

Nuevos límites aplicables a la composición isotópica del uranio admisible en la Fábrica de Juzbado

Guillermo Sánchez*, Mónica García, Oscar Zurrón, Agustín Pérez
 ENUSA Industrias Avanzadas S. A. <http://www.enusa.es>
 Fábrica de Juzbado. Apdo 328. E-37080 Salamanca
 (*) gsl@fab.enusa.es

Resumen.- En la fábrica de Juzbado se establecen unos límites isotópicos al uranio basados en la norma ASTM C996 en los apartados referidos al uranio enriquecido de grado comercial (*Enriched Commercial Grade*). La norma ASTM C996 es la de más amplio uso, sin embargo no es la única. Existe en el mercado uranio, ofertado por países de la antigua URSS, cuya especificación isotópica es ligeramente diferente al ASTM C996, que es conocido como *uranio perfumado*. Analizamos las implicaciones radiológicas y ambientales que tendría el empleo de uranio perfumado en la fábrica

Introducción

La fábrica de Juzbado está autorizada a almacenar y procesar uranio con enriquecimiento máximo del 5%, en peso, de U-235. El uranio enriquecido, además de U-238 y U-235, contiene otros isótopos como son el U-234 y U-236, y en mucha menor proporción puede contener U-232.

La composición isotópica, excepto el contenido de U-235, no es característica de cada enriquecimiento, puede variar dependiendo de numerosas causas (técnica de enriquecimiento, mezclas utilizadas para obtenerlo, etc.).

En la fábrica de Juzbado se establecen unos límites isotópicos al uranio basados en la norma ASTM C996 en los apartados referidos al uranio enriquecido de grado comercial (*Enriched Commercial Grade*), que es

aquel que no procede de uranio reprocesado. En lo que sigue cuando citemos a la ASTM C996 nos referiremos a los límites que incluye esta guía para uranio de grado comercial. La norma también especifica límites para uranio reprocesado, pero la Fábrica de Juzbado no está licenciada para este tipo de uranio.

Tabla 1.- Límites actuales y previstos aplicables a la composición isotópica del uranio admisible en la Fábrica de Juzbado.

Isótopo	Est. Seguridad vigente		Límites previstos (1)		
	% en peso U	Equivalencia	% en peso U	µg/g U	µg/g ²³⁵ U
U-232	1.0E-08	0.0001 µg/g U	2.0E-08	0.0002	0.004
U-234	0.055	11000 µg/g ²³⁵ U	0.055	550	11000
U-235	5.0		5.0	50000	1000000
U-236	0.03	300 µg/g U	0.10	1000	20000
U-238	Resto		Resto		

Nota 1: Los valores marcados en negrita corresponden a las unidades empleadas por la ASTM C996. Se admite la presencia de radisótopos de otros elementos en cantidades irrelevantes, no se consideran pues su contribución radiológica es despreciable.

La norma ASTM C996 es la de más amplio uso, sin embargo no es la única. Existe en el mercado uranio, ofertado por países de la antigua URSS, cuya

especificación isotópica es ligeramente diferente al ASTM C996. No existe una única especificación no ASTM aplicable al uranio, por lo que hemos buscado unos

límites que pudieran englobar las distintas normas que hemos consultado. Dichos

Tabla 1, como “Límites previstos”.

Los nuevos límites tienen los siguientes cambios respecto a los actuales:

- El límite para el U-232 pasa de 0.0001 $\mu\text{g } ^{232}\text{U/gU}$ a 0.0002 $\mu\text{g } ^{232}\text{U/gU}$.
- El límite para el U-236 pasa de 300 $\mu\text{g } ^{236}\text{U/gU}$ (0.03% en peso) a 1000 $\mu\text{g } ^{236}\text{U/gU}$. (La ASTM C996 establece un límite 250 $\mu\text{g } ^{236}\text{U/gU}$ y admite elevar este valor a 500 $\mu\text{g } ^{236}\text{U/gU}$ por acuerdo).

No es necesario modificar los estudios de criticidad pues la nueva composición isotópica no afectaría al control sobre la criticidad ya que el contenido máximo del U-235 no se modifica ($\leq 5\%$, en U-235) y la presencia de otros isótopos no afecta negativamente a la reactividad. De hecho, la presencia de U-236, en una proporción ligeramente mayor que el actual, contribuiría a disminuir levemente la reactividad, pues para neutrones térmicos es básicamente un absorbente neutrónico.

Desde el punto de vista radiológico si es necesario realizar una evaluación de las implicaciones radiológicas que tendría el procesar este uranio en la fábrica de

valores aparecen recogidos en la

Juzbado y es a la que nos referiremos en esta ponencia.

IMPLICACIONES RADIOLÓGICAS EN LOS TRABAJADORES DE LA FÁBRICA DE JUZBADO

Desde el punto de vista radiológico la exposición de los trabajadores está asociada al área de proceso donde realizan su actividad habitual. Con tal fin podemos dividir la Fabrica en:

- Zona cerámica: El uranio está confinado pero no encapsulado, las vías potenciales de exposición es la inhalación y la irradiación externa.
- Zona mecánica: El uranio está encapsulado, la única vía de exposición es la irradiación externa.

Hemos analizado los incrementos potenciales de exposición atribuibles a la inhalación y los debidos a la irradiación externa. Para lo que hemos partido de las composiciones isotópicas más restrictivas actualmente autorizadas,

Tabla 1, y las hemos comparado con la composición isotópica más desfavorable prevista,

Tabla 2.

Tabla 2.- Actividades para la composición isotópica autorizada y para la prevista

Isótopo	Ae(Bq/g) (2)	Actividad isotópica(Bq/g)		Contribución a la actividad total(%)	
		Actual	Previsto	Actual	Previsto (3)
U-232	7.9E+11	79	158	0.05%	0.11%
U-234	2.3E+08	127418	127418	88.48%	87.42%
U-235 (1)	8.0E+04	3998	3998	2.78%	2.74%
U-236	2.4E+06	719	2395	0.50%	1.64%
U-238 (2)	1.2E+04	11801	11792	8.19%	8.09%
Total				144015	145762

(1) Se han considerado el descendiente ^{231}Th en equilibrio secular.

(2) Se considera el ^{234}Th y ^{234}Pa en en equilibrio secular con el U-238.

INHALACIÓN

Para esta vía son las emisiones alfa de los isótopos del uranio las que prácticamente determinan la dosis, no se incluyen otros isótopos, emisores beta, pues se ha

comprobado que su contribución a la dosis es despreciable.

Se han comparado la dosis por esta vía para la composición actual y para la prevista, los resultados de muestran en la

Tabla 3. Se observa que la dosis por inhalación para la nueva composición isotópica apenas se vería incrementado (1.3%).

Tabla 3 Comparación de los incrementos de dosis previsible por inhalación para la composición actual y la prevista (Trabajadores profesionalmente expuestos a la inhalación de aerosoles de compuestos insolubles, S, y AMAD 5 µm).

Isótopo	Sv/Bq (1)	Dosis mSv/mg U inhalado		Contribución a la dosis	
		Actual	Previsto	Actual	Previsto (2)
U-232	2.60E-05	2.1E-03	4.1E-03	0.2%	0.4%
U-234	6.80E-06	8.7E-01	8.7E-01	89.8%	88.7%
U-235	6.10E-06	2.4E-02	2.4E-02	2.5%	2.5%
U-236	6.30E-06	4.5E-03	1.5E-02	0.5%	1.5%
U-238	5.70E-06	6.7E-02	6.7E-02	7.0%	6.9%
Total		9.6E-01	9.8E-01	100.0%	101.3%
Incremento de dosis previsible					1.30%

(1) Los FCD usados proceden al ICRP Database (2001) y del RPSRI (2001)

IRRADIACIÓN EXTERNA

Para el uranio actualmente utilizado en la fábrica, la exposición a la irradiación externa es atribuible a las emisiones gamma asociadas a las desintegraciones alfa y a las emisiones beta-gamma de algunos descendientes de los isótopos U-238 y U-

235, que son poco intensas. También hay que tener en cuenta el U-232 pues, aunque su presencia en porcentaje en peso es casi insignificante, posee algunos descendientes, especialmente el Talio 208 y, en menor medida, el Bismuto 212, que presentan unas emisiones gamma intensas (Figura 1).

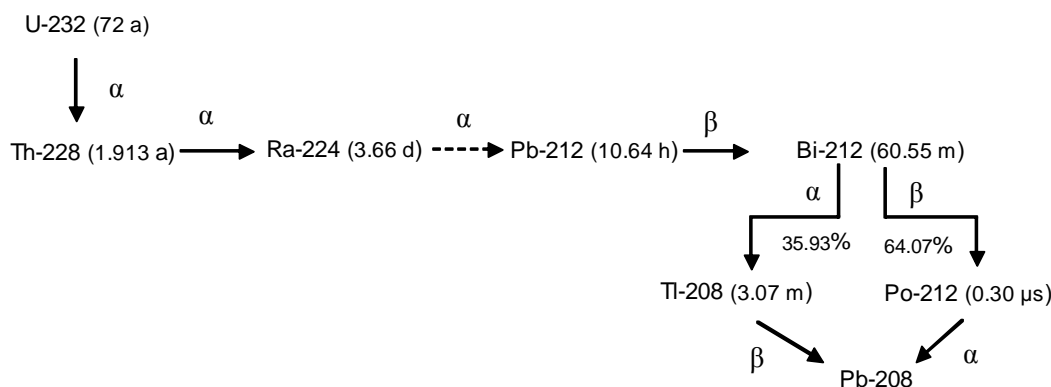


Figura 1.- Cadena de desintegración del U-232

La evolución en actividad del U-232 y sus descendientes más significativos se muestra en la Fig. 2. (La actividad de los isótopos que van desde el Th-228 al Bi-212

puede considerarse la misma pues rápidamente alcanzan el equilibrio secular con el Th-228).

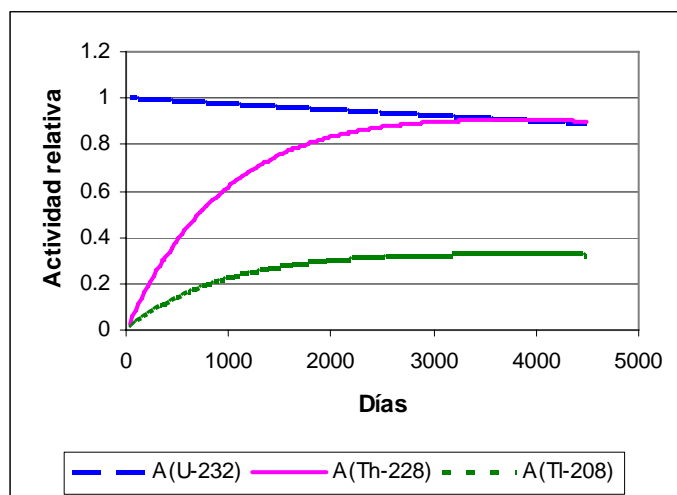


Figura 2.- Evolución de la actividad de varios isótopos de la cadena del U-232

Para evaluar el incremento de dosis por irradiación externa hemos utilizado los Factores de Conversión a Dosis (FCD) para caso de lámina superficial infinita [FGR 12 y 13, 2002]. Las formas en las que en la fábrica se puede presentar el término fuente son muy variadas, sin embargo como en lo que estamos interesados es en hacer una valoración en términos relativos y no en dar valores de dosis absolutos, el modelo de lámina superficial infinita es suficiente para este propósito.

Se han estudiado varios escenarios, el más restrictivo correspondería a aquel en el todos los isótopos de la cadena del U-232 hasta el Bi-212 están en equilibrio secular. Esta situación se daría si todo este uranio permaneciese por tiempo prácticamente indefinido en la Fábrica. Los resultados se muestran en la **Tabla 4**.

Tabla 4.- Comparación de los incrementos de dosis previsible por exposición a la irradiación externa para la composición actual y la prevista.

Isótopo	Ae(Bq/g)	Sv m ² /Bq s	Dosis(mSv/mg)		Contribución a la dosis	
			Actual	Previsto	Actual	Previsto (1)
U-232	7.93E+11	8.07E-19	6.40E-17	1.28E-16	0.0%	0.0%
Tl-208	2.85E+11	2.97E-15	8.46E-14	1.69E-13	4.2%	7.9%
Bi-212	7.93E+11	2.25E-16	1.78E-14	3.57E-14	0.9%	1.7%
U-234	2.31E+08	5.86E-19	7.45E-14	7.45E-14	3.7%	3.5%
U-235	8.00E+04	1.40E-16	5.60E-13	5.60E-13	27.6%	26.2%
Th-231	8.00E+04	1.18E-18	4.72E-15	4.72E-15	0.2%	0.2%
U-236	2.39E+06	5.03E-19	3.61E-16	1.20E-15	0.0%	0.1%
U-238	1.24E+04	4.23E-19	4.99E-15	4.99E-15	0.2%	0.2%
Th-234	1.24E+04	7.49E-19	8.84E-15	8.84E-15	0.4%	0.4%
Pa-234m	1.24E+04	1.08E-16	1.28E-12	1.27E-12	62.8%	59.7%
Total			2.03E-12	2.13E-12	100.00%	105.0%
Incremento de dosis					5.0%	

Obsérvese que el incremento relativo de dosis por irradiación externa sería del 5 %. El incremento real previsiblemente sea muy inferior, otros escenarios más realistas estudiados muestran que el incremento de dosis no es probable que exceda el 1.5%.

IMPLICACIONES RADIOLÓGICAS EN LA EMISIÓN DE EFLUENTES RADIATIVOS

El procedimiento seguido ha consistido en suponer que las emisiones actuales por tonelada de U procesado se realizan con la nueva composición isotópica. Se han comparado ambos resultados. Con las tasas

de emisión así obtenidas se ha evaluado la dosis a la población.

Se ha aprovechado para desarrollar un programa propio de cálculo de dosis a la población (DOEFLURA) basado en la RG 1.109 pero utilizando factores de conversión a dosis vigentes. El programa es ejecutable desde un navegador, no conoces otro similar con esta características.

El incremento obtenido es muy pequeño (1.3% para el caso de inhalación y 1.5% para el caso de ingestión de agua), sin que ello afecte a los límites de dosis autorizados actualmente. En la práctica las dosis reales, como ya ocurre, seguirán siendo insignificantes (del orden del $\mu\text{Sv/año}$) y los isótopos a controlar serían los mismos. Por tanto no será necesario modificar el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

CONCLUSIONES

Las consecuencias de modificar la composición isotópica actualmente autorizada y los nuevos límites se resumen como sigue:

Exposición a los trabajadores.- El incremento de la dosis interna podría alcanzar hasta el 1.3% y la dosis externa el 1.5% (Hasta el 5% en la hipótesis poco realista de que todo lo procesado estuviese en el límite y permaneciese en fábrica varios años). Como consecuencia de lo anterior no se vería afectado ningún aspecto de la Protección Radiológica convencional: se podrán seguir utilizando el mismo sistema de control de la concentración ambiental, el mismo sistema de dosimetría personal, los mismos equipos de medida, etc.

Exposición a la población.- Podría incrementarse hasta el 1.5% pero este incremento se produce sobre cantidades insignificantes (del orden del $\mu\text{Sv/año}$), indistinguibles del fondo radiológico. No sería necesario introducir ningún cambio en el PVA

Hay que aclarar que estos incrementos tienen en cuenta simplemente el cambio en la composición isotópica más restrictiva autorizada, pero no suponen una valoración de cuál será en el futuro la dosis en la fábrica, que vendrá afectada por otros muchos factores. Lo único que se pretende es poner de manifiesto el hecho de que modificar los límites no supondrá en sí mismo incrementos de dosis inaceptables.

La modificación a la composición isotópica descrita está en proceso de evaluación por el CSN.

REFERENCIAS

Estudio de Seguridad, Revisión 21, 13 de septiembre de 2004.

Norma ASTM C996. Standard Specification for Uranium Hexafluoride Enriched to Less Than 5% ^{235}U .

The ICRP Database of Dose Coefficients: workers and members of the public Versión 2.01. (2001). Distribuido por Elsevier Science Ltd. 2001(en CD-ROM).

Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (Real decreto 783/2001 de 6 de julio-2001, BOE 26.07.2001).

Federal Guidance Report 12 y 13 (EPA 402-C-99-001, 2000), y suplemento actualizado en CD-ROM (2002).

Regulatory Guide 1.109 "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR 50, Appendix I".