

Reevaluación y suspensión del
requerimiento de diseño para centrales
nucleares de restricción de dosis
colectiva por unidad de práctica
(Requerimiento 6 (b), Norma AR 3.1.2.)

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

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Av. del Libertador 8250
(C1429BNP) Ciudad de Buenos Aires, ARGENTINA
Tel.: (011) 6323-1770
0800-555-1489
Fax: (011) 6323-1771/1798
<http://www.arn.gov.ar>

REEVALUACIÓN Y SUSPENSIÓN DEL REQUERIMIENTO DE DISEÑO PARA CENTRALES NUCLEARES DE RESTRICCIÓN DE DOSIS COLECTIVA POR UNIDAD DE PRÁCTICA (Requerimiento 6 (b), Norma AR 3.1.2.)

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

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

A mediados del año 2005 la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) decidió reevaluar las bases que fundamentaban un requerimiento de diseño aplicable a la limitación de las descargas de efluentes radiactivos de reactores nucleares de potencia. Este requerimiento, cuyo objetivo era limitar la descarga de radionucleidos de dispersión global y período extremadamente largo, estaba en vigor desde el año 1979 y se expresaba como una restricción de dosis colectiva por unidad de práctica. El resultado práctico de esta medida regulatoria fue la necesidad de retener C-14 en la central nuclear en construcción Atucha II, así como también en futuros reactores de potencia de agua pesada que se construyeran en el país y, posteriormente, gestionar el mismo de forma tal de asegurar su aislamiento de la biosfera durante un tiempo apropiado.

Para llevar a cabo la reevaluación mencionada se creó un grupo de trabajo ad hoc cuyo informe final fue presentado al Directorio a mediados del año 2007. Como consecuencia del mismo la ARN decidió suspender la aplicación del requerimiento (aún para Atucha II).

El presente trabajo presenta los principales aspectos del informe. En particular, explica las bases del requerimiento de diseño y las principales hipótesis que lo fundamentaron. Se describen también las diferencias entre las hipótesis realizadas en aquella época y la realidad de la generación de energía nuclear a comienzos del siglo XXI, así como sus implicancias en el requerimiento, incluyendo el efecto Suess y su impacto en la dosis total debida a C-14. Finalmente, luego de explicar en detalle los hechos por los que no resulta razonable mantener la vigencia del requerimiento, el trabajo presenta las conclusiones que llevaron a la ARN a su suspensión.

ABSTRACT

By the middle of 2005, the Nuclear Regulatory Authority (NRA) decided to re-assess the basis of a design requirement applicable to the limitation of nuclear power reactor radioactive discharges. Such requirement, aimed at restricting the discharge of globally dispersed long-lived radionuclides, was in force in Argentina since 1979 and was expressed as a limitation of the collective dose commitment per unit of electrical energy generated. The practical result of such regulatory action was the need to retain C-14 in the Atucha II power reactor under construction as well as in future heavy water reactors to be built in the country, and, later on, to manage it as to assure its isolation from the biosphere during an appropriate period of time.

For the above-mentioned reassessment, an ad hoc task group was created and an internal report was presented to the Board of Directors by the middle of 2007. Because of such report the NRA decided to suspend the application of the requirement (i.e. it is not more mandatory, even for Atucha II).

The present work presents the main aspects of that report. In particular, it explains the basis of the design requirement and the most important assumptions that triggered it. The differences between the assumptions made at that time and the reality of nuclear power generation at the beginning of the 21st century, as well as their implications in relation to the requirement are described, including the Suess effect and its impact in the total dose due to C-14. Finally, after explaining in detail the facts that made no longer reasonable to keep in force the above-mentioned requirement, the work presents the conclusions that lead the NRA to the suspension of this requirement.

KEYWORDS: C-14, Heavy Water Reactors, radioactive discharges, Atucha II, Suess effect.

1.- INTRODUCCIÓN

A mediados del año 2005 comenzó un proyecto de investigación destinado a reevaluar el escenario de exposición que fundamentó el requerimiento de diseño de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica aplicable a las descargas de efluentes radiactivos de reactores nucleares de potencia, cuyo origen se remonta a 1979 /1/. Como resultado, a mediados del año 2007, se presentó un informe al Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). A partir del mismo, la ARN decidió suspender la aplicación del requerimiento (aún para la central nuclear en construcción, Atucha II).

Este trabajo presenta el resultado de dicho programa de investigación. El grupo de trabajo que lo desarrolló fue coordinado por Alfredo Biaggio y en el mismo participaron Adriana Curti, Fabio López (07/2005 a 11/2005), Valeria Amado y Analía Canoba.

En la ponencia presentada por el Dr. Dan J. Beninson /2/ -que se incorpora como Anexo al presente trabajo- se indica que el objetivo del requerimiento de diseño de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica es limitar la contribución global a las dosis anuales de los grupos críticos en el futuro lejano, unos 500 años. Tal contribución, resultante de las descargas de efluentes radiactivos de un gran número de instalaciones del ciclo de combustible nuclear, surgiría de la lenta y constante acumulación en la biosfera de radionucleidos de distribución global y período de semidesintegración extremadamente largo.

Es decir que para restringir, en el futuro lejano, la dosis en que incurriría un grupo crítico hipotético, como se explica en la citada ponencia, para reactores nucleares de potencia deben considerarse en conjunto los dos requerimientos que constan en el punto 6 de la norma AR 3.1.2. /3/; los cuales se transcriben a continuación:

6. Debe preverse como mínimo suficiente retención de modo tal que se cumplan las siguientes restricciones de dosis:

a) La dosis efectiva anual en el grupo crítico debida a la liberación de efluentes radiactivos no exceda de 0,3 mSv.

b) La dosis efectiva colectiva no exceda 15 mSv hombre por MW año de energía eléctrica generada.¹

El primero de estos requerimientos de diseño aplica a la dosis máxima en que podría incurrir el grupo crítico de una central nuclear como resultado de la operación normal de la misma. El segundo tiene por objetivo limitar la acumulación en la biosfera de radionucleidos de período de semidesintegración extremadamente largos y dispersión global, limitando a futuro la tasa de dosis per caput² de la población mundial y por ende la contribución global a la tasa de dosis anual de todos los grupos críticos.

Por lo expuesto, el requerimiento 6 b) no tiene estrictamente por objeto proteger al grupo crítico de una dada instalación, sino a todos los grupos críticos en el futuro lejano y para ser efectivo debería ser de aplicación colectiva; es decir requerimiento de diseño de prácticamente todas las centrales nucleares del mundo. Además, corresponde destacar que ambos requerimientos se imponen sin ninguna consideración ni relación con la optimización de la protección radiológica, pues deben cumplirse cualquiera sea su costo.

De la investigación realizada surge que para centrales nucleares el radionucleido de interés es C-14 puesto que:

- a) Tiene una tasa de producción por unidad de energía nuclear generada no despreciable.
- b) Se distribuye globalmente.
- c) Su inventario en la biosfera puede aumentar a lo largo de los siglos debido a su período de semidesintegración extremadamente largo (5700 años.)

En consecuencia, el requerimiento de restricción de dosis colectiva por MWe año de energía en una central nuclear se traduciría en la práctica en la necesidad de retener C-14 y luego dispo-

¹ El texto de la norma no es preciso pues, como se explica más adelante, lo que debe restringirse es el compromiso de dosis efectiva colectiva truncado a 500 años.

² Los términos en itálica y subrayados corresponden a magnitudes o conceptos que son definidos en el Apéndice I del presente trabajo.

nerlo de forma que no retorne a la biosfera durante un tiempo apropiado. Debido a su largo período de semidesintegración, su disposición tendría que llevarse a cabo, por ejemplo, en repositorios geológicos profundos, como se prevé para los residuos radiactivos de alto nivel generados en el reprocesamiento de combustible gastado.

La principal razón que motivó el desarrollo de la investigación fue la constatación de que hasta el presente, pasados 25 años, ninguna central nuclear previó retener C-14 y tampoco se ha previsto expresamente retener C-14 en las centrales nucleares actualmente en construcción.³ Sin embargo, la literatura indica que persiste la preocupación a escala mundial por la generación de C-14 en centrales nucleares /5/, /6/, /9/, /10/, /11/ y diversos documentos señalan la necesidad de tener en cuenta el fenómeno de acumulación de radionucleidos de período extremadamente largo en la biosfera /12/, /13/, /14/, /15/ y /16/.

Esta aparente contradicción podría atribuirse a que el número de centrales nucleares en operación no se incrementó conforme a las previsiones de fines de 1970 y a que la generación de energía tiene dos efectos contrarios sobre la futura tasa de dosis per caput debido a C-14:

- La liberación del C-14: el uso de combustibles fósiles inyecta carbono estable en la biosfera, aumentado el inventario total y reduciendo la relación C-14/Cestable, por lo cual la tasa de dosis per caput de la población mundial disminuye.⁴
- generado por activación en la operación de centrales nucleares incrementaría la relación C-14/Cestable, y por ende la tasa de dosis per caput de la población mundial, en este caso sin modificar prácticamente el inventario de carbono total.

Desde hace varias décadas predomina el primer efecto y la tasa de dosis per caput disminuye. Este fenómeno se limita al C-14 y no aplica, por ejemplo, al I-129 (liberado principalmente en la etapa de reprocesamiento) que es otro radionucleido de interés por ser de período extremadamente largo y dispersión global.

En el Apéndice II se describen en forma sumaria las distintas fuentes de generación de C-14 y el efecto de dilución debido al uso de combustibles fósiles. Es interesante notar que la relación C-14/Ctotal comenzó a reducirse hacia fines del siglo XIX, inicio de la era industrial. Si se excluye la fuerte inyección de C-14 en la atmósfera producida por los ensayos nucleares atmosféricos (ver Apéndice II), esta reducción sería hoy sumamente notable. Al momento de escribir este trabajo, los valores de la relación son prácticamente iguales a los preindustriales /5/ y /17/.

En resumen, tanto la necesidad de retener el C-14 producido por activación como el momento en que dicha retención debería comenzar parecen ser función, principalmente, 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 nucleoelectrónica.

Si bien el análisis detallado de tales proyecciones está fuera del alcance de este trabajo, corresponde hacer referencia a las tendencias esperadas para las próximas décadas. De la bibliografía consultada surge 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 nucleoelectrónica. Esta última, por otra parte, tuvo un crecimiento muy inferior a estimaciones realizadas hace algunas décadas /10/, /18/ y /19/.

De lo expuesto surge que parece encontrarse aún lejano el momento en que ambos efectos se equilibren –alcanzando el llamado “punto de equilibrio isotópico”– por lo cual si bien internacionalmente continúa investigándose la situación, no se avizoran convenciones internacionales o regionales con el objetivo de promover acciones específicas para retener C-14 en reactores nucleares de potencia.

En síntesis, hay varias extrapolaciones, predicciones o especulaciones que son claves para determinar si será necesario retener C-14 con el fin de limitar la tasa de dosis per caput en el futuro. Además, de ser requerido, se desconoce cuándo se alcanzará consenso internacional para comenzar tal acción, necesariamente colectiva /12/ y /20/.

³ Cabe aclarar que, aunque no previstas para tal fin, las resinas de intercambio iónico que se utilizan para purificar el agua de los sistemas de refrigeración/moderación retienen en cierta proporción C-14 /5/, /6/ y /7/. Además, al menos una de las plantas de reprocesamiento comerciales en operación retiene C-14 /8/.

⁴ El uso de combustibles fósiles inyecta en la atmósfera carbono estable y reduce la concentración de C-14, efecto identificado por H.E. Suess en 1958 y por ello denominado “efecto Suess”.

Las principales preguntas, que no tienen respuesta precisa a la fecha son:

- ¿Cómo se irá modificando en el tiempo el consumo de combustibles fósiles y cuándo estos recursos estarán prácticamente agotados?
- ¿En qué valor se estabilizará la población mundial?
- ¿Cuál será la demanda de energía eléctrica cuando la población mundial esté estabilizada y cuál será el aporte per cápita de energía eléctrica de origen nuclear?

Por último, pero no menos importante:

- ¿Durante cuántos siglos la humanidad necesitará recurrir a la energía nuclear para satisfacer sus necesidades energéticas?⁵

Del Apéndice II ya citado, surge que la tasa de producción de C-14 por unidad de energía generada es muy variable para los distintos tipos de centrales nucleares actualmente en operación. Este hecho permite formularse otra pregunta, también relevante para el tema de análisis:

- ¿Se dispondrá en un futuro no lejano de centrales nucleares de bajo nivel de producción de C-14 por unidad de energía eléctrica generada?

2.- FUNDAMENTOS DEL REQUERIMIENTO

Dado que la ponencia del Dr. Beninson se adjunta como Anexo al trabajo, el presente apartado se limita a considerar sus aspectos relevantes, incorporando aclaraciones o comentarios. Además, con la intención de facilitar la comprensión de los fundamentos no se ha respetado el orden temático de la ponencia, se han simplificado algunas expresiones matemáticas y se ha empleado la simbología actual.

Quizás la primera cuestión que corresponda destacar es que la ponencia reconoce una limitación del sistema de radioprotección que proponía el ICRP hacia 1980, y que se mantiene al presente: En un mundo con un par de miles de centrales nucleares y una decena de plantas de reprocesamiento en operación, restricciones de dosis del grupo crítico de un emplazamiento y optimización de los sistemas de protección radiológica de cada instalación no evitarían la acumulación en la biosfera de radionucleidos de períodos extremadamente largos.⁶

En el primer caso, restricción de dosis del grupo crítico, es técnica y económicamente conveniente asegurar su cumplimiento reteniendo radionucleidos de período de semidesintegración relativamente corto, puesto que los radionucleidos que contribuyen significativamente a la dosis en el grupo crítico de un emplazamiento tienen períodos de hasta algunas décadas /8/, /9/ y /22/. En otras palabras no es necesario ni conveniente retener radionucleidos de período extremadamente largo para satisfacer restricciones de dosis para miembros del público.

Por otra parte, la insuficiencia del principio de optimización de los sistemas de radioprotección de una instalación para evitar la acumulación de radionucleidos de dispersión global y período extremadamente largo radica en las limitaciones asociadas al uso del concepto de compromiso de dosis colectiva con hipótesis biológicas, pues tales compromisos alcanzan valores significativos si se integran durante miles de años dosis individuales extremadamente bajas en poblaciones muy grandes /23/, /24/ y /25/. En este contexto no parece posible establecer una correlación representativa entre una dada reducción del compromiso de dosis colectiva y la correspondiente reducción del detrimento de la salud, condición necesaria cuando se intenta optimizar cuantitativamente el nivel de protección radiológica.⁷

2.1- Exposición de un grupo crítico en el futuro lejano

Como ya se ha indicado, en un escenario de uso masivo de la energía nuclear, es concebible que en algunos siglos la tasa de dosis per caput de la población mundial aumente significati-

⁵ Si bien la ponencia del Dr. Beninson hace expresa referencia a generación por fisión, la generación de energía por fusión también produciría C-14 por activación.

⁶ Tal insuficiencia ya había sido reconocida y expresada claramente por los países nórdicos /21/.

⁷ A las incertidumbres asociadas a hipótesis y modelos de dispersión, así como a dietas y hábitos en el futuro lejano, se suman tanto la incertidumbre sobre la relación precisa dosis-efectos a muy bajas dosis como la dificultad para estimar el riesgo radiológico por unidad de dosis, dado que no pueden asumirse como válidas las tasas presentes de mortalidad y morbilidad por cáncer y pueden descubrirse en el futuro efectos deletéreos hoy desconocidos.

vamente. En esencia, la ponencia propone limitar la futura tasa de dosis per caput de la población mundial –es decir limitar la acumulación en la biosfera de radionucleidos de período extremadamente largo- de forma tal de asegurar que los grupos críticos futuros tengan al menos un nivel de protección igual al que tienen los grupos críticos presentes, expresando tal nivel de protección como el límite de dosis anual para miembros del público. Esta forma de atacar el problema es muy interesante porque utiliza un elemento existente en el sistema de radioprotección que propone el ICRP (la restricción de dosis) y se apoya en el principio ético de asegurar a las futuras generaciones un nivel de protección al menos igual al vigente para las generaciones presentes.⁸ Este aspecto está desarrollado en la primer parte de la ponencia (párrafos 1 a 5) y se explicita claramente en el párrafo 6.

Por lo expuesto, parece conveniente proseguir esta explicación presentado la última parte de la ponencia; el punto 4, que abarca los párrafos 22 a 26, de los cuales surge lo siguiente:

I.- A los fines de considerar que futuros grupos críticos pueden estar expuestos a otras exposiciones no relacionadas con el ciclo de combustible nuclear, se postula adoptar como restricción de dosis anual total 0,5 mSv/año para las instalaciones del ciclo combustible (50% del límite de dosis para miembros del público.)

II.- De esta restricción total, para la exposición directa del grupo crítico de una instalación se adopta como restricción de dosis anual el valor de 0,3 mSv/año.

III.-La diferencia, 0,2 mSv, es utilizada como limitante a fin de restringir la acumulación de radionucleidos de período extremadamente largo resultante de la operación -durante 500 años- de todas las instalaciones nucleares. El objetivo es lograr que la máxima tasa de dosis per caput en el futuro lejano no exceda de 0,2 mSv al año.

En la fórmula siguiente se aprecia la relación entre este último valor (0,2 mSv/año), la máxima intensidad de práctica postulada (5kW por habitante) y el valor de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica seleccionado (40 manSv por GW/año):

$$\frac{5kW}{man} \times \frac{40 \times 10^3 man \text{ mSv}}{10^6 kW \text{ año}} = 0,2 \text{ mSv/año}$$

Dado que el valor de 0,2 mSv por año aplica a la contribución global resultante de la operación de todas las instalaciones nucleares, en la ponencia se propone asignar a los reactores nucleares de potencia una fracción del mismo, aproximadamente el 38%, es decir 0,075 mSv/año o 15 manSv por GW año de energía nucleoelectrónica generada.

Como es habitual, el establecer valores de restricciones de dosis conlleva un cierto grado de arbitrariedad. Por ejemplo, valores del factor “f” (ver Anexo) entre 0,4 y 0,6 o valores de restricción anual para exposición directa del grupo crítico entre 0,1 mSv/año y 0,3 mSv/año serían razonables. También parecerían aceptables valores en el rango 0,2 a 0,4 mSv/año para limitar las contribuciones regionales y globales y resulta difícil explicar porqué se impone una restricción más severa a reactores nucleares de potencia que a plantas de procesamiento.⁹

2.2- Estimación de la contribución de fuentes lejanas a la exposición de futuros grupos críticos

En el párrafo 14 de la ponencia se indica que no es posible predecir con precisión las tasas de dosis anuales en que incurrirá un dado grupo crítico en el futuro lejano debido a las contribuciones regionales y globales. Pero tales exposiciones pueden estimarse groseramente asumiendo que serán iguales a la máxima tasa de dosis per caput en la población mundial.

⁸ En 1976, los países nórdicos optaron por proponer restringir la futura tasa de dosis per caput de la población mundial a un valor que no implicara un incremento significativo respecto al fondo natural de radiación, sin hacer consideraciones particulares sobre la exposición en el futuro lejano de hipotéticos grupos críticos /21/.

⁹ Considerando que habrá muchas menos plantas de procesamiento que reactores nucleares de potencia y que el procesamiento es un proceso químico parece técnicamente más viable el esmerarse en retener en plantas de procesamiento.

Para calcular la máxima tasa de dosis per caput en el futuro, se utiliza el concepto de compromiso de dosis colectiva sin hipótesis biológicas como herramienta de cálculo. Si la práctica se lleva a cabo durante un cierto número de siglos, se puede estimar la máxima tasa de dosis per caput limitando el tiempo de integración del compromiso de dosis al de duración de la práctica, es decir calculando el compromiso incompleto de dosis colectiva (ver Apéndice I).

Surge de los párrafos 14 a 16, que la máxima tasa de dosis per caput será función de la intensidad de la práctica y del compromiso incompleto de dosis colectiva por unidad de práctica (en la ponencia se asume que la generación de energía nucleoelectrónica se extenderá unos 500 años).

$$\dot{E}_m = I S_1^c$$

Nota: A fin de simplificar la explicación se omite la discriminación entre contribuciones regionales y globales puesto que finalmente la ponencia considera únicamente las contribuciones globales.

donde:

\dot{E}_m es la máxima tasa de dosis per caput esperable en el futuro lejano de una práctica que se desarrolla durante un tiempo suficientemente extenso como para generar una acumulación significativa de ciertos radionucleidos en la biosfera.

I es la estimación de intensidad media de la práctica (energía generada por habitante); y

S_1^c es el compromiso incompleto de dosis colectiva por unidad de práctica.

La intensidad de la práctica se infiere de dos estimaciones, la estimación de la tasa de la práctica y la de la población mundial, aspectos que se analizan más adelante.

Luego de presentar en forma sumaria cómo se calcula la máxima dosis en que puede incurrir el grupo crítico de un emplazamiento (párrafos 7 y 8) la ponencia presenta (párrafos 9 a 13) un modelo sencillo (distribución espacial uniforme de población y de instalaciones y dispersión homogénea de efluentes) para calcular la máxima tasa de dosis en que incurriría un grupo crítico en el futuro como resultado de una práctica que continúa en el tiempo hasta llegar a una condición de equilibrio.

A continuación, párrafos 14 a 16, indica que la realidad no responderá al modelo, pero que puede usarse el mismo para estimar la máxima tasa de dosis per caput de la población y propone aplicar los resultados de la modelación a la estimación de la máxima tasa de dosis per caput que resultaría de una práctica que se desarrolla durante un tiempo prolongado pero insuficiente como para llegar a una condición de equilibrio y se asume este valor como estimación de la tasa de dosis en que incurriría un grupo crítico debido a contribuciones de fuentes lejanas. Finalmente, en el párrafo 16, se enfatiza la dependencia de los resultados de las hipótesis que se realicen para estimar la futura tasa de práctica per caput.

El modelo, extremadamente simplificado, puede consultarse directamente en la ponencia y en este apartado solo se realizan algunas consideraciones sobre la validez de sus resultados para el caso de liberación al ambiente de C-14. En este sentido cabe señalar lo siguiente:

- i) Aún cuando no sea uniforme la liberación a la biosfera de C-14, éste se incorporará al ciclo del carbono y se distribuirá globalmente con tendencia a la homogeneidad en función del tiempo.
- ii) Cualquiera sea la dieta de la población mundial en el futuro lejano, ésta incorporará carbono pues somos un producto de su química.
- iii) La tasa de dosis per caput en la población mundial es proporcional al valor medio de la relación C-14/Cestable en el cuerpo humano.

Por ello se considera que la modelación realizada permite estimar con razonable calidad la máxima tasa de dosis per caput de la población mundial y que resulta en principio correcto el adoptar dicho valor como representativo de la tasa de dosis en que podría incurrir un grupo crítico hipotético en el futuro lejano.

El tema de selección de restricciones para prácticas específicas es desarrollado en los párrafos 17 a 21. El detalle puede verse en la ponencia y a los fines de este informe basta con indicar que se reiteran ciertos principios, se insiste en la necesidad de restringir las contribuciones globales y se explican las relaciones entre las distintas restricciones de dosis del grupo crítico. El párrafo 21 reitera la dependencia de los resultados de ciertas decisiones del organismo regulador, señalando en particular la fracción del límite de dosis que se adopte como restricción para la generación de energía nuclear y, por otra parte, destaca la influencia de la proyección de la tasa de práctica.

2.3- Principales hipótesis que motivaron el requerimiento de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica.

En este apartado se analizan las principales hipótesis que motivaron el requerimiento de limitación de efluentes radiactivos en centrales nucleares. El presente análisis revisa primero las hipótesis implícitas en la ponencia del Dr. Beninson y luego las explicitadas en la ponencia.

Principales hipótesis implícitas

Como se ha indicado anteriormente, el sistema de radioprotección desarrollado por el ICRP no prevé criterios para limitar la lenta acumulación en la biosfera de radionucleidos de período extremadamente largo¹⁰ y tal acumulación será relevante cuando se incremente significativamente la generación de energía nucleoelectrónica en el mundo. Por ello, es evidente que al momento de introducir el requerimiento se preveía un fuerte crecimiento de la generación de energía nucleoelectrónica en el mundo para fines del siglo pasado o principios del presente.

Esta hipótesis no se ha verificado, tal fuerte incremento no ha ocurrido y no se prevé que ocurra en las próximas décadas.

La segunda hipótesis implícita es que a esta iniciativa adherirían en corto tiempo otros países, en particular los principales generadores de energía nucleoelectrónica. Tal adhesión no se ha concretado.

Esta hipótesis no se ha verificado, ningún diseño de reactor nuclear de potencia prevé expresamente retener C-14.

Nota: Corresponde destacar que, muy probablemente, la falta de adhesión internacional a la iniciativa argentina es consecuencia de que no se haya verificado la hipótesis anterior.

Principales hipótesis explícitas

A los fines de este trabajo de investigación, de todas las hipótesis formuladas expresamente en la ponencia hay dos que son esencialmente relevantes:

- a) La estimación de la tasa de incremento de generación de energía nucleoelectrónica en la región y en nuestro país; y
- b) El valor estimado final de capacidad de generación nucleoelectrónica instalada en el mundo.¹¹

Luego de casi tres décadas se puede afirmar que la primera hipótesis no se ha verificado. Más aún, todo parece indicar que no es esperable que se verifique en las próximas décadas

La segunda hipótesis tiene influencia directa en la selección de los valores de restricción: 40 Sv hombre y 15 Sv hombre por GWaño. En efecto, se llega a estos valores asumiendo que el aporte de energía nucleoelectrónica en el mundo alcanzará (y mantendrá) el valor de 5 kW/habitante y recientes estimaciones reducen este valor a 1 kW/habitante /16/¹².

¹⁰ Las nuevas recomendaciones de la ICRP tampoco prevén criterios cuantitativos al respecto /26/.

¹¹ Cf el párrafo 23 de la ponencia, en donde se afirma que "en pocas décadas" la capacidad nucleoelectrónica instalada alcanzará los 5 kW/habitante en nuestro país y en la región. Sin indicar plazos, en el párrafo 24 estima que un valor similar se alcanzará finalmente en el mundo.

¹² Esta reducción de las estimaciones podría deberse a los esfuerzos globales en curso para aumentar la eficiencia en el uso de energía /27/.

Escapa al alcance de este trabajo el hacer proyecciones de la demanda de energía nuclear en el futuro lejano (i.e., 200 a 500 años) pero si fuesen correctos valores del orden de 1 kW/habitante de potencia nuclear instalada la acumulación en la biosfera de radionucleidos de período extremadamente largo será mucho más lenta, la necesidad de retener los mismos probablemente solo sería aplicable en el ámbito de reprocesamiento y los valores de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica a aplicar serían cinco veces superiores a los previstos en la ponencia del Dr. Beninson.¹³

3.- Costos de un sistema de retención de C-14

Como se ha indicado anteriormente, la restricción de dosis colectiva por unidad de práctica se impone sin considerar aspectos de optimización, es decir cualquiera sea su costo. Además, el objetivo del presente trabajo fue reevaluar si tal requerimiento es justificable, para lo cual no es necesario considerar su costo. Sin embargo, a fin de proveer una perspectiva más completa del tema parece interesante incluir información sobre los posibles costos de un sistema de retención de C-14 en un reactor tipo Atucha II.

Según la referencia /4/ los costos de un sistema de este tipo para la Central Nuclear Atucha II rondarían los 14,4 millones de dólares estadounidenses a valores de 1981 (discriminados como 2,4 millones de dólares de instalación y unos 12 millones de dólares de operación durante 30 años.) A valores actuales el costo total rondaría entonces los 30 millones de dólares estadounidenses /28/.

4.- CONCLUSIONES Y SUGERENCIAS

La investigación realizada permite afirmar que si bien el sistema de radioprotección no contempla criterios que eviten la lenta acumulación en la biosfera de radionucleidos de período extremadamente largo esto no constituye aún un problema. Sin embargo, de producirse un incremento significativo de la generación de energía nucleoelectrica 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 retengan suficientemente radionucleidos de período extremadamente largo.

En el accionar en este campo debería distinguirse entre reactores nucleares de potencia y plantas de reprocesamiento:

- 1) Para reactores nucleares de potencia, luego de confirmado un fuerte incremento en la tasa de generación de energía nucleoelectrica, la dilución del C-14 como consecuencia del efecto Suess permite asegurar que se dispondrá de varias décadas para comenzar a retener este radionucleido, de ser ello necesario.¹⁴
- 2) En el segundo caso, la operación continua de las plantas de reprocesamiento de Sellafield (UK) y La Hague (Francia) ya está dando lugar a la acumulación en el medio marino de radionucleidos de muy largo período de semidesintegración y gran movilidad ambiental. Si bien las concentraciones de radionucleidos medidas en distintas matrices no son radiológicamente significativas, ya aparecen problemas transfronterizos, con implicancias al menos comerciales /8/ y /29/.

Por lo expuesto en este trabajo, se sugirió que se suspenda la aplicación del requerimiento de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica para centrales nucleares. Tal suspensión debería mantenerse hasta que efectivamente se produzca un incremento significativo en la generación de energía nucleoelectrica en el mundo. Además, llegado el momento, debería tenerse muy en cuenta que esta acción solo será efectiva si se ejecuta en forma colectiva, por ejemplo mediante una convención internacional.

Finalmente, del estudio realizado se concluyó que deberían eliminarse los requerimientos de restricción de dosis colectiva por unidad de práctica como requisito de diseño para los sistemas de tratamiento de efluentes establecidos en las normas AR 4.1.2. y AR 6.1.2. /30/ y /31/ (excep-

¹³ En cuyo caso es posible que para reactores nucleares esta restricción no tenga sentido práctico, pues se podría llegar a satisfacer la misma sin retener C-14 en las próximas generaciones de reactores.

¹⁴ Si dentro de algunas décadas nuestro país se decidiera por una nueva generación de reactores, por ejemplo de agua liviana, podría no ser necesario imponer restricciones a la concentración del C-14 presente en los efluentes liberados en operación normal.

to para plantas de reprocesamiento, cuando sea oportuno). El Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear hizo efectiva esta acción mediante la Resolución N° 107/07, de octubre del año 2007.

Se desprende de lo anterior que nuestro país deberá seguir atentamente la evolución de la industria nucleoelectrónica a nivel mundial y prepararse para implementar estos requerimientos en el momento en que se propongan acuerdos internacionales para restringir las concentraciones de radionucleidos de período extremadamente largo en efluentes radiactivos.

REFERENCIAS

/1/ **COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA** "Normas de Seguridad Nuclear". Norma CALIN 3.1.2., Argentina, 1979.

/2/ **Beninson, D.J.** "Limitation of future radiation exposures from the present operation of nuclear fuel cycle installations". IAEA-SM-258/52, Madrid, 1981.

/3/ **AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR** "Normas Regulatorias". Norma AR 3.1.2., Rev.2, Argentina, 2003.

/4/ **Beninson, D.J.; González, A.J.** "Application of the dose limitation system to the control of C-14 releases from heavy water moderated reactors". IAEA-SM-258/53, Madrid, 1981.

/5/ **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.

/6/ **Sohn, W.; Kang, D.W.; Kim, W.S.** "An Estimate of Carbon-14 Inventory at Wolsong Nuclear Power Plant in the Republic of Korea". Journal of Nuclear Science and Technology, Vol 40, N° 8 p. 604-613, 2003.

/7/ **INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY** "Management of Waste Containing Tritium and Carbon-14". Technical Reports Series No. 421, IAEA, Vienna, 2004.

/8/ **OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY** "Effluent Release Options from Nuclear Installations". NEA-OECD, 2003.

/9/ **UNITED NATIONS**, "Sources and Effects of Ionizing Radiation". UNSCEAR 2000, Volume 1, 2000.

/10/ **Matthies, M.; Paretzke, H.G.** "Possible Future Trends of Radiation Exposure by Carbon 14". Radiation and Environmental Biophysics, Springer-Verlag, 1982.

/11/ **Vijayan, S.; Kikuchi, M.; Komatsu, A.** "Technology Perspectives on the Management of Spent-Resin Wastes Generated from Nuclear Power Reactor Operations". ICONE10-22573, Proceedings of ICONE10, 2002.

/12/ **INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY** "Principles for the Establishment of Upper Bounds to Doses to Individuals from Global and Regional Sources". Safety Series N° 92, IAEA, Vienna, 1989.

/13/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". Publication 60, Pergamon Press, 1991.

/14/ **FAO; IAEA; ILO; OECD/NEA; PAHO; WHO** "International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources". Safety Series N° 115, IAEA, Vienna, 1996.

/15/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure". Publication 82, Pergamon, 1999.

/16/ **INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY** "Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment". Safety Guide N° WS-G-2.3, IAEA, Vienna, 2000.

/17/ **Thorne, M.C.** "Background radiation: natural and man-made". Journal of Radiation Protection 23, p. 29-42, 2003.

- /18/ **US COMMITTEE ON GOVERNMENT REFORM** Majority Staff Report: "Securing America's Energy Future", May 08, 2006.
- /19/ **INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY** "Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2030". IAEA, Reference Data Series No. 1, July 2005.
- /20/ **Beninson, D.; Clarke, R.** "Global considerations in the establishment of dose upper bounds". Report of a Consultants Meeting, 3-7 February 1986.
- /21/ **RADIATION PROTECTION** "Report on the Applicability of International Radiation Protection – Recommendations in the Nordic Countries". The Radiation Protection Institute in Denmark, Finland, Iceland, Norway and Sweden, 1976.
- /22/ **INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY** "Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants". Safety Guide N° NS-G-1.13, IAEA, Vienna, 2005.
- /23/ **Lindell, B.** "Concepts of Collective Dose in Radiological Protection". OECD, 1985.
- /24/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste". Publication 77, Pergamon, 1998.
- /25/ **OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY** "A Critical Review of the System of Radiation Protection". NEA-OECD, 2000.
- /26/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". Publication 103, Elsevier, 2007.
- /27/ **UK DEPARTMENT OF TRADE AND INDUSTRY** "Energy - its impact on the environment and society". DTI, July 2002.
- /28/ Estimación de los autores.
- /29/ **BELLONA.** *Radioactive contamination in the Norwegian marine environment.* [en línea]. Bellona.org, September 2006. [Consulta: 19 septiembre 2006]. 5p.
http://bellona.org/english_import_area/energy/nuclear/sellafield/24388
- /30/ **AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR** "Normas Regulatorias". Norma AR 4.1.2., Rev.1, Argentina, 2003.
- /31/ **AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR** "Normas Regulatorias". Norma AR 6.1.2., Rev.1, Argentina, 2003.

APÉNDICE I. MAGNITUDES Y CONCEPTOS

1.- INTRODUCCIÓN

Los riesgos de las exposiciones a las radiaciones ionizantes se controlan mediante la aplicación de los principios básicos recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Esto implica, entre otras cosas, la necesidad de evaluar dosis individuales y colectivas, presentes y futuras.

En lo concerniente al concepto de dosis colectiva, esta magnitud es comúnmente utilizada en las siguientes aplicaciones:

- determinación de la máxima tasa de dosis per caput en el futuro que recibiría un grupo crítico debido a una práctica continua
- determinación de la máxima tasa de dosis per caput en el futuro en que incurriría una población, por ejemplo la población mundial, por la contribución de todas las fuentes
- evaluaciones de justificación
- evaluaciones de optimización

Las aplicaciones a y b no implican asumir hipótesis biológica alguna. Sólo las aplicaciones c y d requieren asumir correlaciones entre dosis colectiva y detrimento a la salud.

En el presente Apéndice se presentan sólo las aplicaciones sin hipótesis biológica.

2.- DEFINICIONES, MAGNITUDES Y UNIDADES

La dosis colectiva (S) puede definirse de la siguiente forma:

$$S = \sum_{i=1}^N 1(E)_i = N 1(\bar{E})_i = \sum_{i=1}^N S_i \quad (1)$$

donde:

S es la dosis colectiva

N es el número de personas que componen la población

$(E)_i$ es la dosis efectiva individual de la persona i

$(\bar{E})_i$ es la dosis efectiva promedio de las N personas

y

$$S_i = 1(E)_i \quad (2)$$

donde:

S_i es la dosis colectiva asociada a la dosis individual i .

$(E)_i$ es la dosis efectiva de la persona i

Conceptualmente, la dosis colectiva de una dada población es el conjunto de las contribuciones individuales y no la suma de las dosis individuales. La unidad resultante es el producto de "hombre" por la unidad de dosis (Sv.h).

El ICRP ha definido a la dosis colectiva de la siguiente forma:

$$S = \int_0^{\infty} E N(E) dE \quad (3)$$

donde $N(E) dE$ es el número de individuos que recibe una dosis efectiva entre E y $E+dE$.

La expresión (3) ofrece una manera de presentar a la dosis colectiva en porciones separadas, dependiendo de la magnitud de las dosis individuales. La dosis colectiva debe expresarse indicando el período en el cual se integra.

2.1- Aplicaciones del concepto

Evaluación de la dosis promedio

Existe un uso implícito de la dosis colectiva en todo cálculo de dosis promedio. Si E es la dosis efectiva individual con una distribución de frecuencia dada, tal que $N(E) dE$ es la frecuencia de E entre E y $E+dE$, el valor promedio de E será:

$$\bar{E} = \frac{\int E N(E) dE}{\int N(E) dE} \quad (4)$$

El numerador de esta expresión es la dosis colectiva S y el denominador es la población N . Para una población constante de N individuos, la dosis promedio y la dosis colectiva están relacionadas de la siguiente forma:

$$\bar{E} = S/N \quad (5)$$

Si una población es uniformemente irradiada y el tamaño de la población aumenta, entonces la dosis colectiva aumentará en forma proporcional y por ello a veces es útil expresar los resultados en términos de la dosis efectiva que recibiría un individuo promedio hipotético. Esta magnitud podría denominarse dosis efectiva promedio, pero se la ha definido como “dosis efectiva per caput” porque especifica la población sobre la cual se realiza el promedio.

Evaluación de la máxima tasa de dosis futura per caput, resultante de prácticas continuas

ICRP utiliza también la magnitud denominada “compromiso de dosis colectiva”: esta es la dosis colectiva total que puede esperarse, integrada sobre los años futuros, como consecuencia de una dada fuente de radiación.

En otras palabras, una dada práctica va a originar una tasa de dosis efectiva colectiva (S_E), que varía en función del tiempo. La dosis colectiva total de esta práctica estará dada por esta integral:

$$S_{E,C} = \int_0^t \dot{S}_E(T) dT \quad (6)$$

donde:

- $S_{E,C}$ es el compromiso de dosis colectiva
- \dot{S}_E es la tasa de dosis efectiva colectiva
- t es el tiempo de duración de la práctica

Si se puede identificar y asumir como constante una población de tamaño N (grupo crítico o la población mundial), es posible determinar directamente la dosis equivalente colectiva resultante de cualquier práctica cuya duración sea conocida.

Para el caso de una dada fuente que provoque la continua liberación al ambiente de radionucleidos de muy largo período de semidesintegración, es posible demostrar que la dosis colectiva anual en una situación futura de equilibrio es igual al compromiso de dosis colectiva de un año de práctica.

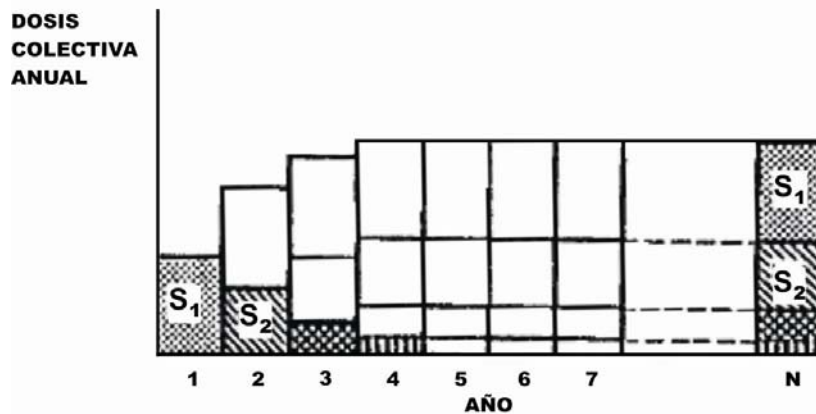


Figura 1. Ilustración que muestra la igualdad entre el compromiso de dosis colectiva de un año de práctica y la dosis colectiva anual más alta en el futuro, en condiciones de equilibrio, si la práctica continuará indefinidamente a una tasa constante. /1/

En la Figura 1 puede observarse que $S_{max} = S_1 + S_2 + \dots = S_{E,C}$, donde $S_{E,C}$ es el compromiso de dosis colectiva debida a un año de práctica.

El compromiso de dosis colectiva es una herramienta útil para determinar las tasas de dosis futuras, y por lo tanto, ayuda a definir criterios para su control.

Si la práctica que va a generar las exposiciones futuras está limitada en el tiempo, es el compromiso incompleto (truncado) de dosis colectiva de un año de práctica el que será igual a la máxima dosis colectiva anual en el futuro, siempre que el compromiso de dosis colectiva se trunque a un tiempo ($t=\tau$) igual a la duración esperada de la práctica.

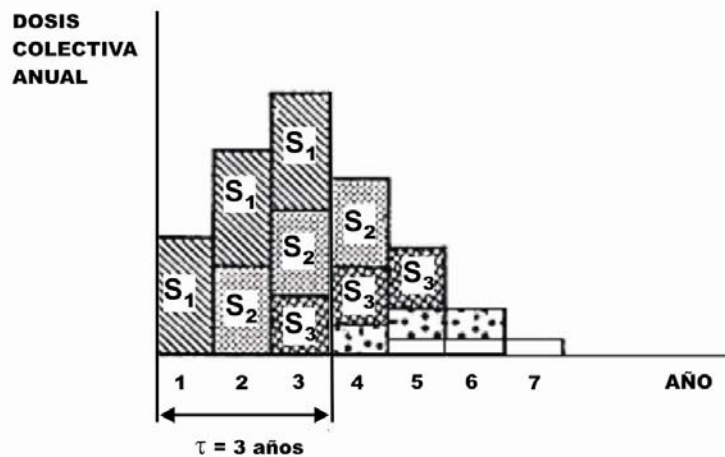


Figura 2. Ilustración que muestra la igualdad entre el compromiso incompleto de dosis colectiva de un año de práctica, integrado sobre la duración de la práctica, y la dosis colectiva anual más alta en el futuro, al término de la práctica. /1/

En la Figura 2 puede observarse que $S_{max} = S_1 + S_2 + S_3 = S_{E,C}^{(\tau=3)}$, donde $S_{E,C}^{(\tau=3)}$ es el compromiso incompleto de dosis colectiva, truncado luego de transcurridos tres años de práctica.

Entonces, la máxima dosis per caput en el futuro será:

$$\bar{E} = S_{E,C}^{(\tau)} / N \quad (7)$$

Para una población constante, la tasa de dosis per caput más alta en el futuro y el compromiso incompleto de dosis colectiva de un año de práctica proporcionan la misma información.

Nótese que, el compromiso de dosis colectiva se utiliza como herramienta de cálculo para evaluar la máxima tasa de dosis per caput en el futuro de una práctica continua y que no exige asumir hipótesis alguna sobre la relación dosis- respuesta.

La sugerencia de que dosis individuales inferiores a un cierto valor deberían ser desestimadas no es aplicable cuando el objetivo es utilizar la dosis colectiva para estimar las máximas tasas de dosis per caput en el futuro.

REFERENCIAS:

/1/ **Lindell, Bo.** "Concepts of Collective Dose in Radiological Protection", Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-operation and Development, 1984.

/2/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "A Compilation of the Major Concepts and Quantities in use by the ICRP", Publication 42, 1984.

/3/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". Publication 60, Pergamon Press, Pergamon, 1991.

/4/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste". Publication 77, Pergamon, 1998.

/5/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION**, "Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste". Publication 81, Pergamon, 1998.

/6/ **INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION** "Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure". Publication 82, Pergamon, 1999.

APÉNDICE II. FUENTES DE GENERACIÓN DE C-14 Y DOSIS ASOCIADAS

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/.

1.- C-14 DE ORIGEN NATURAL

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^{-1} /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/.

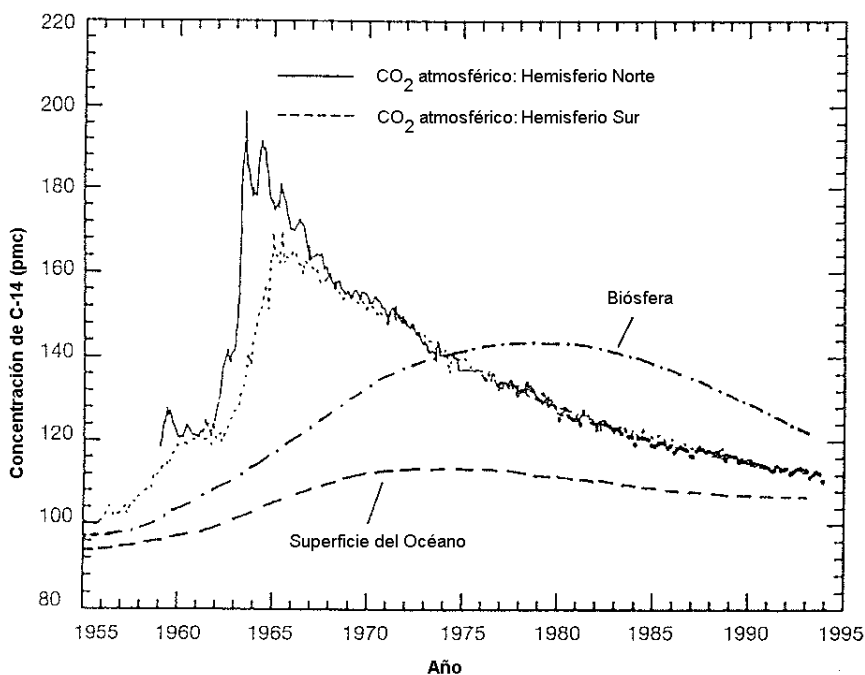


Figura 1. Concentración de C-14 en la atmósfera entre 1955 y 1994.
Adaptación de la referencia /2/.

3.- 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/.

¹ Los tipos de reactores de potencia considerados 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.

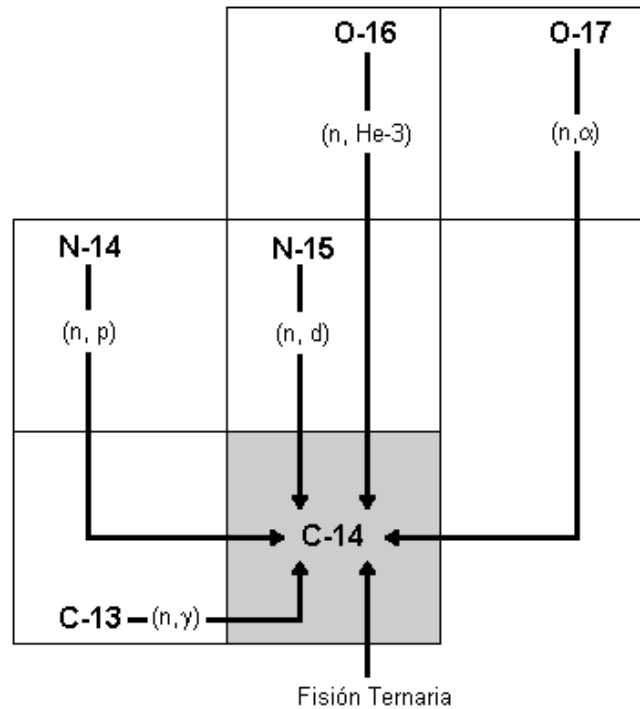


Figura 2. Reacciones de activación de neutrones que producen C-14 en un reactor de potencia.

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 principalmente 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, γ) 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 CO₂ 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 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 CO₂, 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.

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 /2/ y /6/.

Si bien hasta el momento no existen reactores de potencia que retengan el C-14 presente en los efluentes gaseosos y líquidos, 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 de producción 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 /7/.

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 /7/.

4.- 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 /7/.

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.

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. Para evaluar los efectos del C-14 se emplea el compromiso de dosis efectiva colectiva. Las dosis colectivas locales y regionales a corto plazo 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 durante este siglo y 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 liberado como $^{14}\text{CO}_2$, 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. Las estimaciones de las dosis de C-14 realizadas empleando distintos modelos resultan, en general, consistentes entre sí. Esto se puede atribuir al largo semiperíodo radiactivo 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/.

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/ **Sohn, W.; Kang, D.W.; Kim, W.S.** "An Estimate of Carbon-14 Inventory at Wolsong Nuclear Power Plant in the Republic of Korea". Journal of Nuclear Science and Technology, Vol 40, N° 8 p. 604-613, 2003.
- /7/ **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.

ANEXO



IAEA



WHO



OECD/NEA

ICRP

ICRP

**INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON THE APPLICATION OF
THE DOSE LIMITATION SYSTEM IN NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITIES
AND OTHER RADIATION PRACTICES**

Madrid, 19–23 October 1981

IAEA-SM-258/ 52

LIMITATION OF FUTURE RADIATION EXPOSURES
FROM THE PRESENT OPERATION OF
NUCLEAR FUEL CYCLE INSTALLATIONS

D. Beninson

Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

This is a preprint of a paper intended for presentation at a scientific meeting. Because of the provisional nature of its content and since changes of substance or detail may have to be made before publication, the preprint is made available on the understanding that it will not be cited in the literature or in any way be reproduced in its present form. The views expressed and the statements made remain the responsibility of the named author(s); the views do not necessarily reflect those of the government of the designating Member State(s) or of the designating organization(s). *In particular, neither the IAEA nor any other organization or body sponsoring this meeting can be held responsible for any material reproduced in this preprint.*

V.81-30803

LIMITATION OF FUTURE RADIATION EXPOSURES
FROM THE PRESENT OPERATION OF
NUCLEAR FUEL CYCLE INSTALLATIONS

D. Beninson

Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

ABSTRACT

This paper reviews the bases and the formulation to limit the doses in the future from the combined contribution of present and future practices causing radiation exposures.

Local, regional and global contributions to the exposure of given population groups are discussed, and the use of the collective dose commitments to predict future exposures from continuing practice is presented.

The paper discusses the limitation of the dose commitment and of the collective dose commitment per unit practice as procedures to control future exposures. It also presents the bases used to assign upperbounds of exposure, which are fractions of the relevant dose limits, to exposures caused by a given source or practice.

These considerations have been introduced in the regulatory requirements used in Argentina, and the paper examines the bases of the relevant provisions.

1. INTRODUCTION

1. A practice involving exposures usually gives rise to a distribution of doses, and thus of detriment, and to a distribution of benefits. In general these two distributions are quite different and, therefore, the distribution of benefits can be used to justify the distribution of detriments only if the detriment to each individual is small, not exceeding levels which could be regarded as acceptable. The dose limits recommended by the ICRP are intended to ensure this protection even for the most highly exposed individual.

2. The dose limits, however, are not intended to be values used for design installations, or for planning operations, but are rather the lower boundary of a region of unacceptable values in normal circumstances. Values above the limits are specifically not permitted, but values below the limits are not automatically permitted. In this sense, the limits are only constraints for the optimization of protection [1].

3. The use of the dose limits as constraints for optimization presents some conceptual difficulties, specially in the case of general exposures of members of the public. The dose limit is an individual-related requirement, while optimization is a source-related requirement. Because the dose limit applies to the combined exposure from many practices, it can not be used to limit a given single practice even when optimization would allow it. In fact, exposures at the limit from one single practice would leave no margin for other practices which would expose the same critical group.

4. The problem of overlap of exposures from different practices is not restricted to any given instant of time. Each year of operation of a continuing practice can cause exposures which would be delivered in the future and which would add to the contributions of other years of operation of the practice. The dose rate resulting from the combined effect of all such annual discharges will increase reaching eventually a steady state, or a maximum if the practice is discontinued in the future. The maximum value of the annual doses from continuing practices could occur far in the future, and also be maintained over considerable periods of time.

5. For the purpose of constraining optimization of the protection of specific practices, it seems therefore reasonable that national authorities select "dose upper bounds" which are small fractions of the dose limit, allowing for the exposure overlap from continuing practices and reserving also some margin for unforeseen requirements in the future which otherwise would be precluded.

2. CONTRIBUTIONS TO THE EXPOSURE OF CRITICAL GROUPS

6. Critical groups are defined for given sources of radiation exposure. The annual limit for the effective dose equivalent in individual members of the public, recommended by the ICRP, applies to the average effective dose equivalent in the "critical group", namely the group representing the most exposed individuals [1], from the sources under consideration. Critical groups, however, can be exposed also by other sources contributing regional or global exposures. All these contributions have to be considered at the time in the future when they are expected to be maximum, if the practices are of continuing nature.

2.1 Maximum future exposures from continued practices

7. A continued practice at a constant rate may be regarded as a series of events, each generating in a given critical group a *per caput* effective dose equivalent rate which is a function of the time elapsed since the event. The combined effective dose equivalent rate will increase reaching eventually a steady state value. This value, \dot{H}_m , can be calculated by integrating the contributions to an arbitrary time T after steady state has been reached [2]:

$$\dot{H}_m = \int_{-\infty}^T \dot{R} \dot{H}_1 (T-t) dt = \dot{R} \int_0^{\infty} \dot{H}_1(t) dt = \dot{R} H_1^c$$

where \dot{R} is the practice rate (units of practice per unit time), $\dot{H}_1(t)$ is the effective dose equivalent rate in the critical group, per unit practice, as a function of the time elapsed since that unit of practice, and H_1^c is the effective dose equivalent commitment per unit practice, in the critical group under consideration.

8. In an actual situation the practice rate may not remain constant, and in any case the practice may not be long enough for the dose rate to reach a steady state value. In these cases it is still possible to obtain an approximate value of the maximum future dose rate using the expression described above, if the "incomplete" dose commitment is used, integrated over a time equal to the duration of the practice [2].

2.2 Maximum future exposures from a wide distribution of sources of exposure

9. Contributions from far away similar sources may also expose the critical group under consideration. The total maximum future dose rate contribution from sources present in a region can be assessed by integrating the contributions from all present and foreseen sources in the region. A rough approximation of the future maximum dose rate can be obtained using the collective dose commitment per unit practice.

10. The collective effective dose equivalent rate, \dot{S} , in a population is defined by the expression [2,3]

$$\dot{S} = \int_0^{\infty} \dot{H} N(\dot{H}) d\dot{H}$$

where $N(\dot{H})$ is the population spectrum in effective dose equivalent rate, $N(\dot{H})d\dot{H}$ being the number of individuals receiving an effective dose equivalent rate in the range \dot{H} to $\dot{H} + d\dot{H}$. The collective effective dose equivalent rate from a source is obtained by including in the population under consideration all individuals receiving a dose from the source.

11. The collective effective dose equivalent commitment, S_1^c , due to a unit of practice is defined as the infinite time-integral of the collective effective dose equivalent rate, $\dot{S}_1(t)$, caused by that unit of practice:

$$S_1^c = \int_0^{\infty} \dot{S}_1(t) dt$$

Assuming for simplicity that on the average and over long periods of time exposures are independent of direction and only a given function of distance from the source, the collective dose commitment per unit practice would be given by

$$S_1^c = \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \dot{H}_1(x,t) \delta 2\pi x dx dt$$

where $\dot{H}_1(x,t)$ is the dose rate caused by a unit of practice, at a distance x and at a time t after that unit of practice, and δ is the population density which can in the general case be a function of both x and t .

12. A simple case of the use of the collective dose commitment per unit practice to assess the combined contribution of sources in a wide region to the maximum future dose rates in a given critical group, is the ideal situation of a uniform distribution of sources in that wide region. In this case, the future steady state dose rate \dot{H}_m from the combined exposure to all sources, at an arbitrary time T , would be

$$\dot{H}_m = \int_{-\infty}^T \int_0^{\infty} \dot{H}_1(x,T-t) \dot{A} 2\pi x dx dt$$

where \dot{A} is the practice density rate (number of units of practice per unit time and per unit area), and the other symbols have the same meaning as previously.

13. If the population density can be assumed to remain approximately constant, during the period of time and over the space contributing to the integrals of the above expression, then it follows from the two previous paragraphs that

$$\dot{H}_m \approx \frac{\dot{A}}{\delta} S_1^c$$

As in the case of the use of the incomplete dose commitment [2], if the region contributing to the exposure is not very wide, the appropriate space integration would also be incomplete, up to the relevant distances.

14. Obviously the assumption of uniform distribution of sources and of population is not very realistic, and the maximum future dose rate resulting from all the sources will vary from place to place. In assessing the contribution from sources in the region and from those world-wide distributed, it can be assumed as a rough approximation that the exposure in the critical group is

equal to the *per caput* exposure in the region or world-wide, respectively [3, 4,5]. These *per caput* contributions can be assessed using the expression presented in the previous paragraph, introducing the appropriate averaging for the region (R) and the global (G)

$$\bar{H}_{m,R} = \left(\frac{\dot{A}}{\dot{S}}\right)_R S_{1,R}^c$$

$$\bar{H}_{m,G} = \left(\frac{\dot{A}}{\dot{S}}\right)_G S_{1,G}^c$$

and using the values $S_{1,R}^c$ and $S_{1,G}^c$ which are respectively the regional and global collective dose commitment per unit practice.

15. The average value of $\left(\frac{\dot{A}}{\dot{S}}\right)$ in an area of interest can be obtained from the ratio of the practice rate and the number of people in that area. This ratio, namely the number of units of practice per unit time \dot{R} divided by the number of people N , can be called the "practice intensity", I :

$$I = \frac{\dot{R}}{N} = \left(\frac{\dot{A}}{\dot{S}}\right)$$

16. In the assessment of future maximum *per caput* dose rates ($\dot{H}_m = I S_1^c$) it is necessary to take into account the expansions of present practices by increasing I appropriately. This parameter is the *per caput* practice rate and predictions of its evolution should be consistent with other parameters of the models used to describe development.

3. SELECTION OF "UPPER BOUNDS" FOR SPECIFIC PRACTICES

17. The selection of a "dose upper bound" for the direct exposure of the critical group by a practice which is likely to continue in the future should take account of the projected maximum dose rate from far away sources, leaving also a margin for future unforeseen practices. On the other hand, it seems also advisable to restrict the contribution that the practice under consideration will make to the exposure of other critical groups, regionally or globally. This is a responsible attitude which, if carried out by all concerned, would prevent the eventual occurrence of undesirable situations of the type prevailing for some non-radioactive pollutants.

18. For achieving the two aims indicated in the previous paragraph it is necessary to limit by upper bounds both the annual dose in the critical group and the collective dose commitment per unit practice. The two upper bounds are interrelated, and their selection should be consistent.

19. The requirement of complying in the future with the individual dose limitation can be formulated as

$$\sum_i \dot{H}_{m,i} \leq f L$$

where $\dot{H}_{m,i}$ is the maximum future dose rate (really annual dose) from practice i , L is the dose limit of members of the public, and f is a factor smaller than 1 to allow for future exposures of unforeseen justified sources. As the situations considered involve exposures which would be maintained over considerable periods of time, the appropriate dose limit L can be taken to be 1 mSv in a year [1].

20. If the value of the factor f is chosen to cover all future practices except those relating to the nuclear fuel cycle for electrical energy generation, the dose limitation in the vicinity of a given installation k could be formulated [4] as:

$$U_k + I_R S_R^* + I_G S_G^* \leq f L$$

where U_k is the upper bound for the annual dose in the critical group due to the operation of installation k , I_R is the regional practice intensity, I_G is the global practice intensity, S_R^* is the upper bound for the regional collective dose commitment per unit electrical energy generated, and S_G^* is the upper bound for the global collective dose commitment per unit electrical energy generated.

21. The coherent selection of values for U_k , S_R^* and S_G^* would be very dependent on decisions made by the national authority regarding factor f , and on the projections of the practice rate (installed nuclear capacity per person), both regionally and globally. The example presented below reviews the bases and the formulation of the regulating requirement used in Argentina to limit the doses from nuclear energy generation.

4. EXAMPLE OF LIMITATION OF EXPOSURES FROM THE NUCLEAR FUEL CYCLE

22. In Argentina there is a strong commitment to the use of nuclear power and to a complete implementation of the associated nuclear fuel cycle operations. In addition, reactors presently used, constructed or planned are heavy water moderated, and due to their carbon-14 production they could produce substantial collective dose commitments unless specific retention of this nuclide is provided.

23. For these reasons the dose limitation approach outlined in previous paragraphs was used to establish the regulations concerning radioactive effluent discharges from installations of the fuel cycle. The first basic decision was to reserve 50 % of the individual dose limiting value (1 mSv per year) for all

other exposures except those relating to the nuclear fuel cycle. It was also assumed that in the future the nuclear installed capacity in the region would eventually reach about 5 kW per person, a value which in any case is projected for Argentina after a few decades.

24. The "practice intensity" for the world as a whole is very difficult to project, but as the duration of the practice (electrical generation by fission) could proceed for several centuries, it was assumed that it could eventually reach similar values as the assumed regional future level. With the assumptions mentioned above, the following condition should apply:

$$U_k + 5 \frac{\text{kW}}{\text{man}} S^* \leq 0.5 \frac{\text{mSv}}{\text{a}}$$

where U_k is the upper bound for annual dose in the critical group due to a nuclear power plant or another installation of the fuel cycle, and S^* is the upper bound for the collective dose commitment per unit electrical energy generated. This commitment is the incomplete quantity, integrated over the period of the practice, assumed to be several centuries (500 years).

25. The above relation should be satisfied taking into account among other factors what is technologically feasible. The regulatory authority in Argentina decided to use the pair of values $U_k = 0.3 \text{ mSv/a}$ and $S^* = 40 \text{ man Sv/GWa}$ for the two upper bounds. It should be noted that the value for S^* applies to the entire fuel cycle. Of this total, a value of 15 man Sv/GWa was assigned to the nuclear power plant.

26. The upper bounds of 0.3 mSv/a and 15 man Sv/GWa have been incorporated by the Comisión Nacional de Energía Atómica in the regulatory requirements for nuclear power plants, in particular in the safety standard CALIN 3.1.2 [6]. This standard requires that the two upper bounds are respected, in addition to require that the control of the release of effluents is optimized. It is interesting to mention that a result of the standard CALIN 3.1.2 has been a design requirement for the third nuclear power plant in Argentina regarding the retention of carbon-14 from the effluents [7].

REFERENCES

- [1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26. Pergamon Press, Oxford, 1977.
- [2] BENINSON, D. "Basic concepts in the assessment of human exposures and risks", p. 191-192 in *Current Problems and Concerns of the Health Physicist*. Proceedings of the Third International Summer School on Radiation Protection, Herceg-Novi, Yugoslavia. Publication of the Boris Kidric Institute of Nuclear Sciences, Belgrade, Yugoslavia (1977).

- [3] LINDELL, B. New trends in radiation protection. National Institute of Radiation Protection, Sweden, publication SSI: 1977-032.
- [4] BENINSON, D. "Limitation of the releases of radioactive effluents", p. 115-124 in Management of Environment (PATEL, B., ed.), Bombay, 1980.
- [5] LINDELL, B. "Policy considerations behind the regulations of releases of radioactive substances from nuclear power plants in Sweden", p. 174-187 in Radiation Protection Optimization. CEE-CEA. Pergamon Press, 1981.
- [6] COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Argentina. Normas de Seguridad Nuclear. Norma CALIN 3.1.2, 1979.
- [7] BENINSON, D., GONZALES, A. Application of the dose limitation system to the control of releases of carbon-14 from heavy water moderated reactors. International Symposium on the Application of the Dose Limitation System in Nuclear Fuel Cycle Facilities and other Radiation Practices, IAEA-SM-258, Madrid, 1981.