrections of dosimeters' readings are discussed.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; vol.125, no.1-4, p.318-322, 2007.

RESULTS OF THE REGIONAL INTERCOMPARISON EXERCISE FOR THE DETERMINATION OF OPERATIONAL QUANTITY $H_p(10)$ IN LATIN AMERICA *

Saraví, M.¹; Zaretzky, A.¹; Lindner, C.¹; Díaz, J.²; Walwyn, G.³; Amorim, R.⁴; De Souza, D.⁴; Gregori, B.N.⁵; Papadópolos, S.B.⁵; Meghzipene, A.⁶; Ferruz, P.⁶ and Cruz Suárez, R.⁶

¹ Nuclear Regulatory Authority. Argentina

² Instituto Venezolano de Investigaciones Científicas. Venezuela

³ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba

⁴ Instituto de Radioprotección e Dosimetría. Brasil

⁵ National Atomic Energy Commission. Argentina

⁶ International Atomic Energy Agency. Austria

Several Intercomparison exercises were organised by the International Atomic Energy Agency (IAEA) on the determination of operational quantities at the regional or interregional basis. In the Latin American region an intercomparison for the determination of the operational quantity $H_p(10)$ was completed mid-2004, as a follow-up to previous exercises carried out during the 1990s. Eighteen individual external monitoring services from nineteen Member States participated in the first phase. The second phase grouped 15 services that had participated in the first phase. Dosimeter irradiations in photon beams were done by four Secondary Standard Dosimetry Laboratories (SSDLs) of the region. The preparation of this exercises involved an audit by the IAEA SSDL, where reference irradiations were provided to all participants for verification of their systems. During the first phase (2002-2003) only 9 out of 18 services met the performance requirements for such monitoring services. Necessary corrective actions and procedure verification were implemented. During the second phase (2004) 11 out of 15 services fulfilled the performance criteria. This intercomparison shows that there has been improvement in the second phase and most participants demonstrated a satisfactory performance of the quantity tested.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; vol.125, no.1-4, p.84-87, 2007.

PARTE III

INFORME NACIONAL PARA LA CONVENCIÓN DE SEGURIDAD NUCLEAR

Argentinean National Report for the Convention on Nuclear Safety. Fourth Report, September 2007

Compilación a cargo de:
Navarro, N.R.; Waldman, R.M. y Felizia, E.

Presentado en: Reunión Preparatoria de la Cuarta Convención sobre Seguridad Nuclear.
Viena, Austria, 21 setiembre al 1º octubre 2007

(La versión completa de este Informe de Seguridad se puede consultar
en el sitio web de la ARN: www.arn.gov.ar)

ÍNDICE DE AUTORES

- Amado, V.A. 3, 125, 167
Ambrosini, W. 230
Amorin, R. 233
Biaggio, A.L. 3
Boccio, M.C. 13
Bourguignon, M. 109
Calvo, J.C. 17
Cabrejas M. 61, 121
Cabrejas, R. 61
Camusso, C.P. 229
Canoba, A.C. 3, 33, 65
Carelli, J.L. 43
Carosella, E. 109
Chahab, M.R. 199
Chebel, B. 61, 121
Cruzate, J.A. 43
Cruz Suárez, R. 233
Curti, A.R. 3
Czerniczyniec, M. 65
D'Auria, F. 229
Deluca, G. 61, 121
De Souza, D. 233
Díaz, J. 233
Di Giorgio, M. 53, 61, 121
Diodati, J.M. 227
Dubner, D.L. 109
Fadel, A. 61, 121
Felicia, E. 237
Ferrerri, J.C. 228, 229, 230
Ferruz, P. 233
Forgione, N. 230
Gnoni, G.A. 33, 65
Gómez Parada, I. 187
Gregori, B.N. 43, 231, 232, 233
Knežević, Ž. 232
Kunst, J.J. 231
Lindner, C. 233
López, F.O. 125
Malvicini, M. 109
Mazantini, O. 229
Medici, M.A. 73, 115
Meghzifene, A. 233
Michelin, S. 109
Miljanić, S. 232
Muñiz, C.C. 13
Navarro, R.N. 17, 237
Oneto, A. 61, 121
Palacios, M.A. 65
Papadópulos, S.B. 231, 233
Pérez, M. del R. 109, 145
Pérez, S.S. 83
Perrin, C.D. 93, 207, 217
Pilkhwal, D.S. 230
Piumetti, E.H. 73, 115
Radl, A. 53, 61, 121
Rojo, A.M. 61, 121, 187
Saha, D. 230
Saraví, M. 231, 233
Sartori, F.M. 227
Taja, M.R. 53, 61, 121
Truppa, W.A. 33
Vallerga, M.B. 53, 61, 121
Vazquez, M.A. 145
Vijayan, P.K. 230
Waldman, R.M. 237
Walwyn, G. 233
Zaretzky, A. 233
Zorko, B. 232