

TECNOLOGÍA NUCLEAR

Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas de Oviedo (España)

Temario 5º Curso año 1993 Autor– A.S.F.

Núcleo I.– INTRODUCCIÓN A LA ENERGIA NUCLEAR

Tema 1.– La radiactividad y sus leyes.

Tema 2.– Interacción de la radiación con la materia.

Tema 3.– Detección y medida de la radiación.

Tema 4.– Ideas básicas sobre el reactor.

Núcleo II– GEOLOGÍA Y MINERALOGÍA DE YACIMIENTOS RADIATIVOS

Tema 5.– Yacimientos de Uranio y Torio.

Tema 6.– Minerales de Uranio y Torio.

Tema 7.– Prospección y Minería.

Núcleo III– OBTENCIÓN DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

Tema 8.– Concentración de Uranio.

Tema 9.– Purificación y transformación del concentrado en U metal, UO₂ ó hexafluoruro de uranio (UF₆).

Tema 10.– Enriquecimiento.

Tema 11.– Combustibles nucleares de Uranio.

Núcleo IV– GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO

Tema 12.– El combustible irradiado.

Tema 13.– Alternativas posibles para el combustible irradiado.

Núcleo V– LOS DESECHOS RADIATIVOS EN LAS DIFERENTES ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. SU GESTIÓN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.

Tema 14.– Los desechos radiactivos. Fuentes y gestión en la minería y fábricas de concentrado de mineral de uranio.

Tema 15.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en las restantes etapas pre–reactor.

Tema 16.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en el reactor y en la etapa de reelaboración.

Tema 17.– Evacuación de residuos radiactivos.

Tema 18.– Efectos de las radiaciones. Dosimetría.

Bibliografía General.

BENEDICT, M.; PIGFORD, T.; LEVI, H.: Nuclear chemical engineering.

Mac Graw–Hill, New York. 1981 (T–8)

CHAPMAN, A.; McKINLEY, G.: the geological disposal of nuclear waste.

John Wiley and sons. New York, 1987. (T–17)

CHOPINN, G.; RYDBERG, J.: Nuclear chemistry theory and applications.

Pergamon Press. New York 1980. (T–8)

DE VIVO, B.; HIPÓLITO, F.; CAPALDI, G., and SIMPSON, P.R.: Uranium geochemistry, mineralogy, geology, exploration and resources. The Institution of Mining and Metallurgy. London. 1984. (T–5, T–6, T–7)

DE VOTO, R.: Uranium geology and exploration. Colorado School of mines. 1978. (T–5, T–6, T–7)

ERDTMAN, G. and SOYKA, w.: The gamma rays of the radionuclides.

Verlag Chemie. New York. 1979.

FROST, B.R.T.: Nuclear fuel elements design, fabrication and performance.

Pergamon Press. New York. 1982

GLASSTONE, S.; SESONSKE, A.: Nuclear reactor engineering. Third Edition. Van Nostrand. New York. 1981 (Edición española. Reverté. 1968). (T–18)

GODED, F. Y SERRADELL, V.: Teoría de reactores y elementos de ingeniería nuclear. Tomo I. Servicio de Publicaciones de la J.E.N. Madrid. 1975

GODED, F.; OLTRA, F.; MARTINEZ VAL–PEÑALOSA, J.M.: Teoría de reactores y elementos de ingeniería nuclear. Tomo II. Servicio de Publicaciones de la J.E.N. Madrid 1981. (T–10)

HEINRICH, W.: Mineralogía y geología de las materias primas radiactivas.

Omega. Barcelona. 1966.

KOCHER, D.: Radioactive decay data tables. Technical Information Center.

U.S. Department of Energy. 1981

LIGOU, J.: Installations nucléaires. Presses Polytechniques Tomandes.

Lausanne. 1982.

TANARRO, A.: Radiaciones ionizantes. Servicio de Publicaciones de la J.E.N. Madrid 1986.

TECHNIQUES DE L'INGENIEUR. Mécanique et chaleur. Tomo VI. Editions Techniques. París.

TECNOLOGÍA NUCLEAR

Temario

Núcleo I.– INTRODUCCIÓN A LA ENERGIA NUCLEAR

Tema 1.– La radiactividad y sus leyes.

1.1. Radiactividad natural y artificial.

1.2. Radiación alfa, beta y gamma.

1.3. Leyes fundamentales de radiactividad. Periodo de desintegración, constante de desintegración y vida media.

1.4. Series y equilibrios radiactivos.

1.4.1. Las series radiactivas naturales

1.5. Unidades de radiactividad.

Tema 2.– Interacción de la radiación con la materia.

2.1. Interacción de la radiación alfa con la materia.

2.2. Interacción de la radiación beta con la materia.

2.3. Interacción de la radiación gamma con la materia.

2.4. Reacciones Neutrónicas.

2.5. Secciones eficaces microscópicas y macroscópicas.

Tema 3.– Detección y medida de la radiación.

3.1. Introducción.

3.2. Detectores por ionización gaseosa.

3.2.1. Cámaras de ionización.

3.2.2. Contadores proporcionales.

3.2.3. Contadores Geiger–Müller.

3.3. Detectores de centelleo.

3.4. Detectores de semiconductor.

3.5. Detectores de neutrones.

Tema 4.– Ideas básicas sobre el reactor.

4.1. El proceso de fisión. Masa crítica. Grado de quemado.

4.2. Materiales físis y fértiles

4.3. El reactor.

4.3.1. Clasificación

4.3.2. Componentes principales

4.3.3. Tipos.

4.3.4. Centrales Nucleares en España

Núcleo II– GEOLOGÍA Y MINERALOGÍA DE YACIMIENTOS RADIATIVOS

Tema 5.– Yacimientos de Uranio y Torio.

5.1. Introducción

5.2. Geoquímica del Uranio y Torio.

5.3. Génesis de los yacimientos de Uranio y Torio.

5.4. Descripción de los principales tipos de yacimientos de Uranio

5.4.1. Yacimientos Pegmatíticos.

5.4.2. Yacimientos Hidrotermales.

5.4.3 Yacimientos estratiformes en rocas sedimentarias.

5.5. Otros tipos de yacimientos.

5.5.1 Yacimientos en pizarras negras arcillosas de origen marino

5.5.2. Yacimientos en lignitos

5.6. Descripción de los principales tipos de yacimientos de Torio.

5.6.1. Yacimientos Pegmatíticos.

5.6.2. Yacimientos Hidrotermales.

5.6.3 Yacimientos sedimentarios. Placeres.

5.7. Países Productores

5.8. Yacimientos de Uranio en España

Tema 6.– Minerales de Uranio y Torio.

6.1. Introducción

6.2. Características estructurales

6.2.1. Estado metamórfico.

6.2.2. Metamorfos.

6.3. Propiedades.

6.3.1. Fluorescencia.

6.3.2. Color.

6.4. Efectos exógenos: Decoloraciones, Halos paleocroicos, termoluminiscencia y fracturas radiales.

6.5. Minerales de uranio.

6.5.1. Óxidos.

6.5.2. Óxidos complejos.

6.5.3. Óxidos hidratados e hidróxidos.

6.5.4. Carbonatos.

6.5.5. Sulfatos.

6.5.6. Fosfatos hidratados.

6.5.7. Arseniatos y vanadiatos.

6.5.8. Silicatos.

6.6. Minerales de Torio.

6.6.1. Óxidos y óxidos complejos.

6.6.2. Silicatos anhidros.

6.6.3. Fosfatos anhidros.

Tema 7.– Prospección y Minería.

7.1. Prospección de minerales radiactivos.

7.1.1. Generalidades.

7.1.2. Fases de prospección.

7.1.3. Métodos de detección de la radiación durante la prospección

7.1.4. Posibilidad de conclusiones falsas.

7.2. Minería.

Núcleo III– OBTENCIÓN DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

Tema 8.– Concentración de Uranio.

8.1 Introducción

8.2. Tratamientos mecánicos previos. Espesado de pulpas

8.3. Lixiviación: ácida y alcalina

8.3.1. Características principales.

8.3.2. Variables que influyen: grado de oxidación, tiempo, temperatura, concentración del lixivante y tamaño de las partículas.

8.3.3. Métodos y equipos utilizados.

8.4. Separación sólido – líquido.

8.5. Concentración del uranio procedente de lixivitaciones ácidas y alcalinas

8.5.1. Generalidades.

8.5.2. Extracción con resinas de intercambio iónico. Elusión.

8.5.3. Extracción con disolventes orgánicos. Reextracción.

8.6. Precipitación

8.7. Secado

8.8. Producciones mundiales de concentrado de Uranio.

Tema 9.– Purificación y transformación del concentrado en U metal, UO₂ ó hexafluoruro de uranio (UF₆).

9.1. Nociones de pureza. Generalidades

9.2. Purificación

9.2.1 Vía húmeda.

9.2.1.1 Disolución. Filtración.

9.2.1.2 Extracción con disolventes orgánicos (FTB). Reextracción

9.2.2. Vía seca

9.3. Transformación en trióxido de uranio (UO_3)

9.4. Reducción a UO_2 y fluoración a tetrafluoruro de uranio UF_4

9.5. Elaboración de Uranio metal

9.6. Transformación del UF_4 en UF_6 . Transporte.

9.7. Plantas existentes en el mundo.

Tema 10.– Enriquecimiento.

10.1. Introducción

10.2. Separación isotópica. Consideraciones generales. Conceptos básicos

10.3. Métodos de separación isotópica aplicados a escala industrial

10.3.1 Difusión gaseosa

10.3.1.1. Principio de funcionamiento. Necesidad de operar en cascada.

10.3.1.2. Ecuaciones simplificadas de la cascada. Cálculo del número mínimo de etapas.

10.3.1.3. Tipos posibles de cascada. Cascada ideal.

10.3.2. Centrifugación

10.3.3. Aerodinámicos: Bécquer o de las toberas.

10.4. Métodos de enriquecimiento en estado de investigación.: láser

10.5. Estudio comparativo de los diferentes métodos de enriquecimiento.

10.6. Transporte de hexafluoruro de uranio enriquecido hasta la fábrica de los elementos combustibles.

10.7. Instalaciones de enriquecimiento existentes en el mundo.

Tema 11.– Combustibles nucleares de Uranio.

11.1. Características deseadas para el combustible nuclear.

11.2. Propiedades físico – químicas más importantes para la tecnología nuclear de los combustibles nucleares de uranio.

11.2.1. Uranio metal.

11.2.2. Aleaciones.

11.2.3. Compuestos cerámicos.

- 11.3. Componentes de un elemento combustible para reactores de agua ligera, y su función.
- 11.4. Fabricación de elementos combustibles para reactores de agua ligera.
 - 11.4.1 Conversión de hexafluoruro de uranio enriquecido (UF₆) en dióxido de Uranio (UO₂)
 - 11.4.1.1. Vía húmeda
 - 11.4.1.2. Vía seca.
 - 11.4.2. Proceso cerámico
 - 11.4.2.1. Preparación preprensado, granulado y homogeneizado.
 - 11.4.2.1. Prensado.
 - 11.4.2.3. Sinterizado.
 - 11.4.2.4. Rectificado
 - 11.4.3. Proceso mecánico.
 - 11.4.3.1. Fabricación de barras de combustible.
 - 11.4.3.2. Montaje final del elemento combustible.
- 11.5. Inspección y control de calidad.
- 11.6. Plantas existentes en el mundo.

Núcleo IV.- GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO

Tema 12.- El combustible irradiado.

- 12.1. Introducción
- 12.2. Principales radionucleidos generados durante la operación normal de un reactor.
- 12.3. Las barreras de retención de los radionucleidos generados.
- 12.4. Composición isotópica del combustible irradiado en un reactor LWR.
- 12.5. Almacenamiento inmediato de los elementos combustibles. Transporte

Tema 13.- Alternativas posibles para el combustible irradiado

- 13.1. Almacenamiento intermedio de los elementos combustibles
- 13.2. Reelaboración consideraciones generales.
 - 13.2.1. Tratamientos previos

13.2.2. Métodos de extracción con disolventes. El Proceso Purex.

13.2.3. Otros procesos.

13.2.4. Plantas de reelaboración en el mundo.

13.3. El combustible irradiado como residuo de alta actividad.

13.4. Situación mundial en esta etapa del ciclo.

Núcleo V.– LOS DESECHOS RADIATIVOS EN LAS DIFERENTES ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. SU GESTIÓN. PROTECCIÓN RADIOLOGICA.

Tema 14.– Los desechos radiactivos. Fuentes y gestión en la minería y fábricas de concentrado de mineral de uranio.

14.1. Los desechos radiactivos.

14.1.1. Clasificación de los desechos en función de su actividad.

14.1.2. Caminos de exposición del hombre a la radiación.

14.1.3. Principios de la gestión de residuos.

14.2. Minería y fábricas de concentrado de mineral de uranio.

14.2.1. Introducción.

14.2.2. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

14.2.3. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

14.4. Clausura

Tema 15.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en las restantes etapas pre-reactor.

15.1. Purificación y transformación del concentrado.

15.1.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos

15.1.2. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

15.2. Enriquecimiento.

15.2.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

15.2.2. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

15.3. Fabricación de elementos combustibles.

15.3.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

15.3.2. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

15.4. Transporte.

Tema 16.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en el reactor y en la etapa de reelaboración

16.1. Reactor.

16.1.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

16.1.2. Sistemas de tratamiento para los efluentes gaseosos y líquidos.

16.1.3. Reducción volumétrica de residuos sólidos.

16.1.4. Acondicionamiento y almacenamiento de residuos sólidos.

16.2. Reelaboración

16.2.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

16.2.2. Acondicionamiento y almacenamiento de residuos líquidos y sólidos de alta actividad.

16.3. Clausura de instalaciones nucleares.

Tema 17.– Evacuación de residuos.

17.1. Evacuación de residuos de baja y media actividad.

17.2. Evacuación de residuos de alta actividad.

17.2.1. Alternativas posibles.

17.2.2. Análisis de la evacuación en formaciones geológicas.

17.3. Situación actual.

Tema 18.– Efectos de las radiaciones. Dosimetría.

18.1. Efectos biológicos de las radiaciones: somáticos y genéticos.

18.2. Tipos de efectos: estocásticos y no estocásticos.

18.3. Factores de los que dependen los efectos de las radiaciones.

18.4. Índices de riesgo radiológico.

18.5. Dosimetría.

18.5.1. Exposición

18.5.2. Dosis.

18.5.3. Dosis equivalente.

18.6. Límites de concentración y dosis. Recomendaciones de la C.I.P.R.

TECNOLOGÍA NUCLEAR

Núcleo I.- INTRODUCCIÓN A LA ENERGÍA NUCLEAR

Tema 1.- La radiactividad y sus leyes.

El átomo, como sabemos, está constituido por un núcleo y una corteza. La corteza está ocupada por electrones que giran alrededor del núcleo. El núcleo, a su vez, está constituido por partículas de dos clases: protones y neutrones. Las partículas que constituyen el núcleo reciben el nombre de **nucleones**.

Las fuerzas de enlace entre nucleones son de corta distancia y muy internas. Dichos enlaces pueden ser de tres tipos: p-p (protón-protón); n-n (neutrón-neutrón) y p-n (protón-neutrón).

El hecho de que la energía de enlace entre los nucleones sea tan elevada justifica la enorme cantidad de energía que se desprende al romperse un núcleo atómico. Dicha energía es emitida en forma de radiación.

El núcleo de un átomo, al igual que los electrones de la corteza, posee diferentes **niveles** o **estados discretos de energía**. La distribución de dichos niveles energéticos nos es desconocida, pues no poseemos ninguna ecuación matemática capaz de describirla. Sin embargo, la existencia de tales estados de energía es un hecho comprobado experimentalmente.

----- E5
----- E4
----- E3
----- E2
----- E1
----- E0

Dentro de los diferentes estados energéticos en los que un núcleo se puede encontrar, el de más baja energía, y por consiguiente, el más estable, recibe el nombre de **estado fundamental (E0)**. Si un núcleo posee una energía superior a la de su estado fundamental, se dice que tal núcleo está **excitado**. Un núcleo excitado pasa a su estado fundamental por emisión de una cantidad determinada de energía en forma de radiación, dicha energía debe ser igual a la diferencia entre la energía del nivel en que se encuentra y la energía del estado fundamental.

Los elementos cuyos núcleos son capaces de emitir radiaciones son conocidos con el nombre de **radionucleidos**.

Si un núcleo está excitado con una energía pequeña emite una radiación gamma (γ).

La radiación gamma (γ) es una radiación electromagnética, no produce pérdida de masa ni de carga.

Cuando un núcleo está excitado con una energía mayor, entonces puede emitir una radiación alfa (α);

radiación beta (β), neutrones, etc.

1.1. Radiactividad natural y artificial.

En la naturaleza existen elementos que son radioactivos y se les denomina radionucleidos naturales. Los más importantes son los de las series del uranio (U) y del Torio (Th).

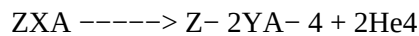
Por otro lado, existen radionucleidos que son creados artificialmente por bombardeo de partículas, son los llamados radionucleidos artificiales.

El tipo de radiación que emiten los radionucleidos es independiente de su origen; natural o artificial.

1.2. Radiación alfa, beta y gamma.

Los principales tipos de transiciones o transformaciones radioactivas son:

1.- Radiación alfa (α): Las partículas alfa (α) son núcleos de helio ${}^4_2\text{He}$ de tal manera que cuando un radionucleido se desintegra emitiendo una radiación alfa (α), se transforma en otro según la ecuación:

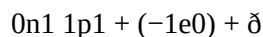


Las partículas alfa (α) tienen valores discretos de energía que varían entre 2 y 8 eV.

Un núcleo puede emitir distintos tipos de radiación alfa (α), cada uno de estos tipos tiene una determinada frecuencia. Si con dicha emisión de radiación alfa (α) el núcleo no queda en su estado fundamental entonces se produce una emisión de radiación gamma (γ).

2.- Radiación beta (β): Existen dos tipos de radiación beta (β): la radiación beta negativa (β^-) y la radiación beta positiva (β^+).

a)- Radiación beta negativa (β^-): Cuando el núcleo posee un exceso de neutrones, el neutrón se descompone dando un protón y un electrón. Dicho electrón ($-1e0$) es lo que se denomina partícula beta negativa (β^-).

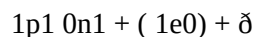


Cuando un radionucleido se desintegra emitiendo una radiación (β^-); se transforma en otro según la ecuación:



En la descomposición del neutrón también se forma un neutrino ($\bar{\nu}$) y este se lleva una parte de la energía, por consiguiente, la energía se la reparten entre la partícula beta negativa (β^-) y el neutrino ($\bar{\nu}$), de ahí que las partículas beta negativa (β^-) no tengan valores discretos de energía. La distribución de energía de dichas partículas sigue un espectro continuo.

b)- Radiación beta positiva (β^+): Cuando un núcleo posee un exceso de protones, el protón se descompone dando un neutrón (que permanece en el núcleo) y una partícula ($1e0$) que se escapa con una determinada energía cinética y que se denomina partícula beta positiva (β^+).

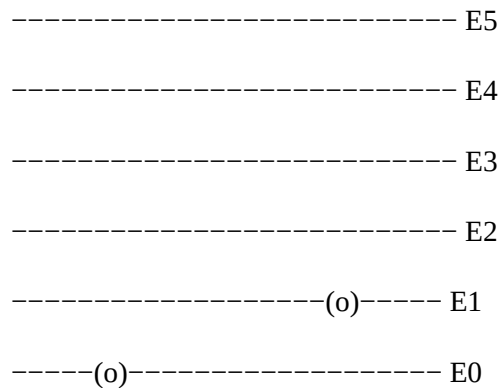


Cuando un radionucleido se desintegra emitiendo una radiación beta positiva (β^+) se transforma en otro según la ecuación:



Las partículas beta positiva (β^+), por idéntica razón que las beta negativa (β^-), tampoco tienen valores discretos de energía. La distribución de energía de las partículas beta positiva (β^+) sigue un espectro continuo.

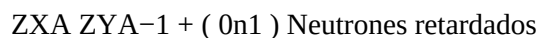
Si tras una radiación alfa (α), o beta (β), el núcleo no queda en su estado fundamental hay una radiación gamma (γ) que se produce instantáneamente. (γ del orden de 10^{-13} a 10^{-15} segundos después de la radiación alfa (α), o beta (β)), excepto en unos pocos casos en los cuales el núcleo es capaz de estar excitado durante un determinado periodo de tiempo. En tales casos es como si tuviéramos radionucleidos iguales en todo excepto en energía.



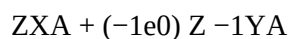
Unos radionucleidos tienen la energía correspondiente a su estado fundamental (E_0), y otros durante un periodo determinado de tiempo, una energía superior (E_1). Este fenómeno se conoce con el nombre de **isomería nuclear**.

Además de la radiación alfa (α), la radiación beta (β), y la radiación gamma (γ) que son las más importantes, existen otros tipos de transición o transformación radiactiva, que son:

3.- Emisión de Neutrones: Cuando en el núcleo existe un exceso de neutrones, estos pueden escapar del núcleo, con lo cual el radionucleido se transforma en otro según la ecuación:



4.- Captura electrónica orbital: Cuando un núcleo tiene un exceso de protones, puede ocurrir que un protón del núcleo capta un electrón de las capas más internas de la corteza:



Si un electrón de las capas internas de la corteza es capturado por el núcleo, en el lugar que ocupaba queda un hueco que es ocupado por un electrón de las capas más externas emitiendo una radiación (rayos X). Pero no es una radiación nuclear.

5.- Conversión interna: El exceso de energía con que queda el núcleo cuando tras una radiación alfa (α), o beta (β) no pasa a su estado fundamental, a veces se emplea en arrancar un electrón de una capa de la corteza más cercana, el cual sale despedido del átomo. De esta manera el exceso de energía se pierde en forma de radiación beta negativa (β^-), ahora bien, el electrón despedido deja un hueco en la corteza más cercana por lo que un electrón de las capas más lejanas ocupará este espacio vacío con una emisión de (rayos X).

Por la cuántica sabemos que no todas las transiciones son posibles, hay algunas que no lo son y se llaman

transiciones prohibidas.

1.3. Leyes fundamentales de radiactividad. Periodo de desintegración, constante de desintegración y vida media.

Constante de desintegración (λ): Dicha constante representa la probabilidad de desintegración de un núcleo en la unidad de tiempo. La constante de desintegración (λ) es característica de cada radionucleido, es decir, cada radionucleido tiene su propio valor para (λ). Se mide en (segundos^{-1}).

De acuerdo con esta definición, la variación del número de átomos de un determinado radionucleido en un tiempo dado, puede calcularse mediante la expresión:

$$dN = -\lambda N dt$$

que por integración da: $N = N_0 e^{-\lambda t}$

siendo:

N = número de átomos presentes en un instante dado

N_0 = número de átomos presentes en el instante inicial

t = tiempo transcurrido desde el instante inicial al instante considerado

Periodo de semidesintegración (T): Es el tiempo que debe transcurrir para que el número de átomos de un determinado radionucleido se transforme a la mitad. Cada radionucleido tiene su propio periodo de semidesintegración, el cual, se mide en (segundos). Si en la ecuación anterior $N = N_0 e^{-\lambda t}$

Tomamos $N = N_0 / 2$ y $t = T$

$$N_0 / 2 = N_0 e^{-\lambda T} \text{ de donde } T = (\ln 2) / \lambda$$

Actividad (A): Se conoce como actividad al producto $A = \lambda N$ siendo:

λ La constante de desintegración

N = El número de átomos presentes en un determinado radionucleido.

La actividad en el Sistema Internacional se mide en Becquerelios (Bq)

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegración / segundo}$$

A veces también se emplea el Curio (Ci)

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

1.4. Series y equilibrios radiactivos.

1.4.1. Las series radiactivas naturales

Serie Radioactiva: Cuando un radionucleido se desintegra dando lugar a otro radionucleido, que no es estable sino radiactivo, este segundo radionucleido a su vez se desintegra dando un tercero, y así

sucesivamente, constituyendo una secuencia que recibe el nombre de serie radioactiva.

En la naturaleza existen tres series radioactivas cuyas cabeza de serie o radionucleidos "padre" son:

Th-232 U-238 U-235

Y a las cuales se las conoce respectivamente con los nombre de serie del Torio, serie del Uranio y serie del Actinio. La representación de dichas series puede verse en las figuras I-1, I-2, I-3.

Las series radioactivas más utilizadas son las del Torio y del Uranio, mientras que la serie del Actinio se emplea muy poco debido a que el U-235 es en la naturaleza mucho más escaso que el U-238.

Todos los radionucleidos contenidos en estas tres series son sólidos, a excepción del Radón (Rn) que es gaseoso.

Si tenemos una serie radioactiva y conocemos el número de átomos inicial del radionucleido "padre" o cabeza de serie, podemos determinar el número de átomos de cualquier elemento intermedio. El planteamiento del problema es sencillo pero su resolución resulta, en general, laboriosa.

Veamos el caso más simple, cuando un radionucleido (a) se desintegra dando un elemento estable (b)

a b

Se supone conocido tanto el número inicial de átomos (N_{a0}) como la constante de desintegración del radionucleido " a ". La variación del número de átomos de "a", como sabemos viene dada por: $dN_a / dt = - \lambda_a N_a$

Como el número de átomos de "a" desintegrados coincide con el número de átomos de "b" que se producen, podemos escribir:

$$dN_b / dt = \lambda_a N_a$$

Integrando la ecuación (1) obtenemos que:

$$N_a = N_{a0} e^{-\lambda_a t}$$

Sustituyendo este valor de N_a en la ecuación (2) tendremos

$$dN_b / dt = \lambda_a N_{a0} e^{-\lambda_a t}$$

e integrando esta última ecuación, obtenemos la expresión del número de átomos del radionucleido "b":

$$N_b = N_{a0} (1 - e^{-\lambda_a t})$$

Un caso algo más complicado sería el de la serie:

a b c

Suponiendo conocidas las constantes de desintegración λ_a y λ_b , y el número inicial de átomos presentes N_{a0} del radionucleido "a", podemos plantear las siguientes ecuaciones:

$$dN_a / dt = - \lambda_a N_a$$

$$dN_b / dt = \lambda_a \lambda_b N_b \frac{d\lambda_b}{d\lambda_a} \quad (1)$$

$$dN_c / dt = \lambda_b \lambda_c \frac{d\lambda_c}{d\lambda_b} \quad (2)$$

Si integramos la ecuación (1) obtenemos que:

$$\lambda_a = \lambda_a e^{-\lambda_a t} \quad (3)$$

Para integrar la ecuación (2) emplearemos el siguiente artificio matemático:

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = (d\lambda_b / dt) * e^{\lambda_b t} + (\lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t})$$

En esta ecuación, que es totalmente arbitraria, sustituimos $(d\lambda_b / dt)$ por su valor según la ecuación (2)

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = (\lambda_a \lambda_b \lambda_b N_b) * e^{\lambda_b t} + (\lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t}) = \lambda_a \lambda_a e^{\lambda_b t}$$

Sustituimos ahora λ_a por su valor según la ecuación (3), con lo cual:

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = \lambda_a \lambda_a e^{\lambda_b t} (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t})$$

Integrando esta expresión tenemos:

$$\lambda_b e^{\lambda_b t} = (\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) e^{\lambda_b t} + C$$

Multiplicando por: $e^{-\lambda_b t}$

$$\lambda_b = (\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) e^{\lambda_b t} + C e^{-\lambda_b t}$$

Para determinar la constante C suponemos que para $t = 0$ es $N_b = 0$ con lo cual:

$$0 = (\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) e^{\lambda_b t} + C$$

de donde:

$$C = -(\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) e^{\lambda_b t})$$

Y

$$\lambda_b = \lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) (e^{\lambda_b t} - e^{\lambda_a t}) \quad (4)$$

Hemos determinado así el número de átomos presentes del radionucleido "b" en un instante t. Vamos a hacer lo mismo ahora para el radionucleido "c" (el cual ya es estable)

Sustituimos en la ecuación (3) el valor de N_b según la ecuación (5)

$$dN_c / dt = \lambda_b \lambda_a \lambda_c (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) (e^{\lambda_b t} - e^{\lambda_a t})$$

Integramos esta ecuación:

$$N_c = \lambda_a \lambda_c (\lambda_b * \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) (e^{\lambda_b t} - e^{\lambda_a t}) - (1 - \lambda_a) e^{\lambda_a t}) + C$$

$$N_c = \lambda_a \lambda_c ((\lambda_b \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t}) (e^{\lambda_b t} - e^{\lambda_a t}) - (\lambda_b \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a e^{\lambda_a t})) + C1$$

Para determinar el valor de la constante **C1** suponemos que para $t = 0$ es $N_c = 0$, con lo cual llegaremos a que **C1 = $\lambda_a N_a$** y así:

$$N_c = \lambda_a N_a ((\lambda_b - \lambda_a) e^{-\lambda_b t} - (\lambda_b - \lambda_a) e^{-\lambda_a t}) + 1$$

Equilibrio Radioactivo o Secular .: Se dice que una serie de radionucleidos está en equilibrio radioactivo o secular, cuando el número de átomos de un determinado radionucleido no varía con el tiempo.

De acuerdo con esta definición, una serie radioactiva: a b c en equilibrio secular deberá cumplir las siguientes ecuaciones:

$$dN_a / dt = - \lambda_a N_a$$

$$dN_b / dt = \lambda_a N_a - \lambda_b N_b$$

$$dN_c / dt = \lambda_b N_b - \lambda_c N_c$$

----- (etc.)

Quiere decir esto, que para una serie en equilibrio, las actividades de todos los radionucleidos que la componen deben ser iguales.

Por otro lado, la primera ecuación, $- \lambda_a N_a$ al ser necesariamente λ_a distinta de 0, implica que $\lambda_a N_a$ Esto no es cierto, pues la constante de desintegración no puede ser nula $\lambda_a \neq 0,693 / T_a$

Por consiguiente, debemos admitir que, en sentido estricto no existe el equilibrio secular. Ahora bien, como para los cabeza de serie de las series radioactivas naturales, el periodo de semidesintegración es muy elevado ($T \gg \lambda$) es aceptable considerar que $\lambda \approx 0,693 / T = 0$ y por esto decimos que las tres series radioactivas que encontramos en la naturaleza están en equilibrio radioactivo.

Queda por último señalar que al mencionar las series radioactivas naturales

Th-232 U-238 U-235

nos hemos olvidado de una cuarta serie, muy importante en el organismo humano, que es la **serie de K-40**. El K-40 es un isótopo natural del potasio, que en nuestro cuerpo, constituye el 0,012% del potasio normal.

1.5. Unidades de radiactividad.

La actividad en el Sistema Internacional se mide en Becquerelios (Bq)

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegración / segundo}$$

A veces también se emplea el Curio (Ci)

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

Serie del Torio

^{232}Th ($4,434 \cdot 10^{10}$)

90

(ð)

(ðð) (ðð)

228Ra 228 Ac 228 Th (6,037E7)

88 89 90

(1,81E8) (2,21E4) (ð)

224 Ra (3,16E5)

88

(ð)

220 Rn (5,56E1)

86

(ð)

216 Po (1,5E-1)

84

(ð)

(ðð) (ðð)

(3,633E3) (3,05E-7)

212 Pb 212 Bi 212 Po

82 83 84

(3,830E4) (ð) (ð)

208 Tl 218 Pb

81 82

(1,84E2) (ðð) Estable

Serie del Uranio

238U 234Pa

92 91

đ đđ đđ

đđ đđ

^{234}Th ^{234}Pa ^{234}U

90 91 92

đ

^{230}Th

90

đ

^{224}Ra

88

đ

^{222}Rn

86

đ

^{218}Po

84

đ

đđ đđ

^{214}Pb ^{214}Bi ^{214}Po

82 83 84

đ đđ đ đđ

^{210}Tl ^{210}Pb ^{210}Bi

81 82 83

Estable

Serie del Actinio

^{235}U

92

ř

řř

^{231}Th ^{231}Pa

90 91

ř

řř

^{227}Ac ^{227}Th

89 90

ř řř ř

^{223}Fr ^{223}Ra

87 88

ř

^{219}Rn

86

ř

^{215}Po

84

ř ř ř řř

^{211}Pb ^{211}Bi ^{211}Po

82 83 84

ř ř

řř

^{207}Tl ^{207}Pb

81 82

Estable

Tema 2.– Interacción de la radiación con la materia.

Introducción.

Las radiaciones interaccionan con la materia, en la mayoría de los casos, produciendo ionización de la misma. La radiación arranca un electrón del átomo con el que interacciona, quedando dicho átomo con exceso de carga positiva, es decir, ionizado. Al conjunto formado por el electrón arrancado y el ión positivo se le llama **par de iones**.

Ionización específica es el número de pares de iones originados por una radiación, por interacción con la materia, en un milímetro de recorrido.

La ionización específica depende de:

- La carga de la radiación.
- La velocidad de la radiación.
- La masa de la radiación.
- La densidad de la materia atravesada.

La ionización es directamente proporcional a la carga y a la masa, inversamente proporcional a la velocidad y directamente proporcional a la densidad de la materia atravesada.

La ionización que va originando las partículas ionizantes, en función de su alcance, viene dada por la curva de Bragg:

I.E. – (Ionificación específica)

Alcance (mm.)

2.1. Interacción de la radiación alfa (α) con la materia.

La radiación alfa (α) es la que posee mayor carga y mayor masa (recordemos que se trata de núcleos de Helio, $2\text{He}4$), de ahí que sea, de entre todas las radiaciones, la que produce una mayor ionización específica (mayor número de pares de iones por mm.). Es por tanto, la más peligrosa, a pesar de su corto alcance.

La radiación alfa (α) ioniza por atracción (arranca electrones, por atracción coulombica, de la corteza de los átomos con los que interacciona).

En el caso de interacción con el aire, la radiación (α) pierde en cada una de estas ionizaciones (cada generación de un par de iones) una energía de 32,5 eV., produciendo en el aire una ionización específica que oscila entre 50.000 y 100.000 pares/mm. y su alcance es muy corto: de 2 a 8 cm.

Debido a que tiene muy corto alcance, la radiación (α) es fácil de frenar.

Cuando las partículas (α) han cedido ya la mayor parte de su energía, capturan dos electrones y se transforman en un átomo normal de helio.

2.2. Interacción de la radiación beta (β), con la materia.

Tanto la radiación (α) como la (β), ionizan por colisión. Las partículas (β) chocan contra un electrón del átomo de materia, cediendo a dicho electrón su energía y arrancándolo así del átomo.

Cada vez que la partícula (β) experimenta una colisión, contra un átomo de materia, genera un par de iones, y pierde parte de su energía hasta que la energía de dicha partícula sea insuficiente para arrancar un electrón del átomo de materia.

Para arrancar un electrón en el aire se necesitan 32,5 eV.

La ionización específica producida por una radiación (β) es menor que la producida por una radiación alfa (α). Su alcance es mayor, (del orden de 2 metros).

Generalmente, cuando una partícula (β) ha perdido la mayor parte de su energía es capturada por la corteza de átomos vecinos, y en el caso de una partícula (β), se combina con un electrón para dar una radiación gamma (γ).

2.3. Interacción de la radiación gamma (γ) con la materia.

Existen doce formas posibles de interacción entre la radiación gamma (γ) y la materia, pero de entre ellas solamente tres son las más probables:

1.- Efecto fotoeléctrico

2.- Efecto Compton

3.- Producción de pares

La probabilidad de cada uno de estos efectos es función de la energía de la radiación gamma (γ). Para energías inferiores a 0,1 MeV el efecto más probable es el fotoeléctrico, para energías entre 0,1 y 1 MeV el efecto Compton y para energías superiores a 1 MeV el efecto mas probable es la producción de pares.

La radiación gamma (γ) es, de entre todas las radiaciones estudiadas, la que tiene mayor alcance (decenas de metros).

1.- Efecto fotoeléctrico: La radiación gamma (γ) cede toda su energía a un electrón de la corteza del átomo de materia (se trata generalmente de un electrón de las capas internas: K o L) de tal manera que arranca dicho electrón del átomo y al mismo tiempo le comunica una energía cinética.

$$E_2 = E_1 - W$$

E_1 – Energía que llevaba la radiación gamma

E_2 – Energía cinética del electrón arrancado

W – Trabajo invertido en arrancar el electrón

Ese electrón arrancado se comporta como una radiación beta (β) que a su vez produce una ionización secundaria.

La radiación gamma (γ) no tiene ni masa ni carga, lo cual implica que por si sola únicamente es capaz de generar un par de iones, siendo el electrón que arranca el que produce el resto de la ionización.

2.- Efecto Compton.: La radiación gamma (γ) cede parte de su energía a un electrón de la corteza de un átomo de material, pudiendo resultar arrancado el electrón (pero dotado con menor energía cinética) o bien obtener una radiación gamma (γ) de menor energía que puede producir el efecto fotoeléctrico.

3.- Producción de pares.: Este efecto se produce cuando al pasar una radiación gamma (γ) por las inmediaciones del núcleo se transforma en un positrón y un electrón (e^+) y (e^-).

Experimentalmente se ha comprobado que la interacción de la radiación gamma (γ) con la materia sigue una ley exponencial.

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

I $\rightarrow$ Intensidad de fotones gamma (γ) por cm^2 y segundo

μ $\rightarrow$ Coeficiente de absorción lineal

x $\rightarrow$ Espesor de la materia atravesada

De esta expresión se deduce que la radiación gamma (γ) nunca puede ser frenada al 100%

2.4. Reacciones Neutrónicas.

Vamos a estudiar la interacción de los neutrones con la materia, aunque las reacciones neutrónicas no sean fundamentales para comprender el ciclo del combustible.

Las interacciones posibles entre un neutrón y la materia son las siguientes:

1.- Dispersión Elástica

Inelástica

2.- Absorción Captura radioactiva

Reacciones de transmutación

Fisión

Cuando un neutrón colisiona con un núcleo puede ocurrir que no sea absorbido y se trate de un choque (reacciones de dispersión) o bien que sea absorbido por el núcleo (reacciones de absorción)

1.- Dispersión.: El neutrón llega al choque con el núcleo, con una determinada Energía Cinética y cede una parte de esa energía al núcleo.

Dispersión Elástica.: La dispersión es elástica cuando el neutrón cede esa energía al núcleo como una Energía Cinética. El cese de energía del neutrón al núcleo será tanto mayor cuanto menor sea la diferencia relativa entre las masas de ambos.

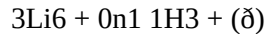
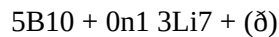
Dispersión Inelástica.: Puede ocurrir que el neutrón ceda su energía al núcleo de manera que lo excita. Para ello es preciso que el neutrón posea una energía mayor que la diferencia energética entre el nivel al que se va a hacer saltar al núcleo y el nivel original del mismo. Dicho salto energético es pequeño para elementos de número atómico elevado, y grande para los de número atómico bajo, por lo cual la dispersión inelástica se da muy poco en estos últimos.

2.- Absorción.: Las reacciones de absorción tienen lugar cuando el neutrón interactúa con el núcleo y es absorbido por él. Pueden ser de tres clases.

Captura radioactiva.: Al absorber el neutrón, el núcleo queda con un exceso de neutrones y busca su estabilidad emitiendo una radiación beta (β^-) y una radiación gamma (γ)



Reacciones de transmutación.: El neutrón es absorbido por el núcleo pero la energía que tiene el neutrón se invierte en arrancar partículas del núcleo.



Fisión.: Al colisionar el neutrón con el núcleo lo que hace es dividirlo en dos fragmentos con un desprendimiento elevado de energía.

2.5. Secciones eficaces microscópicas y macroscópicas.

Hemos visto los diferentes tipos de reacciones neutrónicas y podemos preguntarnos ¿cuando sucede un tipo u otro de reacción?. La respuesta a esta pregunta nos da una constante que se llama **sección eficaz microscópica** (σ) y que se mide en $\text{cm}^2/\text{núcleo } ^0_1\text{n incidente}$.

La sección eficaz microscópica representa el área que presenta el núcleo frente a un neutrón para una reacción determinada. (Nos mide algo así como la probabilidad de que se produzca una determinada reacción)

$$\sigma = \sigma_e + \sigma_i$$

$$\sigma = \sigma_c + \sigma_r + \sigma_f \text{ TOTAL } \sigma_0 + \sigma_a$$

σ_0 Sección eficaz microscópica para la reacción de dispersión

σ_a Sección eficaz microscópica para la reacción de absorción

σ_e Sección eficaz microscópica para la reacción de dispersión elástica

σ_i Sección eficaz microscópica para la reacción de dispersión inelástica

En un reactor de fisión interesa que $\sigma_f \gg \sigma_c$ pues interesa que el neutrón produzca fisión a que sea capturado.

Otra constante que también se utiliza mucho es la **Sección eficaz macroscópica** (Σ) que se define como el producto $\Sigma = \sigma \cdot N$.

Siendo N el número de átomos por cm^3 y se mide en (cm^{-1})

La sección eficaz macroscópica representa el área que presenta para una reacción determinada, un cm^3 del material considerado. Cuando en vez de materia pura, tenemos una mezcla compuesta por varios componentes: 1,2,3,.. la sección eficaz macroscópica se calcula: $\Sigma = \sigma_1 \cdot N_1 + \sigma_2 \cdot N_2 + \sigma_3 \cdot N_3 + \dots$

Tema 3.- Detección y medida de la radiación.

3.1. Introducción.

Existen diversas clases de detectores de radiación, nosotros sólo vamos a estudiar dos; que son:

- Detectores de ionización gaseosa –Cámaras de ionización
- Contadores proporcionales
- Detectores Geiger–Müller
- Detectores de centelleo.

Pero existen otros tipos tales como los detectores de semiconductor, ó los detectores de neutrones.

3.2. Detectores por ionización gaseosa.

Estos detectores consisten en un recinto (generalmente cilíndrico) relleno de un gas, en el que se disponen dos electrodos entre los cuales se aplica una tensión continua. En estas condiciones y puesto que el gas de la cámara es aislante no circula entre electrodos ninguna corriente apreciable.

Ahora bien, supongamos que llega una radiación al cilindro e ioniza el gas generando pares de iones: los electrones migran hacia el electrodo positivo y los iones positivos hacia el electrodo negativo, estableciéndose entre ambos una corriente.

Si la diferencia de potencial aplicada entre electrodos es pequeña, los iones positivos en su camino hacia el electrodo negativo y los electrones en su camino hacia el electrodo positivo, irán tan despacio que les dará tiempo a recombinarse, lo cual no interesa.

3.2.1. Cámaras de ionización.

Supongamos ahora que la diferencia de potencial entre electrodos es tal que confiere a los electrones e iones positivos la suficiente movilidad para que todos alcancen el electrodo correspondiente. En esta zona es en la que trabajan las cámaras de ionización. No obstante, la corriente que se genera es muy pequeña (10–12 a 10–13 Amperios) por lo cual, precisamos de un amplificador exterior.

3.2.2. Contadores proporcionales.

Si aplicamos una diferencia de potencial entre electrodos todavía mayor, estaremos comunicando tal Energía Cinética a los electrones, que los producidos por la propia radiación, a su tiempo, ionizan. (ionización secundaria) De esta manera nosotros mismos amplificamos internamente la intensidad de corriente. En esta zona trabajan los **contadores proporcionales** (que tienen un factor de amplificación de 10² a 10³) y los detectores **Geiger–Müller** (cuyo factor de amplificación es del orden de 10⁹).

3.2.3. Contadores Geiger–Müller.

La diferencia entre los contadores proporcionales y los detectores Geiger–Müller radica en la amplificación, que es mucho mayor en los Geiger–Müller. La amplificación en los Geiger–Müller es tan grande, que la ionización secundaria es mucho mayor que la ionización primaria (se produce una avalancha) de ahí que en tales detectores no se pueda distinguir una radiación alfa (α) de una radiación (β) o de una radiación gamma (γ).

Los detectores de ionización gaseosa son capaces de medir cualquier tipo de radiación, sin embargo, para

medir radiación alfa (α) (que plantea el problema de que, debido a su corto alcance se frena fácilmente) se emplea la muestra metida en una cámara, siendo necesario disponer en el detector de una abertura para su introducción y extracción. Esta variante constructiva de detectores por ionización se denomina Detector de ventana. A su vez la preparación previa de una muestra para medir radiación alfa (α) es bastante complicada.

3.3. Detectores de centelleo.

Los detectores de centelleo más conocidos son:

- El de sulfuro de cinc activado con plata (empleado principalmente para detección de radiación alfa (α)).
- El de Ioduro de sodio activado con talio (que puede utilizarse para todo tipo de radiación, principalmente para la espectrometría gamma (γ)).

Los detectores de centelleo constan de dos partes importantes, que son:

- La sustancia luminiscente
- El fotomultiplicador, que a su vez, está formado por:
 - Un Fotocátodo
 - Dos Dínodos
 - Un Ánodo

Principio de funcionamiento.– Para estudiar el funcionamiento de un detector de centelleo vamos a suponer el caso más sencillo, que se trate de una radiación gamma (γ) y que dicha radiación produzca el efecto fotoeléctrico.

En tal caso podemos describir el principio de funcionamiento del detector de centelleo según los siguientes pasos:

- 1.– Cesión de la energía de las partículas cargada a la sustancia luminiscente, produciéndose excitaciones en los átomos que la forman
- 2.– Conversión de la energía absorbida en fotones luminosos debido al proceso de luminiscencia.
- 3.– Llegada de los fotones luminosos al Fotocátodo
- 4.– Absorción de los fotones en el Fotocátodo y emisión de los electrones por efecto Fotoeléctrico.
- 5.– Efecto de multiplicación electrónica en el fotomultiplicador mediante los dínodos.
- 6.– Formación de un impulso eléctrico, que se detecta, mediante un dispositivo electrónico adecuado, por la llegada de electrones en avalancha al ánodo.

Las condiciones que deben cumplir las sustancias luminiscentes son:

- 1.– Gran eficacia de absorción de la energía de la partícula a detectar.
- 2.– Gran eficacia de conversión de dicha energía luminosa.

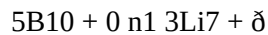
3.- Gran transparencia.

Hemos mencionado ya los detectores de centelleo más conocidos, del de – El de sulfuro de cinc (S Zn) activado con plata (Ag) y el de Ioduro de sodio (INa) activado con talio (Tl), queda por último señalar que dichos detectores y también los que no son de centelleo, puede que sean capaces de detectar las radiaciones pero no de distinguirlas, tal es el caso del detector Geiger. Otros son capaces de detectarlas y a la vez separarlas.

3.4. Detectores de semiconductor.

3.5. Detectores de neutrones.

En los detectores de neutrones no son detectados los neutrones mismos sino que lo que se hace es inducir con ellos reacciones de transmutación como por ejemplo.



Donde lo que se detecta es la radiación alfa (α), empleando para ello alguno de los métodos ya visto. En función de la radiación alfa (α) detectada sabemos el número de neutrones incidentes. Si utilizamos un detector de centelleo, la sustancia luminiscente deberá contener trazas de Boro (B).

Tema 4.- Ideas básicas sobre el reactor.

Energía de ligadura en los nucleones

Si tenemos un átomo con Z protones, Z electrones y A-Z neutrones, parece lógico pensar que la masa del átomo vendrá dada por la suma de las masas de los protones, electrones y neutrones que lo constituyen:

$$ZXA = Z m_p + Z m_e + (A-Z) m_n$$

Sin embargo, no es así, sino que la masa del átomo es menor que la suma de las masas de sus constituyentes. Existe una diferencia de masa δM que podemos evaluar según:

$$\delta M = (Z (m_p + m_e) + (A-Z) m_n) - M$$

siendo M la masa verdadera del átomo.

Por la ley de Einstein sabemos que la masa puede convertirse en Energía;

$$\delta E = \delta M c^2$$

Quiere decir esto que, cuando se forma el átomo, hay una cantidad determinada de masa δM que se transforma en energía δE (al formarse los átomos se desprende energía) a esta energía δE se le llama **Energía de Ligadura**.

Al cociente o relación entre la energía de ligadura de un átomo y el número de masa atómica se le llama energía de ligadura por nucleón $\delta E / A$

4.1. El proceso de fisión. Masa crítica. Grado de quemado.

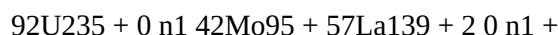
Una representación de la energía de enlace por nucleón para los distintos elementos es la siguiente:

El proceso de fisión tiene lugar cuando pasamos de elementos de la zona del Uranio a elementos de la zona de estabilizada, donde hay mayor energía de ligadura por nucleón.

En un proceso de fisión la masa de los productos es menor que la masa de los reactivos. Este defecto de masa ΔM se transforma en energía según la ley de Einstein:

$$\Delta E = \Delta M c^2$$

La fisión se produce con desprendimiento de gran cantidad de energía. Veamos en un caso concreto, cómo podemos evaluar dicha energía. Sea el siguiente proceso de fisión:



Los neutrones del segundo miembro de la ecuación anterior se llaman neutrones instantáneos (son los producidos en el proceso de fisión) a diferencia de los llamados neutrones diferidos, que son los que nos sirven para controlar el reactor.

De la misma forma, la radiación gamma (γ) del segundo miembro de la ecuación se denomina radiación gamma (γ) instantánea, a diferencia de la radiación gamma (γ) diferida que es la que posteriormente emiten los productos de fisión.

Vamos ahora a calcular la energía desprendida; para ello procederemos del siguiente modo:

1.- Determinamos la masa de los reactivos

Masa de un átomo de $\text{U}^{235} = 235,124 \text{ uma}$

Masa de un neutrón ${}^0_1\text{n} = 1,009 \text{ uma}$

Masa de los reactivos = $236,133 \text{ uma}$

2.- Determinamos la masa de los productos

Masa de un átomo de ${}^{42}\text{Mo}^{95} = 94,945 \text{ uma}$

Masa de un átomo de ${}^{57}\text{La}^{139} = 139,995 \text{ uma}$

Masa de dos neutrones $2 {}^0_1\text{n} = 2,018 \text{ uma}$

Masa de los productos = $235,913 \text{ uma}$

3.- Calculamos la diferencia de masa

$$\Delta M = M_{\text{reactivos}} - M_{\text{productos}} = 236,133 \text{ uma} - 235,913 \text{ uma} = 0,22 \text{ uma}$$

4.- Calculamos la energía desprendida según la ley de Einstein, pues sabemos que dicha energía será equivalente a la masa desaparecida:

$$\Delta E = \Delta M c^2 = 0,22 \text{ uma} * ((1,659 * 10^{-24} \text{ g}) / 1 \text{ uma}) * (3 * 10^{10})^2 \text{ cm}^2 / \text{s}^2 = 3,28 * 10^{-4} \text{ ergios}$$

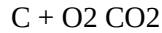
$$\text{En MeV: } \Delta E = 3,28 * 10^{-4} \text{ ergios} * (1 \text{ MeV} / (1,06 * 10^{-6} \text{ ergios})) = 205 \text{ MeV}$$

Esta energía es la que se desprende en la fisión de un núcleo de U235 , si queremos expresarla en función de la masa de U235

$$\delta E = (205 \text{ MeV} / \text{núcleo U235}) * (6,023 * 10^{23} \text{ núcleos} / 235 \text{ g U235}) = 5 * 10^{23} \text{ MeV /g}$$

Comparemos esta energía con la obtenida en una central térmica.

La reacción típica de una central térmica es la combustión del carbono:



La energía desprendida en esta reacción, por átomo de carbono es de 4 eV

$$\delta E = (4 \text{ eV} / \text{átomo de C}) * (6,023 * 10^{23} \text{ átomos de C} / 12 \text{ g C}) = 2 * 10^{17} \text{ MeV /g}$$

Vemos que la energía obtenida por unidad de masa en una central nuclear es 2,5 millones de veces mayor que la obtenida en una central Térmica.

El proceso de fisión tiene gran importancia por dos razones:

1.- Porque en el se libera una gran cantidad de energía.

2.- En el proceso de fisión se generan neutrones, que a su vez pueden intervenir en nuevas reacciones (reacción en cadena) y así el proceso sigue. Esto sin embargo no es rigurosamente cierto, pues no todos los neutrones van a producir reacciones de fisión, hay capturas radioactivas, algunos neutrones escapan,. de ahí que necesitemos una cantidad mínima de masa para que la reacción se produzca en cadena.

Masa Crítica.– Es la cantidad mínima de material fisionable capaz de mantener la fisión en cadena, una vez iniciada ésta por una fuente exterior de neutrones.

Grado de quemado.– son los Mw. día producidos por tonelada de material fisionable. Se mide en (Mw. día / tonelada)

Veamos ahora como se distribuye la energía liberada en una reacción de fisión. En el caso concreto de la fisión del U235 en el cual la energía producida es 205 MeV ésta se reparte del siguiente modo:

Energía cinética de los productos de fisión ----- 168 MeV

Energía de los neutrones de fisión ----- 5 MeV

Energía de la radiación gamma () instantánea ----- 5 MeV

El resto de la energía hasta los 205 MeV se va en la radiación gamma () diferida, radiación beta (β) emitida por los productos de fisión, neutrones diferidos, etc.

Los neutrones producidos en una reacción de fisión pueden tener valores variables de energía. La grafica representa el número de neutrones de cada energía producidos en una reacción de fisión.

Vemos que 0,74 MeV es la energía que corresponde a un mayor número de neutrones.

De acuerdo con su energía, los neutrones se clasifican en dos tipos:

1.- Neutrones térmicos- Son aquellos de energía menor que 1 eV

2.- Neutrones rápidos. Su energía es mayor de 100 MeV

4.2. Materiales físiles y fértiles

Se llaman materiales físiles a aquellos materiales que son fisionables por neutrones de todas las energías. No existen nada más que tres: U235 , U233 y Pu239 , de los cuales sólo uno se da como tal en la naturaleza, el U235 que se encuentra en el uranio natural en una proporción del 0,72 %

El U233 se obtiene a partir del Th232 , y el Pu239 se obtiene a partir del U238

(n)

Th – 232 Th – 233

captura radioactiva

Emite (β) con periodo de 23 minutos

Pa – 233

Emite (β) con periodo de 27 días

U – 233

(n)

U – 238 U – 239

captura radioactiva

Emite (β) con periodo de 23 minutos

Np – 239

Emite (β) con periodo de 2 a 3 días

Pu – 239

El Th232 y el U238 , que no son fisionables por neutrones de todas las energías, pero que son capaces de dar lugar a materiales físiles reciben el nombre de materiales fértiles.

Hay que diferenciar, por tanto, "fisionable" de "físil". Un material es fisionable cuando sólo es capaz de experimentar fisión con neutrones de una determinada energía; y es físil cuando es capaz de experimentar fisión con neutrones de todas las energías.

Hemos dicho que existen tres elementos físiles (U235 , U233 y Pu239) pero que solo uno de ellos (U235) se da en la naturaleza. Cabe preguntarse, entonces, por qué en los yacimientos de Uranio natural no hay U233 y Pu239 . Esto es debido a que en tales yacimientos hay elementos, tales como el potasio, que son absorbentes de neutrones. Además necesitan neutrones rápidos para su generación (que no hay en la corteza terrestre).

4.3. El reactor.

4.3.1. Clasificación

Reactores rápidos. – Son aquellos en los cuales las fisiones se producen por neutrones rápidos.

Reactores térmicos. – Son aquellos en los cuales las fisiones se producen por neutrones térmicos.

Reactor Reproductor (Breeder). – En este reactor el combustible está formado por un material físil y un material fértil que origina el mismo material físil que está quemando el reactor.

Material físil: Pu239

Material fértil: U238 Pu239 .

El reactor reproductor produce más material físil que el que consume. Los reactores rápidos son generalmente reproductores.

Reactor convertidor. – El combustible está formado también por un material físil y un material fértil, pero a diferencia del anterior, el material físil que produce el material fértil es distinto que el material físil que está quemando el reactor.

Material físil: U235

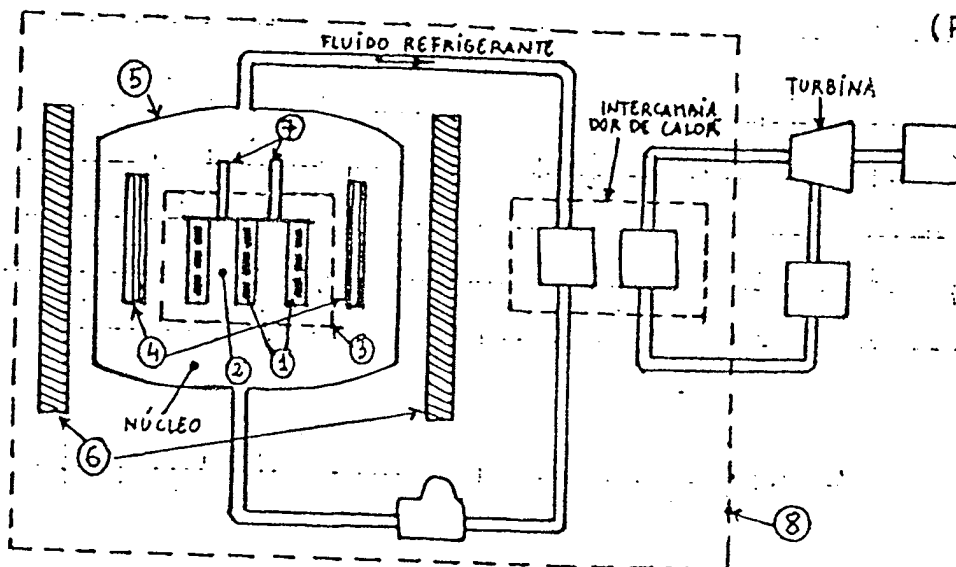
Material fértil: U238 Pu239 .

Reactor quemador. – Prácticamente todo el combustible es material físil (no hay material fértil). Este tipo de reactor no produce nada, lo único que hace es quemar material físil.

4.3.2. Componentes principales de un reactor

Podemos representar esquemáticamente un reactor del modo siguiente.

Podemos representar esquemáticamente un reactor del modo siguiente
(Figura IV.1)



1.- Barras de combustible.

2.- Moderador. – La función del moderador es hacer perder energía a los neutrones, para que pasen de rápidos a térmicos. Los moderadores no deben absorber neutrones y tienen que hacer perder mucha energía a los neutrones con pocos choques, interesan por consiguiente las dispersiones elásticas. Por esto, se emplea: agua, agua pesada y grafito.

3.- Reflector. – La misión del reflector es retrodispersar los neutrones que tienden a escapar. Se utiliza para ello el agua y el grafito. En un reactor rápido, al no poder haber moderador, el reflector suele ser de acero inoxidable.

4.- Blindaje térmico. – A veces en un reactor hay vainas deterioradas (se suele suponer que un 0,2 % de las vainas se deterioran y como la radiación gamma (γ) tiene un gran recorrido y podría atravesar la vasija, se dispone un blindaje térmico, que suele ser de hierro, para retener lo más posible a las partículas gamma (γ) y a los neutrones.

5.- Vasija de presión. – La vasija de presión es un recipiente que encierra dentro todo el núcleo del reactor. Es de acero inoxidable y tiene de 10 a 20 cm. de espesor.

6.- Blindaje biológico. – Consiste en un muro de hormigón, de 2 a 3 metros de espesor, cuya misión es frenar lo más posible la radiación gamma (γ) y los neutrones con objeto de proteger al personal.

7.- Barras de control. – Son barras que contienen un absorbente de neutrones (generalmente Boro ó Cadmio) y que nos permiten controlar la potencia del reactor. Si queremos que dicha potencia disminuya hacemos descender las barras de control por entre las barras combustibles.

8.- Edificio de contención. – Es de hormigón de un metro de espesor y su misión es que, en caso de accidente, quede contenida en su interior toda la radioactividad.

El calor generado en el núcleo del reactor es extraído por medio de un fluido refrigerante (agua, CO₂, ..) de igual forma que en una central térmica. En un intercambiador de calor el fluido refrigerante cede calor al fluido que recorre el secundario de la central, sobre el que va dispuesta la turbina.

El secundario de una central nuclear no tiene ningún tipo de protección especial y es similar al de una central térmica.

El 90% de las centrales nucleares que existen hoy en día emplean como fluido refrigerante (agua ligera). Las centrales de agua ligera (LWR) pueden ser de dos tipos:

a.- De agua a presión (PWR). El refrigerante que sale del núcleo pasa por un intercambiador de calor, de manera que el agua que llega a la turbina es del secundario y así no hay contaminación.

b.- De agua a ebullición (BWR). El vapor de agua que sale del núcleo pasa directamente a la turbina. En este caso la turbina está en depresión y el fluido que llega a ella puede estar contaminado.

4.3.3. Tipos de reactor.

Tipo de reactor Combustible Moderador Refrigerante Grado de Quemado

Mwd/tn

TERMICOS

1.- Un-Grafito -Gas Uranio Natural Grafito CO2 4.000

2.- A.G.R. UO2 (1,5%) Grafito CO2 6.000

Advanced Gas Reactor

3.- HWR ó CANDU UO2 Agua pesada Agua pesada 7.000

(H2O2) (H2O2)

4.- PRW UO2 (2,4 - 3,3%) Agua Agua 33.000

Pressure Water Refrigerated (H2O) (H2O)

5.- BWR UO2 (2,2 - 2,6%) Agua Agua 26.000

Boiling Water Refrigerated (H2O) (H2O)

6.- HTGR UO2 (93%) físil Grafito Helio 95.000

High Temperature Gas Reactor ThO2 (fértil)

RÁPIDOS

7.- LMFBR PuO2 (físil) ----- Na Líquido 100.000

Lignid Metal Fast UO2 (fértil 20%)

Breeder Reactor

8.- GCFR PuO2 (físil) ----- Helio 100.000

Gas Cooled Fast Reactor UO2 (fértil 20%)

Centrales Nucleares en España

La relación de centrales nucleares españolas, el tipo de reactor, su potencia en Mw eléctricos y la fecha de puesta en funcionamiento son las siguientes:

Primera Generación:

Zorita PWR/W 160 MWe Julio-1968

Garoña BWR/GE 460 MWe Marzo-1971

Vandellós 1 GCR/Francia 500 MWe Mayo-1972

Segunda Generación:

Almaraz 1 PWR/W 930 MWe Julio 1981

Ascó 1 PWR/W 930 MWe Diciembre-1983

Almaraz 2 PWR/W 930 MWe Enero–1984

Cofrentes BWR/GE 975 MWe Noviembre–1984

Ascó 2 PWR/W 930 MWe Octubre–1985

Lemoniz 1 PWR/W 930 MWe Parada

Lemoniz 2 PWR/W 930 MWe Parada

Tercera Generación:

Vandellós 2 PWR/W 982 MWe Enero–1988

Trillo 1 PWR/KWU 1.041 MWe Mayo–1988

Valdecaballeros 1 BWR/GE 975 MWe Parada

Valdecaballeros 2 BWR/GE 975 MWe Parada

Trillo 2 PWR/KWU 1.041 MWe Parada

Núcleo II– GEOLOGÍA Y MINERALOGÍA DE YACIMIENTOS RADIATIVOS

Tema 5.– Yacimientos de Uranio y Torio.

5.1. Introducción

El uranio natural es una mezcla de tres isótopos, en las siguientes proporciones:

U238 ----- 99,28 %

U235 ----- 0,7 %

U234 ----- 0,005 %

5.2. Geoquímica del Uranio y Torio.

En la naturaleza, el Uranio se presenta principalmente en dos estados de oxidación:

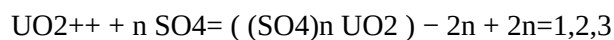
U4+ y U6+

Cuando se encuentra en su estado de oxidación tetravalente U4+ el uranio es isomorfo con el Torio, las tierras raras, el Fe2+ y con el calcio.

En su estado de oxidación U6+ el uranio se encuentra formando el ión Uranilo UO2++

Bajo la forma U4+ el uranio es muy estable frente a la Lixiviación y no lixivia prácticamente con ninguna disolución a temperatura ambiente. Sin embargo, el U4+ se oxida con mucha facilidad, pasando a U6+ y cuando se encuentra en la forma U6+ es muy lixiviable, incluso a temperatura ambiente, por aguas carbonatadas, aguas sulfúricas, etc.

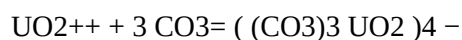
El ión Uranilo UO_2^{++} reacciona con las aguas sulfúricas según la siguiente ecuación:



Las aguas ácidas arrastran el Uranio si éste se encuentra en su estado oxidado. Sin embargo, la lixiviación del uranio se ve perjudicada en cierta medida por los pH ácidos.

Por esto, las aguas carbonatada (más básicas que las sulfúricas) arrastrarán siempre mejor el uranio que las sulfúricas.

El ión Uranilo UO_2^{++} reacciona con las aguas carbonatadas según:



Una vez arrastrado el Uranio por las aguas, para que precipite será preciso que se den unas determinadas condiciones.

Para que la precipitación se pueda producir, el uranio tiene que encontrarse con un material que sea capaz de **reducirlo, de absorberlo ó de adsorberlo**

Como iones reductores tenemos: S^{2-} ; SH^- ; Fe^{3+}

Como materiales absorbentes: Arenas y materia orgánica

Como materiales adsorbentes: Arcillas u materia orgánica (Humus)

La absorción del Uranio se produce cuando de acuerdo con la Ley de Lagnmuir

$$N = (N_{oo} * a * c) / (1 + a * c)$$

Donde:

N = Concentración del metal en el sustrato

N_{oo} = Máxima concentración posible del metal en el sustrato

c = Concentración del metal en la disolución

a = Constante en función de (P, t^a, material para absorber, .)

Geoquímica del Torio.– El torio se encuentra en la naturaleza únicamente como Th-232, y solo tiene un estado de oxidación: Th^{4+} .

Su comportamiento geoquímica es muy similar al del U^{4+} , de hecho, el Th es isomorfo al U^{4+} , tierras raras, Fe^{3+} y calcio. Por consiguiente el Th es muy estable a la lixiviación.

5.3. Génesis de los yacimientos de Uranio y Torio.

Vamos a ver la génesis de los yacimientos de Uranio dentro del proceso magmático o ígneo, lo cual no quita que podamos encontrar Uranio en yacimientos sedimentarios, como veremos más adelante.

Inicialmente tenemos un magma básico, situado en el Manto, en el cual el Uranio se encuentra en su estado

tetravalente U^{4+} .

Al ir ascendiendo este magma, va enfriándose, lo cual da origen a una cristalización, (fase ortomagmática) se separan los componentes más básicos y en ella no va nada de Uranio a pesar de lo que parece lógico pensar, ya que, debido a su elevada energía de activación, el uranio tiene poca movilidad dentro del magma lo cual favorece su cristalización. Sin embargo no se separa en esta primera fase de cristalización debido a que la concentración de Uranio en el magma inicial es demasiado pequeña.

Después de esta primera cristalización nos queda un magma residual más ácido, que sigue ascendiendo y enfriando, y que cristaliza en la fase pegmatítica. En esta fase pegmatítica puede precipitar ya algo de Uranio, pero no mucho, pues debido a su elevado radio iónico el uranio entra mal en las estructuras de los silicatos.

El Uranio que se deposita en esta fase lo hace como material intersticial entre granos o defectos estructurales y como inclusiones fluidas.

Después de la fase pegmatítica nos queda un magma residual todavía más ácido, en el cual el Uranio ya va muy concentrado, y que cristaliza en la fase hidrotermal. Esta fase hidrotermal, en función de la temperatura se divide en (Hipotermal $500^{\circ}C - 300^{\circ}C$, Mesotermal $300^{\circ}C - 200^{\circ}C$ y Epitermal $200^{\circ}C - 50^{\circ}C$) y es en ella donde con preferencia precipita el Uranio, generalmente en forma de filones.

No se sabe muy bien en qué estado de oxidación se encuentra el Uranio en las fases hidrotermales, investigaciones recientes parecen indicar que va en forma de ión uranilo UO_2^{++} .

En la fase hidrotermal el ión uranilo UO_2^{++} puede precipitar por disminución de presión y temperatura, o bien por reducción, absorción o adsorción.

Magma Inicial Magma Residual Magma Residual

Básico más ácido más ácido todavía

U muy poco concentrado U más concentrado U muy concentrado

1ª cristalización Fase Pegmatítica Fase Hidrotermal

Precipitación, nada de Uranio Precipitación poco Uranio Precipitación, mucho Uranio

Otra teoría con respecto a la génesis de los yacimientos de Uranio, es que este magma residual es tan ácido que disuelve las rocas carbonatadas (metasomatismo) liberando aguas carbonatadas que lixivian el Uranio.

Posteriormente, este Uranio precipita al encontrar un dominio favorable.

5.4. Descripción de los principales tipos de yacimientos de Uranio

De acuerdo con la génesis de los yacimientos de Uranio, que acabamos de estudiar, éstos pueden clasificarse en los siguientes tipos:

Yacimientos Pegmatíticos.

Yacimientos Hidrotermales.

Yacimientos estratiformes en rocas sedimentarias.

5.4.1. Yacimientos Pegmatíticos.

Son pocos los yacimientos pegmatíticos que han dado leyes importantes de Uranio. En ellos, el Uranio se encuentra en inclusiones fluidas y defectos estructurales de los silicatos, como ya vimos antes.

5.4.2. Yacimientos Hidrotermales.

Tienen leyes de Uranio más importantes (sobre todo los mesotermales) El Uranio se encuentra fundamentalmente en forma de filones, en estos yacimientos.

5.4.3 Yacimientos estratiformes en rocas sedimentarias.

Para que se forme un yacimiento sedimentario de Uranio tienen que darse las siguientes condiciones:

Debe existir una fuente de Uranio (generalmente se trata de granitos).

Esta fuente debe ser erosionada y producirse el paso de U^{4+} a UO_2^{++} .

El UO_2^{++} tiene que ser lixiviado por un medio capaz de transportarlo.

Finalmente es necesario que encuentre un medio capaz de precipitarlo.

Estos yacimientos sedimentarios de Uranio son casi siempre capas de arenisca con techo y muro de arcilla. El poder de absorción de la arenisca es mayor que el poder de adsorción de la arcilla. A su vez la arcilla es muy impermeable y canaliza la disolución por la capa de arenisca que es permeable.

Las areniscas contienen materia orgánica (capaz de absorber y adsorber Uranio) y también Pirita que es reductora, luego la capa de arenisca es un medio favorable para la precipitación del Uranio, que queda impregnando los poros de dicha arenisca.

Son yacimientos de este tipo los de la meseta del Colorado.

5.5. Otros tipos de yacimientos.

Además de estos yacimientos en los cuales el Uranio se obtiene como producto, hay otro tipo de yacimientos en los cuales el Uranio se obtiene como subproducto o coproducto, como pueden ser:

- Los yacimientos de mineral fosfórico, que pueden tener Uranio con leyes de 100 a 300 ppm., (los yacimientos explotables tienen > 1.000 ppm.) y en los cuales el uranio está más bien unido a la materia orgánica.
- Los lignitos, en España tenemos lignitos uraníferos en Teruel, en los que se ha considerado obtener el Uranio como subproducto. Los lignitos al tener mayor porosidad que la hulla, permiten que el agua fluya a través de ellos y la materia orgánica de ellos es la que fija el uranio.
- Las pizarras negras arcillosas de origen marino.

5.6. Descripción de los principales tipos de yacimientos de Torio.

En cuanto al Torio, aparece en los siguientes tipos de yacimientos:

- 1.– Pegmatíticos, lo mismo que el Uranio

2.–Hidrotermales

3.– Sedimentarios, en forma principalmente de placeres, pues al ser el Torio muy estable a la lixiviación únicamente puede sufrir transporte mecánico.

5.6.1. Yacimientos Pegmatíticos, Hidrotermales y Sedimentarios (Placeres).

En los yacimientos pegmatíticos e hipotermas el Uranio y el Torio suelen aparecer unidos, esto es, en un mismo yacimiento, mientras que a partir de los mesotermas y epitermas aparecen en yacimientos distintos.

Esto es debido al diferente comportamiento geoquímica que tienen Uranio y Torio.

En las fases mesotermas y epitermas el Uranio va como UO_2^{++} y puede precipitar por descenso de presión y temperatura, y por reducción, absorción o adsorción, mientras que el Torio, que va como Th^{4+} , solo puede precipitar por descenso de presión y temperatura.

Es por esto que los yacimientos de Uranio se encuentran generalmente en forma de filones, y los de Torio en forma de placeres. Sin embargo, en África se han encontrado Placeres de Uranio, lo cual parece ser debido a que hace 2.000 millones de años las condiciones de la atmósfera eran reductoras y así el U^{4+} podía recorrer grandes distancias.

5.7. Países Productores

Veamos finalmente algunos datos acerca de los países productores de Uranio, sus reservas y la producción española y sus reservas.

Países productores de Uranio.–

- 1.– Canadá 5.– Namibia
- 2.– Estados Unidos 6.– Francia
- 3.– África del Sur 7.– Níger
- 4.– Australia 8.– España

Si tenemos en cuenta las reservas aseguradas y probables, la clasificación sería diferente:

- 1.– Australia 3.– África del Sur
- 2.– Níger 4.– Canadá

En España las reservas de Uranio explotables son 32.000 Tm. De las cuales: 28.000 Tm. están en Salamanca, 3.000 Tm. están en Badajoz y 1.000 Tm. están en Cáceres.

El Uranio se considera explotable cuando el coste por Kg. de Uranio no excede de los 80 dólares.

Además hay unas 8.000 Tm. No explotables económicamente (hoy en día) de las cuales: 2.000 Tm. están en Salamanca, 5.500 Tm. están en Guadalajara y 500 Tm. están en Badajoz.

Y a parte están los lignitos radiactivos que hoy por hoy no son explotables.

5.8. Yacimientos de Uranio en España

Son prácticamente todos epitermales, a excepción del de Guadalajara que son similares a los de la Meseta de Colorado, es decir, sedimentarios.

La ley en Uranio de los yacimientos españoles es baja, alrededor de las 700 ppm.

Tema 6.– Minerales de Uranio y Torio.

6.1. Introducción

La ley media de Uranio y de Torio en la corteza terrestre es de 1 a 3 ppm. En términos de actividad esto equivale, para el Uranio, de 12 a 36 Bq/kg.

Decimos que tenemos un yacimiento de Uranio cuando su ley es mayor que la ley media del Uranio en la corteza terrestre. Como norma general, se consideran yacimiento las leyes superiores a 1000 ppm.

Los minerales de uranio son muy numerosos más de 160 minerales, esto es debido a la geoquímica tan compleja del Uranio.

Una **clasificación antigua, hoy en desuso** clasificaba en:

Minerales primarios.– en los que el Uranio está con valencia U^{4+}

Minerales secundarios.– en los que el Uranio está con valencia U^{6+}

Esta clasificación se hacía porque se creía que todo el Uranio depositado del magma lo hacía como U^{4+} y que todo el U^{6+} era debido a la oxidación.

La clasificación moderna:

Minerales del grupo reducido U^{4+}

Minerales del grupo oxidado U^{6+} y dentro de este vamos a tener los fosfatos y carbonatos.

Dentro de casi todos los yacimientos hay minerales en los que el U está reducido y varios en los que está oxidado. Siempre que está con valencia U^{4+} es de color marrón o negro. En los uranilos U^{6+} tienen colores fuertes; amarillo, verde, anaranjado.

6.2. Características estructurales

Como características estructurales de los minerales de Uranio y Torio podemos citar las siguientes: Estado metamórfico y metamorfos

6.2.1. Estado metamórfico.

Los minerales radiactivos emiten partículas alfa (α), beta (β) y gamma (γ). Aparte de la ionización de materia que producen dichas partículas, una parte de la energía que llevan las partículas alfa (α), se invierte en destruir la estructura interna de los minerales. Este fenómeno recibe el nombre de Metamictización, y es debido a que muchos minerales radiactivos presentan una apariencia externa cristalina pero internamente son amorfos.

El grado de metamictización depende de:

- El contenido radiactivo del mineral
- El tiempo transcurrido desde la formación del mineral.

No todos los minerales radiactivos son metamórficos (pues a veces la estructura del mineral es lo suficientemente fuerte como para resistir la metamictización). Sin embargo, todos los minerales metamórficos son radiactivos.

6.2.2. Metamorfos.

Los minerales radiactivos suelen estar hidratados. La fase más hidratada recibe el nombre del mineral mientras que a la fase menos hidratada se le antepone el prefijo Meta.

6.3. Propiedades.

Dentro de las propiedades de los minerales radiactivos destacan las siguientes:

Fluorescencia. Color. Efectos exógenos: Decoloraciones, Halos paleocroicos, termoluminiscencia y fracturas radiales.

6.3.1. Fluorescencia.

Es una propiedad que poseen algunos materiales según la cual, al incidir sobre ellos una energía radiante de una determinada longitud de onda, algunos de sus electrones son excitados a niveles energéticos superiores y vuelven a su estado original emitiendo, en forma de luz, una cantidad de energía equivalente a la absorbida.

Los minerales de Uranilo (U^{6+}) se caracterizan porque fluorescen mientras que los de (U^{4+}) no lo hacen. Dentro de los minerales de (U^{6+}) fluorescen principalmente las sales de elementos alcalino-terreos, que emiten luz verde amarillenta.

6.3.2. Color.

Cuando el Uranio se encuentra predominantemente en forma de (U^{4+}), los minerales tienen un color de castaño a negro. En cambio en los minerales en los cuales el Uranio está como (U^{6+}), el color amarillo es el predominante.

6.4. Efectos exógenos: Decoloraciones, Halos paleocroicos, termoluminiscencia y fracturas radiales.

Decoloraciones.– Los minerales radiactivos se caracterizan por producir decoloraciones en las fases en que se encuentran. Así el cuarzo que contiene mineral radiactivo se vuelve cuarzo ahumado.

Halos paleocroicos.– Los halos paleocroicos son decoloraciones concéntricas de color castaño que se producen en el entorno de un mineral radiactivo. Se cree que dichos halos son debidos a la presencia de Hierro en el entorno del mineral, que se oxida de Fe^{2+} a Fe^{3+} por acción de la radiación (γ).

Termoluminiscencia.– Cuando calentamos los minerales radiactivos resplandecen durante unos minutos en la oscuridad.

Fracturas radiales.– En el entorno de los minerales radiactivos se producen fracturas radiales, debido a la metamictización.

6.5. Minerales de uranio.

En el siguiente cuadro vienen indicados los distintos grupos de minerales de Uranio (Óxidos, Carbonatos, Sulfatos, etc.), el nombre de cada mineral, su fórmula y el grado de oxidación en el que se encuentra en ellos el Uranio.

6.5.1. Óxidos.

Oxidos:

Uraninita UO_2 U^{4+} y algo de U^{6+}

Pechblenda U_3O_8 U^{6+} y algo de U^{4+}

La Uraninita, debido al estado de oxidación en que en ella se presenta el Uranio, no existe como tal en la naturaleza. No obstante, cuando en un óxido de Uranio hay una mayor cantidad de U^{4+} que de U^{6+} , se llama al mineral Uraninita.

La diferencia entre la Uraninita y la Pechblenda no es fácil de establecer químicamente. Para diferenciarlas podemos decir que la Uraninita es de origen Pegmatítico y cristaliza en el sistema cúbico, mientras que la Pechblenda es de origen hidrotermal o bien procede de alteraciones supergénicas de la Uraninita y forma una masa coloidal de grano fino.

6.5.2. Óxidos complejos.

Oxidos Complejos: (forman series) A= U, Th, Ce, Zr,.. B= Nb, Ti, Sn, .

Serie Pirocloro–microlita A B O_4 U^{4+}

Serie Fergusonita–formanita A B O_4 U^{4+}

Serie Samarskita–itotuntalita A B 2O_6 U^{4+} y U^{6+}

Serie Cuxerita–Policrasa A B 2O_6 U^{4+} y U^{6+}

Serie Brannerita A B 2O_6 U^{4+} y U^{6+}

Los óxidos complejos cuando contienen mucho Niobio (Nb) corresponden al primer término de la serie (p.e. Pirocloro) y cuando contienen mucho titanio corresponden al segundo término (p.e. microlita).

6.5.3. Óxidos hidratados e hidróxidos.

Óxidos hidratados e hidróxidos:

Gumita $\text{U}_3\text{O}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

6.5.4. Carbonatos.

Carbonatos:

Rutherfordina CO_3 UO_2 U^{6+}

6.5.5. Sulfatos.

Sulfatos:

Uranopilita $(\text{UO}_2)_6 \text{SO}_4 (\text{OH})_{10} \cdot 12 \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Zipperita $(\text{UO}_2)_3 (\text{SO}_4)_2 (\text{OH})_2 \cdot 2 \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Johannita $\text{Cu} (\text{UO}_2)_2 (\text{SO}_4)_2 (\text{OH})_2 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

6.5.6. Fosfatos hidratados.

Fosfatos hidratados. $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_M \cdot X \text{H}_2\text{O}$

Autunita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Ca} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Autunita Sódica $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{CaNa} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Torbernita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Cu} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Saleerita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Mg} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Baseetita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Fe} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Otros Fosfatos hidratados. $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_4 (\text{OH})_4 \text{M} \cdot X \text{H}_2\text{O}$

Fosfuranilita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_4 (\text{OH})_4 \text{Ca} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Retardita $(\text{PO}_4)_2 (\text{UO}_2)_4 (\text{OH})_4 \text{Pb} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

6.5.7. Arseniatos y vanadiatos.

Arseniatos y vanadiatos. $(\text{ZO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{M} \cdot X \text{H}_2\text{O}$

Metazecinerita $(\text{AsO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Cu} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Carnosita $(\text{VO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{K} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Tyuyamunita $(\text{VO}_4)_2 (\text{UO}_2)_2 \text{Ca} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

6.5.8. Silicatos.

Silicatos anhidros.

Cofinita $\text{U} (\text{SiO}_4)_{1-x} (\text{OH})_{4x}$ U^{4+}

Silicatos hidratados. $(\text{SiO}_3)_2 (\text{UO}_2) (\text{OH})_2 \text{M} \cdot X \text{H}_2\text{O}$

Uranófana ó Uranotilo $(\text{SiO}_3)_2 (\text{UO}_2) (\text{OH})_2 \text{Ca} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Skodowskita $(\text{SiO}_3)_2 (\text{UO}_2) (\text{OH})_2 \text{Mg} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

Cuproskladowskita $(\text{SiO}_3)_2 (\text{UO}_2) (\text{OH})_2 \text{Cu} \cdot X \text{H}_2\text{O}$ U^{6+}

6.6. Minerales de Torio.

Minerales de Torio.

6.6.1. Óxidos y óxidos complejos.

Óxidos y óxidos complejos.

Torianita ThO_2 Th^{4+}

6.6.2. Silicatos anhidros.

Silicatos anhidros.

Torita ThSiO_4 Th^{4+}

6.6.3. Fosfatos anhidros.

Fosfatos anhidros.

Monacita $(\text{Ce, La, Th})\text{PO}_4$ Th^{4+}

Tema 7.– Prospección y Minería.

7.1. Prospección de minerales radiactivos.

7.1.1. Generalidades.

Un mineral de Uranio está compuesto por los radionucleidos de las series del U-238, U-235, Th-232 y K-40 (0,012%). Estos radionucleidos emiten radiaciones alfa (α), beta (β) y gamma (γ).

En el aire, las partículas alfa (α), tienen un recorrido muy pequeño, (3 – 4 cm.) las partículas beta (β) un recorrido de algunos metros y las partículas gamma (γ) decenas de metros. En el agua, estos recorridos son del orden de 1000 veces menores y en la corteza terrestre del orden de 2000 veces más pequeños.

Al ser el recorrido de la radiación alfa (α) y beta (β) tan pequeño, la prospección radiométrica se basará en la detección de radiación gamma (γ), (lo cual se conoce con el nombre de radiometría) o bien en medir la concentración de Radón, que es un radionucleido gaseoso.

La emanación de Radón (Rn) depende de:

- Contenido de Radio (Ra) en el mineral. El Radio es el radionucleido que al desintegrarse nos da el Radón en las series radiactivas.
- Grado de porosidad del terreno
- Fracturación del terreno.
- Humedad (a mayor humedad menor es la emisión de Radón)

El Radón que está fluyendo hacia la superficie es detectable mediante medidas de radiación alfa (α), pues el Radón emite partículas alfa (α). La detección del Radón se llama **emanometría**.

En resumen, la detección de minerales de Uranio puede hacerse de dos maneras:

- Por radiometría
- Por emanometría

7.1.2. Fases de prospección.

Las fases de prospección de minerales radiactivos pueden resumirse en los siguientes puntos:

a) En primer lugar, se estudia la Cartografía Geológica de una región con objeto de conocer las zonas favorables para la deposición del Uranio.

b) Después, pueden hacerse dos cosas: **una prospección radiométrica aérea o una prospección en superficie.**

c) Si tras la fase anterior detectáramos alguna anomalía, pasaríamos a estudios profundos, como son la Geofísica y los Sondeos, con o sin recuperación de testigo.

7.1.3. Métodos de detección de la radiación durante la prospección

Prospección radiométrica aérea.– Ya hemos señalado que el recorrido de la radiación gamma (γ) en la corteza terrestre es muy pequeño (del orden de cm.) por lo cual únicamente podemos detectar la radiación gamma (γ) de unos pocos centímetros de profundidad. Si a ello le añadimos el espesor del aire que existe entre avión y suelo, nos damos cuenta que la prospección radiométrica aérea nos permite detectar únicamente afloramientos.

Para esta prospección aérea se emplean aviones que vuelan a una altura de 100 a 125 m., con una velocidad de unos 200 Km. /h. Y en días que no sean lluviosos o húmedos.

Si tras dicha prospección aérea detectáramos alguna anomalía, (entendiendo como tal una radioactividad dos o tres veces mayor que la de fondo) pasaríamos a estudios más profundos.

Los detectores que se utilizan en prospección aérea son el de **centelleo de INa activado con Talio** y el de **Semiconductor de Germanio**. La diferencia fundamental entre uno y otro radica en su rendimiento o eficiencia y en la resolución.

El detector de Centelleo de INa tiene un buen rendimiento pero muy poca resolución, la cual se manifiesta en el espectro en forma de picos anchos. Los únicos picos que podemos distinguir son tres: el del Bi-214, K-40 y Tl-208.

E (KeV)

609 1460 2615

Bi-214 K-40 Tl-208

Ante esta circunstancia podemos proceder de dos maneras:

1.– Analizar la actividad total.– midiendo todas las cuentas lo cual presenta el inconveniente de que coso de que exista K-40, la actividad medida puede que sea debida a la presencia de dicho radionucleido y no a la existencia de Uranio.

2.- Analizar picos aislados.- de manera que podamos medir las cuentas bajo cada pico. Este sistema presenta el siguiente inconveniente: El Ra-226 y el Uranio poseen muy distinto comportamiento geoquímico (el radio lixivía con mucha dificultad) por lo que es posible que en una zona el Uranio haya sido arrastrado quedando únicamente Radio y sus descendientes, de manera que la radioactividad detectada procede de éstos últimos, no del uranio.

Esta dificultad debida a la poca resolución de los detectores de centelleo de INa se resuelve empleando **detectores de semiconductor de germanio** que tienen muy buena resolución aunque poca eficiencia.

En el espectro obtenido con un detector de Germanio los picos son puros (muy estrechos, casi líneas). Con él se puede detectar el Protactinio-234, que es descendiente directo del Uranio, de manera que con la detección de dicho radionucleido- Pa-234 tenemos la seguridad de que existe Uranio. El único inconveniente es que el Proactinio emite radiación (γ) de 1001 KeV. Pero con una intensidad muy pequeña, lo que sumado a la poca eficiencia de los detectores de Germanio, hace que en el espectro los picos sean muy poco altos, pudiendo a veces no distinguirse con respecto al fondo.

Para que esto no ocurra es preciso emplear volúmenes muy elevados. De todo lo expuesto se deduce que la prospección aérea indica simplemente la posibilidad de que existan yacimientos.

E (KeV)

1001 Pa-234

Prospección en superficie.- En superficie podemos realizar **radiometría** (γ) con detectores de centelleo de INa activado con Talio o detectores de Germanio, procurando que el día no sea muy lluvioso y manteniendo siempre la misma altura y geometría del aparato con respecto al suelo.

También podemos emplear en superficie la **emanometría**.- Si el yacimiento es profundo el Radón desintegra antes de llegar a la superficie y no podemos detectarlo. Ahora bien, si la desintegración se produce a pocos metros de la superficie, como el Radón da Pb y Bi que son importantes emisores de radiación (α), entonces si podemos detectarlo fácilmente.

Para yacimientos muy profundos los métodos radiométricos no nos sirven y tenemos que emplear los métodos tradicionales de prospección (geofísica y sondeos)

Una emanometría en superficie puede realizarse de diferentes formas:

- 1.- Excavando un hueco en el suelo de 0,5 a 2 m. De profundidad e introduciendo en él un detector de centelleo de SZn activado con plata capaz de medir la radiación (α) que emite el Radón.
- 2.- Mediante detectores sólidos de trazas, los cuales están formados por una copa invertida de plástico que se coloca en el terreno. La radiación (α , β) interacciona con la bolsa de plástico dejando en ella unas huellas o trazas, cuyo tamaño aumenta cuando se las trata con sosa cáustica, pudiendo de esta manera ser cuantificadas.
- 3.- También se puede medir el Radón directamente en superficie, aunque hay que hacerlo con mucho cuidado, pues al ser el Radón un gas se ve muy fácilmente afectado por las condiciones atmosféricas.

Sondeos.- Las fases anteriores únicamente indican la posibilidad de que exista un yacimiento. Para determinar si existe realmente Uranio, así como su ley, tonelaje, etc., es preciso realizar sondeos.

Los sondeos pueden ser de dos tipos: con recuperación de testigo o sin recuperación de testigo.

– Los sondeos con recuperación de testigo se hacen a malla de 35*35 m. a 50*50 m. En ellos se realiza radiometría y emanometría y su objetivo es establecer una relación entre las cuentas medidas (por radiometría o emanometría) y la ley del mineral (determinada a partir del testigo recuperado). El conocimiento de dicha relación nos permitirá hacer nuevos sondeos sin necesidad de recuperar testigo.

– Los sondeos sin recuperación de testigo se hacen a malla de 10*10 m. En ellos simplemente se introduce el Gammametro, determinando la ley de mineral en función de las cuentas medidas aplicando la relación entre cuentas y ppm. Calculada antes.

Otros métodos de Prospección.

Aparte de la radiometría y emanometría existen otros métodos para la prospección de minerales radiactivo, como son:

Medida del Helio. Una partícula α (^4He) finaliza su vida capturando un par de electrones y convirtiéndose así en un átomo de Helio.

El Helio es gaseoso, por lo cual migra con facilidad. Esto es lo que va a ocurrir con las partículas α procedentes de un yacimiento radiactivo, por lo que la medida de la concentración de Helio es un criterio de prospección. (La concentración de Helio se mide por espectrometría.)

Medida de calor. Un yacimiento radiactivo está a una temperatura superior a la normal debido a las reacciones que tienen lugar en él. Por esto, la detección de una zona anormalmente cálida puede ser indicativa de la existencia de mineral radioactivo.

Tanto en la primera fase de prospección como en la segunda se puede hacer también Prospección geoquímica.

Aparte de la medida de radiación () con detectores de INa activado con Talio, existen otros tipos de radiometría, como la " - ", "neutrones- ", etc.

7.2. Minería del Uranio.

La minería del Uranio, como cualquier otra minería, puede ser tanto de interior como a cielo abierto (En España todas las minas de Uranio son a Cielo Abierto).

La diferencia fundamental entre la minería de Uranio y otras minerías metálicas radica en la existencia de radiaciones. La presencia de radiaciones es a la vez perjudicial y beneficiosa; perjudicial por el riesgo radiológico que entraña y beneficiosa porque permite de forma clara la distinción entre mineral y estéril, pudiendo evitar así las diluciones de estéril con el mineral. Esto es muy importante si tenemos en cuenta que el Uranio en los yacimientos se encuentra en concentraciones muy bajas (de 1000 ppm como máximo) lo cual hace necesario llevar las explotaciones de manera muy selectiva, evitando las diluciones de estéril con el mineral.

Como ejemplo de la minería de Uranio vamos a ver el Laboreo en la mina Fe de Salamanca.

La explotación es a cielo abierto en bancos de 6 m.

En la prospección se realizan sondeos a malla de 7*7 m. Y 15 m. De profundidad. Los sondeos se radiotestifican mediante gammámetros.

A partir de los datos obtenidos en la prospección se representa la distribución del mineral, su volumen y contenido en Uranio. De esta manera se tiene una base segura para la planificación de la explotación a corto y

a largo plazo.

La explotación se lleva a cabo por perforación y voladura en bancos. Los barrenos se perforan a malla de 2,3 * 2,35 m. Y se radiotestifican para el seguimiento o control de la mineralización por un lado y para evitar diluciones por otro lado.

Se controla nuevamente la ley del mineral en la carga, mediante tres medidas (en el centro y en los extremos) del cazo de la pala cargadora. Para ello se emplean contadores Geiger.

Núcleo III- OBTENCIÓN DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

Tema 8.- Concentración de Uranio.

8.1 Introducción.

En la fase de concentración partimos de un mineral que tiene una ley del orden de 1000 ppm. Y queremos obtener un compuesto con más del 70% de Uranio. Para ello el factor de concentración debe ser como mínimo de 700, es decir, elevado.

El Uranio es un metal poco adecuado a concentraciones físicas, de ahí que se siga un proceso hidromineralúrgico, que se desarrolla en distintas etapas. El esquema general de este proceso en sus diferentes etapas es el siguiente:

Minería Parque de Almacenamiento Tratamientos Mecánicos Previos

(*)Espesamiento Lixiviación (**)Separación Sólido – Líquido

Concentración y Purificación Precipitación Secado y Envasado.

(*) El espesamiento se realiza únicamente cuando la molienda se hizo en fase húmeda, si no, se pasa directamente a lixiviación.

(**) La separación sólido – líquido tiene lugar solamente cuando la lixiviación es dinámica, si no , se pasa directamente a la concentración y purificación.

8.2. Tratamientos mecánicos previos. Espesado de pulpas

Los tratamientos mecánicos previos son:

Tostación.– La tostación no es de uso general, sólo se realiza cuando hay que eliminar elementos como trazas de carbón o cuando las redes del Uranio son muy resistentes como ocurre en los minerales de óxidos complejos.

Trituración y/o molienda.– Este tipo de tratamiento mecánico es el más usual y puede realizarse tanto en vía húmeda como en vía seca.

Espesamiento.– Cuando la trituración o molienda se hace en vía húmeda es necesario conseguir que la pulpa resultante tenga más de un 50% en sólidos para no tener que emplear mucha cantidad de reactivo después en la lixiviación. El espesamiento de la pulpa se realiza generalmente mediante circulación en balsas.

8.3. Lixiviación: ácida y alcalina

8.3.1. Características principales.

La lixiviación es la etapa clave en el proceso de concentración del Uranio pues es la que tiene mayor contribución en los costes y en las pérdidas. Puede ser ácida o alcalina.

En la lixiviación ácida técnicamente se puede emplear HNO_3 , HCl o H_2SO_4 , en la práctica el único ácido que se emplea es el sulfúrico por ser el más barato.

En la lixiviación alcalina se utiliza una mezcla acuosa de Na_2CO_3 y NaHCO_3 , (carbonato y bicarbonato sódicos)

La elección entre el método ácido y el alcalino dependerá de la MENA de Uranio y de la ganga que lleve asociada. Cuando la MENA de Uranio es un óxido complejo tendremos que recurrir al método ácido inevitablemente. Si la ganga es calcita o dolomita se emplea el método alcalino pero si es pirita conviene más el método ácido. En general, para las menas de Uranio (U^{6+}) se puede emplear tanto el método ácido como el alcalino.

El método ácido presenta grandes ventajas sobre el alcalino: es más barato, da lugar a una mayor recuperación de Uranio y tiene una menor selectividad. Como inconvenientes el método ácido presenta una mayor corrosión que el alcalino y es más difícil separación sólido – líquido (caso de que la lixiviación sea dinámica).

Debido a sus ventajas, en la mayoría de las plantas de concentración del mundo se está empleando la lixiviación ácida.

8.3.2. Variables que influyen: grado de oxidación, tiempo, temperatura, concentración del lixivante y tamaño de las partículas.

Las variables que influyen en la lixiviación son:

Grado de oxidación del Uranio.– Para que el Uranio lixivie tiene que estar en el estado U^{6+} . Cuando tenemos minerales en los que el Uranio está como U^{4+} , lo primero que debe hacerse es oxidarlo a U^{6+} .

Tiempo de contacto del mineral con la disolución.– Cuanto mayor sea el tiempo de contacto mayor será la cantidad de mineral extraído. No obstante, hemos de tener en cuenta que la curva "cantidad de mineral extraído – tiempo" se hace asintótica a las 12 horas.

Temperatura.– El % de mineral extraído aumenta con la temperatura, hasta aproximadamente 720°C temperatura en la cual la curva "% mineral extraído – temperatura" se hace asintótica.

Concentración del lixivante.– Depende fundamentalmente de la ganga asociada.

Tamaño de las partículas.– A menor tamaño de grano mejor se realiza la lixiviación.

8.3.3. Métodos y equipos utilizados.

Ya hemos dicho que la lixiviación puede ser ácida o alcalina, A su vez, la lixiviación ácida puede ser estática (se realiza "in situ") o dinámica (con removedores o agitadores).

Estática

Lixiviación Ácida

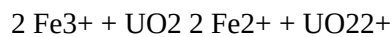
Dinámica

Alcalina

Lixiviación Ácida.– En la lixiviación ácida la reacción que tiene lugar es:



Si el Uranio se encuentra en forma de U^{4+} , habrá que oxidarlo previamente. Uno de los mejores oxidantes para el Uranio es el Fe^{3+} . La oxidación de U^{4+} por medio de Fe^{3+} se produce según la reacción:

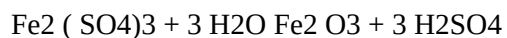
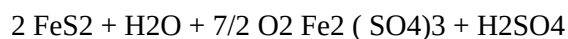


El hierro está presente en los minerales de Uranio en forma de Pirita, es decir, como Fe^{2+} . El Fe^{2+} se oxida a Fe^{3+} echando MnO_2 ó ClO_3Na .

Si el mineral de Uranio no contuviera nada de hierro, añadiríamos limaduras de hierro, oxidándolas después con ClO_3Na .

Lixiviación Ácida Dinámica.– La lixiviación ácida dinámica puede hacerse en tanques agitados o a presión.

- En tanques agitados.– Son tanques de acero inoxidable revestidos de caucho y agitados mecánicamente.
- Lixiviación dinámica a presión. La lixiviación se realiza a una presión elevada (9 a 10 atm.) y a temperatura elevada (130 – 150 °C). Si el mineral contiene pirita se producen las siguientes reacciones:



Este tratamiento produce por una parte la oxidación del Fe^{2+} a Fe^{3+} y por otra parte ácido sulfúrico (lo cual conllevará un ahorro de reactivo) El único inconveniente es que es caro, por lo que solo se utiliza la lixiviación dinámica a presión cuando el mineral contiene pirita.

El rendimiento medio de la lixiviación dinámica es del 96 – 97 % para el Uranio y del 10 % para el Torio.

Lixiviación Ácida Estática.– En la lixiviación ácida estática el mineral se amontona en forma de era, cuya base se impermeabiliza mediante plástico. La era se riega por medio de aspersores con una disolución de ácido sulfúrico que va percolando a través del lecho mineral y disolviendo el Uranio.

Solamente puede emplearse la lixiviación estática cuando la mineralización se encuentra en los tamaños gruesos, porque si se encuentra en los finos la velocidad de percolación es demasiado pequeña.

En Salamanca, se deja las eras a la intemperie durante 6 meses o un año, antes de regarlas. Esto favorece las reacciones de oxidación (que producen H_2SO_4), así la acción bacteriana la cual contribuye favorablemente en las reacciones de lixiviación. La naturaleza favorece así la lixiviación del Uranio, hasta tal punto que después solo se necesitarán 2 Kg. de H_2SO_4 por tonelada de mineral.

El rendimiento medio de la lixiviación estática es del orden del 70 % para el Uranio.

La lixiviación estática conlleva costes menores que la dinámica, pero ofrece una peor recuperación del uranio y precisa de grandes áreas de terreno.

Lixiviación Alcalina.– En la lixiviación alcalina la reacción que tiene lugar es:

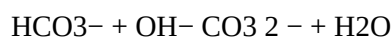


Si la concentración de iones OH^- es elevada, el Uranio precipita.



Dianurato de sodio

Como no interesa que el uranio precipite en forma de Dianurato de sodio, será necesario ir disminuyendo la concentración de OH^- para que no se produzca esta última reacción. Para ello se emplea una mezcla de carbonatos y bicarbonatos, pues el bicarbonato presenta la propiedad de extraer OH^- y producir carbonato.



La lixiviación alcalina es siempre dinámica, pudiendo realizarse en tanques agitados o en tanques a presión.

8.4. Separación sólido – líquido.

La separación sólido – líquido únicamente tiene lugar cuando la lixiviación ha sido dinámica. Si la lixiviación ha sido estática se pasa directamente a la etapa de concentración y purificación.

El objetivo de la separación sólido – líquido es la clarificación de las soluciones. (En la lixiviación estática la disolución ya sale clarificada por lo que no se precisa esta separación), sin embargo en la lixiviación dinámica, si las soluciones no se clarificaran, producirían problemas de interfases en la etapa posterior de concentración y purificación.

Para la separación sólido – líquido pueden emplearse:

–Espesadores.– Precipitan el sólido, nos quedamos con el líquido)

Espesadores y ciclones.

Sistemas de filtrado.

Tras esta etapa de separación, obtendremos un líquido con menos de 20 mg. De sólido por litro, en el cual el Uranio, y un residuo sólido en forma de pulpa que se llama mineral agotado y contiene el resto de los elementos radiactivos (Torio, Radio,) Este mineral agotado es, por tanto, un residuo radiactivo y se envía generalmente a diques.

(En la lixiviación estática el mineral agotado queda en las eras)

Esta etapa de separación sólido – líquido se hace difícil cuando la lixiviación es ácida, precisando gran cantidad de flotante y balsas de sedimentación muy grandes, por lo que a veces se realiza la separación por medio de resinas de cambio de ión cuando la lixiviación es ácida.

8.5. Concentración del uranio procedente de lixivitaciones ácidas y alcalinas

8.5.1. Generalidades.

Purificación y Concentración.–

Si la lixiviación es alcalina podemos pasar directamente de la separación sólido – líquido a precipitación, pues la precipitación se realiza en medio alcalino y aunque la concentración en Uranio de la solución sea baja, al contener de por sí bases, la cantidad de bases necesarias para la precipitación no será excesivamente grande.

Si la lixiviación es ácida no podemos pasar directamente a precipitación pues entonces la cantidad necesaria de bases sería excesiva. Por este motivo se somete la disolución que contiene el Uranio a una etapa de Purificación y concentración. Mediante la purificación eliminamos alguno de los elementos que van disueltos con el Uranio y que no son deseables (por ejemplo el hierro) Mediante la concentración aumentamos el contenido en Uranio de la solución procedente de la lixiviación.

La concentración puede llevarse a cabo de dos maneras: mediante resinas de cambio de ión y mediante disolventes orgánicos.

8.5.2. Extracción con resinas de intercambio iónico. Elusión.

Para concentrar en Uranio la disolución procedente de lixiviación (tanto ácida como alcalina) se utilizan resinas intercambiadoras de aniones, en especial Aminas Cuaternarias, pues poseen gran selectividad para el Uranio (de entre los aniones de la disolución atrapan preferentemente al anión de Uranio; $\text{UO}_2(\text{SO}_4)^{2-}$ si la disolución procede de una lixiviación ácida y $\text{UO}_2(\text{CO}_3)^{3-}$ si procede de una lixiviación alcalina.)

La fórmula química de las aminas cuaternarias es:

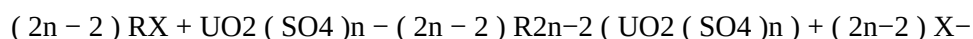
$\text{RN}(\text{CH}_3)_3\text{X}^-$ o más simplificada RX

Coión contraión

El contraión (X^-) es la parte que se intercambia, y puede ser: $\text{X}^- = \text{Cl}^-$, SO_4^{2-} ó NO_3^- . Aquellas resinas cuyo contraión es SO_4^{2-} son las que absorben el uranio más rápidamente. Generalmente son de forma esférica y de 1 mm. de diámetro.

Las reacciones que tienen lugar entre la resina y el anión de Uranio son:

Ácida:



Bolitas de resina Efluente líquido

Cargadas de Uranio

Alcalina:



Se obtiene la resina cargada de Uranio más un efluente líquido que va a contener algo de Torio, Radio, por lo que, al ser radiactivo, va a tener que ser tratado.

El equipo utilizado para el cambio de ión con resinas, puede ser de dos tipos.

Columnas de lecho fijo.– Son columnas de unos 5 m. De altura, donde existe una base de gravilla encima de la cual se sitúa el lecho de resina de unos 2 m. De altura. Trabajan en serie, unas en carga y las otras en

elección.

Columnas pulsadas.– Mantienen fluidizado el lecho de la resina. Se pretende con ellas poner en contacto mutuo la resina con la disolución que contiene Uranio. Después de la fijación del Uranio a la resina, se lleva a cabo un lavado con agua.

Una vez tengamos la resina cargada con el Uranio, habrá que quitar el Uranio fijado a la resina, es decir volver a separarlos, lo cual se hace desplazando hacia la izquierda la reacción entre la resina y el anión de uranio por medio de soluciones acidificadas de cloruro, nitratos o sulfatos. El proceso de separación del Uranio y la resina recibe el nombre de **Elución**, denominándose **eluyentes** a las disoluciones empleadas para eluir y eluido a la disolución obtenida. Mediante la elusión además se regenera la resina.

Si detrás de la etapa de elusión viene directamente la precipitación la elusión se realiza con cloruros (ClNa)

El SO_4^{2-} absorbe el uranio más rápidamente que el NO_3^- o el Cl^- pero presenta el inconveniente de que la elusión con SO_4^{2-} exige un elevado volumen de ácido (por lo que la concentración del Uranio se verá disminuida) y después, en la precipitación, necesitaríamos gran cantidad de base.

Para resolver este problema se ideó el proceso Eluex, consistente en realizar la concentración en dos etapas:

- 1.– Tratamiento con resinas de cambio de ión
- 2.– Concentración superior mediante disolventes orgánicos.

Después de esta segunda etapa la disolución concentrada en Uranio pasa directamente a precipitación.

Generalmente, la transferencia de uranio al eluyente se ve favorecida por la temperatura, por lo cual se calienta previamente el eluyente hasta los 50°C aproximadamente.

Después de varios ciclos las resinas se suelen envenenar con otros elementos distintos del Uranio (Molibdeno, Vanadio,) entonces se somete la resina a tratamiento para eliminar estos venenos.

8.5.3. Extracción con disolventes orgánicos. Reextracción.

Los disolventes orgánicos a emplear deben reunir las siguientes características:

Selectividad.– o capacidad para extraer únicamente los elementos químicos requeridos. Un buen índice para valorar dicha capacidad es el índice de distribución o partición (K)

$K = A_{\text{d}} / A_0$ A_{d} = Concentración de Uranio en la fase orgánica

A_0 = Concentración de Uranio en la fase acuosa

El índice K debe ser mucho mayor para el Uranio que para los otros elementos.

Insolubilidad.– Para que pueda realizarse una buena extracción, el disolvente empleado debe ser insoluble en la disolución que contiene todos los productos.

Separabilidad.– Las dos fases extraída y residual han de ser separables, por lo que la densidad del disolvente debe ser muy distinta a la densidad de la fase acuosa.

Recuperabilidad.– El producto extraído por el disolvente debe de ser separable de él por algún método.

Estabilidad del disolvente.– El disolvente debe ser estable a las radiaciones, de manera que éstas no perturben sus propiedades.

Los disolventes orgánicos más utilizados actualmente son:

Fosfato de Tributilo ----- $\text{PO}_4 (\text{C}_4 \text{H}_9)_3$

Aminas Terciarias ----- R N H Cl ó $(\text{R}_3\text{N H}_2)_2 \text{SO}_4$

La reacción que tiene lugar entre el disolvente y el anión de Uranio es la misma que en el caso de las resinas.

Los disolventes orgánicos tienen el inconveniente de que son muy viscosos, por lo que se les añade queroseno (para disminuir la viscosidad) y alcohol (para mejorar la separación de fases).

Los equipos empleados para la concentración mediante disolventes orgánicos son de dos tipos:

Columnas pulsadas.– Son como las empleadas para las resinas, con la única diferencia de que el disolvente se introduce por abajo y la pulpa por arriba, pues el disolvente es menos denso que la fase acuosa.

Mezcladores y Sedimentadores.– En ellos el disolvente y la disolución van contracorriente. La pulpa y el disolvente puro se alimentan al sistema por extremos opuestos, de manera que en los primeros mezcladores se pone en contacto una pulpa que está muy cargada en Uranio con disolvente poco puro. De cada mezclador la disolución pasa a un sedimentador donde se produce la separación de fases: La fase orgánica pasa al siguiente mezclador donde se mezcla con la disolución de Uranio procedente del siguiente sedimentador. La fase acuosa pasa a un reciclado (residuo líquido)

El proceso de separación del Uranio y el disolvente orgánico una vez obtenida la disolución orgánica cargada de uranio, recibe el nombre de Reextracción. Los agentes de reextracción más empleados son ClNa , NO_3Na , CO_3Na_2 , y NH_4OH .

Las reacciones son: (las de extracción con disolvente y las de reextracción)

Extracción:



Reextracción:



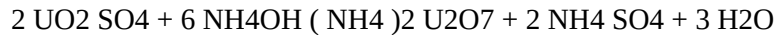
Los disolventes orgánicos, al igual que las resinas, acaban envenenados después de varios ciclos, siendo necesario regenerarlos.

El rendimiento de estas operaciones (tanto resinas de Intercambio de ión como con disolventes orgánicos) es muy elevado del 99 – 99,8 %.

8.6. Precipitación

Cuando la lixiviación es ácida, prácticamente todas las bases se pueden emplear para la precipitación del Uranio. Las más utilizadas son no obstante el MgO , NH_4OH , NaOH y algo menos el H_2O_2 .

El uranio precipita en forma de diuranato. Por ejemplo:



Diuranato de antimonio

En el método alcalino la base que más se utiliza es NaOH. La precipitación se realiza en cubas de precipitación durante 6 a 8 horas. El precipitado obtenido se somete a un lavado y después a filtración. (filtro prensa o rotativo) de manera que el producto filtrado no contenga más del 50 % en agua.

8.7. Secado

El concentrado de Uranio obtenido después de la precipitación, lavado y filtrado (que recibe el nombre de "torta amarilla" por su aspecto) se envía a un horno en el que seca y se calcina hasta una temperatura máxima de 800 °C, en el horno el concentrado pierde el H₂O, Cl⁻, SO₄²⁻ y algo de NH₄. Del horno cae a una cinta transportadora que lo lleva hasta unas tolvas, y de ahí es envasado en bidones.

El llenado de los bidones se realiza con un sistema de vibrado, de manera que el concentrado quede bien compactado dentro del bidón.

8.8. Producciones mundiales de concentrado de Uranio.

Tema 9.– Purificación y transformación del concentrado en U metal, UO₂ ó hexafluoruro de uranio (UF₆).

9.1. Nociones de pureza. Generalidades

Una vez obtenido el concentrado de Uranio, la conversión de éste puede ser a: Uranio metal, Dióxido de uranio (UO₂) o a Hexafluoruro de uranio (UF₆)

En España esta etapa no se realiza, sino que el concentrado se envía a la URSS y Francia.

Los reactores de la primera generación usaban Uranio metal, pero actualmente ha caído en desuso. El 90 % de los reactores actuales en el mundo emplean el UO₂, bien sea UO₂ sin enriquecer (reactores Candú, Canadá) o UO₂ enriquecido, (Los reactores españoles son de UO₂ enriquecido, moderador y refrigerados por agua ligera). Cuando el reactor emplea UO₂ enriquecido, es necesario pasar primero el UO₂ sin enriquecer a UF₆, enriquecido y después pasar del UF₆ a UO₂ enriquecido.

9.2. Purificación

Antes de realizar la conversión del concentrado, es necesario someterlo a una purificación con el objeto de eliminar ciertos elementos que son absorbentes neutrónicos, como el Boro, Cadmio, etc... y que no interesan en el combustible nuclear. A su vez también es necesario eliminar otros elementos, tales como Cloruros, Fluoruros,... que pueden producir riesgo de corrosión.

Una consecuencia de esta pureza nuclear a obtener (la sustancia debe estar exenta de partículas absorbentes de neutrones) es el empleo de reactivos muy puros en esta etapa.

La purificación puede ser de dos tipos: **Purificación en vía húmeda y purificación en vía seca.**

9.2.1 Vía húmeda.

El esquema general de la purificación en vía húmeda es el siguiente:

Concentrado Disolución con NO_3H Filtración; Si, PO_4^{3-} – Extracción

(A D U) con FTB

Reextracción con H_2O Transformación a UO_3

Precipitación Amóniacal Descomposición Térmica directa

Calcinación

Reducción a UO_2 con H_2

Transformación a UF_4

Obtención de U metal Transformación a UF_6

Vamos a analizar cada una de las etapas:

9.2.1.1 Disolución. Filtración.

Disolución con NO_3H .– La primera etapa del proceso de purificación en vía húmeda es la disolución del concentrado con ácido nítrico. La reacción que tiene lugar es:

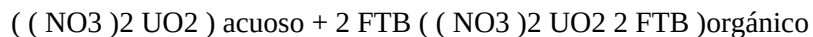


Esta operación se realiza en cubas de acero inoxidable agitadas, durante una hora y a temperaturas de 120 – 130 °C.

Filtración.– Hay elementos que son insolubles en la disolución, tales como el silicio, fosfatos,.. los cuales son eliminados por filtración obteniéndose entonces una disolución de nitratos que no tiene todavía pureza nuclear.

9.2.1.2 Extracción con disolventes orgánicos (FTB). Reextracción

Extracción con disolvente.– Para obtener la pureza nuclear de la disolución de nitratos se recurre a la extracción con disolventes. El disolvente más utilizado es el Fosfato de Tributilo (FTB) mezclado con queroseno y alcohol. La reacción que tiene lugar es:



La operación se lleva a cabo en columnas pulsadas o en mezcladores sedimentadores.

El hecho de que ahora, para la extracción, se emplee FTB y no aminas terciarias es debido a dos razones: Por una parte el FTB soporta mejor el calor de las radiaciones y debemos tener en cuenta que ahora tenemos Uranio más concentrado. Por otra parte, si bien para las soluciones diluidas de sulfúrico las aminas terciarias presentan un mayor índice de distribución, para las soluciones de nítrico el FTB tiene mayor índice de distribución de las aminas.

Reextracción con agua.– Esta operación se realiza en mezcladores – sedimentadores. De ella se obtiene nitrato de Uranilo nuclearmente puro. $(\text{NO}_3)_2\text{UO}_2$

9.3. Transformación en trióxido de uranio (UO_3)

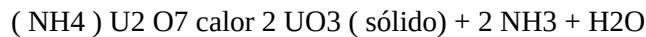
Transformación a UO₃ del nitrato de uranilo.– Esta transformación puede realizarse de dos formas:

a.– Por precipitación de una sal de amonio y posterior calcinación. La precipitación se hace en una cuba agitada, la reacción es:



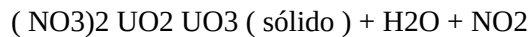
efluente líquido que hay que tratar

La reacción de calcinación es:



La calcinación se realiza en un horno a 450 °C.

b.– Por descomposición térmica del nitrato de uranilo. Primero se concentra el nitrato de uranilo en un evaporador y luego se descompone en UO₃ en un lecho fluidizado a 300 °C.



9.4. Reducción a UO₂ y fluoración a tetrafluoruro de uranio UF₄

Reducción con H₂ para pasar a UO₂. La reacción que se produce es:



Esta operación se realiza en lecho fluidizado a unos 590 °C. En el caso de que el reactor fuera un Ñandú, que funciona con UO₂ sin enriquecer, ya lo habríamos obtenido. Pero si necesitamos enriquecer el UO₂ deberemos pasar a la siguiente etapa.

Transformación del UO₂ a UF₄. La transformación del UO₂ a UF₄ se realiza en lecho fluidizado a 500 °C. La reacción es:

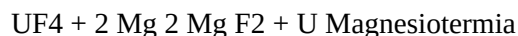


A veces se realizan de manera seguida estas dos últimas etapas UO₃ UO₂ UF₄

en tanques agitados, que no pueden ser de acero inoxidable sino de aleaciones de Ni, Cu, Fe por ser éstas más resistentes al ataque del ácido fluorhídrico.

9.5. Elaboración de Uranio metal

Obtención del Uranio metal.– Se puede realizar por una calciotermia o por una magnesiotermia:



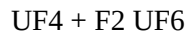
La calciotermia es mucho más exotérmica que la magnesiotermia y desprende suficiente calor como para mantener el uranio y la escoria fundidas. La magnesiotermia desprende menos calor por lo que hay que suministrarle algo de calor al principio. Por este motivo, en un principio se utilizó la calciotermia en la obtención del Uranio metal.

Sin embargo la magnesioterapia consume menor cantidad de magnesio que cantidad de calcio consume la calcioterapia, además el calcio es más caro que el magnesio. Por esa razón, en la actualidad se usa la magnesioterapia.

El hecho de que el Uranio metal se obtenga por reducción de UF₄ y no del UO₂ directamente es debido a que la reacción de calcioterapia o magnesioterapia del UO₂ es muy poco exotérmica y no se mantendrían fundidos el Uranio y la escoria, sino que se obtendrían mezclados, lo cual no interesa.

9.6. Transformación del UF₄ en UF₆. Transporte.

La reacción que tiene lugar para obtener UF₆ a partir del UF₄ es:



Esta operación se realiza en lecho fluidizado a 400 – 500 °C. El UF₆ a estas temperaturas es gaseoso. Se filtra posteriormente el UF₆ gaseoso para eliminar las partículas sólidas que hayan podido ser arrastradas por las corrientes de gases, se condensa el gas y se envasa en contenedores para enviarlo a la planta de enriquecimiento.

9.2.2. Purificación en Vía seca

En la purificación en vía seca partimos del concentrado de diuranato amónico, siguiéndose los siguientes pasos:

Concentrado de Uranio (ADU) UO₃ UO₂ UF₄

calor Reducción con H₂ Fluoración a UF₄

en lecho fluidizado en fase gaseosa

UF₆ UF₆ (Purificado)

Fluoración a UF₆ Purificación mediante destilación

9.7. Plantas existentes en el mundo.

En España no tenemos ninguna planta de purificación, las hay en argentina y en Canadá.

Tema 10.- Enriquecimiento.

10.1. Introducción

La mayor parte de los reactores emplean como combustible UO₂ enriquecido. Esto quiere decir, que en el combustible está aumentada la proporción de material féril con respecto al UO₂ natural. Recordemos que había tres elementos fériles: U-235, U-233 y Pu-239. Hoy en día solo se enriquece el U-235.

El enriquecimiento va a consistir, por tanto, en un aumento de la proporción de U-235 en el UO₂ natural, que es del 0,71 %, hasta un 3 % en el combustible.

El enriquecimiento se realiza en primer lugar por razones de volumen del elemento combustible, y en segundo lugar, porque implica una mayor vida útil del combustible, aumentando la separación de los tiempos de recarga y disminuyendo la cantidad de combustible a cambiar en cada recarga.

10.2. Separación isotópica. Consideraciones generales. Conceptos básicos

En el enriquecimiento lo primero que se hace es la separación isotópica, es decir, la separación de U-238 y el U-235. Debido al similar comportamiento geoquímica de los isótopos de un mismo elemento, la separación química de isótopos es muy difícil. Por esto la separación del U-238 y del U-235 se hace en base a la diferencia en sus propiedades físicas. Ahora bien, como la diferencia de propiedades físicas depende fundamentalmente de la diferencia entre masas y las masas del U-238 y del U-235 son muy similares, también la separación física va a ser difícil, a menos que el elemento se encuentre en estado gaseoso, pues en tal estado, debido a la mayor movilidad que tienen las partículas, aumentan las diferencias entre las propiedades físicas de los isótopos.

Debido a las razones anteriormente expuestas, en el enriquecimiento se emplea UF₆, que es gaseoso a temperaturas no muy elevadas (evapora a los 60 °C aproximadamente). No obstante, el empleo de UF₆ presenta también algunos inconvenientes:

- El UF₆ reacciona con casi todos los metales y aleaciones lo cual obliga al empleo de metales y aleaciones raras y por consiguiente, también caras.
- El UF₆ reacciona fácilmente con la humedad (H₂O) del ambiente, luego las instalaciones deben ser estancas para evitar la humedad.
- El UF₆ reacciona también con todo tipo de grasas, lubricantes.

10.3. Métodos de separación isotópica aplicados a escala industrial

Los métodos de separación isotópica (y por tanto de enriquecimiento) empleados a escala industrial son:

a.– Difusión gaseosa (el más utilizado)

b.– Centrifugación (solo hay tres o cuatro plantas en el mundo)

Hay otros métodos de enriquecimiento poco difundidos, funcionando únicamente a nivel de plantas piloto, como son:

c.– Métodos químicos

d.– Métodos aerodinámicos: Bécquer o de toberas

y otro método en etapa de investigación pero que podría dar factores de separación muy elevados, que es el:

e.– Laser.

Antes de pasar a estudiar la difusión gaseosa y la centrifugación, es preciso definir los siguientes dos conceptos:

Factor de separación (δ)

N₅" / N₈"

$\delta =$ _____

N₅' / N₈'

Siendo

$N5'' = \text{n}^\circ \text{ de moléculas de U235F6 por gramo de gas tras el enriquecimiento}$

$N8'' = \text{n}^\circ \text{ de moléculas de U238F6 por gramo de gas tras el enriquecimiento}$

$N5' = \text{n}^\circ \text{ de moléculas de U235F6 por gramo de gas antes del enriquecimiento}$

$N8' = \text{n}^\circ \text{ de moléculas de U238F6 por gramo de gas antes del enriquecimiento}$

Factor de enriquecimiento (δ):

$$\delta = \delta - 1$$

10.3.1 Difusión gaseosa

El principio de funcionamiento del método de enriquecimiento por difusión gaseosa se basa en el hecho de que dos gases de diferente peso molecular experimentan difusiones distintas a través de una membrana porosa llamada barrera.

La relación de las velocidades de difusión de los dos gases a través de la barrera viene dada por la ley de Graham:

$$\frac{V_1}{V_2} = \sqrt{\frac{M_2}{M_1}} \quad v = \text{velocidad de difusión}$$

$V_1, V_2 = \text{densidad del gas}$

Si suponemos comportamiento ideal para los gases, podemos decir:

$$\frac{V_5}{V_8} = \sqrt{\frac{M_8}{M_5}}$$

$$V_8 = \frac{M_5}{M_8} V_5$$

Donde 8 y 5 representan las moléculas de U238F6 y U235F6 respectivamente.

En el enriquecimiento partimos de UF6 natural, que contiene un 0,71 % de U235F6 ; un 99,28 % de U238F6 y un 0,005 de U234F6 .

Las moléculas que atravesarán más rápido la membrana, de acuerdo con la ley de Graham, serán las de U-234, pero dado que su proporción es muy pequeña las despreciaremos. Entre las moléculas de U235F6 y U238F6 , serán las de U-235 las que más rápidamente atraviesen la barrera, calculemos para el caso de gas ideal, la relación entre sus velocidades de difusión.

$$M_8 = 238 + 6 \cdot 19 = 352$$

$$M_5 = 235 + 6 \cdot 19 = 349$$

Como:

$$\frac{V_5}{V_8} = \sqrt{\frac{M_8}{M_5}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1,0043$$

$$V_8 = \frac{M_5}{M_8} V_5$$

Entonces resulta que $V5 = 1,0043 V8$

Al ser tan pequeña la diferencia entre las velocidades de difusión a través de la membrana, será necesario realizar muchas etapas para enriquecer por difusión gaseosa.

Por otra parte, se puede demostrar, que la relación de velocidades ($V5 / V8$) es también igual al factor de separación.

$N5'' = N5' V5$ siendo

$N5'$ = el número de moléculas antes de la barrera

$V5$ = la velocidad que llevan

Lo mismo puede decirse para las moléculas de U-238, de manera que:

$$\delta = \frac{N5''}{N8''} = \frac{N5' V5}{N8' V8} = \frac{V5}{V8} = 1,0043$$

$$N5' / N8' = N5' / N8' V8$$

El factor de separación obtenido ($\delta = 1,0043$) es, no obstante, un valor ideal, pues ha sido calculado bajo la hipótesis de comportamiento ideal para los gases.

En realidad, el factor real de separación en cada etapa es algo menor:

($\delta_{\text{real}} = 1,0014$ a $1,0025$) por lo que el número de etapas en serie que será necesario realizar será todavía más elevado (superior a 1000) . La diferencia entre (δ y δ_{real}) es debida a que los choques entre moléculas ligeras y pesadas antes de atravesar la barrera las frena.

La operación se realiza en un dispositivo que esquemáticamente viene representado en la siguiente figura:

En la cámara de baja presión obtendremos U235F6 cada vez más enriquecido en U-235. Al pasar de la cámara de alta a la cámara de baja, el gas pierde algo de energía, por lo cual hay que intercalar entre etapas un compresor para dar presión al gas y un refrigerador para enfriarlo pues al comprimirlo se calienta.

Cabe señalar también, que las moléculas de U235F6 que están más próximas a la barrera la atraviesan más rápido, mientras que las más alejadas difunden más lentamente.

Condiciones que debe reunir la barrera.

La membrana porosa empleada para la difusión gaseosa debe cumplir las siguientes condiciones:

- Debe ser delgada, con espesor del orden de décimas de mm. para permitir el paso a través de ella con la máxima velocidad posible.
- Debe tener el mayor número posible de poros, del orden de 10⁹ poros/cm² con dimensiones cada uno del 2 10 – 6 cm. de diámetro.
- Debe poseer una buena resistencia mecánica, que le permita soportar las diferencias de presión entre las cámaras de alta y baja y absorber sin roturas las vibraciones producidas por los compresores.
- Los materiales usados para su construcción no deben ser atacables por el UF6 (que como ya vimos es muy

corrosivo)

Todo esto hace que la construcción de la membrana sea lo más difícil de todo el proceso.

10.3.1.1. Principio de funcionamiento. Necesidad de operar en cascada.

Método de cascada.– Como el factor de separación en una sola etapa es tan pequeño, ello nos obliga a trabajar con un gran número de etapas en régimen de cascada.

Una cascada ideal es aquella en la cual la composición isotópica en U-235 del gas que baja es igual que la del gas que sube, obteniéndose así el máximo rendimiento.

Sin embargo la condición de cascada ideal nos obligaría a trabajar con etapas distintas y distintas presiones, lo cual desde el punto de vista económico no resulta rentable.

La figura representa la cascada Hertz. En cabeza obtenemos UF₆ con un 3 % de U²³⁵F₆ y en colas una proporción del 0,2 % de U-235. El producto obtenido en colas, que será un residuo radiactivo, se envasa en bidones.

10.3.1.2. Ecuaciones simplificadas de la cascada. Cálculo del número mínimo de etapas.

Vamos a determinar ahora el número de etapas que son necesarias para obtener U-235 con un 3 % de pureza. Para ello vamos a suponer que el factor de separación en cada etapa es $\delta = 1,0014$. Si n es el número de etapas necesarias, se deberá cumplir:

$$(1,0014)^n = \left(\frac{3}{97}\right) = 1029 \text{ etapas}$$

$$(0,72 / 99,28)$$

10.3.1.3. Tipos posibles de cascada. Cascada ideal.

Cálculo de la cantidad de Uranio necesaria para producir 1 Kg. De Uranio enriquecido al 3 % en U-235

Si designamos por:

P = Caudal producto, es decir, la cantidad de producto a obtener que es U-235 al 3 %

D = Caudal de colas o desecho, que contiene un 0,2 % de U-235

A = Caudal de alimentación o Kg. De Uranio natural.

Estableciendo un balance de masa con el U-235 deberá cumplirse que:

$$0,03 P + 0,002 (A - P) = 0,0071 A \quad A = 5,5 P$$

$$D = A - P = 4,5 P$$

De los resultados anteriores se desprende que para obtener 1 Kg. De U-235 al 3 % (P = 1 Kg.) se necesita 5,5 Kg. de U-235 de planta y se producen 4,5 Kg. de colas.

10.3.2. Centrifugación

El enriquecimiento por centrifugación se basa en el hecho de que si tenemos un gas mezcla de dos isótopos, lo introducimos en un recipiente y hacemos girar éste a gran velocidad, las moléculas más pesadas van a concentrarse en la periferia mientras que las más ligeras lo harán en la parte central.

Por consiguiente, se puede realizar la separación isotópica del UF₆ gaseoso mediante un dispositivo como el de la figura:

El rotor gira a 400 m/s. El factor de separación a dependerá de la velocidad de giro del rotor.

Se establece una difusión térmica tal que las moléculas pesadas van a partes frías y las moléculas ligeras a las partes calientes.

La carcasa tiene la finalidad de que si el rotor rompe no escape el UF₆, con el peligro que ello entrañaría de radioactividad y ataque químico.

Entre el motor y la carcasa hay un espacio vacío para evitar rozamientos.

En el enriquecimiento por centrifugación el factor de separación viene dado por:

$$\delta = \exp. \left(\frac{M_8 - M_5}{2} \frac{\omega^2 r^2}{RT} \right)$$

2 RT

Este factor de separación oscila entre 1,1 y 1,5.

Para $\omega r = 400$ m/s es δ teórico = 1,1 y para $\omega r = 800$ m/s es δ real = 1,5

Dado que dicho factor de separación es mayor que en la difusión gaseosa, mediante centrifugación el número de etapas necesarias va a ser menor que en la difusión gaseosa.

10.3.3. Aerodinámicos: Bécquer o de las toberas.

10.4. Métodos de enriquecimiento en estado de investigación.: láser

10.5. Estudio comparativo de los diferentes métodos de enriquecimiento.

10.6. Transporte de hexafluoruro de uranio enriquecido hasta la fábrica de los elementos combustibles.

10.7. Instalaciones de enriquecimiento existentes en el mundo.

Tema 11.- Combustibles nucleares de Uranio.

11.1. Características deseadas para el combustible nuclear.

Las propiedades requeridas a un combustible nuclear pueden resumirse en los siguientes puntos:

1.- Grado de quemado alto.– El número de Mwh por Kg. de combustible debe ser el mayor posible. El grado de quemado depende de la cantidad de material físil (ha de ser la máxima posible) y de que los demás elementos del combustible tengan una sección eficaz microscópica o pequeña, a fin de que la absorción de neutrones sea la menor posible.

2.- Conductividad térmica elevada. El combustible debe tener una conductividad térmica elevada para

reducir los gradientes de temperatura y para que exista un buen flujo de calor de la pastilla combustible al refrigerante. También se le exige un buen comportamiento frente a las radiaciones.

3.- Estabilidad química. El combustible debe ser químicamente estable, especialmente con el refrigerante, para que no haya interacción entre ambos en caso de rotura de una vaina.

11.2. Propiedades físico – químicas más importantes para la tecnología nuclear de los combustibles nucleares de uranio.

11.2.1. Uranio metal.

El Uranio metal tiene una densidad elevada, de 19 g/cm³ y una conductividad térmica de 0,6 cal / csm. La conductividad térmica es la única propiedad en la que el Uranio metal aventaja a los restantes compuestos del Uranio. Su punto de fusión es 1133 °C.

Presenta mal comportamiento a los cambios térmicos (fatiga térmica), dado que su dilatación por temperatura es elevada y anisótropa (se dilata en dos dimensiones y se contrae en la otra).

Presenta también mal comportamiento frente a la irradiación. Los productos de fisión chocan contra la red cristalina del Uranio metal, originándose lagunas y apareciendo átomos intersticiales en la malla, lo cual provoca deformaciones. Este fenómeno es más acusado al ser el Uranio tan denso.

Por otro lado, los productos de fisión tienen una densidad cuatro veces menor que la del Uranio y por consiguiente, ocuparán un volumen cuatro veces mayor, si además tenemos en cuenta que cada átomo de Uranio da lugar a dos átomos de producto de fisión, vemos que el hinchamiento producido va a ser importante. Este problema se puede evitar hasta cierto punto empleando aleaciones de Uranio.

El Uranio reacciona con el aire, el agua, y el hidrógeno a temperaturas ordinarias, y aunque reacciona también algo con el CO₂ la velocidad de esta reacción es muy pequeña.

11.2.2. Aleaciones.

El uranio metal sin alear tiene un grado máximo de quemado de 500 Mw.h./día.Tn. Generalmente se emplea Uranio aleado con otros elementos, sobretudo Molibdeno en concentraciones de 0,5 – 1 %. Con ello se consigue un mejor comportamiento frente a la irradiación y a los cambios térmicos. También se utiliza Aluminio, Zirconio.

Actualmente el uranio metal o sus aleaciones ya no se emplean como combustible nuclear, lo que se usa es UO₂ o CU que son los llamados combustibles cerámicos.

11.2.3. Compuestos cerámicos.

UO₂.– El UO₂ presenta un elevado punto de fusión (2750 °C) y su densidad es de 10,97 g/cm³. Presenta una gran resistencia a la irradiación debido a que, al no tener muy alta densidad, su estructura cristalina le permite alojar gran proporción de átomos extraños sin que se produzcan alteraciones importantes de dimensión o de forma.

La conductividad térmica del UO₂ es baja, va desde 0,03 cal/csm a temperatura ambiente a valores más pequeños para temperaturas superiores. Este bajo coeficiente de conductividad puede dar lugar a gradientes de temperatura entre el centro y la periferia de la pastilla cilíndrica de UO₂. Felizmente, el UO₂ dilata poco con el calor, no obstante, debido a la baja conductividad térmica, se fabrican mas pequeñas las pastillas (8 mm de diámetro * 15 mm de altura) con ello se pretende evitar que la temperatura en el centro alcance la temperatura

de fusión y que al aumentar la relación superficie/volumen, aumente también la capacidad del refrigerante para absorber calor, consiguiendo así una mejor refrigeración.

El UO₂ oxida con el aire, pasando primero a UO₃ y finalmente a U₃O₈. Esta oxidación que tiene lugar a 500 °C, va acompañada de una disminución de densidad (de 10,97 descende a 10,04) produciendo, por consiguiente, un aumento de volumen, debido a lo cual es preciso proteger las pastillas con vainas.

El UO₂ es casi químicamente inerte frente al agua y el CO₂.

Carburo de Uranio.- (CU) .– El carburo de uranio presenta prácticamente las mismas propiedades que el UO₂, pero mejora su conductividad térmica, que está comprendida entre la del UO₂ y la del Uranio metal, de ahí el empleo de CU en los reactores de alta temperatura.

El carburo de Uranio se puede obtener calentando con grafito el UO₂.

11.3. Componentes de un elemento combustible para reactores de agua ligera, y su función.

Los bidones de UO₂ que llegan a la planta son más pequeños que los de las plantas de concentración, a fin de evitar que llegue a la Criticidad. Además los bidones deben estar separados entre sí la distancia suficiente para que los neutrones que escapan de un bidón no puedan interaccionar con los otros bidones, provocando una reacción en cadena.

El elemento combustible se compone de un armazón en el cual van insertadas las barras de combustible, con una placa superior y otra inferior, que dan rigidez al conjunto.

Barras de combustible.– Una barra de combustible está formada por los siguientes elementos:

– **Pastillas de combustible (UO₂)**. Son cilíndricas y de pequeñas dimensiones (8 mm de diámetro * 15 mm de altura) para los reactores PWR, (10 – 12 mm de diámetro * 15 mm de altura) para los BWR, a fin de que sea mayor la relación superficie/volumen, favoreciendo así la refrigeración. Las pastillas de UO₂ van albergadas en el interior de la vaina.

– **Vainas**. Tienen una altura de 4 a 5 metros. Su misión es la de albergar en su interior las pastillas de combustible, retener los productos de fisión e impedir que el combustible entre en contacto con el refrigerante. Las propiedades que debe cumplir una vaina son:

Conductividad térmica elevada para facilitar el refrigerado.

Punto de fusión elevado, para soportar la temperatura de funcionamiento del reactor.

No reaccionar con el refrigerante ni con los productos de combustión.

Sección eficaz de absorción de neutrones lo más pequeña posible

Buenas propiedades frente a la irradiación

Buenas propiedades mecánicas.

Generalmente se diseña el reactor de manera que pueda trabajar con un máximo de vainas rotas del 1 %. Normalmente esta proporción nunca se alcanza, (el reactor suele trabajar con un 0,2 % de las vainas rotas.

Los materiales empleados en la fabricación de las vainas son el Zircaloy–2 para reactores BWR y Zircaloy–4

en los reactores PWR. (El Zircaloy es una aleación de Zirconio con Fe, Sn y Ni).

En la parte superior de la vaina va un muelle cuya función es mantener las pastillas en su posición dentro de la vaina, dado que estas sufren deformaciones e hinchamiento. El muelle está fabricado con inconel que es un material muy poco absorbente de neutrones.

La parte superior de la vaina es hueca para poder albergar ahí los productos de fisión gaseosos, ya que al ser pequeña la holgura entre pastilla y vaina (1 mm) de no existir este hueco superior, la presión en la vaina aumentaría mucho.

La vaina en sus extremos lleva soldados dos tapones , tapón superior y tapón inferior, para garantizar la estanqueidad de la vaina Finalmente hay que señalar que las barras de combustible llevan en su interior helio presurizado para soportar los esfuerzos de compresión y porque el helio mejora la transmisión de calor.

Armazón.– El armazón del elemento combustible está formado por una serie de rejillas y tubos guía insertados entre ellas.

Rejillas.– Las rejillas tienen como misión separar las barras de combustible, así como soportarlas y favorecer la homogeneización de la temperatura del refrigerante por agitación. Tienen muchos agujeros. Hasta ahora se fabricaban con **Inconel**, pero se están empezando a fabricar con Zircaloy, que absorbe menos neutrones.

Tubos guía.– Son tubos que sirven de guía para las barras de control y fijan la posición de las rejillas y cabezales. Actualmente los tubos guía son de **Zircaloy**.

Las barras de control son de boro, que es un gran absorbente de neutrones y sirven para controlar la potencia del reactor. Cuando se desea disminuir la potencia se las hace bajar por entre las barras de combustible y se levantan cuando se desea que la potencia aumente.

Solo llevan tubos guía los reactores PWR, ya que en el reactor BWR el control no se realiza mediante barras de Boro sino por otro sistema. En el BWR se disponen tubos huecos, llamados tubos de agua, entre las barras de combustible, cuya única función es la de separar las barras de combustible.

Una vez dispuestos los tubos guía, se insertan las barras de combustible en el armazón y se fijan con una placa superior y otra placa inferior , llamadas cabezales, que son de acero y dan rigidez al conjunto.

11.4. Fabricación de elementos combustibles para reactores de agua ligera.

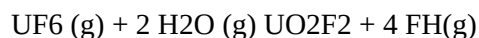
11.4.1 Conversión de hexafluoruro de uranio enriquecido (UF6) en dióxido de Uranio (UO2)

E primer paso en la fabricación del elemento combustible es la conversión en UO2 del UF6 procedente de la etapa de enriquecimiento. Esta transformación puede llevarse a cabo en la propia planta o en una fábrica aparte. Existen dos procedimientos: Vía seca y Vía húmeda.

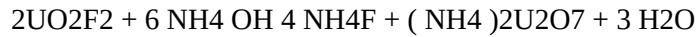
11.4.1.1. Vía húmeda

Consta de las siguientes etapas:

–Hidrólisis en hornos o en lecho fluidizado



–Precipitación.



– Descomposición Térmica

calor



– Reducción con H₂ en lecho fluidizado.



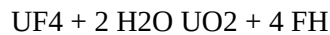
11.4.1.2. Vía seca.

Consta de las siguientes etapas:

– Reducción con H₂ en lecho fluidizado



– Hidrólisis



Obtendremos así polvo de UO₂ nuclearmente puro y enriquecido.

11.4.2. Proceso cerámico

Se llama proceso cerámico al proceso mediante el cual se convierte el polvo de UO₂ en pastillas de UO₂. El esquema general de dicho proceso es el siguiente:

UO₂ Preparación Prepresado Granulado y Presado

Homogeneizado

Densidad normal

Rectificado Comprobación de Sinterizado Densidad

Horno Densidad alta Densidad baja

11.4.2.1. Preparación prepresado, granulado y homogeneizado.

Preparación.– La preparación consiste en la formación de una mezcla uniforme de UO₂ y material limpio reciclado (que pasó antes por un horno de oxidación).

Prepresado, granulado y homogeneizado.– Se pretende la formación de un material con buenas características y fácil manejo para la etapa posterior de presado. Si los granos de alimentación a la prensa, no tuvieran buenas características, sería muy difícil controlar la densidad de la pastilla por problemas de llenado de las cavidades en la prensa. (Mediante el prepresado se pasa de 0,7 g/cm³ a 1,7 g/cm³)

Después del prepresado se trituran los granos, haciéndolos pasar por una malla, obteniendo así granos

adecuados para el prensado.

El homogeneizado consiste en mezclar estos granos con un lubricante para favorecer la formación de la pastilla en la prensa y alargar la vida de esta.

11.4.2.1. Prensado.

Prensado.– El objetivo del prensado es compactar el polvo para formar pastillas de densidad y tamaño adecuados. Esta operación se realiza en prensas rotativas. También se pretende, además aumentar la densidad, que el tamaño de los poros en el interior de la pastilla sea el adecuado.

11.4.2.3. Sinterizado.

Sinterizado.– Mediante el sinterizado se pretende aumentar la densidad de la pastilla hasta un 95% del valor teórico, es decir $10,4 \text{ g/cm}^3$ (el aumento de densidad incrementa la conductividad térmica del UO_2 , que es en sí baja) Además, se ha comprobado que si los poros son de tamaño aproximado a $2 \text{ }\mu\text{m}$. retienen bien los productos de fisión y el deterioro por irradiación disminuye.

Se trata, por tanto, de aumentar la densidad para que la conductividad térmica de UO_2 sea lo más elevada posible, pero de manera que los poros sean aproximadamente de $2 \text{ }\mu\text{m}$.

Estos poros deben estar en el interior de la pastilla, pues si están en la superficie exterior podrían concentrarse partículas de humedad en ellos, el agua reacciona en el elemento combustible produciendo H_2 , que reacciona con el Zircaloy, haciéndolo más frágil. Debe evitarse, por tanto, la humedad.

Por otra parte, como el polvo de UO_2 es en realidad UO_{2+x} ($0,8 < x < 2$), otro objetivo del sinterizado es eliminar ese exceso de oxígeno, para llegar a las proporciones estequiométricas. Esto se realiza en un horno a 1700°C y atmósfera reductora de H_2 . A fin de evitar que al abrir el horno entre oxígeno en él, se dispone en la puerta un mechero de propano que quema ese oxígeno:

Comprobación de Densidad.– Después del sinterizado se comprueba la densidad de las partículas. Si es menor de la requerida, se vuelve a sinterizar, y si es mayor, se lleva la pastilla a un orno, donde se oxida a U_3O_8 pasando nuevamente a preparación. Si la densidad es la adecuada pasa a la siguiente etapa; el rectificado.

11.4.2.4. Rectificado

Rectificado.– Consiste en dar a cada pastilla el diámetro requerido. Sólo admite un error de micrómetros. Si el diámetro obtenido es mayor que el especificado se vuelve a rectificar, y si es menor la pastilla pasa al horno para obtener U_3O_8 .

11.4.3. Proceso mecánico.

Proceso mecánico.– Consiste en la producción de las barras y del elemento combustible. Las piezas llegan ya conformadas a la planta, lo que se realiza es el montaje.

11.4.3.1. Fabricación de barras de combustible.

Barra de combustible.– Para formar la barra de combustible se forma la vaina con el tapón inferior soldado, se introducen las pastillas y luego el muelle. Después se suelda el tapón superior, el cual dispone de un pequeño orificio por el que introducimos Helio a presión, soldando posteriormente el agujero. Finalmente se inspecciona la barra para comprobar que no existen fugas ni poros y las soldaduras son correctas.

11.4.3.2. Montaje final del elemento combustible

Elemento Combustible.– Se construye primero el armazón. (Se coloca el cabezal inferior, las rejillas y se introducen los tubos guía automáticamente) Después se insertan las barras, también automáticamente, y se coloca el cabezal superior. Esta operación puede realizarse en disposición horizontal o vertical.

Desde el punto de vista del proceso mecánico, la diferencia entre un PWR y un BWR está en que en el PWR las barras y tubos guía van soldados a los cabezales, mientras que en el BWR las barras y tubos de agua van roscados a los cabezales.

Hoy en día, se tiende a roscarlo todo, de manera que si hay una avería o es necesario inspeccionar las barras, pueda hacerse en la propia central.

Para los reactores PWR se fabrican dos tipos de elementos:

- El Advanced European Fuel (AEF) que lleva 17*17 barras, 8 rejillas y 24 tubos guía.
- El Locopar, de 14 * 14 barras, para reactores de 1ª generación.

La tendencia actual en los PWR es la de funcionar con un enriquecimiento superior al 3 %, con lo que se obtiene un mayor grado de quemado, pero a la vez aumenta también la cantidad de productos de fisión sólidos y gaseosos, por lo que es necesario dejar un espacio mayor para albergar estos gases. Para ello se reduce el espesor de los cabezales ganando este espacio para una mayor longitud de las barras, pudiendo así obtener un hueco mayor para los productos de fisión gaseosos.

Para los reactores BWR se emplean elementos de General Electric. Actualmente se fabrica el GE-10 de 8 * 8 barras y 4 tubos de agua, pero se requiere pasar al GE-11 de 9 * 9 barras.

La tendencia actual en los BWR es la de eliminar las cuatro barras de agua, que van en el centro del elemento, por una única barra de la misma sección para así mejorar la reactividad y el rendimiento.

11.5. Inspección y control de calidad.

11.6. Plantas existentes en el mundo.

Núcleo IV.– GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO

Tema 12.– El combustible irradiado.

12.1. Introducción

Una vez quemado el combustible en el reactor, obtenemos un deshecho o residuo radiactivo.

12.2. Principales radionucleidos generados durante la operación normal de un reactor.

Los principales radionucleidos generados durante el funcionamiento normal del reactor son:

- 1.– Productos de Fisión
- 2.– Productos de Activación
- 3.– Transuránidos.

1.- Productos de Fisión

Son radionucleidos de número másico comprendido entre 77 – (Selenio) y 167 – (Disprosio). Algunos de estos productos encabezan series de hasta siete elementos.

Ejemplos:

$\delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta$

$54\text{Xe}143\ 55\text{Co}143\ 56\text{Ba}143\ 57\text{La}143\ 58\text{Ce}143\ 59\text{Pr}143\ 60\text{Nd}143$

$\delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta\ \delta\delta$

$53\text{I}139\ 54\text{Xe}139\ 55\text{Cs}139\ 56\text{Ba}139\ 57\text{La}139$

Son de periodo corto, se generan unos 225. Pueden ser sólidos (Estroncio, Cesio) o gaseosos (Criptón, Xenón y Halógenos).

2.- Productos de Activación

Son reacciones de determinados átomos con los neutrones; según los átomos activados tenemos:

a.- activación del refrigerante.

b.- Activación de las impurezas que lleva el refrigerante

c.- Activación de los productos de corrosión .

a.- activación del refrigerante.

Si el refrigerante es agua se producen las reacciones siguientes:

$8\text{O}16 + 0\text{N}1\ 7\text{N}16 + 1\text{H}1\ 16\ \text{O} (\delta,)\ 16\text{N}$

$1\text{H}2 + 0\text{N}1\ 1\text{H}3 + ()\ 2\ \text{H} (\delta,)\ 3\text{H}$

b.- Activación de las impurezas que lleva el refrigerante

como pueden ser sodio, magnesio, calcio, etc.

$\text{Mg}26 + 0\text{N}1\ \text{Mg}27 + ()\ \text{Mg}26 (\delta,)\ \text{N}27$

$5\text{B}10 + 0\text{N}1\ (\text{rápido})\ 2\ 2\text{He}4 + 1\text{H}\ 3$

c.- Activación de los productos de corrosión .

como pueden ser manganeso, magnesio, hierro, etc.

$\text{Mn}55 + 0\text{N}1\ \text{Mn}56 + ()\ \text{Mn}55 (\delta,)\ \text{Mn}56$

$\text{Fe}58 + 0\text{N}1\ \text{Fe}59 + ()\ \text{Fe}58 (\delta,)\ \text{Fe}59$

$Zr94 + 0N1 Zr95 + () Zr94 (\delta,) Zr95$

Algunos radionucleidos pueden activarse o ya venir activados tal como el Zr. Todos los productos de corrosión están en el agua.

3.- Transuránidos.

Son los radionucleidos que vienen a continuación del uranio. ($Z > 92$)

Son los más peligrosos porque producen radiación (δ) y tienen una vida muy larga (hasta 25.000 años). Los neutrones pueden escapar de la vasija de contención y reaccionar con el aire, por ello el recinto está en depresión y muy controlado.

12.3. Las barreras de retención de los radionucleidos generados.

El combustible y su vaina constituyen la primera barrera para los productos de fisión y transuránidos. Si la vaina se rompe, los productos de fisión tanto sólidos como gaseosos pasarán al refrigerante. Para combatir este problema, una parte del refrigerante se está purgando y tratando mediante resinas de cambio de ión. El refrigerante es la segunda barrera.

Si el sistema de refrigeración se deteriora, produciéndonos perdidas de refrigerante, tenemos el edificio de contención que retiene la mayor parte de la radiación.

Si no hay accidentes, el 99.9% de la radiación queda en el elemento combustible, constituyendo un residuo de alta actividad.

12.4. Composición isotópica del combustible irradiado en un reactor LWR.

La composición isotópica del combustible irradiado no es fija, y dependerá del reactor en que estuvo, del grado de quemado y del tiempo transcurrido de enfriamiento.

Ejemplo: PWR, 33.000 Mw/Tm, 1 año de enfriamiento

Cargamos 1.000 Kg. Composición:

Sacamos: 956 Kg. U con 0,83% de U235

482 gr. No237 168 gr. Am

8,94 Kg. Pu 33,4 gr. Cm.

34,34 Kg. de productos de la fisión.

Actividad del combustible quemado $1,14 * 10^5$ Ci --- Transuránidos

$2,23 * 10^4$ Ci --- Productos de fisión

Puedo hacer: Ciclo abierto- tirar el U235

Ciclo cerrado- recuperar y enriquecer de nuevo el U235.

12.5. Almacenamiento inmediato de los elementos combustibles. Transporte

En el curso de su funcionamiento normal, el reactor se para una vez al año con el fin de reponer, material combustible. Normalmente se cambia un tercio del combustible; este material combustible que se retira del reactor, se introduce en una piscina. (foso refrigerante, normalmente agua); con ello se consigue además de un enfriamiento térmico su enfriamiento radiactivo.

De la piscina, el elemento combustible puede seguir dos caminos:

- 1.- Reelaborar (ciclo cerrado)
- 2.- Evacuación y almacenamiento definitivo (ciclo abierto)

El enfriamiento radiactivo consiste en que los productos de fisión de vida corta decaigan hasta una actividad pequeña.

Generalmente se tienen en la piscina 3 ó 4 meses porque decaen la mayor parte de los productos de fisión, además el agua actúa de blindaje. Esta agua se está purgando y tratando continuamente.

En la actualidad las piscinas están dentro del recinto de contención pero se empieza a barajar la posibilidad de situarlos fuera.

Inicialmente la piscina se construyó para alojar los elementos, unos 120 días y después mandarlos a reelaborar. Como actualmente en España aún no se ha decidido su destino final, prácticamente todos están en piscinas; las piscinas actuales se están quedando pequeñas. Un reactor tiene una vida de unos 30 años.

Tema 13.- Alternativas posibles para el combustible irradiado

13.1. Almacenamiento intermedio de los elementos combustibles

Esta etapa es obligatoria cuando no existe una idea clara de lo que se va a hacer; o bien si se quiere mandar a evacuación y almacenamiento definitivo, para que la actividad disminuya.

Existen dos posibilidades de almacenamiento intermedio.

- 1.- Húmedo.
- 2.- Seco.

1.- Húmedo.

Se usan piscinas con agua. Se puede tener la piscina en un edificio adyacente al reactor, o bien una piscina centralizada donde se envían todos los residuos de todas las centrales.

Existe otra tercera opción: En las piscinas actuales existe gran separación entre elementos ya que debe evitarse la a evicticidad, para disminuir esta separación se estudia el poder colocar el elemento combustible en unos bastidores metálicos de modo que frenen los neutrones y así disminuir el riesgo de evicticidad. Aún se podrían compactar más los elementos combustibles si los bastidores llevasen Cd, Bo, etc. que son absorbentes de neutrones.

No obstante la primera solución 8 solo piscina) es bastante más cara.

2.- Seco.

La refrigeración es por aire, CO₂, etc. el elemento combustible tiene que enfriarse antes en piscina para después pasar a este almacenamiento. Hay varios tipos de almacenamiento seco:

1.- Cofres sellados de hormigón

2.- Pozos

3.- almacenamiento en contenedores.

1.- Cofres sellados de hormigón, consisten en un cilindro hueco de hormigón con una tapa en su parte superior también de hormigón. Se introduce el elemento combustible encapsulado en acero inoxidable. La refrigeración es por orificios para que el aire circule, o bien es exterior.

2.- Pozos, Se introduce el combustible encapsulado en acero inoxidable, en un pozo excavado en el suelo.

3.- almacenamiento en contenedores. Estos contenedores son iguales a los empleados en el transporte. Los distintos diseños dependerán del enfriamiento que ya haya sufrido el elemento combustible. Suelen ser de acero y con blindaje de plomo. El almacenamiento puede ser a nivel de centro aislado o centralizadamente. Los contenedores deben mantener su estanqueidad aún en el caso de que sufrieran el peor de los accidentes.

13.2. Reelaboración consideraciones generales.

La reelaboración.- Estados Unidos fue el primer estado que tomó la decisión de no reelaborar, para no favorecer la producción de las bombas nucleares.

En Francia e Inglaterra se reelabora con fines comerciales.

Es un proceso totalmente químico. Hoy día se está usando el procedimiento **Purex** (purificación por extracción). Comenzó en Estados Unidos en 1945, antes hubo otros cuyas diferencias consistían en los disolventes.

Cuando llega a la planta de reelaboración se coloca en piscinas hasta que se inicie el proceso de reelaboración.

Al inicio del proceso se saca de la piscina, y se quitan todos los elementos estructurales (cabezal superior, inferior, rejillas,...) que son residuos sólidos de alta actividad. Luego se hace un troceado mecánico del elemento combustible, para mandarlo a disolución.

U Pu

Desmantelamiento del Preparación Proceso de separación

Elemento combustible del combustible

(Disolución)

Productos de Productos de

fisión gaseosos fisión sólidos

Tratamiento. Tratamiento.

13.2.1. Tratamientos previos

Al romper la vaina, salen todos los productos de fisión gaseosos como consecuencia hay que tratarlos. Todos los elementos, vaina, cabezales,..., se someten a disolución, luego viene ya la separación que se hace con disolventes orgánicos.

Obtenemos Uranio y Plutonio, también nos quedan los productos de fisión sólidos en el residuo, estos productos de fisión son muy peligrosos y hay que tratarlos. Los residuos sólidos obtenidos de este proceso son de muy alta actividad y hay que evacuarlos a formaciones geológicas profundas.

13.2.2. Métodos de extracción con disolventes. El Proceso Purex.

Consta de tres etapas:

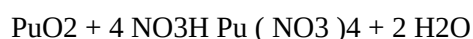
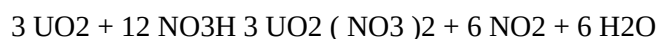
1.- Procesos mecánicos: troceado

2.- Disolución

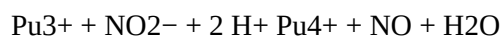
3.- Extracción con disolventes.

Hoy en día el único proceso comercial es este, pero hubo otros que en vez de usar fosfato de tributilo usaban otros disolventes orgánicos.

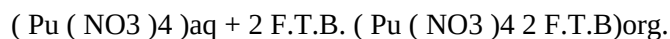
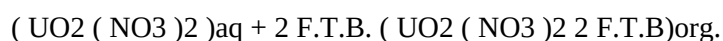
1.- Disolución con ácido nítrico (NO_3H)



2.- Tras esto tengo el uranio como ión uranilo UO_2^{2+} ; el plutonio está como Pu^{3+} y Pu^{4+} . Hay que pasar todo a Pu^{4+} ; es el ajuste de la solución consiste en una oxidación.



3.- Extracción con F.T.B. (Fosfato de Tributilo)



Se lleva la mayor parte del uranio y plutonio, nos queda una corriente acuosa que contiene la mayoría de los productos de fisión y los transuránidos: Am, Cm,.....

Este efluente líquido es muy radiactivo.

4.- Reextracción con agua.

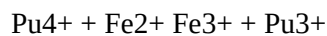
Es la misma reacción anterior desplazada hacia la izquierda.

5.- Se hace una nueva extracción con F.T.B. (Fosfato de Tributilo)

6.- Separación del Uranio y el Plutonio

Para ello es necesario pasar Pu^{4+} a Pu^{3+} pues el Pu^{3+} no se disuelve en el F.T.B. (Fosfato de Tributilo). Se

usa un agente reductor.



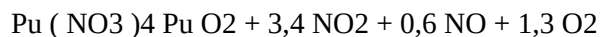
Se obtiene:

a.- una corriente acuosa que lleva el Pu^{3+}

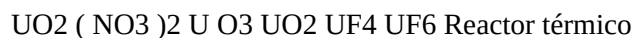
b.- una corriente orgánica con el uranio

7.- Purificación del uranio y del plutonio con F.T.B.

El Pu^{3+} habrá que pasarlo nuevamente a Pu^{4+} porque sino, no es posible disolverlo en F.T.B.. Tras la purificación obtenemos:



Desnitración



Desnitración H_2 lecho fluidizado Enriquecimiento

Para un reactor rápido, paramos en UO_2 que se mezcla con el polvo de PuO_2 , para fabricar el elemento combustible.

La reelaboración tiene el aliciente económico, de que el uranio nos aparece en concentraciones muy superiores a las de la corteza terrestre, por lo que es más barato obtenerlo de ahí que de la corteza.

13.2.3. Otros procesos.

13.2.4. Plantas de reelaboración en el mundo.

13.3. El combustible irradiado como residuo de alta actividad.

13.4. Situación mundial en esta etapa del ciclo.

Núcleo V.- LOS DESECHOS RADIATIVOS EN LAS DIFERENTES ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. SU GESTIÓN. PROTECCIÓN RADIOLOGICA.

Tema 14.- Los desechos radiactivos. Fuentes y gestión en la minería y fábricas de concentrado de mineral de uranio.

14.1. Los desechos radiactivos.

Los residuos producidos en los procesos anteriores al reactor son de baja actividad. Solo al llegar al reactor tengo residuos de alta y media actividad.

El riesgo radiológico aparece ante los efluentes radiactivos, que son aquellos cuya actividad puede exceder de determinados límites. Existe unanimidad internacional en que estos desechos han de tratarse del modo mas adecuado para:

- 1.- Disminuir los riesgos radiológicos, al personal profesionalmente expuesto y público, en general al mínimo posible.
- 2.- Evitar un deterioro irreversible del medio ambiente, tanto para nuestra generación como para las futuras.

Al personal profesionalmente expuesto, se le permiten unos límites superiores de radioactividad que al público en general. Del orden de diez veces más.

14.1.1. Clasificación de los desechos en función de su actividad.

No hay una clasificación aceptada por todo el mundo. Los términos baja, media y alta actividad, son de uso frecuente para denominar a compuestos con contenido radiactivo en escala creciente:

– **Baja actividad:** Desechos que contienen radionucleidos, emisores α y β con periodos de desintegración inferiores a 30 años. En estos desechos, la concentración de radionucleidos emisores α debe ser muy reducida.

Como cifras indicativas tenemos:

A comprendida entre $3,7 \cdot 10^{10}$ y $3,7 \cdot 10^{11}$ Bq/m³ (1 y 10 C/m³)

Considerando una densidad $\rho = 2$ gr/cm³, esto viene a ser una media 6 millones superior a la que existe en la corteza.

– **Media actividad:** Los residuos de baja actividad se originan en todas las fases antes del reactor. Los de media y alta, aparecen por primera vez en el reactor.

Son desechos que contienen radionucleidos emisores de α y β con periodos de semidesintegración menores de 30 años, pero en concentraciones mayores. Como antes, la concentración de radionucleidos emisores de α debe ser pequeña.

Como cifras indicativas tenemos:

A comprendida entre $3,7 \cdot 10^{11}$ y $3,7 \cdot 10^{14}$ Bq/m³ (10 y 10⁴ C/m³)

– **Alta actividad:** Como desechos de este tipo, tenemos el elemento combustible una vez irradiado y los procedentes de la etapa de reelaboración, en el caso de que esta tenga lugar.

La actividad total de estos desechos es del orden de petabequerelios, decenas de **P. Bq/m³** (peta = 10¹⁵)

Pero todas estas cifras son orientativas, la gestión de desechos radiactivos exige una descripción detallada de cada radionucleido (su actividad específica), y un estudio de las vías o caminos de exposición al hombre.

14.1.2. Caminos de exposición del hombre a la radiación.

Los riesgos radiológicos pueden originarse:

- Por irradiación externa: cuando la fuente o radionucleido se encuentra en el exterior de nuestro organismo. Este riesgo de irradiación será debido a la γ sobre todo, que es la que más recorrido tiene. (también influirá algo la de β).
- Por irradiación interna: Cuando el radionucleido ya se encuentra en el interior de nuestro organismo. La

fuelle puede estar en el exterior, pero el radionucleido ya está en nuestro interior, sobre todo por inhalación y por ingestión. Puede ser α , β y γ . La más peligrosa es la α .

Los caminos de llegada al hombre son:

Contaminación del aire. Inhalación; externa

Deposición **Suspensión**

Ingestión

Contaminación del suelo Contaminación en vegetales HOMBRE

Agua de riego externa

Lixiviación **Deposición**

Agua de bebida

Contaminación del agua Contaminación de animales

Ingestión

Esto no ha de afectar ni al público en general ni a los trabajadores.

14.1.3. Principios de la gestión de residuos.

Hay tres principios en la gestión de residuos aceptados a nivel mundial:

1.– Justificación: Todas las industrias que originen desechos radiactivos deben ser justificada, es decir, las ventajas que con ellas se consigan deben ser superiores a los efectos nocivos derivados de los desechos por ella originados. Incluyendo factores económicos, sociales etc.

Este balance, cada país lo hace a su manera; en primera estimación se habla:

$$B = B1 - B2 - B3 - B4$$

B – Beneficio neto

B1 – Beneficio que me proporciona la instalación

B2 – Coste inicial de la instalación

B3 – Coste de las medidas a adoptar para minimizar fuentes

B4 – Coste del detrimento que está causando.

Es un valor monetario por cada unidad de dosis que recibe la gente. Este valor es aleatorio; varía de país a país. De ahí que esta ecuación sea muy difícil de cuantificar, dependerá de factores económicos y sociales.

2.– Optimización: La exposición, debida a dichos desechos, debe ser tan baja como sea razonablemente posible alcanzar. Hay que optimizar la gestión de los desechos. Es lo que se conoce como ALARA. Esto es,

seleccionar un nivel de protección radiológica más allá del cual los esfuerzos requeridos para reducir el riesgo sean mucho mayores que la mejora de los resultados.

3.- Limitación: La concentración de los distintos radionucleidos en los diversos medios de acceso al hombre (aire, agua, suelo, etc....) no puede superar unos valores determinados. Estos límites los realizan las distintas administraciones, pero siguiendo los consejos de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, son recomendaciones, no son obligatorias.

14.2. Minería y fábricas de concentrado de mineral de uranio.

14.2.1. Introducción.

Los perjuicios y problemas de la minería del uranio son los mismos que los de la minería metálica (Cambio de paisaje, ruidos, vibraciones, etc.) y además los derivados de la radiación.

Estos desechos son de muy baja actividad ($1 - 10 \text{ c/m}^3$), no obstante se tienen que controlar, debido sobre todo a la naturaleza de los radionucleidos implicados, emisores α de vida larga, y debido al gran volumen de materiales implicados.

La minería está considerada como instalación radiactiva de primera categoría, que en España no está regulada, por eso nos basamos en las normas N.R.C. (Nuclear Regulatory Commission) de U.S.A..

Según la N.R.C. los radionucleidos a controlar será los que influyen en mayor medida en el riesgo radiológico: (tipo de emisión α , β y γ , Periodo de semidesintegración y metabolismo del radionucleido en el organismo).

1.- Vía ingestión.

U-238, U-234, Th-230, Ra-226, Po-210, Pb-210

Menos el Pb-210, todos son emisores α de vida larga, el Pb-210 es emisor β , pero tiene un periodo de semidesintegración elevado.

2.- Vía inhalación.

U-238, U-234, Th-230, Ra-226, Po-210, Pb-210, Rn-222 y descendientes.

No tenemos en cuenta los que están en concentraciones despreciables U-235

El Rn-222 es un gas inerte, no origina riesgo radiológico, lo que preocupa son sus descendientes sólidos, son emisores α que se fijan a las partículas que hay en suspensión y se inhalan, produciendo cáncer.

14.2.2. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

En el yacimiento existirá:

1.- Riesgo de irradiación externa por α y β , pero fundamentalmente γ . Los radionucleidos que más contribuyen a esta radiación son el Pb-214 y el Bi-214. Este riesgo dependerá de la ley del mineral y de la distancia a que se encuentre el mineral.

2.- Emisiones de Radón y polvo mineral. (Polvo en el que pueden estar los radionucleidos sólidos de la serie del uranio).

La emisión de Radón es continua, dependiendo su tasa del contenido en Ra-226 del mineral, de la humedad, de la fracturación y porosidad del terreno. No puede hacerse un cálculo exacto de la emisión de Radón. Este tipo de emisiones, también son comunes a otros tipos de minería, pero con concentraciones menores.

Las operaciones que originan más emisiones de Ra y polvo son:

- Perforación.
- Voladura
- Carga y transporte. (mayor emisión en puntos de transferencia)

Cuando la minería es de interior, este es el riesgo radiológico más importante a controlar. Hay que controlar las zonas abandonadas, generalmente tapiadas, pues puede aumentar mucho las concentraciones de Ra, debido a la ausencia de ventilación.

En la minería a cielo abierto no es tan importante, pues existe dilución en el aire.

3.- Efluentes líquidos

Aguas de mina Minería de interior Aguas freáticas

Minería de exterior Aguas freáticas

Aguas de escorrentía

Estas aguas pueden llevar radionucleidos disueltos o en suspensión, es necesario tratarlas.

4.- Residuos Sólidos

Estarán constituidos por los estériles, que pasan a escombrera. La N.R.C. (Nuclear Regulatory Commission) los considera desechos, pero no en todos los lugares se les considera como tal.

A la escombrera se envía un mineral con una ley media de 100 ppm (100 ppm = 1.250 Bq/Kg.), que nos da una actividad de 40 veces el fondo.

Con lo cual la escombrera nos originará los siguientes riesgos:

- Irradiación externa
- Emisiones de Ra y polvo de mineral
- Efluentes líquidos, ya que contamina las aguas superficiales y freáticas.

Fuentes de desechos en la etapa de concentración.

Existe en toda ella riesgo de irradiación externa. En la zona de almacenamiento, si el mineral está poco tiempo, apenas contaminará ya que el uranio emite α principalmente. Si lo almacenamos mucho tiempo, nos aparecerán los descendientes del Uranio. (Th-234, Pa-234) que si contaminarán porque emiten β y γ .

En la planta de concentración tendremos:

1.- Emisiones de Ra. y polvo

Parque de almacenamiento

Trituración y molienda

Secado y envasado – No existen emisiones de Rn. Debido a que el Rn se ha eliminado con el mineral agotado.

Entre trituración y secado no se emite polvo ya que las operaciones van en húmedo.

2.- Efluentes líquidos.

Concentración Resinas de cambio de ión

Disolventes orgánicos tratamiento Residuos sólidos

Aguas madres de precipitación

3.- Residuos sólidos

Tendremos mineral agotado (después de lixiviar). Estará en forma de eras (estática) o bien en forma de pulpa (dinámica). En este último caso se le somete a una separación sólido – líquido.

Puede sufrir tres tipos de almacenamiento.

– Superficie: Eras o diques

– Bajo Superficie: Rellenando huecos de minería a cielo abierto

– En profundidad: Las emanaciones de Rn y de radiación externa se atenúan, pero se plantean problemas para rellenar galerías.

También tendremos los lodos del tratamiento de los efluentes líquidos, los cuales siempre se envían a diques.

La contaminación superficial es la contaminación de suelos, equipos, materiales, etc. y hay que controlarla. (riesgo de inhalación).

14.2.3. Alternativas para reducir el riesgo radiológico en la minería.

1.- Emisiones de Ra y descendientes.

Yacimientos de interior:

Zonas de explotación.-

a.- Ventilación

b.- Aislamiento máximo posible de todas las superficies, salvo el frente. El material aislante tiene que reunir las siguientes características: que sea estanco, que sea aplicable a grandes superficies y que tenga buena adherencia a la superficie de la roca.

c.- Purificación. También es aplicable para polvo de mineral. Como los descendientes del Rn se fijan a los

aerosoles del ambiente muy pequeños (2 ðm). Se emplea la precipitación electrostática. Es muy cara se aplica a minas muy profundas donde el coste de ventilación es muy elevado.

d.– Equipos personales. Caretas con oxígeno o caretas con filtros de carbono activado.

e.– Rotación del personal. Es un caso extremo. Es la única alternativa que existe cuando hay riesgo de radiación externa. (leyes de mineral altas)

Zonas de abandonadas.–

Como no se ventila, la concentración de Radón aumenta.

Alternativas:

a.– Creación de depresión (bombeo de aire) para mandar el Rn al exterior.

b.– Relleno de estéril, que favorezca la difusión del Rn a otras zonas

c.– Equipo de protección personal, para el acceso a estas partes de la mina. (Uso obligatorio: caretas ropa adecuada, etc....

Minería a cielo abierto:

Es poco frecuente que existan grandes concentraciones, salvo una estabilidad atmosférica importante.

Como alternativas tenemos: Equipos personales

Rotación del personal

2.– Emisiones de Polvo mineral.

Alternativas:

a.– Perforación húmeda, o sistemas de captación de polvo

b.– Elección del explosivo de forma que produzca poca cantidad de polvos muy finos.

c.– Riego del frente, pistas, etc.

d.– Planificación adecuada para que los puntos de transferencia de mineral sean los menos posibles.

3.– Efluentes líquidos.

En la minería de interior se construyen pozos perimetrales para disminuir las aguas que llegan a mina. En la minería a cielo abierto se persigue lo mismo, mediante la construcción de cunetas perimetrales.

A pesar de estas medidas, tendremos aguas de mina que tendremos que tratar.

a.– Si las aguas tienen menos de 3 mg/l de Uranio, no sale rentable recuperarlo. Se lleva a balsas donde se añaden floculantes para precipitar las partículas sólidas, y Cl₂Ba para precipitar el Ra. Los líquidos previo control y tratamiento se mandan a cauces públicos, o se dejan en zonas cálidas donde se evaporan.

b.- Si las aguas tienen más de 3 mg/l de Uranio, es económicamente rentable recuperarlo. Se recupera mediante resinas de cambio de ión (SO_4^{2-}) esta resina con Uranio se somete a extracción con disolventes. El eluido se manda a planta, y el efluente líquido se somete a un tratamiento de neutralización con CaO y Cl_2Ba y pasan a dique. En este dique decantan los sólidos y los líquidos pasan a cauce público.

Si el volumen de agua de mina es importante, después de añadir CaO y Cl_2Ba se somete a una separación sólido – líquido. Los líquidos van a cauces públicos y los sólidos a dique.

4.- Residuos sólidos.

Reducción del riesgo:

a.- Emisiones de Rn y polvo de mineral.

1.- Barreras de retención de sólidos. Se hacen con una especie de vallas de arbolado en el entorno de la escombrera para parar los polvos.

2.- Riego frecuente.

3.- Rápida revegetación (disminuye la emisión de Rn)

b.- Efluentes líquidos.

1.- Buena red de drenaje, las aguas se envían a tratamiento con las de la mina.

2.- La escombrera debe descansar sobre una base impermeable, arcilla generalmente, para no contaminar las aguas freáticas.

14.2.4. Alternativas para reducir el riesgo radiológico en la planta de concentración.

1.- Emisiones de Rn y polvo de mineral. Se producen en:

a.- Almacenamiento

- – Barreras de retención de sólidos.

– Riego.

b.- Trituración y molienda

– Sistemas eficaces de captación de polvo. Se suelen emplear filtros de mangas son una especie de loneta a la que se adhiere el polvo, después se le hace circular una corriente en sentido contrario. No retienen el Rn, pero se supone que lo diluye.

– Riego abundante de la zona

– Posibilidad de realizar operaciones en vía húmeda

c.- Secado y envasado.

– Sistemas muy eficaces de captación de polvos. Se les exige más eficacia, ya que aquí el uranio va concentrado, además el polvo debe recuperarse. En esta etapa no hay Radón.

d.- Transporte.

– El transporte en cualquier etapa, debe realizarse en cintas transportadoras herméticas.

2.- Efluentes líquidos.

Parte de los efluentes de la extracción con disolventes se recirculan a lixiviación estática, hasta que se cargan mucho con Ra y Th, una vez cargada se tratan. Se neutralizan con CaO y Cl₂Ba y se mandan a dique, los líquidos previo control se mandan a cauces públicos.

3.- Residuos sólidos.

Los residuos sólidos que proceden del tratamiento de los efluentes son poco contaminante. El grave problema es el mineral agotado que tendrá todos los radionucleidos.

Para tratar el mineral agotado existen varias opciones:

– Tratarlo con ácido nítrico para pasar a intercambio de ión y eliminar el radio. Las resinas con radio se embidonan. Esto no es viable económicamente.

–Existen otras pero son análogas.

Si la lixiviación es estática se pueden adoptar iguales medidas que para la escombrera. Se pretende evitar la emisión de polvo, radionucleidos etc. Se construyen muros, arbolado, se riega, etc. Como estas eras tienen mucha actividad, se justifica el recubrimiento sintético con fibras.

Se puede construir una era sobre otra, se ahorra terreno y se reducen las emisiones de polvo de mineral y de radón, también evitamos las erosiones por el viento, etc.

Si la lixiviación fue dinámica, entonces la pulpa se somete a una neutralización con cal y cloruro de bario (CaO y Cl₂Ba) y se manda a dique.

Las aguas previo control se mandan a cauces públicos.

A estos diques van los sólidos anteriores y los de tratamiento de efluentes. Habrá emisión de Rn y polvo.

Las medidas a adoptar con estos diques son:

Introducción de lodo para que esté húmedo.

Usar estabilizadores en las partes secas.

Revegetar las partes secas.

La N.R.C. propone mantener 1/3 húmedo y los otros 2/3 revegetar y usar estabilizadores.

El dique debe descansar sobre un suelo impermeable, se compacta el suelo que debe ser de arcilla o capas sintéticas. Se suele usar bentonita.

14.4. Clausura.

Etapas de clausura.- **Minería**

Se puede realizar mediante la etapa operacional. Se pretende que el impacto ambiental a largo plazo se mantenga a niveles próximos al fondo de la zona en cuestión.

El gran problema son las escombreras, las medidas a adoptar son:

- Suavizado de taludes

- Recubrir con una capa de arcilla. (bentonita). El espesor es función del Ra-226. La bentonita retiene la humedad evitando filtraciones y la difusión del Radón, también la emisión de partículas (α) y de polvo.

- Recubrir con una capa de arena y gravilla

Recubrir con tierra vegetal y revegetar.

Drenaje adecuado para controlar las aguas.

Etapas de clausura.– **Planta de concentrado.**

El problema es el mineral agotado.

Si el mineral está en diques, se mantiene en periodo de desecación aproximadamente un año. Para los diques se adoptan medidas similares a las adoptadas para las escombreras: Cubrir con arcilla, en función del Ra-226 y después revegetar. O bien recubrir con capas sintéticas (asfaltos, etc.), parece ser que esto sólo funciona bien en la etapa operacional, ya que se observó que a los cinco años se agrietaban.

Si el residuo está en forma de eras, o bien se deja como tal clausurándolo como una escombrera, o bien se manda a rellenar huecos de mina.

En la mina, las ropas se entierran en la escombrera. Los equipos empleados (mezcladores, etc.) se descontaminan completamente para su uso, o bien se desmontan y se entierran.

En España tenemos la fábrica de Andújar en periodo de clausura, el grave problema es el mineral agotado. En Salamanca ya se clausuró alguna escombrera. Sobre las eras, aún no tienen una decisión adoptada.

Tema 15.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en las restantes etapas pre-reactor.

15.1. Purificación y transformación del concentrado.

Prácticamente sólo tendremos los tres isótopos del uranio. No habrá casi nada de Ra ni Rn. También habrá los descendientes más directos del uranio (Po y Pa).

Habrà pues, riesgo de radiación interna, ya que son emisores (α), algo de radiación externa existe, pero es mínimo.

15.1.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos

1.– Efluentes gaseosos, se originan en:

- a.– Reducción del UO_3 con H_2 .

- b.– Transformación del UO_2 con UF_4 .

- c.- Si se realiza la purificación en vía seca
- d.- Calcinación del diuranato amónico ($(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$)

2.- Efluentes líquidos, se originan en:

- a.- Refinado de fosfato de tributilo.
- b.- Aguas madres de precipitación, si se usa precipitación amoniaca.
- c.- En vía seca sólo tendremos aguas de lavado. Como el uranio ya va concentrado, todas las aguas de lavandería se controlan (suelos, personas, etc.)

3.- Residuos sólidos, se originan en:

- a.- Lodos procedentes del tratamiento de efluentes líquidos
- b.- Filtros del tratamiento de efluentes gaseosos.
- c.- Ropas, calzado, etc.

15.1.2. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

Tratamiento de los diferentes tipos de residuos.

- 1.- Efluentes gaseosos.- se tratan mediante filtros.
- 2.- Efluentes líquidos.- Se tratan como los efluentes líquidos de la concentración, sin añadir cloruro de Bario ya que no hay radio. (Ra-226)
- 3.- Residuos sólidos.- Los lodos y los filtros se tratan como en la planta de concentrado. Con el resto de residuos, se compactan y se embidonan, son de baja actividad.

15.2. Enriquecimiento.

En esta etapa, tenemos solamente uranio. El riesgo se reduce a fugas de hexafluoruro de uranio, que son peligros de tipo químico.

Los efluentes líquidos se derivan de limpieza, y como residuos sólidos tendremos ropa, herramientas, etc. Los efluentes líquidos se tratan por filtración exclusivamente, después se envían a cauces públicos.

Los residuos sólidos se compactan y se embidonan, constituyendo residuos de baja actividad.

15.3. Fabricación de elemento combustible.

El mayor riesgo radiológico consiste en la etapa de transformación del UF_6 a UO_2

Efluentes gaseosos.

Partículas de UO_2 , UO_3 , UF_4 , arrastradas por corrientes de gases.

Efluentes líquidos.

Aguas de limpieza y de precipitación amoniacal

Residuos sólidos.

a.– Filtros procedentes de tratamiento de efluentes

b.– Ropas, herramientas, etc.

Todos estos residuos son de baja actividad, y se embidonan

En el proceso de fabricación del elemento combustible tendremos:

Efluentes gaseosos.

Polvo de UO_2 , arrastrado.

Efluentes líquidos.

Aguas de limpieza (se pasan por filtros)

Residuos sólidos.

a.– Ropas, instrumentos, etc. (se embidonan)

b.– Vainas deterioradas (Se trocean y se embidonan)

El problema de estos residuos no es su actividad, sino su volumen y el que son emisores (ð).

15.3.2. Alternativas para reducir el riesgo radiológico.

15.4. Transporte.

Tema 16.– Fuentes y gestión de desechos radiactivos en el reactor y en la etapa de reelaboración

16.1. Reactor.

En el reactor tendremos productos de fisión, transuránidos y productos de activación. En general los productos de fisión sólidos quedan retenidos en la propia pastilla, y los productos de fisión gaseosos quedan retenidos en la vaina.

Dentro del reactor, la mayor contaminación la tendremos en el refrigerante. Tendremos productos de fisión sólidos y gaseosos. (procedentes de rotura de vainas) y productos de activación.

También puede activarse el aire en el edificio de contención.

16.1.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

Efluentes gaseosos.

– Aire del recinto de contención.

– Gases disueltos en el refrigerante.

Efluentes líquidos

- Aguas del primario que debemos purgar
- Aguas de limpieza
- Adicionalmente, tendremos las purgas del agua de piscina.

Residuos sólidos.

Filtros del tratamiento de efluentes gaseosos.

Residuos sólidos del tratamiento de los líquidos

Ropas, instrumentos, etc.

Combustible irradiado (Es de alta actividad)

16.1.2. Sistemas de tratamiento para los efluentes gaseosos y líquidos.

Efluentes líquidos y gaseosos.

Las aguas de limpieza se hacen pasar por filtros. No obstante suelen estar más contaminadas y se someten a una evaporación. Obtendremos un concentrado que es un residuo sólido.

Las aguas del primario se purgan de acuerdo a un caudal preestablecido. Las técnicas que existen para tratarlas son resinas de cambio de ión o someterlas a evaporación. Si se emplean resinas de cambio de ión, las aguas vuelven a recircularse al reactor. De vez en cuando se mandan al río ya que llevan tritio que es muy difícil de separar y eliminar, no resulta rentable separarlo, por ello cuando el valor de tritio en el agua llega a una tasa, se mandan a cauces públicos.

El agua sigue con los radionucleidos gaseosos, después de pasar por las resinas y de ahí que pasen a desgasificación.

Estos isótopos gaseosos obtenidos, a excepción del Cripton-85, Tritio, Carbono-14, Yodo-39, tienen un periodo muy bajo (de horas) por lo que se almacenan en la propia central para que decaigan. Posteriormente se emiten a la atmósfera, después de haber pasado por un filtro. En todas las chimeneas existen detectores para cortar el envío. Si es necesario.

16.1.3. Reducción volumétrica de residuos sólidos.

a.– Ropas, instrumentos, etc. – Constituyen residuos de baja actividad. (A veces pueden ser de media actividad). Su destino final es ser embidonados. Para reducir su volumen se puede recurrir a dos procedimientos diferentes:

Compactar; reduce el volumen unas cinco veces, (se realiza en España)

Incinerar, se podría reducir el volumen hasta 30 veces, tiene el inconveniente de que las cenizas no se pueden embidonar directamente y es preciso acondicionarlas.

16.1.4. Acondicionamiento y almacenamiento de residuos sólidos.

b.- Resinas de cambio de ión y concentrados de evaporador. – Constituyen residuos de media actividad. Antes de embidonarlos hay que acondicionarlos, para lo cual, actualmente, se mezclan con cemento. (Esta operación se realiza en la propia central) En algunos sitios se probó con asfaltos (no se sabe aún si son mejores o peores) porque impiden mejor la lixiviación, aunque la combustión es más fácil. En Estados Unidos se están ensayando polímeros con buenos resultados. En España se usa cemento.

Estos bidones se envían a almacenar en el entorno de la central.

c.- Combustible irradiado. Constituyen residuos de alta actividad. Presentan dos alternativas:

Reelaborar

Almacenar definitivamente (Hoy en día está en piscinas)

16.2. Reelaboración.

Planta de reelaboración.

16.2.1. Principales fuentes de efluentes gaseosos, líquidos y residuos sólidos.

16.2.2. Acondicionamiento y almacenamiento de residuos líquidos y sólidos de alta actividad.

1.- Efluentes gaseosos.– En el interior de las vainas tendremos gases de periodo largo, ya que los de periodo corto habrán desaparecido. Estos gases escapan en el proceso mecánico de cizallamiento de vaina y en la disolución.

2.- Efluentes líquidos.– Refinado del Fosfato de Tributilo, contiene actínidos, plutonio, etc., que son de alta actividad. Después se realizaran otras extracciones que dan efluentes de media actividad.

3.- Residuos sólidos. Vainas y ropas e instrumentos.

Tratamiento de los diferentes efluentes.

- **Efluentes gaseosos.**– Actualmente ya comienzan a tratarse en las plantas de reelaboración, hasta el momento actual se recurría a construcción de chimeneas altas. Hay estudios de que aunque se vertiera todo al aire no contaminaría gravemente hasta el año 2050.
- **Efluentes líquidos.** – Los efluentes líquidos de alta actividad, en la mayoría de los casos, están en contenedores, en estado líquido, en la planta. Es una especie de almacenamiento intermedio, puede ser en seco o en húmedo. Lo normal es en seco, en unos pozos. Es un residuo de alta actividad.

Como la forma de almacenar definitivamente algo, es en forma sólida, estos efluentes líquidos sufren un tratamiento que se denomina acondicionamiento.

En Francia y en Inglaterra ya se está haciendo la vitrificación, la cual consiste en lo siguiente: Los radionucleidos de alta actividad se someten a evaporación, después se calcinan y se mezclan con vidrio fundido (Los vidrios aguantan mejor las aguas que los cementos.

Se piensa que una vez que se tiene este material y antes de almacenarlo definitivamente, conviene enfriarlo en el entorno de la central.

Se emplean bidones de acero inoxidable con blindaje de plomo (10 a 15 cm.) y una capa exterior de titanio que aguanta bien la corrosión.

Residuos sólidos.– Las ropas y residuos sólidos, o se compactan o se incineran (preferentemente lo primero, por ser más barato.) y posteriormente se embidonan.

Las vainas se está pensando en compactarlas y luego acondicionarlas. Se ha pensado en cemento , vidrio, etc.,

La barra de elemento combustible se puede evacuar o reelaborar.

16.3. Clausura de instalaciones nucleares.

Tienen una vida de unos 30 años, que son prorrogable en determinados casos.

Reactor, vasija, etc.– están contaminados, se piensa en tres opciones:

- a.– Se clausura y se controla mediante el personal
- b.– Se vuela y se entierra. Antes debe hacerse una descontaminación de las partes más contaminadas.
- c.– Desmantelamiento y descontaminación de equipos. Se descontaminan y pueden reutilizarse.

Pueden usarse dos de estas opciones; por ejemplo tenerla cerrada 2 ó 3 años, aprovechar los equipos poco contaminados y enterrar el reactor.

Tema 17.– Evacuación de residuos.

17.1. Evacuación de residuos de baja y media actividad.

Los residuos de baja y media actividad se evacuan a la vez. Para ellos existen dos alternativas:

- Almacenamiento en el mar.
- Almacenamiento terrestre superficial o profundo.

La inmersión en el mar se realiza en aguas internacionales, adecuándose a los acuerdos internacionales emitidos. Por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (O.I.E.A.). El último fue en 1972, Convención de Londres, donde se decidió enviar residuos a la fosa atlántica de una profundidad de 4.000 m. Actualmente existen 90.000 toneladas de residuos en esta fosa, (España siempre se opuso).

Estos organismos dictan recomendaciones, cada país miembro es libre de aceptarlas.

El enviar residuos al mar tiene como ventaja, que en caso de rotura de un contenedor, se produce una gran dilución, su inconveniente es que es más difícil de controlar que en tierra.

El confinamiento terrestre puede ser profundo o superficial; excepto Estados Unidos y Alemania, que incluso los de baja actividad los mandan a antiguas minas, todos los países los tienen en superficie.

El almacenamiento en superficie, no lleva casi ninguna preparación. Se busca una zona geológica estable y los bidones se apilan tal cual. Sobre esto puede haber matices sobre si llevan o no cemento.

En España, en la Sierra de Albaracín, Córdoba, existe un almacenamiento de este estilo. Tiene capacidad para 15.000 bidones. Hasta ahora se mandaban residuos de hospital, de baja actividad y de operaciones de investigación de la Junta de Energía Nuclear, de baja y media actividad.

En mayo de 1989 se mandaron por primera vez residuos de media actividad de centrales nucleares (Garroña y Zorita).

Se está pensando un nuevo almacenamiento que tendrá capacidad para 60.000 bidones, con lo que podrá almacenar todo lo producido hasta el año 2000.

Actualmente las barras de combustible están en piscinas, se debe buscar un almacenamiento temporal ya que las piscinas se agotan. Como residuos de alta actividad tenemos en España las barras de combustible irradiado, y los residuos vitrificados que se envían desde Francia, correspondientes a la reelaboración del combustible de Vandellós.

17.2. Evacuación de residuos de alta actividad.

17.2.1. Alternativas posibles.

Se plantearon varias opciones:

Enterramiento en la Antártida.– como desprenden calor, se funde el hielo y así se enterrarían progresivamente.

Lanzarlos al espacio,– tiene el inconveniente de un fracaso en el lanzamiento.

Actualmente se almacenan en **yacimientos de profundidades superiores a 600m.**

Las características que deben cumplir estos yacimientos son:

- 1.– Estable geológicamente.
- 2.– Desde el yacimiento hasta la biosfera deben existir los mecanismos de retraso suficientes para que la migración de los radionucleidos sea muy lenta. Se pretende que no interaccionen con el medio ambiente hasta transcurrido mucho tiempo, del orden de 100.000 años, para que la actividad sea similar a la del ambiente.
- 3.–No deberá haber corrientes de agua. La porosidad del yacimiento deberá ser baja para que los radionucleidos lixiviados vayan a baja velocidad y tengan tiempo de desintegrarse. Además estos radionucleidos sufrirán fenómenos de adsorción y absorción, etc. que también son un mecanismo de retraso si estos parámetros son elevados.
- 4.– Los materiales del yacimiento deberán tener una buena conductividad térmica. Si no cambiarán las propiedades de las rocas por el calor.
- 5.– Se prefiere que en las proximidades no haya otro tipo de fuentes potenciales, tales como minas, etc., que lo hagan interesante para el hombre.
- 5.– Facilidad de operaciones de construcción.

17.2.2. Análisis de la evacuación en formaciones geológicas.

Se consideran tres tipos de almacenamiento.

- 1.– Minas de sal.

Ventajas: La sal es buena conductora térmica, presenta una gran estabilidad, no hay corrientes importantes de

agua y las obras de excavación son fáciles de realizar.

Inconvenientes: En la sal existe agua intersticial que bajo los efectos del calor del residuo, tiende a emigrar, no tiene demasiada capacidad de absorción para mantener radionucleidos. Si estos escapan en agua, además puede existir una futura explotación en busca de sal.

2.- Formaciones Arcillosas.

Ventajas: Baja porosidad y buenas características de adsorción de la arcilla.

Inconvenientes: La arcilla tiene siempre un contenido de agua (10 – 15 %) que no se sabe como emigrará e interactuará con los residuos. El grave problema además, es su baja conductividad térmica. Las operaciones mineras son más costosas que en el caso anterior.

3.- Formaciones en rocas duras, preferentemente granitos.

Ventajas: Son muy estables. Su conductividad térmica es aceptable (una media entre la conductividad de la arcilla y la de la sal) La porosidad es baja (poca permeabilidad) y son formaciones con muy poco valor.

Inconvenientes: Contienen fracturas muy ramificadas, por ellas se mueve el agua y es difícil establecer modelos hidrogeológicos. Se piensa que el calor afecta a las fracturas, estas fracturas se estudian a nivel superficial, en profundidad no se conocen. Los modelos se verifican mediante sondeos que evidentemente son caros. Actualmente el estudio de estas formaciones son las que tienen más atención.

Para el enterramiento de los recipientes, se efectúan un conjunto de pozos de mayor diámetro y altura que el recipiente, el exceso de espacio se rellena con bentonita.

Se pretende, después de llenar el depósito, rellenar túneles, galerías, etc. con bentonita. Esto se efectúa para retener agua y también para evitar hundimientos.

Se maneja el concepto de barreras múltiples: vidrio, recipiente, bentonita y yacimiento.

Los casos insólitos, como terremotos por ejemplo, no se prevén.

Efectos del agua sobre este tipo de almacenamientos.

Si se excluyen los terremotos, el agua es el único camino de llegada de los radionucleidos al hombre. Supongamos que llega el agua a los pozos, se encontrará con la bentonita que se hincha y por tanto actúa como un sellador, haciendo que fluya el agua con poca velocidad hacia el recipiente. Supongamos que el agua, después de tiempo alcanza el recipiente, deberán pasar más años para que éste se corra. Si el recipiente finalmente rompe, el agua alcanza el vidrio; la velocidad de corrosión de los vidrios es aproximadamente de 1 mm. Cada 2.000 años, depende de la cantidad de las aguas. En ese momento se dará la lixiviación, pasan los radionucleidos al agua y se mueven según la hidrodinámica del medio. Por ello se elige el yacimiento adecuado, para que cuando las aguas lleguen a superficie, vayan ya desintegradas.

17.3. Situación actual.

Actualmente no existe ningún almacenamiento definitivo. No se prevé a nivel mundial ningún almacenamiento de este tipo hasta el año 2.050. Hasta ese momento se usarán los almacenamientos intermedios, húmedo y seco enfriando.

En España se está iniciando la fase de búsqueda de emplazamiento.

Tema 18.– Efectos de las radiaciones. Dosimetría.

18.1. Efectos biológicos de las radiaciones: somáticos y genéticos.

La radiación (α, β) ioniza la materia y destruye las proteínas.

Los neutrones no ionizan por si mismos, pero al interaccionar con la materia producen radiaciones (α, β) que si ionizan.

Clases de efectos:

- Somáticos: Es cuando se manifiestan en el individuo
- Genéticos: Es cuando el daño se manifiesta en descendientes.

18.2. Tipos de efectos: estocásticos y no estocásticos.

Estocásticos.– Cuando existe una relación dosis – efecto de carácter probabilístico. A dosis más altas mayores efectos, lo cual implica que a dosis bajas no existan efectos.

No estocásticos.– Cuando existe una relación dosis – efecto de causa.

Los efectos genéticos son de carácter probabilísticos, incluso a bajas dosis puede haber malformación del feto. Son estocásticos.

Dentro de los efectos somáticos, los cánceres son estocásticos, mientras que el resto son todos no estocásticos. Dependen todos de las dosis, necesitan una dosis umbral.

18.3. Factores de los que dependen los efectos de las radiaciones.

Para prevenir los efectos no estocásticos y disminuir la probabilidad los estocásticos a niveles aceptables, el Consejo Internacional de Protección Radiológica (CIPR) fijó unos valores límites de concentración para cada radionucleido, según la vías de absorción.

– Límite de incorporación anual por inhalación (Bq)

– Límite de incorporación anual por ingestión (Bq)

– Límite de incorporación anual por exposición (Bq)

Estos límites son distintos para personal profesionalmente expuesto y para el público en general. A partir de estos límites se puede determinar la concentración máxima en el aire de cada radionucleido.

Ejemplo: Supongamos que el límite anual por inhalación de un determinado radionucleido son: x Bq.

La concentración máxima permisible en el aire será:

$$X \text{ Bq/año} * (1 \text{ min} / 0,020 \text{ m}^3) * (1 \text{ año} / 2.000 \text{ horas}) * (1 \text{ hora} / 60 \text{ min}) = Y \text{ Bq}$$

(1 min/ 0,020 m³) Tasa de respiración del individuo (fijada por el (CIPR)

18.4. Indices de riesgo radiológico.

Índice de riesgo: (No indica el daño que puede producirse) Es la suma de los índices de riesgo de cada radionucleido, los cuales si indican el daño que puede producirse. Se define para cada vía de absorción.

– Por inhalación; se define como la concentración existente en el aire dividido por el límite permitido. (para cada radionucleido)

18.5. Dosimetría. 18.5.1. Exposición

La dosimetría tiene por objeto la determinación de la energía que las radiaciones ionizante suministran por unidad de masa de material irradiado.

18.5.2. Dosis.

– Unidad de dosis por exposición: Es el Roentgen (R) . Se define como una exposición tal que produce en 1 cm³ de aire y en condiciones normales (0 °C , 1 atm), 2*10⁹ pares de iones, o sea, mide la ionización que una radiación X o produce en un medio que tomamos de referencia (aire).

– Dosis absorbida: Es la energía procedente de las partículas o radiaciones ionizantes, que es absorbida por un volumen considerado de masa m.

La unidad es el Gray (Gy), que es igual a un Julio dividido por un Kg. Antiguamente la unidad de medida era el Rad; 1 Gy = 100 Rad.

La dosis absorbida es diferente según sea una radiación u otra, depende de la ionización específica.

18.5.3. Dosis equivalente.

– Dosis equivalente: Es el producto de la dosis absorbida, por un factor de calidad (q) que tiene en cuenta las características de la radiación. Para X o , q = 1; para γ q =10

La unidad es el Sievert. (Sv), hasta ahora la unidad era el Rem; 1 Sv = 100 Rem.

Factores ponderados.

Vienen dados para cada radionucleido, es un factor que nos indica cuantos Siever corresponden a cada Bequerelio que absorbemos.

Como aparatos de medida tenemos el **Babiline y el Geiger.**

18.6. Límites de concentración y dosis. Recomendaciones de la C.I.P.R.

FIN

ANEXOS

Examen tipo.- año 1993

1.- Un contador de radiactividad tipo Geiger – Müller presenta mayor eficiencia para las partículas beta que para las gamma. Explica por que.

2.- Con un detector de centelleo de NaI (Ta) ¿es siempre posible hacer un análisis cuantitativo de radionucleidos emisores gamma? Justifica la respuesta.

- 3.- Es cierto que un átomo, tras la emisión de una radiación alfa o beta, emite siempre una radiación gamma?.
- 4.- Cuando en un átomo la energía de excitación de su núcleo se emplea en arrancar un electrón de su corteza electrónica desde una capa cercana al mismo hasta otra más externa. ¿Qué le sucede a dicho átomo?
- 5.- ¿Cuándo ioniza más una partícula alfa, al principio o al final de su recorrido? Justifica la respuesta.
- 6.- ¿En que tipo de interacción de la radiación gamma con la materia, dicha radiación cede toda su energía?
- 7.- ¿Son Físiles todos los materiales fisionables? Justifica la respuesta. Cita los ejemplos que conozcas de materiales fisionables.
- 8.-Cuál es la diferencia entre un reactor rápido y otro reproductor?
- 9.- Comenta, muy brevemente, la función del edificio de contención de un reactor.
- 10.- Entre los yacimientos sedimentarios de Torio tenemos placeres ¿Se puede decir lo mismo del Uranio?
- 11.- ¿Pueden existir minerales de Uranio de origen hidrotermal en los cuales la mayor parte de este se encuentre como U (IV) Justifica la respuesta. Cita tres minerales de Uranio
- 12.- ¿La radiación gamma emitida por un yacimiento de Uranio podrá ser detectada siempre mediante la prospección aérea?.
- 13.- ¿Cuándo se puede emplear la operación de lixiviación estática en la etapa de concentración de un mineral de uranio.
- 14.- ¿Si se concentra el uranio mediante resinas de intercambio iónico conviene realizar la elución siempre con ácido sulfúrico? Justifica la respuesta.
- 15.- ¿Por qué se utiliza el hexafluoruro de uranio en la etapa de enriquecimiento del uranio?.
- 16.- ¿Cuáles son las propiedades físico – químicas más importantes, que han dado lugar a que hoy en día se tienda a utilizar como combustible nuclear el dióxido de uranio, en vez de Uranio metal?
- 17.- ¿Cuál es la misión de la operación de sinterizado en el proceso cerámico de la fabricación del combustible nuclear.?
- 18.- Señala los componentes de un elemento combustible en un reactor PWR
- 19.- ¿Por qué es necesario, en la minería del Uranio, realizar un control radiométrico muy estricto del mineral?
- 20.- ¿Cuál es la misión del helio en la barra combustible de un reactor PWR

Ejercicios.-

Veamos primero los prefijos y sus equivalencias.

Factor Prefijo Símbolo

103 – 10 – 3 Kilo – Mili K – m

106 – 10 – 6 Mega – Micro M – micro

109 – 10 – 9 Giga – Nano G – n

1012 – 10 – 12 Tera – Pico T – p

1015 – 10 – 15 Peta – Femto P – f

1018 – 10 – 18 Exa – Atto E – a

1.- La masa de un Curio (1 Ci) de Pb214 es de $3 \cdot 10^{-8}$ gramos. Determinar la constante de desintegración (λ) de dicho isótopo.

1.-

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq} = A$$

$$3 \cdot 10^{-8} \text{ gr Pb} * \frac{6,02 \cdot 10^{23} \text{ átomos Pb}}{214 \text{ gr Pb}} = 8,71 \cdot 10^{13} \text{ átomos de Pb} = N$$

207, 19 gr. Pb.

$$A = \lambda * N \quad \lambda = 4,2 \cdot 10^{-4} \text{ seg}^{-1}$$

2.- Calcular el n° de desintegración por segundo (A Bq) de un gramo de Ra-226. El periodo de semidesintegración de 1620 años.

$$2.- 1 \text{ gr. Ra} * \left(\frac{6,02 \cdot 10^{23} \text{ at Ra}}{226 \text{ gr Ra}} \right) = 2,66 \cdot 10^{21} \text{ átomos Ra} = N$$

$$T = 1620 \text{ años} = 5,03 \cdot 10^{10} \text{ segundos} \quad T = \underline{0,693}$$

λ

$$\lambda = 1,37 \cdot 10^{-11} \text{ segundos}^{-1}$$

$$A = \lambda * N = 3,6 \cdot 10^{10} \text{ Bq} = 1 \text{ Ci}$$

3.- Hallar la A en curios de 0,2 gramos de Cs-137. Siendo su periodo de semidesintegración 28 años.

3.-

$$0,2 \text{ gr Cs} * \left(\frac{6,02 \cdot 10^{23} \text{ at Cs}}{132,90 \text{ gr Cs}} \right) = 9,06 \cdot 10^{20} \text{ átomos Cs} = N$$

$$T = 28 \text{ años} = 8,71 \cdot 10^8 \text{ seg} \quad \lambda = \underline{0,693} = 7,95 \cdot 10^{-10} \text{ seg}^{-1}$$

T

$$A = \lambda * N = 7,21 \cdot 10^{11} \text{ Bq} \quad \underline{1 \text{ Ci}} = 1,94 \cdot 10^1 \text{ Ci} = 19,4 \text{ Ci}$$

$$3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

Cs-137 no se encuentra en la naturaleza, es el que se va a usar en prácticas.

4.- El T del Bi-212 es de 47 minutos. Calcular el N desintegrados en 12 minutos y su A transcurridos esos 12 minutos. La muestra inicial contiene una masa de 1 mg de dicho isótopo.

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

$$N_0 = 10^{-3} \text{ gr Bi} \left(\frac{6,023 \cdot 10^{23} \text{ at Bi}}{208,98 \text{ gr Bi}} \right) = 28 \cdot 10^{17} \text{ at Bi}$$

$$t = 12 \text{ min} = 720 \text{ seg}$$

$$\lambda = \frac{0,693}{T} = \frac{0,693}{47 \cdot 60} = 2,457 \cdot 10^{-4} \text{ seg}^{-1}$$

T

$$N = N_0 e^{-\lambda t} = 28 \cdot 10^{17} \text{ at Bi} e^{-\lambda t} = 23,46 \cdot 10^{17} \text{ átomos}$$

$$N \text{ desintegrados en 12 min.} = (28 - 23,46) \cdot 10^{17} = 4,54 \cdot 10^{17} \text{ átomos Bi}$$

$$A = \lambda \cdot N = 2,457 \cdot 10^{-4} \text{ seg}^{-1} \cdot 23,46 \cdot 10^{17} \text{ átomos} = 57,64 \cdot 10^{13} \text{ Bq} = \mathbf{0,015 \text{ Ci}}$$

5.- El periodo de UX, es de 24,1 días. ¿Cuánto tiempo se necesitará después de aislada una muestra de UX1 para que el 90 % de la misma se transforme en su hijo UX2?.

$$T_{UX} = 24,1 \text{ días} = 2082240 \text{ seg.}$$

90 %

UX1 UX2

$$N_1 = N_0 (1 - e^{-\lambda t})$$

$$N_1 = 0,9 N_0 \quad 0,9 N_0 = N_0 (1 - e^{-\lambda t})$$

$$e^{-\lambda t} = 1 - 0,9 = 0,1 \quad -\lambda t = \ln 0,1 \quad t = \frac{\ln 0,1}{-\lambda}$$

$-\lambda$

$$t = \frac{6.918.825,4 \text{ seg}}{2,457 \cdot 10^{-4}} = 1221,89 \text{ horas} = 80,07 \text{ días.}$$

6.- Si se prescinde del U-234 la composición isotópica del U natural es 99,28 % peso de U-238, 0,72% peso U-235. Conociendo las correspondientes secciones eficaces microscópicas de absorción para ambos isótopos

$$\sigma = 2,71 \text{ b} \quad 1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$$

$$\sigma = 683 \text{ b}$$

$$\text{Densidad del U} = 19 \text{ gr/cm}^3$$

Calcular las de absorción totales macros y micros para el U natural.

$$\text{U-238 } 99,28 \% \quad \sigma = 2,71 \text{ b} \quad \text{Densidad del U} = 19 \text{ gr/cm}^3$$

$$U-235 \ 0,72 \% \ 5 = 683 \text{ b } 1 \text{ b} = 10 - 24 \text{ cm}^2$$

$$T = 5 + 8 = 685,71 \text{ b } (10 - 24 \text{ cm}^2 / 1 \text{ b}) = 685,71 \ 10 - 24 \text{ cm}^2$$

$$\delta = N, N = \text{núcleos o átomos/cm}^3$$

$$19 \text{ gr U } (6,023 \ 10^{23} \text{ at U } / 238,03 \text{ gr U}) = 0,48 \ 10^{23} \text{ at U/cm}^3$$

$$99,28 \% \ 0,477 \ 10^{23} \text{ at U}^{238} / \text{cm}^3$$

$$0,72 \% \ 0,003 \ 10^{23} \text{ at U}^{235} / \text{cm}^3$$

$$\delta = N = 2,71 \ 10 - 24 \text{ cm}^2 * 0,477 \ 10^{23} \text{ at U}^{238} / \text{cm}^3 +$$

$$683 \ 10 - 24 \text{ cm}^2 * 0,003 \ 10^{23} \text{ at U}^{235} / \text{cm}^3 = 0,129 + 0,205 = \mathbf{0,334 \text{ cm}^{-1}}$$

7.- Calcular el tiempo necesario para que el Th-234 alcance el equilibrio con su progenitor el U-238. Supóngase que inicialmente solo hay U-238.

$$T_{Th} = 1,41 \ 10^{17} \text{ s } T_{U-238} = 2,08 \ 10^6 \text{ s } \delta_2 = 3,3 \ 10^{-7} \ \delta_1 = 4,9 \ 10^{-18}$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \delta_1 N_1 - \delta_2 N_2 \quad N_1 = N_A \ 0 \ e^{-\delta \delta t}$$

$$\frac{d}{dt}$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \delta_1 N_A \ 0 \ e^{-\delta \delta t} - \delta_2 N_2. \quad N_2 = \delta_1$$

$$\frac{d}{dt}$$

$$\text{Para que haya equilibrio: } \delta_1 N_1 = \delta_2 N_2$$

$$\delta_1 (N_2 \ 0 \ e^{-\delta \delta t}) = \delta_2 \frac{N_1 \ 0}{\delta_1} (e^{-\delta \delta t} - e^{-\delta \delta t}) \ \delta_1 \ll \delta_2$$

$$\delta_2 - \delta_1$$

$$1 = \frac{\delta_2}{\delta_1} * (1 - e^{(\delta \delta - \delta \delta \delta t)}) = 0 = \frac{1}{1} = \frac{1}{1}$$

$$\delta_2 - \delta_1 \ e^{-\delta \delta t} \ e^{0,693/T_2 t}$$

para $t = 7 T$ se considera que hay equilibrio

ya que sino

$$\frac{\delta_2}{\delta_1} - \frac{\delta_1}{\delta_2} - 1 = e^{(\delta \delta - \delta \delta \delta t)} \ \frac{\delta_1}{\delta_2} = e^{(\delta \delta - \delta \delta \delta t)}$$

$$\delta_2 \ \delta_2$$

$$t = \frac{1}{\delta_1} \ln \frac{\delta_1}{\delta_2} = 866 \text{ días esto es esperar mucho.}$$

$$\delta \delta - \delta_2 \ \delta_2$$

8.- Calcular la constante de desintegración del U238 sabiendo que su periodo de desintegración es $T - U^{238}$

$$= 1,41 \cdot 10^{17} \text{ s}$$

$$\lambda \text{ U-238} = \frac{0,693}{1,41 \cdot 10^{17} \text{ s}} = 4,91 \cdot 10^{-18} \text{ seg}^{-1}$$

T

9.- Calcular la constante de desintegración del Cs137 sabiendo que su periodo de desintegración es T – Cs137 = 30,17 años.

$$\lambda \text{ Cs-137} = \frac{0,693}{(30,17 \text{ años} \cdot 365 \text{ días/año} \cdot 24 \text{ h/día} \cdot 3600 \text{ s/h})} = 7,28 \cdot 10^{-10} \text{ seg}^{-1}$$

T

10.- El periodo de desintegración del R226 es 1620 años ¿Qué fracción del mismo quedará a los 100 años?

¿ N ?

N0

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad \underline{N} = e^{-\lambda t} = e^{-\lambda t} = e^{-\lambda t}$$

N0

$$\lambda \text{ R-226} = \frac{0,693}{(1620 \text{ años} \cdot 365 \text{ días/año} \cdot 24 \text{ h/día} \cdot 3600 \text{ s/h})} \text{ seg}^{-1}$$

T

$$t = (100 \text{ años} \cdot 365 \text{ días/año} \cdot 24 \text{ h/día} \cdot 3600 \text{ s/h}) \text{ seg}$$

$$-\lambda t = -0,693 \cdot (100/1620) = -0,04278$$

$$\underline{N} = e^{-\lambda t} = e^{-0,04278} = 0,9581 \text{ } 95,81 \%$$

N0

11.- Después de tres horas se ha desintegrado el 18 % de cierto isótopo radiactivo. Cuanto vale la constante de desintegración del mismo y su periodo de desintegración.

$$\underline{N} = e^{-\lambda t} = 0,82 \text{ } 82 \%$$

N0

$$-\lambda t = \ln 0,82 \quad \lambda = \frac{-\ln 0,82}{t} = \frac{-\ln 0,82}{10,800 \text{ s}} = 1,8375 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$$

$$t \text{ } 10,800 \text{ s}$$

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{1,8375 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}} = 11 \text{ horas}$$

$$\lambda \text{ } 1,8375 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$$

12.- El periodo de desintegración del Cs137 es de 30,17 años. En el 6,5 % de las desintegraciones β se emite un máximo de energía de 1,176 MeV. Y el núcleo residual aparece en su estado fundamental.

En el 93,5 % de las desintegraciones se emite un máximo de energía de 0,514 MeV para formar mBa137 (metaestable) de periodo de desintegración $T = 2,55$ minutos el cual decae por transición isomérica a Ba137 estable.

Cual es la energía de la radiación γ emitida al decaer el mBa137 metaestable.

6,5 % Cs137 95,3 % Cs137

$$\delta = 0,514 \text{ MeV}$$

$$1,176 \text{ MeV}$$

$$\text{mBa137} \quad T = 2,55 \text{ min}$$

$$= ?$$

$$\text{Ba137} \quad \text{Ba137}$$

$$= 1,176 \text{ MeV} - 0,514 \text{ MeV} = 0,662 \text{ MeV}$$

13.- Determinar la actividad de una muestra de Cs137 de 2 δCi de actividad después de transcurridos 20 años. Sabiendo que el periodo de desintegración de la misma es $T=30,17$ años.

$$A = A_0 e^{-\delta t} \quad T = \underline{\ln 2}$$

$$\delta$$

$$A = 2 \delta\text{Ci} e^{-(\ln 2 / 30,17) * 20} = \mathbf{1,21 \delta\text{Ci}}$$

14.- Hallar la eficiencia de un contador Geiger–Müller sabiendo que la escala electrónica adosada al mismo señala un conteo de 10.942 Cpm (cuentas por minuto).

La muestra medida es de Cs137 , de hace 20 años, de actividad de 2 δCi .

$$T=30,17 \text{ años.}$$

$$\text{Eficiencia} = \underline{\text{Actividad medida en el Geiger - Müller}} * 100$$

Actividad efectiva de la muestra.

$$E = \underline{N} * 100 \quad A = A_0 e^{-\delta t}$$

$$A$$

$$E = \underline{N \text{ cuentas por minuto}} * \underline{(1 \text{ min} / 60 \text{ segundos})} * 100 = 0,477 \%$$

$$A \delta\text{Ci} * \underline{10 - 6 \text{ Ci}} * \underline{3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}} * \underline{1 \text{ Cuenta/segundo}}$$

$$1 \delta\text{Ci} \quad 1 \text{ Ci} \quad 1 \text{ Bq}$$

15.- La serie radiactiva del uranio indica que por cada átomo de Uranio U238 que se desintegra se desprende en total hasta llegar al Pb206 estable 8 partículas α y 6 partículas β .

Calcular el número de partículas α y β emitidas por segundo y por gramo de mineral de Uraninita cuya fórmula es UO_2 cuyo contenido en Uranio es del 47 %.

$$\lambda = 4,88 \cdot 10^{-18} \text{ s}^{-1} \quad A = N \cdot \lambda$$

$N \lambda$

$$A = 1 \text{ gr } \text{UO}_2 \cdot 47 \text{ gr U-238} \cdot \frac{6,023 \cdot 10^{23} \text{ átomos}}{238 \text{ g U238}} \cdot \frac{1 \text{ mol}}{238 \text{ g U238}} \cdot 4,88 \cdot 10^{-18} \text{ s}^{-1} = 5804 \text{ átomos/s}$$

$$100 \text{ gr } \text{UO}_2 \cdot 1 \text{ mol } 238 \text{ g U238}$$

$$5804 \text{ átomos/s} \cdot (8 \text{ partículas } \alpha \text{ por átomo}) = 46.432 \text{ partículas } \alpha / \text{s}$$

$$5804 \text{ átomos/s} \cdot (6 \text{ partículas } \beta / \text{átomo}) = 34.824 \text{ partículas } \beta / \text{s}$$

16.- El grado de quemado de un elemento combustible en el reactor se expresa en Mw/T. Deducir el factor de conversión entre el grado de quemado y el número de fisiones por metro cúbico de combustible. Supóngase un combustible de UO_2 de $\rho = 10,2 \text{ g/cm}^3$ y un grado de quemado de 30.000 Mw/T. El grado de enriquecimiento para el U235= 3%

$$3 \cdot 10^4 \text{ Mw/T} \cdot 10^6 \text{ w/Mw} \cdot 1 \text{ (Jul/s)} / 1 \text{ w} \cdot 86.400 \text{ s/día} \cdot 10^{-6} \text{ T Uranio/ gramo de Uranio} =$$

$$2,592 \text{ Julios/gramo de Uranio} = (w \cdot s) / \text{gramo de Uranio}$$

$$3,1 \cdot 10^{10} \text{ fisiones} = 1 \text{ w} \cdot s$$

$$2,592 \cdot 10^9 (w \cdot s) / \text{gramo de Uranio} = 2,592 \cdot 10^9 (w \cdot s) / \text{gramo de Uranio} \cdot 3,1 \cdot 10^{10} \text{ fisiones} / \text{gr U} =$$

$$8,0352 \cdot 10^{19} \text{ fisiones} / \text{gr U}.$$

$$\text{UO}_2 = 10,2 \text{ g/cm}^3 \quad 1 \text{ cm}^3 = 10,2 \text{ g } \text{UO}_2$$

$$\text{PM} - \text{U} = 0,97 \% \cdot 238 + 0,03 \% \cdot 235 = 237,91 \% \text{ U en } \text{UO}_2 = 88,144$$

$$\text{PM} - \text{O}_2 = 32$$

$$10,2 \text{ gr } \text{UO}_2 \cdot 8,990688 \text{ gramos U/ cm}^3$$

17.- En una central térmica de carbón de 3000 Mw. térmicos se quema carbón de 4000 Kcal/kg de poder calorífico. Sabiendo que el contenido de U238 de dicho carbón es de 2 ppm. Calcular la actividad del U238 contenida en el carbón que se quema en 1,5 segundos (Expresarla en Becquerelios).

Esa actividad es para el U y para todos los demás radionucleidos.

$$\text{Mw térmico} = 106 \text{ Jul/s} \quad 3000 \text{ Mw térmico} = 3 \cdot 10^9 \text{ Jul/s}$$

$$4000 \text{ Kcal/kg} = 4000 \text{ cal/gr}.$$

$$3 \cdot 10^9 \text{ Jul/s} \cdot 0,24 \text{ cal/jul} = 0,72 \cdot 10^9 \text{ cal/s}$$

$$0,72 \text{ 109 cal/s} / 4000 \text{ cal/gr.} = 0,18 \text{ 106 gr/s} = 180 \text{ Kg/s}$$

Contenido en U-238 = 2 ppm = 2 gr / T carbón.

En 180 Kg hay 0,360 gramos de U-238

$$0,360 \text{ gr. de U-238} * (6,023 \text{ 1023 átomos} / 238 \text{ gr U-238}) = 0,0091 \text{ 1023 átomos.}$$

$$A = \lambda N = 4,88 \text{ 10}^{-18} * 9,1 \text{ 1020} = 44,408 \text{ 102} = 4440,8 \text{ Bq.}$$

18.- En un recipiente hay una muestra que contiene 2 gr de Radio226 y 10 - 6 gr de Radón222 ¿Qué cantidad de Radón existirá en la muestra? Permaneciendo esta herméticamente cerrada al cabo de 10 días. El periodo del Radio es $T_{Ra} = 5,05 \text{ 10}^{-10} \text{ s}$ y en el Radón $T_{Rn} = 3,8 \text{ 105 s}$.

$$2 \text{ g Ra226} * (6,023 \text{ 1023 átomos} / 226 \text{ gr Ra-226}) = (12,046 / 226) \text{ 1023 átomos Ra226}$$

$$10^{-6} \text{ g Rn222} * (6,023 \text{ 1023 átomos} / 222 \text{ gr Rn-222}) = (6,023 / 222) \text{ 1017 átomos Rn226}$$

$$dN_b / dt = \lambda_a \lambda_b N_b$$

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = (d\lambda_b / dt) * e^{\lambda_b t} + (\lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t})$$

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = (\lambda_a \lambda_b N_b) * e^{\lambda_b t} + (\lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t}) = \lambda_a \lambda_b e^{\lambda_b t}$$

Sustituimos ahora λ_a por su valor según la ecuación (3), con lo cual:

$$d(\lambda_b e^{\lambda_b t}) / dt = \lambda_a \lambda_b e^{\lambda_b t} - \lambda_a \lambda_b t$$

$$\lambda_b e^{\lambda_b t} = (\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a \lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t} - \lambda_a \lambda_b t + C$$

Para determinar la constante C suponemos que para $t = 0$ es $N_b = N_{b0}$ con lo cual:

$$C = \lambda_b N_{b0} - (\lambda_a \lambda_b \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a \lambda_b \lambda_b$$

Multiplicando por: $e^{\lambda_b t}$

$$\lambda_b = \lambda_b N_{b0} e^{\lambda_b t} + (\lambda_a \lambda_b (\lambda_b - \lambda_a \lambda_b \lambda_b e^{\lambda_b t} - \lambda_a \lambda_b t$$

$$N_b = 3 \text{ 1016 átomos}$$

$$A = 3 \text{ 1016 átomos} * 21 \text{ 10}^{-6} \text{ s}^{-1} = 1,4 \text{ 10 10 Bq.}$$

PRACTICAS 3 Y 4

Determinación de eficiencias de un contador Geiger - Müller

Supongamos una fuente cuya actividad es A desintegraciones por segundo. Si situamos en una rendija cualquiera del soporte del detector y medimos las N cuentas por minuto que nos resultan, se observa que pasándolas a cuentas por segundo no coinciden nunca con A.

Los factores que influyen en el hecho anterior son varios a parte del ya conocido tiempo muerto. Estos son, entre otros, la absorción del aire y de la ventana del contador, la imposibilidad geométrica de que la totalidad

de las partícula alcancen el volumen del tubo y la incapacidad para producir iones de algunas de las que ya inciden en el.

Llamaremos eficiencia de un contador, para una distancia a la ventana y una fuente dada, al cociente $E = (N/A) * 100$; donde A es la actividad de la muestra en μ Curios y N el número de cuentas por minuto. E es adimensional, y lo que nos determina es el tanto por ciento de partículas que detecta el contador sobre las totales que emite la fuente.

Entre las tres tipos de partículas radioactivas (α β), son las β las que tienen mayor eficiencia, seguidas de las α y por último la γ . Vamos a comparar eficiencias de las partículas β y γ . Valoraremos por tanto la eficiencia relativa.

Supongamos una fuente que emite partículas β y γ simultáneamente, como por ejemplo el Cesio-137. Situemos dicha fuente en una rendija determinada donde mediremos N_0 cuentas por minuto correspondientes a ambos tipos de partículas. En una rendija superior a la ya mencionada colocaremos invariablemente durante toda la experiencia filtros de un material absorbente de baja densidad superficial, tal como el aluminio, en sentido de densidad creciente. Las medidas verificarán la siguiente relación $N_0 > N_i$ para todo i.

Asimismo se observará que a partir de un cierto i, todos los demás contajes se mantienen casi constantes, aunque aumentemos el espesor. La interpretación de lo anterior es debida a que al llegar a un determinado espesor el aluminio es capaz de absorber todas las partículas β , siendo sus efectos casi nulos sobre los fotones γ . En este caso N_i nos da únicamente el número de cuentas debido a la radiación gamma, siendo por tanto el número de cuentas debido a las partículas beta: $N_\beta = N_0 - N_i$; donde

N_0 es la medida que teóricamente se obtendría si el espesor del aire y la ventana fuesen nulos. N_0 lo obtendremos por extrapolación de la curva que representa N frente al espesor de los filtros de aluminio.

Supongamos ahora una fuente de actividad A, que produce b partícula beta y c partículas gamma por cada desintegración.

$$E_\beta = (N_\beta) * 100 / b * A \quad E_\gamma = (N_\gamma) * 100 / c * A$$

$$E_r = E_\gamma / E_\beta = (b N_\gamma * 100) / c N_\beta \text{ como } N_\beta = N_0 - N_\gamma$$

$$E_r = E_\gamma / E_\beta = (b N_\gamma * 100) / c (N_0 - N_\gamma)$$

Realización práctica de la experiencia.-

Nº filtro Densidad superficial mg/cm² cpm cuentas por min.

Sin 0 9422

3 5,4 7886

5 13,51 6879

7 31,07 4634

9 64,84 2818

10 94,57 1699

11 135,10 860

12 216,16 376

13 270,20 286

15 405,30 285

17 504,40 262

19 810,60 257

21 1080,80 255

(representar la muestra gráficamente en papel milimetrado exponencialmente)

Xcpm Y Densidad superficial en mg/cm²

La muestra radioactiva es Cesio-137 de actividad 2 μ Curios

$ET = (N / A) * 100$ donde $A = A_i e^{-\lambda t}$ $N = N_0 = 9522$ cpm

$A_i = 2 \mu$ Curios

1 Curio = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq (c/s), por tanto $A_i = 7,4 \cdot 10^4$ c/s

Teniendo en cuenta que la fecha de la pastilla es de hace 231 meses, $T = 30,17$ años

Operando llegamos a $ET = 0,33 \%$

De la representación grafica extrapolamos el valor de $N = 256$ cpm

$Er = (N / (N_0 - N)) * 100 = (256 / (9422 - 256)) * 100 = \mathbf{2,79 \%}$

Geiger

$A > 1$

Contadores

Proporcionales

$A = 1$

Cámaras de

ionización

i

V

Zona de estabilidad

Energía de enlace por nucleón en

MeV

Nº de masa

Atómica (A)

8,8

H

Fe

U

Número de

neutrones

0,74

E (MeV)

arcilla

arcilla

arenisca

Cámara de baja

Presión

BARRERA

Cámara de alta presión

Cámara de baja

Cámara de alta

Cámara de baja

Cámara de baja

Cámara de baja

Refrigerante

Bomba

Recirculado

Alimentación