FUSION

ASPECTOS AMBIENTALES DE LA FUSION

Dolores CARRILLO
y Francisco DIAZ DE LA CRUZ

INTRODUCCION

En el momento presente el nivel de desarrollo y los progresos alcanzados en los estudios sobre la física del plasma y en las investigaciones sobre la fusión nuclerar, permiten reconocer las posibilidades de su viabilidad como fuente futura de abastecimiento energético.

Dicha situación ha obligado a efectuar un análisis detallado del impacto ambiental asociado a esta forma de producción de energía y en el instante en que nos encontramos parece razonable el abordar, a modo de retrospectiva, una recapitulación sobre los conocimientos existentes en esta otra vertiente, habitualmente más desconocida, del desarrollo tecnológico de la fusión nuclear.

La definición del impacto ecológico de la fusión ha de efectuarse, conjuntamente, con la discusión sobre los aspectos de seguridad inherentes a este tipo de instalaciones, llegándose así a un proceso simbiótico de análisis cuya metodología posee elementos objetivamente de análisis comunes con los aplicados en la fisión nuclear, si bien la dispar naturaleza de ambos procesos conlleva, necesariamente, la adopción de tratamientos específicos.
de tratamientos específicos.

La mayor parte de los países con programas avanzados de investigación y desarrollo en fusión nuclear, llevan a cabo, desde hace tiempo, estudios sobre seguridad e impacto ambiental basándose en diseños conceptuales de reactores de fusión. No obstante, las dimensiones de esta tarea exigieron, desde un principio, el esfuerzo integrador de colaboraciones internacionales capaces de enfrentar, de forma realista, el problema en su auténtica escala. Entre los esfuerzos internacionales más relevantes en este campo ha de mencionarse, especialmente, el acometido por el Organismo Internacional de Energía Atómica (en adelante Organismo).

ACTIVIDADES DEL OIEA

De forma casi simultánea con las primeras conquistas en las investigaciones sobre la fusión nuclear, el Organismo promovió, en 1971, la creación del Consejo Internacional de Investigación de la Fusión (CIIF) que, en su primera reunión, recomendó la conveniencia de coordinar, a nivel internacional, la información relevante para el desarrollo de la fusión, incluyendo los aspectos relativos a la seguridad.

En diciembre de 1971 una reunión de un grupo de consultores sobre Fusión y

Francisco DIAZ DE LA CRUZ. Licenciado en Ciencias Matemáticas. Doctor Ingeniero. Diplomado en Ingeniería Nuclear. Colaborador con la JEN desde 1966 y posteriormente con el CSN, en temas de Seguridad Radiológica.

Dolores CARRILLO. Doctora en Ciencias Químicas. Diplomada en Ingeniería Nuclear. Desarrolla su actividad profesional en el CSN. Becaria de los Gobiernos alemán, danés, finés, noruego e italiano, así como del Organismo Internacional de Energía Atómica y de la JEN.

Medio Ambiente, convocada por el Organismo, concluyó con una declaración en la que se señalaba que la evaluación de los posibles efectos ambientales de los reactores de fusión debería realizarse tras un estudio previo de detalle de la ingeniería asociada a la operación de dichos reactores.

A tal fin el Organismo promovió la creación de un grupo de trabajo constituido por expertos con profundos conocimientos en el área de diseño de reactores de fusión.

En 1974 el Organismo patrocinó en Culham (Reino Unido) un Seminario sobre «Problemas de Diseño de los Reactores de Fusión», en el que se estableció un grupo de discusión sobre «Fusión y Medio Ambiente» (1).

De forma simultánea los temas ambientales de la fusión habían sido tratados en la 2ª y 3ª reunión del CIIF, llevadas a cabo en 1972 y 1973, respectivamente, habiendo concluido con la solicitud al Organismo de elaborar un documento detallado que recogiera el estado del arte en la materia. Dicho informe fue publicado por el Organismo en septiembre de 1975 bajo el título «Energía de fusión y Medio Ambiente» (2).

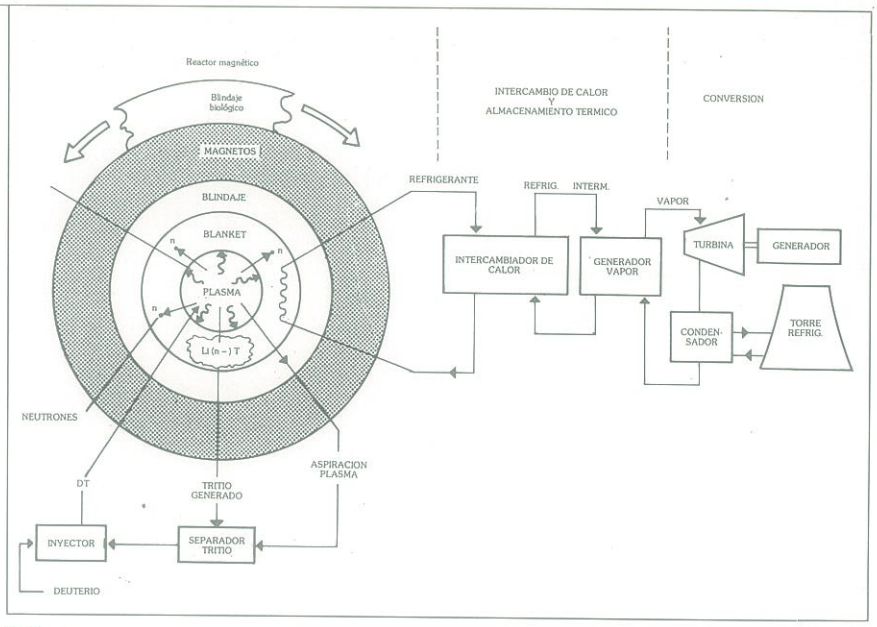
En noviembre de 1979 se celebró una reunión de consultores que, tomando como base el informe elaborado por el Organismo en 1975 y los conocimientos producidos desde entonces, debía identificar áreas de estudio e investigación sobre seguridad radiológica e impacto ambiental. Los consultores prepararon un documento (3) en donde se señalaba la conveniencia de llevar a cabo en 1981 un Seminario específico sobre «Aspectos de Seguridad en la Fusión». El CIIF respaldó esta recomendación, expresando su deseo de coordinar este trabajo con el de la reunión internacional sobre el reactor TOKAMAK (INTOR), que se celebraría del 30 de marzo al 10 de abril de 1981.

Del 23 al 27 de marzo de 1981 tuvo lugar en Viena un Seminario para tratar, monográficamente, los temas de seguridad principales que podían vislumbrarse en ese momento. Para dar cumplimiento a la recomendación del CIIF un cierto número de expertos participaron en este seminario y en el del INTOR, anteriormente aludido.

La temática analizada durante dichos Seminarios sirvió de agenda de trabajo para la reunión del Comité Técnico sobre: «Aspectos ambientales y de seguridad en la fusión», que se celebró del 17-21 de octubre de 1983 en el Centro de Investigación de las Comunidades Europeas de Ispra (Italia). La reunión concluyó con el establecimiento de un programa de trabajo en base a la creación de 3 grupos, que permitieran su desarrollo. La tabla 1 da cuenta de la temática asociada a cada uno de ellos.

BASES TECNICAS

El desarrollo a gran escala de cualquier nueva tecnología exige la evaluación de las consecuencias que pueda comportar sobre el ecosistema.



F I *Reactor de fusión de DEUTERIO-TRITIO.*

T I *Grupos de trabajo creados en el Comité Técnico sobre «Aspectos Ambientales y de Seguridad en la Fusión» 17-21 de octubre de 1983.*

Elemento aleado	Radionucleido límite	Límite sobre el elemento aleado (en p.p.m.) (% en peso en acero)	
Mo	Nb-94	3,650	0,63
Nb	Nb-94	1	0,00017
Ni	Ni-63	20,000	2,1
Cu	Ni-63	2,400	0,27
N	C-14	3,650	0,092

(*) Tomado de ORNL WS 30 051.

Dicho estudio puede determinar subsiguientes investigaciones o restringir alternativas que pudieran haber resultado positivas en una primera fase.

A continuación se recogen las bases técnicas utilizadas para este estudio.

Los reactores de fusión, en su concepción más amplia, pueden ser descritos en base a las características de su operación que se anuncian en la tabla 2.

A. Modo de operación
- Estacionario
- Pulsado

B. Tipo de confinamiento
- Electromagnético
- Inercial

C. Ciclo del combustible

D. Ciclo de energía
- Térmico
- Director

T II *Características de la operación de un ractor.*

Los ciclos de los combustibles de fusión son los que se muestran en la tabla 3, en donde se recoge el porcentaje de energía de la reacción que corresponde al neutrón y la presencia de tritio durante el proceso de la fusión.

En el presente caso se va a adoptar como reactor de referencia el que se muestra en la figura 1, constituido por un reactor de fusión de confinamiento electromagnético (TOKAMAK), que opera con el ciclo Deuterio-Tritio. En el reactor pueden distinguirse 3 partes fundamentales: el propio reactor, la zona de intercambio y almacenamiento de calor y finalmente la correspondiente a la conversión de energía.

Salvo para la primera carga del reactor, el combustible de tritio subsiguiente que se precise se generá en el absorbente de Litio fundido (blanket) mediante las reacciones:

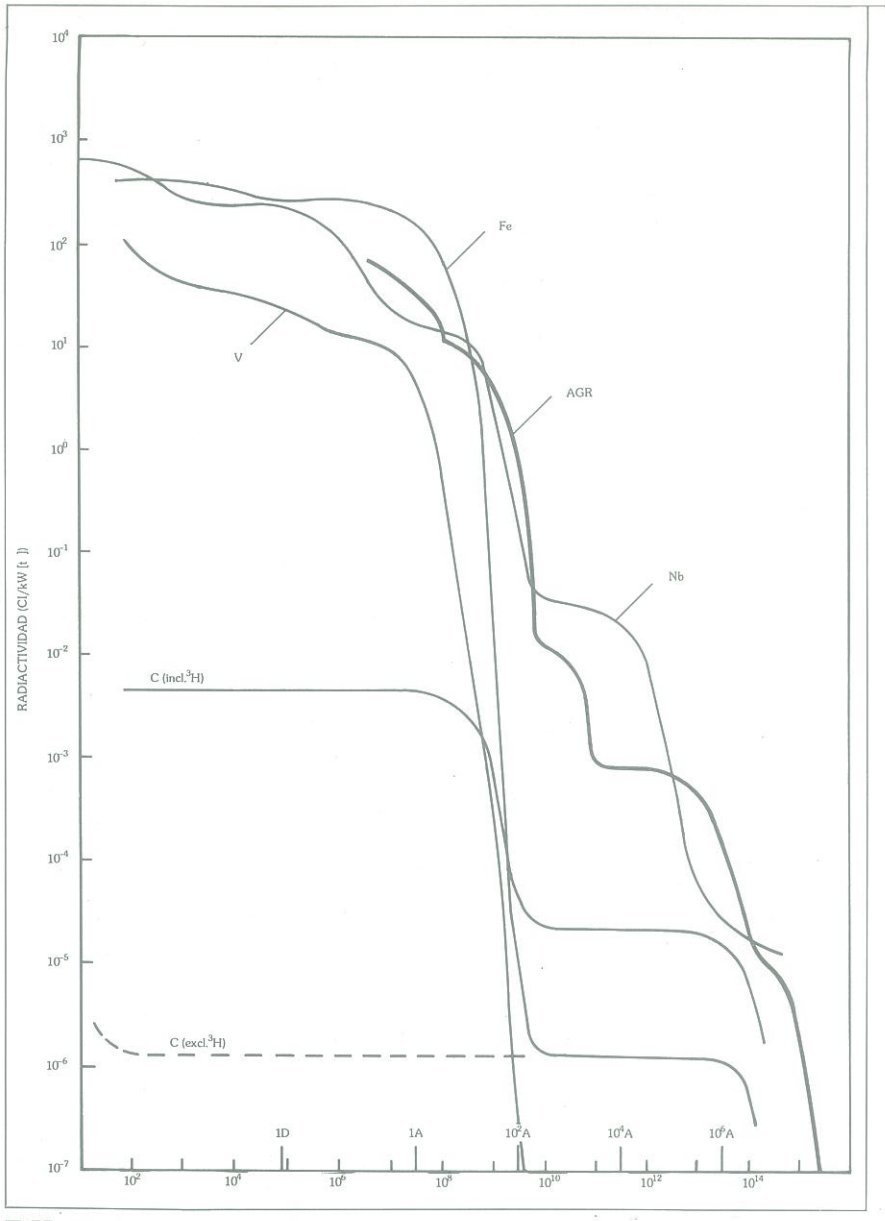
Li-6 + neutrón térmico → He + tritio + 4,8 MeV

Li-7 + neutrón rápido → He + tritio + neutrón + 2,5 Mwe

teniendo en cuenta que el litio natural se compone de un 7,4 % de Li-6 y el resto de Li-7, basta con rodear el recinto donde tiene lugar las reacciones de fusión con una envoltura de litio, de forma que los neutrones rápidos que emergen de la fusión induzcan reacciones en el Litio-7 y tras perder enegía sean absorbidos, definitivamente, en el Litio-6.

T III *Principales ciclos del combustible en la fusión.*

Combustible	Energía del neutrón	Tritio
D-T-Li	80 %	Combustible primario
D-D	35 %	Reciclado/Quemado
$D\text{-}D_{11}\text{-}He^3$	15 %	Frente para He^3
$P\text{-}B^{11}$	0,1 %	Ninguno



F II *Tiempo tras la parada reactor (SG).*

El tritio producido mediante dichas reacciones de captura neutrónica, debe ser recuperado en un sistema diseñado «ad hoc» para ser utilizado, posteriormente, como combustible primario en la reacción de fusión. La alimentación del tritio separado y del deuterio a la reacción se efectúa a través del inyector.

Como puede observarse una segunda fuente de recuperación de tritio es la obtenida del plasma mediante un sistema de vacio.

T IV *Condiciones térmicas de operación.*

TOKAMAK (316 Acero Inoxidable)	Densidad Potencia	Flujo calor al refrigerante
	(MW/m^3)	(MW/m^2)
Primera pared	300	0,5
Blanket (Media/Máxima)	6/15	0,2/0,6
Estructura del blanket	180/300	—
PWR		
Máxima en el combustible	300	1,2
Media combustible	130	0,5
Media del núcleo	100	—

El reactor está provisto, además, de un blindaje entre el blanket y las magnetos y tras éstas de un segundo blindaje de caráter biológico.

El calor producido en el blanket se extrae mediante el refrigerante, habitualmente vapor de potasio.

La tabla 4 muestra las condiciones térmicas de operación de un reactor tipo TOKAMAK y de uno de fisión del tipo de agua a presión.

ORIGENES DEL RIESGO EN LA PRODUCCION DE ENERGIA DE FUSION

Como en el caso de otras formas de producción energética puede admitirse la siguiente clasificación para las fuentes de riesgo en la fusión.

- Público
  1. Liberaciones rutinarias.
  2. Gestión de residuos.
  3. Accidentes.
- Ocupacional
  1. Operación de la planta.
  2. Adquisición de material (incluido el combustible).
  3. Construcción.

A continuación pasa a efectuarse un tratamiento particularizado de aquellas que poseen una componente *radiológica.*

Efluentes

Los efluentes generados por una planta de fusión nuclear pueden agruparse en dos grandes categorías: no-radiactivos y radiactivos. Entre los primeros se encuentra el calor residual de los materiales estructurales, los biocidas y los residuos químicos y sanitarios; entre los segundos, que serán objeto del presente análisis, aparecen dos grandes grupos, los productos de activación y el tritio.

Productos de activación

Uno de los principales problemas que presenta la materialización de una planta de fusión comercial es el procedente de la elevada activación neutrónica de los materiales estructurales, especialmente, de los que componen la denominada primera pared y el blanket donde se genera el tritio. Los flujos neutrónicos a que estarían sometidos dichos materiales, junto con el calor que se produciría sobre ellos a consecuencia de dichas reacciones, haría necesario su renovación en intervalos de dos años para cargas neutrónicas sobre la primera pared de 10 MW/m^2. Dicho proceso determina la selección de los materiales, que habrán de cumplir dos requisitos básicos: alta resistencia térmica y mecánica y baja capacidad de activación. Los materiales, de estas características una vez extraídos, podrían ser reprocesados y refabricados casi inmediatamente bajo condiciones normales de trabajo.

La figura 2 muestra la radiactividad inducida en distintos elementos (V, Nb, Fe, C), para tiempos de irradiación de dos años, cargas neutrónicas de 10 MW/m^2 y neutrones de 14 MeV.

El vanadio es un buen ejemplo de material de baja actividad inducida, que decae a un nivel seguro en aproximadamente cien años. El resultado es, sorpresivamente, similar para el hierro. Sin embargo, el niobio, que durante los años setenta fue considerado adecuado, se ha comprobado que no es así.

Uno de los datos presentados se refiere a reactores comerciales AGR (Advanced gas cooled reactor). Claramente para tiempos de decaimiento superiores a cien años, el hierro ofrece una actividad residual muchos órdenes de magnitud inferior que el caso AGR. De otro lado, el niobio oscila en torno a la curva de decaimiento del AGR para cualquier tiempo después de la parada.

En base a ello se han establecido unos límites de concentración inicial en el material de la primera pared, que son mutuamente excluyentes (véase tabla 5).

No obstante, a efectos de evaluaciones de seguridad se considera más relevante que la simple actividad los potenciales de riesgo biológicos (véase fig. 3).

Liberaciones de tritio

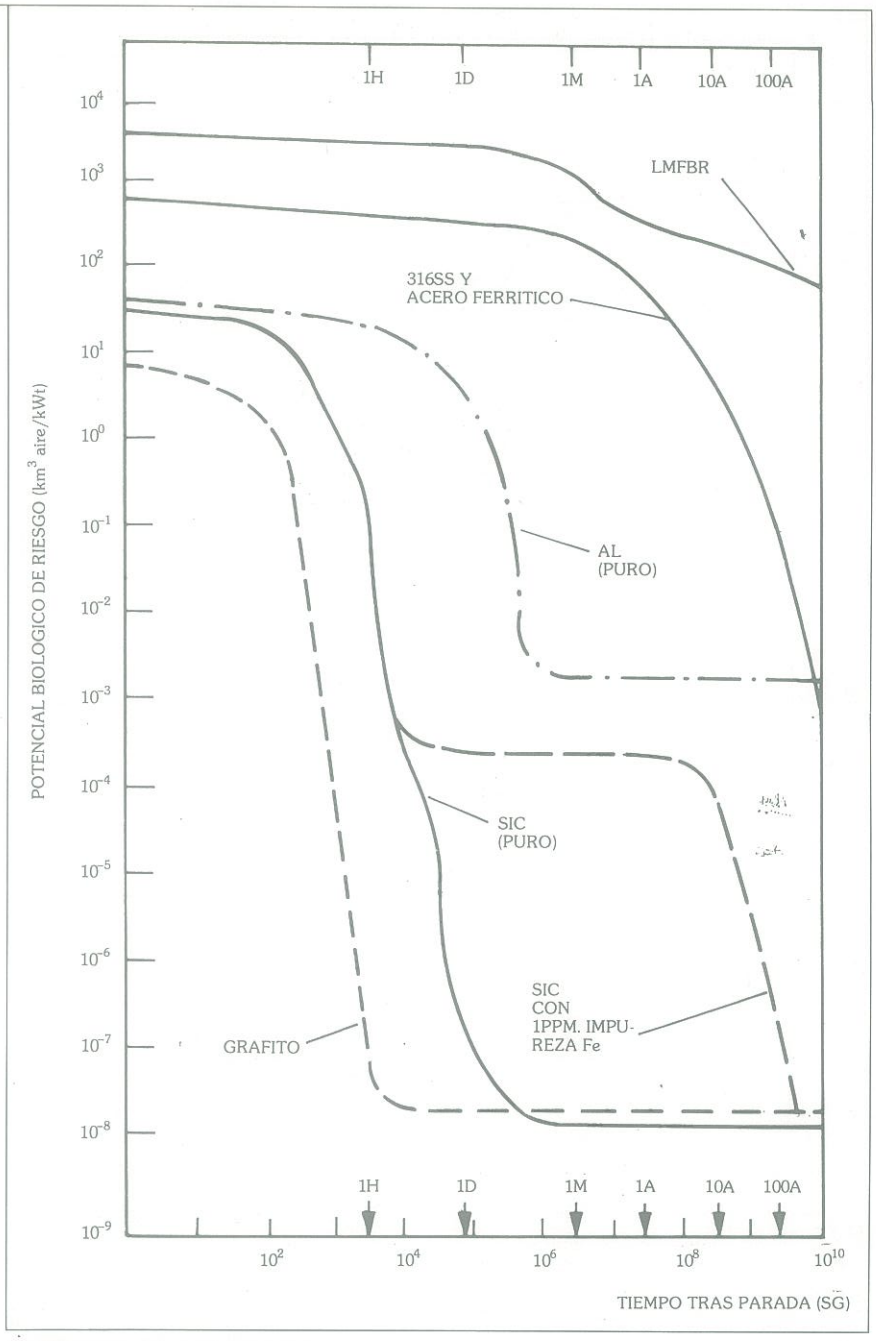
El tritio es un isótopo del hidrógeno que resulta ser el elemento más permeable para los materiales estructurales, si bien dicha permeabilidad varía en seis órdenes de magnitud, en función del material elegido para su contención (fig. 4). Ello determina un gran número de precauciones que han de ser adoptadas durante su manejo. Una central de fusión habrá de ser diseñada teniendo en cuenta que ha de contener tritio y, además, que el impacto radiológico de la instalación sobre los trabajadores y el público ha de minimizarse al máximo, según la filosofía ALARA. A tal efecto, los equipos para el manejo de tritio habrán de ser instalados en sistemas de contención de barrera múltiple.

El recorrido del tritio (fig. 5) en una planta de fusión puede describirse de la siguiente forma: el combustible que se inyecta en la cámara del gas a través de los alimentadores produce energía y combustible no-quemado, que se extrae mediante las bombas de vacío siendo, posteriormente, purificado químicamente y procediendo a continuación a una separación isotópica. Tras esta operación, el combustible procesado puede ser almacenado en el sistema existente al efecto o suministrado, directamente, a los alimentadores.

Por su parte, el tritio producido en el blancket es recuperado y emitido al flujo de tritio no utilizado procedente de la cámara del plasma.

El tritio que se fuga o traspasa a través de las paredes del equipo a la contención secundaria se extrae mediante sistemas de seguridad basados en oxidación catalítica seguida de absorción.

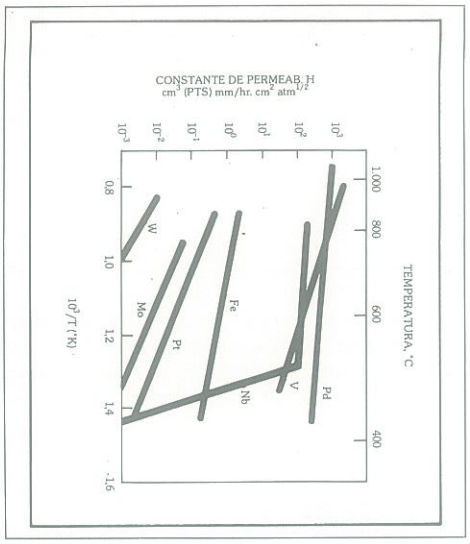
Las liberaciones de tritio, en base a lo expuesto, pueden clasificarse en dos grandes grupos: operacionales y accidentales, que pasan a tratarse a continuación.



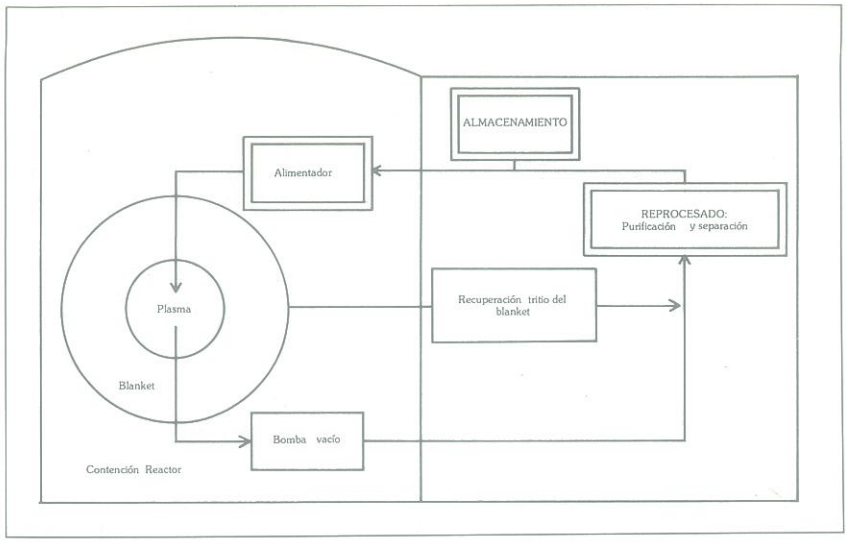
F III *Potencial biológico de riesgo para:*
LMFBR: Reactor reproductor rápido refrigerado con metal líquido.
FUSION: Materiales de un reactor de este tipo.

T V *Límites de concentración inicial en el material de la primera pared (*) (10 años después de la parada, 9 MW-año/m² servicio).*

Elemento aleado	Radionucleido límite	Límite sobre el elemento aleado (en p.p.m.)	(% en peso en acero)
Mo	Nb-94	3,650	0,63
Nb	Nb-94	1	0,00017
Ni	Ni-63	20,000	2,1
Cu	Ni-63	2,400	0,27
N	C-14	3,650	0,092



F IV *Constante de permeabilidad en función de la temperatura para distintos elementos.*



F V *Sistema de tritio en un reactor de fusión*

OPERACIONALES

Durante la operación normal, las contribuciones más significativas a la emisión de tritio son debidas a:

a) Fugas y permeabilidad de la cámara del plasma.
b) Fugas de las conducciones de refrigerante.
c) Fuga y permeabilidad de las instalaciones de tritio.

Basándose en la experiencia operacional de los reactores de fisión es previsible que las fugas de tritio más relevantes se produjesen en las válvulas y el generador de vapor. El refrigerante estará contaminado, por penetración a través de los materiales estructurales, del tritio procedente del plasma a una tasa relativamente alta, que se estima en un valor del orden de 10^3 Ci/día. Es este mecanismo el que contribuye a que las fugas del refrigerante constituyan la fuente más importante de emisiones operacionales, ya que la tasa de emisión de tritio al medio ambiente desde su sistema de tratamiento es insignificante, dado que los equipos están instalados en contenciones dobles y triples, provistas de sistemas de seguridad para la recuperación del tritio que pueda fugarse o penetrar de una a otra barrera.

La segunda fuente significativa de tritio en operación normal procede de la emisión de tritio absorbido en los materiales estructurales, que sucede durante el mantenimiento de la cámara del plasma.

La principal proporción de dicho tritio es debida a los átomos implantados en la primera pared y el divertor. La tasa de emisión de tritio se estima que es de, aproximadamente, 700 Ci para veinticuatro horas de mantenimiento, si bien puede contemplarse la incorporación de sistemas de extracción del tritio durante dichas operaciones.

La tabla 6 muestra las tasas de liberación de tritio, en Ci/días, durante la operación normal del reactor; como puede comprobarse, la contribución más relevante es debido a la fuga del sistema del refrigerante.

En base a dichas emisiones, la tabla 7 muestra las dosis motivadas por el tritio para dos hipótesis de emisiones operacionales, que correspondan a 10 y 20 Ci/día; dichos cálculos han sido realizados por el Instituto Tecnológico de Massachusets (MIT) y el Laboratorio Nacional de Oak Ridge (ORNL), respectivamente.

ACCIDENTALES

Los trabajos de investigación y desarrollo realizados dentro del proyecto INTOR estiman que el inventario de tritio en un reactor de fusión es del orden de 3,4 a 3,9 kg. La tabla 8 muestra su procedencia.

Alrededor de 2,3 kg. se encuentran en un recinto separado dispuesto como almacenamiento, por lo que se considera como invulnerable a efectos de su liberación durante un accidente. La parte

T VI

TASAS DE LIBERACION DE TRITIO (Ci/día)

Origen	
Sistemas del plasma	7
Sistema de tritio	2-4
Sistema de refrigerante	10
Sistema de limpieza atmósfera	1
	20-22

T VII

DOSIS DEBIDAS AL TRITIO

	NIT	ORNL
Tasa de liberación- (Ci/día)	10	20
Dosis individual (mrem/a):		
* Local (10^6 personas)	(3–40) 10^{-3}	$3{,}4\times10^{-3}$
* Global (4×10^9 personas)	(1–5) 10^{-6}	3×10^{-6}
* Tritio natural	$1{,}2\times10^{-3}$	
* Fondo total	100–150	

T VIII *Inventario de tritio en un reactor de fusión.*

I. INVENTARIO DE TRITIO VULNERABLE	
Contención reactor:	
– Bombas de vacío	120 (g)
– Alimentadores	220
Sistema de tritio:	
– Reprocesado combustible	200
– Recuperación tritio blanquet	50
	590 (g)
II. INVENTARIO DE TRITIO NO VULNERABLE	
Contenido reactor:	
– Blanket	500-1.000 (g)
Sistema de tritio:	
– Almacenamiento	2.300
	2.800-3.300 (g)
Inventario total tritio:	3.400-3.900 (g)

más vulnerable del inventario de tritio sería la existencia en las bombas de vacío y en el sistema de procesado del combustible; no obstante, y puesto que este sistema consta de varios subsistemas, estando cada uno de ellos situados en recintos separados, la liberación conjunta de todo este inventario no parece probable. De otro lado, las emisiones se reducirían por la existencia de contenciones múltiples en los distintos recintos, así como de sistemas de seguridad.

El tritio, que más fácilmente podría ser liberado en una situación de accidente, es el que se encuentra en las bombas de vacío, que se alojan en recintos de barrera doble, siendo el inventario estimado de aproximadamente 10 g. por unidad. En el caso de fallo de las bombas de vacío, el tritio liberado al medio ambiente se reduciría, ya que la atmósfera de la contención es tratada por sistemas de seguridad de gran capacidad, que poseen elevados factores de descontaminación; además, la contención se mantendría a una presión ligeramente negativa como en el caso de los reactores de fisión.

CONCLUSION

A modo de resumen conviene señalar que, contrariamente a las valoraciones que se han efectuado en distintas ocasiones, las plantas de fusión basadas en el concepto aquí presentado, confinamiento electromagnético y ciclo deuterio-tritio, no están exentas de riesgo radiológico, siendo las componentes más relevantes de éste la activación de los materiales estructurales y las emisiones, operacionales o accidentales, de tritio. No hay que olvidar, sin embargo, que las estimaciones efectuadas se fundamentan en diseños conceptuales de plantas de fusión, cuya aproximación a la realidad puede presentar ciertas discrepancias.

En cualquier caso, el bosquejo de la problemática reseñada permite vislumbrar la existencia de aspectos importantes que el próximo desarrollo de la fusión nuclear habrá de acometer, antes de llegar a un prototipo de planta comercial de fusión.

REFERENCIAS

1. MITCHEL, J. T. D.: «Fusion and the Environment». Fusion Reactor Design Problems, Proceedings of an IAEA Workshop, Colham, United Kingdom, 29 January-15 February 1974. IAEA Publication STI/PUB/23, 1974.
2. FLAKUS, F. N.: «Fusion Power and the Environment». Atomic Energy Review, vol. 13, núm. 3. IAEA, 1975.
3. ALLEN, T. K.; CROCKER, J. G.; DÄNNER, W.; FLAKUS, F. N.: «Environmental and Safety Aspects of Fusion». Junio 1980. (Informe interno OIEA.)
4. Las tablas y figuras no referenciadas en el texto han sido tomadas de las presentaciones realizadas en el Comité Técnico sobre «Aspectos Ambientales y de Seguridad en la Fusión». OIEA, 1983.

viene de la página 26

mensional aspectos importantes, tales como el transporte de energía y de especies lejos del equilibrio (neutrones e iones). Estos aspectos han de tratarse con modelos simplificados, como difusión en uno o varios grupos, cuyos parámetros se han de determinar a partir de estudios unidimensionales.

Por otra parte, se considera esencial la conexión del programas del DENIM con los experimentos actualmente en curso en Japón, EUA y Alemania. Esta conexión se ha realizado firmando acuerdos con las instituciones más representativas de FCI en los países mencionados. El interés de conectar con los programas experimentales es doble. Por un lado permite la evaluación de las capacidades de simulación del DENIM, y la diagnósis de los experimentos actuales. Por otro lado, supone el primer paso para la construcción en el futuro de una instalación experimental en España, en el sentido de tomar contacto con la concepción de los experimentos, objetivos concretos, e interés de los mismos.

REFERENCIAS

1. TELLER, E., «A Future ICF (Thermonuclear, Tath is?)» IEEE Spectrum 60 (1973).
2. YAMANAKA, C., Nuc. Fusion 23, 2 (1983).
3. VELARDE, G. y otros, Atomkernenergie 36, 213 (1980).
4. VERLARDE, G. y otros Atomkernenergie 44, 3 (1983).
5. VELARDE, G. y otros, Nuclear Europe 12, 17 (1984).
6. MORE, R.M, «Atomic Physics in Inertial confinement Fusion», UCRL - 84991 (1981).
7. VELARDE, G. y otros, «Informe Anual 1983» DENIM-005 (1984).
8. HONRUBIA, J. J., «Método de Elementos Finitos para el Transporte Detallado de Especies Cargadas en Sistemas de Fusión por confinamiento Inercial», Tesis Doctoral, UPM (1984).
9. VELARDE, G. y otros, «Informe Anual 1984», DENIM-026 (1985).
10. BIRDSALL, C. K., LANGDON, A. B., «Plasma Physics via computer simulation», McGraw-Hill (1985).
11. BADGER, B. y otros, «HIBALL. A Conceptual Heavy Ion Beam Driver Fusion Reactor Study», KfK-3202, UWFDM-450 (1981).
12. GONZALEZ, M. C., SANCHEZ, L., SANZ, J., «Aspectos científicos, Técnicos, Económicos e Institucionales de la Fusión Nuclear», DENIM-027 (1985).
13. CONN, R. W. y otros, «SOLASE-A Laser-Fusion Reactor Study», UWFDM-220 (1977).
14. PITS, J. J., «Cascade: A Centrifugal Action Solid Breeder Reaction Chamber» Nuc. Tech. Fusion 4, 2, Parte 3, 967 (1983).
15. VELARDE, G., y otros, «Simultaneous Analysis of Neutron Damage Tritium Generation and Energy Deposition in ICF Systems» Fusion Tech. Conf., ANS, San Francisco (Próxima publicación en Fusion Technology) (1985).
16. VELARDE, G., y otros, «Neutron Damage, Tritium Generation and Energy Deposition in two different Cavity Designs for ICF Systems» 13th Symp. on Fusion Technology, Pergamon Press, Varece (1984).
17. SANZ, J., «Daño Neutrónico, Generación de Tritio y Deposición de Energía en el Diseño de Reactores de Fusión por Confinamiento Inercial» XI Reunión Anual SNE, ponencia 6.6, Barcelona (1985).
18. SEDANO, P. G., PERLADO, M., «Parametric studies on the Neutronics of a Hybrid Blanket» Fusion Tech. Conf., ANS, San Francisco (1985). Próxima publicación en Fusion Technology.
19. PERLADO, J. M., y otros, «Modelos de Cálculo y Valoración de los Parámetros Característicos de los Reactores Híbridos Fusión-Fisión». Informe Anual a la IAEA, contrato de investigación núm. 3377/RB (1984).