

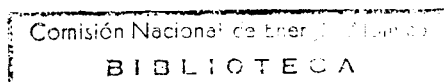
C. N. E. A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1978

06.78. 27

PROCEEDINGS SERIES

PROBLEMS ASSOCIATED WITH THE EXPORT OF NUCLEAR POWER PLANTS

PROCEEDINGS OF A SYMPOSIUM
ON PROBLEMS ASSOCIATED WITH
THE EXPORT OF NUCLEAR POWER PLANTS
HELD BY THE
INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
IN VIENNA, 6-10 MARCH 1978



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
VIENNA, 1978

MONITORAJE DE TRITIO EN CENTRALES PHWR Y PTR

Influencia de la no uniformidad de las regulaciones

C.E. PAGANINI

Comisión Nacional de Energía Atómica,
Buenos Aires,
Argentina

Abstract-Resumen

TRITIUM MONITORING IN PHWR AND PTR POWER PLANTS – THE INFLUENCE OF NON-UNIFORM REGULATIONS.

Argentina has adopted a nuclear policy based on natural uranium, with heavy water as moderator and coolant. In the light of this decision, tritium monitoring has become a very important matter from the health-physics point of view. A comparative study of the regulations of the exporting countries and of the importer together with an analysis of available detection methods has indicated that, if the supplier's regulations and the recommendations of the ICRP are to be met, proportional counters must be used for tritium monitoring. CNEA's experience with such detectors over four years of operation for nuclear safety purposes is summarized.

MONITORAJE DE TRITIO EN CENTRALES PHWR Y PTR – INFLUENCIA DE LA NO UNIFORMIDAD DE LAS REGULACIONES.

La República Argentina decidió una política nuclear basada en uranio natural y agua pesada como moderador y refrigerante. Con esta decisión, el monitoreo de tritio pasa a ser un tema muy importante desde el punto de vista radiosanitario. Después de un estudio comparativo de las regulaciones de los países exportadores y el país importador y de los diversos métodos de detección, se concluye que cumplimentar las regulaciones del país exportador y las recomendaciones de la CIPR limita la selección de los monitores para tritio a los contadores proporcionales. También se resume la experiencia de la CNEA en cuatro años de operación sobre la utilidad de estos detectores para seguridad nuclear.

1. INTRODUCCION

La Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina (CNEA), acordó en 1969 encargar a una firma de la República Federal de Alemania la provisión y puesta en operación de una central nuclear provista de un reactor PHWR de 340 MW(e) de potencia. Esta instalación, la Central Nuclear en Atucha (CNA), está actualmente produciendo 370 MW(e), operando al 108% de su potencia original de diseño. Dispone de un reactor alimentado con uranio natural y refrigerado y moderado con D₂O, y se encuentra en operación desde 1974 con

una disponibilidad aproximada del 90%. Es del tipo de recipiente a presión, de aproximadamente 12 m de largo por 6 m de diámetro (internos) y paredes de 25 cm de espesor, con un plaquero interno de acero inoxidable. La presión alcanza las 115 atm, la temperatura a 340°C y la cantidad total de D₂O en el circuito es de 320 t con una tasa de pérdida anual de menos de 2 t.

En 1973, la CNEA adquirió a un consorcio formado por una firma canadiense y otra italiana la provisión de una central nuclear provista de un reactor tipo PTR (CANDU) de 600 MW(e) de potencia, alimentado también con uranio natural y refrigerado y moderado con D₂O: la provisión nuclear es responsabilidad de la firma canadiense. Esta nueva instalación, la Central Nuclear Córdoba (CNC), actualmente en construcción, está situada en la provincia de Córdoba y se prevé su puesta en marcha para 1981.

Ambas instalaciones se encuadran dentro de la política nuclear del país, que ha optado por la línea de reactores a uranio natural y D₂O como moderador y eventualmente como refrigerante. Esta decisión implicó que la detección de tritio pasó a ser uno de los problemas relevantes desde el punto de vista de la instrumentación radiosanitaria. Aun comenzando a operar el reactor con agua totalmente virgen de tritio, excepto el natural, luego de un cierto tiempo de operación el inventario de tritio crece, y dado el volumen de moderador necesario en este tipo de reactor, puede transformarse en el radionucleido más importante desde el punto de vista radiosanitario.

Las diferencias regulatorias y tecnológicas de los países proveedores entre sí y las de éstos con las del país receptor provocaron una diversidad en la instrumentación utilizada para el monitoreo de tritio. El objetivo de este trabajo es presentar y discutir aquellas diferencias y resumir la experiencia adquirida en la materia en la CNEA.

2. DISCUSION DE LOS ASPECTOS REGULATORIOS

Ninguno de los países involucrados (República Federal de Alemania, Canadá, República Argentina) tiene regulaciones específicas con respecto a la instrumentación radiosanitaria que debería utilizarse para el monitoreo de tritio. Sin embargo, en todos ellos se siguen las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR), en particular las relacionadas con el monitoreo [1]. Más aún, todos estos países tienen regulaciones en materia de protección radiológica basadas en las antiguas recomendaciones de la CIPR [2]; estas regulaciones se están adaptando a las nuevas recomendaciones en esta materia [3].

Las regulaciones en materia de protección radiológica en la República Argentina son las Normas Básicas de Seguridad Nuclear [4]. Según éstas, la incorporación máxima permisible anual para trabajadores en condiciones normales

de ocupación es, para tritio (soluble HTO o T₂O), de $1,2 \times 10^4 \mu\text{Ci/a}$. Aplicando estas regulaciones con parámetros metabólicos para el 'Hombre de referencia' [5], es decir con el valor de 9600 l de aire inspirado por cada 8 horas de trabajo ligero ($0,96 \times 10^7 \text{ cm}^3$ de aire en 8 horas $\cong 10^7 \text{ cm}^3$ de aire), resultaría un Límite Derivado de Dosis (LDD) para 8 horas de ocupación:

$$\text{LDD} = \frac{1,2 \times 10^4 \mu\text{Ci/a}}{10^7 \text{ cm}^3/\text{d} \times 200 \text{ d/a}}$$

$\tilde{\text{LDD}} = 6 \text{ pCi/m}^3$: máxima concentración permitida en aire para un factor ocupacional de 8 horas

Por otra parte, hemos determinado los LDD a partir de los Límites de Dosis (LD).

Como el Límite Operativo Derivado (LOD), de acuerdo con las recomendaciones de la CIPR en su publicación 22 [6], debe ser 'tan bajo como sea razonablemente practicable', las autoridades argentinas no permiten que el LOD sea igual al LDD, sino que debe estar muy por debajo de dicho valor. Por ello, los equipos de medición y monitoreo deben tener una sensibilidad que permita medir esos límites.

Además, la posición de las autoridades argentinas competentes ha sido que el sistema *on line* debe ser mandatorio a menos que pueda demostrarse que el sistema *off line* es equivalente.

En las normas de aplicación en la República Federal de Alemania [7], el límite por inhalación es: $7,2 \times 10^{-5} \text{ Ci/a}$, valor que debe ser multiplicado por 500/3, lo que resulta en:

$$\text{LD} = 7,2 \times 10^{-5} \text{ Ci/a} \times 500/3 = 1,2 \times 10^4 \mu\text{Ci/a}$$

como límite de incorporación anual, valor coincidente con la norma argentina. Sin embargo, la norma alemana determina la 'concentración máxima permisible' (CMP) para 24 horas de ocupación, con lo cual, y tomando los mismos valores metabólicos, se obtendrá un valor de 2 pCi/cm^3 como máxima concentración permitida en aire para cualquier factor ocupacional. Esta curiosa interpretación de las recomendaciones de la CIPR no ha sido única [8].

Las reglamentaciones canadienses [9] no estipulan límites secundarios, tales como las incorporaciones máximas permisibles anuales, sino dosis máximas permisibles con límites equivalentes a los que recomendaba la CIPR en su publicación n°9 [2]. Si bien no hay aclaraciones al respecto, se infiere que los LDD serán similares a los obtenidos a partir de las regulaciones argentinas.

Parecería en conclusión, que entre las regulaciones de la República Federal de Alemania y las de la República Argentina y el Canadá existen discrepancias que podrían conducir a casi un orden de magnitud de diferencia en el caso de los LDD para el tritio.

3. DISCUSION DE LOS METODOS DE DETECCION

Existen diversos métodos de detección de tritio en aire *on line* y *off line* y muchos de ellos son ya equipos comerciales. Sus parámetros característicos son la sensibilidad y el rechazo del campo gamma, existiendo muy buenas referencias sobre discusiones entre los métodos de detección de tritio [10–12] y la comparación de la sensibilidad de los diferentes métodos de medición.

Dada la baja energía de la emisión beta del tritio, los métodos clásicos de detección consisten en cámaras de ionización o contadores proporcionales en los cuales el aire contaminado a medir circula internamente en el detector o en centelladores plásticos espiralados también con circulación interior de aire.

Existe abundante literatura sobre los principios de funcionamiento de los detectores con cámara de ionización [13–15]; en todos los casos se describe como método para reducir la interferencia de los campos gamma la sustracción de la corriente de dos cámaras inmediatas o concéntricas, una de ellas sellada para la detección gamma y la otra con circulación del aire a medir para medición gamma + tritio. En estas condiciones se logra suprimir campos de radiación gamma del orden de 2,5 a 5 mR/h. Estas cámaras, en versiones comerciales, ofrecen las siguientes características: sensibilidad para tritio 0–10 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ para dos cámaras del orden de 5 l; permiten una compensación de campo gamma uniforme hasta 5 mR/h y pueden ser ajustadas en posición de trabajo. Existen varios modelos de diverso origen, pero todo parece indicar que la máxima sensibilidad obtenida comercialmente es del orden de 1 a 10 pCi/m^3 .

Los contadores proporcionales con circulación de gas metano y circuitos de coincidencia y anticoincidencia han sido descritos fundamentalmente en la literatura alemana [10, 16]. En este caso, el rechazo del campo gamma se basa en que los beta de baja energía del tritio sólo son capaces de ionizar en una de las cámaras de que está compuesto el detector; toda otra radiación de mayor energía que reacciona en más de una cámara produce una señal de anticoincidencia que bloquea el conteo. La alta sensibilidad es inherente al factor de multiplicación propio de los contadores proporcionales. Un equipo comercial en uso con una cámara de 6 l de volumen ofrece una sensibilidad de 0,02 pCi/cm^3 y un rechazo de campo gamma mejor que 3 mR/h.

Otro método de detección en desarrollo [12, 17] utiliza centelladores plásticos con muy buenos niveles de sensibilidad comparables a las cámaras de

ionización, pero no existen aún equipos comerciales. También se ha desarrollado para el reactor CANDU un sistema de detección *on line* con centelleo líquido [18].

Los sistemas *off line* recurren en casi todos los casos a colección por diversos métodos y detección por centelleo líquido [19, 20].

4. IMPLICACIONES DE LAS DIFERENCIAS REGULATORIAS Y TECNOLÓGICAS – EXPERIENCIA DE LA CNEA

Las firmas proveedores de centrales nucleares suelen elegir el equipamiento para su producto siguiendo dos premisas comerciales básicas: que los equipos sean del mismo origen que la central y que cumplan con las regulaciones del país de origen. Esto que suele ser conflictivo en otras áreas lo es particularmente en el equipamiento de radioprotección, cuando las regulaciones son diferentes. En el caso de la CNA, las cámaras de ionización no cumplían ninguna de las premisas enunciadas más arriba, y en consecuencia fueron descartadas por el proveedor. Más aún, la sensibilidad de las cámaras de ionización está por encima del límite de detección requerido y en cambio los contadores proporcionales del tipo descrito cumplen con exceso este requerimiento. De esta forma fue instalado en la central un sistema de estas características con tubos de plástico muestreadores y con bocas de toma en determinados puntos de interés. Los equipos se hallan centralizados, y desde ese lugar se puede muestrear en paralelo varios tubos o seleccionar de a uno para localizar más específicamente una pérdida.

Para aquella central, la CNEA había contraído la obligación de proveer los elementos para el monitoreo portátil. En este caso, también se eligieron preferentemente los mismos contadores proporcionales, pero se adicionaron algunos instrumentos con cámaras de ionización.

La experiencia en el monitoreo de tritio para aquella primera central PHWR sería importante para la CNEA. Dos problemas posibles se previeron en aquel entonces: a) la provisión permanente del metano de la pureza necesaria para circular por las cámaras; b) la calibración, confiabilidad y estabilidad de los equipos.

Se decidió utilizar gas normal de línea, el cual fue analizado por cromatografía de gases, siendo el contenido en CH_4 variable entre 87 y 93% (el gas original suministrado por el fabricante del equipo contenía 99%), y la variación de sensibilidad fue despreciable. La calibración de las cámaras fue verificada en los laboratorios de la CNEA en el Centro Atómico Ezeiza, concordando con la hoja de datos [21]. La confiabilidad y la estabilidad probaron ser satisfactorias a lo largo de 4 años de operación.

Por otra parte, la alta sensibilidad de estos instrumentos ha permitido detectar pérdidas de D_2O en forma bastante inmediata lo cual hubiera llevado

mucho más tiempo por otros métodos. Este sistema de instrumentación radio-sanitaria quedó así convertido en un virtual sistema de seguridad nuclear. En efecto, en 1977 se produjeron tres situaciones anormales en la central que dieron lugar a pérdidas de D_2O , dos de ellas debidas a fallas en la soldadura de un tubo accesorio del circuito primario y la tercera por fallas en un sello de bomba del primario. Estas situaciones se localizaron en una zona con un nivel normal de contaminación en aire de $30 \times 10^{-6} \text{ Ci} \cdot \text{m}^{-3}$; en otros varios casos se pudieron detectar pérdidas por pequeños poros aprovechando la alta sensibilidad y rapidez de respuesta de estos contadores proporcionales.

En el caso de la segunda central nuclear a ser instalada en el país (Central Nuclear Córdoba), el fabricante ha ofrecido para monitoraje de tritio en áreas controladas un sistema *off-line* basado en burbujeadores con medición por centelleo líquido, que cumplimenta las normas canadienses.

Aquí aparece un conflicto regulatorio importante y que merece un análisis. Si bien ambas regulaciones, la argentina y la canadiense, no difieren en lo sustancial en los límites, difieren en la implementación de los sistemas. Las autoridades argentinas han tomado tres decisiones fundamentales, alguna derivada de la experiencia con la CNA, que harían inaceptable el sistema ofrecido por el proveedor canadiense:

- a) Los niveles de detección del instrumental de monitoraje se deben relacionar con los valores ALARA¹ y no con los límites de dosis;
- b) El sistema debe tener sensibilidad suficiente, no solo para actuar como monitor radiosanitario, sino como sistema de seguridad nuclear;
- c) El sistema, por lo antedicho, debe ser *on-line* y no *off-line*.

El conflicto tecnológico que podría derivarse parece evidente. La tecnología desarrollada por el proveedor no permitiría cumplimentar estos puntos sin desarrollo adicional o inclusión de tecnología foránea.

5. CONCLUSIONES

Cuando entre países exportadores e importadores existen diferencias regulatorias y tecnológicas, se presentan problemas técnicos cuya solución debe preverse y encararse con la debida anticipación.

Es evidente, en el caso presentado en este trabajo, que por diferencias de interpretación de las normas, el vendedor se ve obligado a suministrar instrumentos de técnica más sofisticada, lo cual puede acarrear problemas de adaptación a esas técnicas para el país comprador y, en algunos casos, esto es de difícil implementación.

¹ As Low As Readily Achievable = Tan bajo como sea practicable.

Además, con la experiencia adquirida en los años de operación de la CNA, tenemos nuevos parámetros para la selección de la instrumentación de radio-protección: por ejemplo, no sólo razones estrictamente regulatorias, sino también su uso como detectores de pérdida.

AGRADECIMIENTOS

Quisiera expresar mi más profundo agradecimiento al Ing. Abel J. González, Gerente de Protección Radiológica y Seguridad de la CNEA por sus útiles consejos, así como a los Sres. Dr. Gustavo Nowotny, Ing. Oscar Quihillalt, Ing. Pedro M. Sajaroff, de la CNEA, y al Ing. Julio Recalde, Jefe de Protección Radiológica y Seguridad de la Central Nuclear en Atucha por su cooperación y útiles comentarios.

REFERENCIAS

- [1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General principles of monitoring for radiation protection workers, Publication 12, Pergamon Press (1969).
- [2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations, Publication 9, Pergamon Press (1966).
- [3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations, Publication 26, Pergamon Press (1977).
- [4] COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA ARGENTINA, Normas Básicas de Seguridad Radiológica y Nuclear, Publicación SI N° 11 (1966) 21.
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Report of the Task Group on Reference Man, Publication 23, Pergamon Press (1975) 346.
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Implications of Commission Recommendations that Doses be kept as Low as Readily Achievable, Publication 22, Pergamon Press (1973).
- [7] Bundesgesetzblatt 2905, Z 1977A, N° 125, Bonn (1976) 2939 y 2923.
- [8] Journal Officiel de la République Française, Décret N° 66-450, du 20 juin, relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants, tableau I: Hydrogène, Paris (1966).
- [9] Atomic Energy Control Act, Atomic Energy Control Regulations, Canada Gazette Part III 108 12, Ottawa (1974).
- [10] KIEFER, H., MAUSHART, R., Radiation Protection Measurement, Karlsruhe Nuclear Research Centre, Pergamon Press (1972).
- [11] BUDNITZ, R.J., Tritium instrumentation for environmental and occupational monitoring -- A review, LBL University of California, Health Phys. 26 (1974) 165-78.
- [12] OSBORNE, R.V., "Monitoring reactor effluents for tritium: problems and possibilities", Tritium Symposium Las Vegas, 30 de agosto a 2 de septiembre de 1971.
- [13] COLMENARES, C.A., "Bakeable ionization chamber for low-level tritium counting", Nucl. Instrum. Methods 114 (1974) 269-75.

- [14] OSBORNE, R.V., COVEART, A.S., A Transportable Monitor for Tritiated Water Vapour, 4th International Radiation Protection Association Congress, Paris, 24 a 30 de abril de 1977.
- [15] GIBSON, J.A.B., BURT, A.K., Some Techniques for Measurement of Tritium, Rep. AERE R-5888 (1970).
- [16] DOBIASCH, W., Eichmethoden und Messgrenzen von Monitoren zur selektiven Überwachung von Tritium- und Edelgas Aktivitäten in Luft, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Rep. KFK 1638 (1972).
- [17] MOGHISSI, A.A., KELLEY, H.L., PHILLIPS, C.R., REGNIER, J.E., A tritium monitor based on scintillation, Nucl. Instrum. Methods 68 (1969) 159.
- [18] OSBORNE, R.V., Central tritium monitor for CANDU nuclear power stations, IEEE Trans. Nucl. Sci. NS 22 1 (1975) 676-80.
- [19] OSBORNE, R.V., "Sampling for tritiated water vapour" (Proc. 3d Int. Congress of the International Radiation Protection Association Washington), CONF-730907 (1974) 1428-33.
- [20] HOROCKS, D.O., Measuring Tritium with Liquid Scintillation Systems in Tritium, Messenger Graphics, Las Vegas EE.UU (1973).
- [21] DIAZ, O., PAGANINI, C.E., Calibración de los monitores de tritio para la CNEA, Informe de Progreso, Buenos Aires, primer trimestre de 1972.

DISCUSSION

M. ROSEN (*Scientific Secretary*): Are there any examples of differences in standards between the FRG and Canada other than those you have referred to?

C.E. PAGANINI: Not as far as I know in the area of radiological protection.

B. CAFFREY: Can you give us any idea what the total man-rem doses per year have been at the Atucha plant over the past few years?

C.E. PAGANINI: No, I am sorry but I don't have that data available.