

El litio líquido como material de primera pared para un futuro reactor de Fusión: Validación experimental en el Stellarator TJ-II

Fuente: Madridmasd

Autores: Francisco L. Tabarés y Enrique Ascasibar.

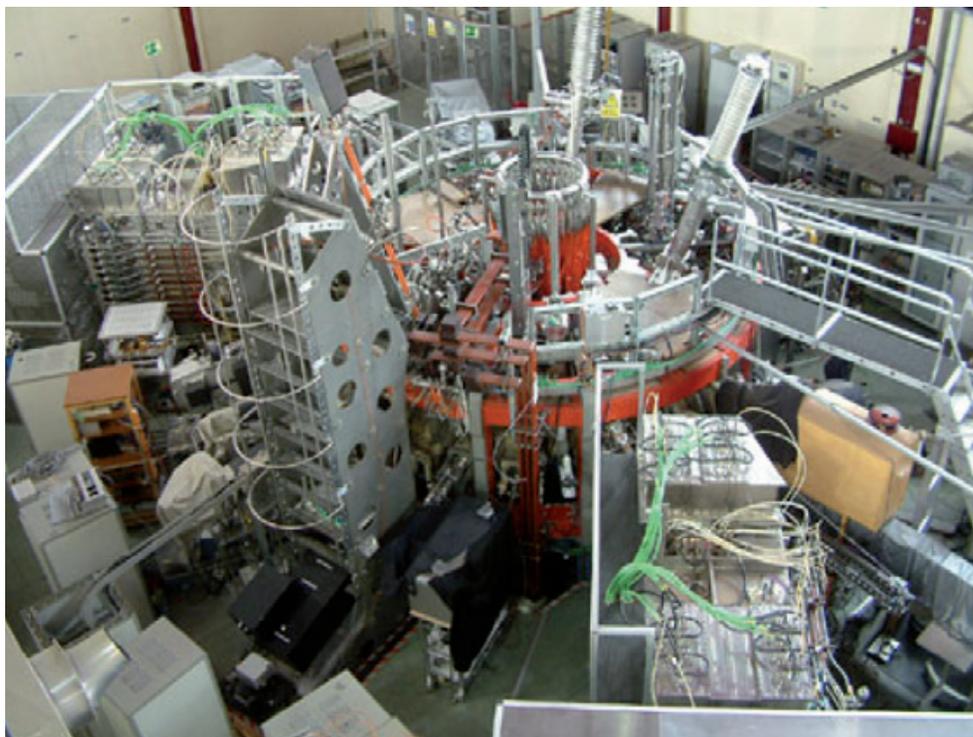
Laboratorio Nacional de Fusión por Confinamiento Magnético. CIEMAT

Durante décadas de investigación en la *Fusión por Confinamiento Magnético* y su potencial como fuente energética limpia, segura y duradera, muchos son los problemas de índole científico-técnica que han tenido que ser solventados. A pesar de ello, el dispositivo internacional de fusión ITER, destinado a demostrar la viabilidad práctica de un futuro reactor comercial, ya se encuentra en fase de construcción en **Cadarache**, al sur de Francia, y se prevé que la producción de los primeros plasmas tendrá lugar al final de la presente década. Sin embargo, el salto final hacia la construcción de un Reactor de Demostración (DEMO) todavía requiere la solución aceptable de uno de los mayores retos históricos y en absoluto trivial: encontrar materiales que sobrevivan a las condiciones extremas que prevalecen en la proximidad del plasma y que, además, no lo contaminen.

El espectacular progreso que ha experimentado la investigación en *Fusión Nuclear por Confinamiento Magnético* (FCM) en las últimas décadas ha sido tan sólo posible gracias al avance en las tecnologías auxiliares asociadas, tales como el desarrollo de bobinas superconductoras, generación de *divertores* magnéticos, nuevos métodos de calentamiento del plasma, control retroalimentado de la estabilidad del plasma, técnicas criogénicas de ultra-alto vacío, acondicionamiento de primera pared, etc. A medida que el tamaño del dispositivo aumentaba, las características intrínsecas del plasma mejoraban, haciendo

cada vez más viable la generación de plasmas con las propiedades requeridas para un auténtico reactor de fusión. Sin embargo, mientras el volumen de plasma crecía con el cubo de la dimensión característica, la superficie en contacto con el plasma lo hacía con el cuadrado de la misma, de forma que pronto se llegó al límite de carga térmica, del orden de megavatios por metro cuadrado, que los materiales actuales pueden soportar sin desintegrarse.

Además, la extrapolación de los fenómenos de interacción Plasma-Pared documentados hasta la fecha a un auténtico reactor operado de forma continua requiere tener en cuenta la alta dosis de neutrones a la que se verá sometido el material durante toda la vida del reactor. No existe a fecha de hoy ningún dispositivo capaz de reproducir dicho efecto [a],



Vista general del stellarator TJ-II

pero si se sabe que el daño neutrónico no hará sino agravar el problema. Por todo ello, la investigación en materiales expuestos a condiciones extremas es una de las facetas de la FCM que más interés recibe en la actualidad.

Tres son los materiales que ya desde hace décadas se eligieron como elementos de primera pared (*Plasma Facing Components* o PFC's en sus siglas en inglés) para el dispositivo ITER: el berilio, los *composites* de carbono en forma de fibra (CFC) y el wolframio, estos dos últimos para la zona de la vasija que recibirá mayores cargas de energía y partículas. Incluso en las condiciones de operación de ITER, con pulsos de 400 s cada decenas de minutos y fluencia de neutrones moderada, cabe la posibilidad de daño irreversible en estos componentes, especialmente debido a los transitorios de potencia (ELM's en inglés [b]) originados por la alta presión cinética del plasma en el borde y que suponen la liberación de cargas térmicas puntuales de hasta unos 50 MW/m² cada fracción de segundo. Por ello, el diseño del *divertor*, la zona de la vasija donde inciden las mayores cargas del plasma, es de tipo modular y reemplazable por medio de robots.

La selección de los materiales tipo PFC obedece a criterios tanto termomecánicos como de compatibilidad con el plasma. Entre estos últimos está el número atómico del material y su capacidad para retener el combustible (deuterio y tritio, DT, en el caso de ITER). Así por ejemplo, el carbono presenta un número atómico de tan solo 6, lo que implica relativamente poca radiación de la energía contenida en el plasma cuando éste se contamina por este elemento, y presenta propiedades termomecánicas excelentes. No obstante, la propensión de los elementos basados en carbono a reaccionar químicamente con los isótopos de hidrógeno (*sputtering* químico) y formar películas carbonadas con alta concentración en tritio (que se depositan en zonas de la vasija no accesibles a las técnicas de limpieza) hace que actualmente se cuestione el uso de CFC's en la fase activa (es decir, de fusión) de ITER. Por otra parte, el wolframio, sin problemas de retención y con buenas características termomecánicas y punto de fusión muy elevado, es susceptible de desintegración en polvo bajo condiciones de carga térmica elevada y repetitiva, amén de los efectos de transmutación esperables bajo flujos de neutrones elevados.

Por último, el berilio, de muy bajo número atómico y retención moderada de tritio, presenta un punto de fusión demasiado bajo como para reemplazar a cualquiera de los anteriores elementos en las zonas de alta carga térmica. Este elemento está también descartado como componente de la primera pared de un futuro reactor de Fusión. Aunque se sigue investigando en el desarrollo de materiales sólidos con



Efusión de litio desde un horno a 650°C en un plasma de neón en el TJ-II

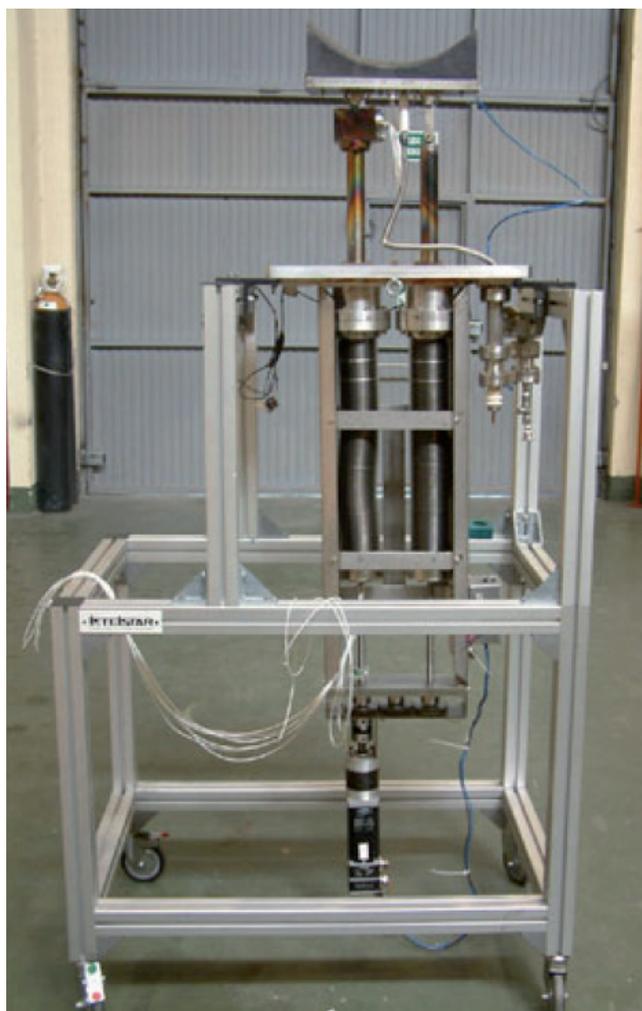
mejores características para su uso como PFC's en DEMO (sobre todo en aleaciones de wolframio), es evidente que a fecha de hoy no se pueden descartar soluciones mucho menos convencionales.

A diferencia de los sólidos, la estructura amorfa y adaptable de los líquidos ofrece claras ventajas en lo que se refiere a daño estructural permanente, regeneración *in situ*, extracción del tritio retenido o disipación de energía térmica. Las condiciones de alta temperatura de las paredes de la vasija de un reactor, necesarias para la optimización del rendimiento del ciclo térmico, también favorecen a *priori* los conceptos basados en PFC's en estado líquido. Evidentemente, estos conceptos constituyen un reto mayor para la ingeniería por lo que han sido excluidos tácitamente en los dispositivos de fusión operados hasta la fecha. Pero, ¿podemos permitirnos este lujo en un futuro reactor de fusión?

El elemento químico de menor número atómico posible y susceptible de operación en estado líquido es el litio. Este elemento es connatural al propio concepto de la fusión por reacción DT, ya que la regeneración del tritio (elemento no presente en la naturaleza y de vida media de unos 12 años) debe producirse por reacción entre los neutrones producidos por el plasma de fusión y el litio en lo que se denomina manto regenerador o *breeding blanket*. La inclusión del litio en su estado líquido en el diseño de un reactor de fusión data ni más ni menos que de los años 70. Sin embargo, el desarrollo de la investigación en plasmas de fusión desde entonces se ha realizado siempre en dispositivos con paredes sólidas, especialmente de carbono. A pesar de ello, ha habido algunos

[a] En la actualidad se está trabajando en la construcción de la instalación IFMIF para la exposición de materiales a alto flujo de neutrones en el rango de energías de fusión (13 MeV).

[b] *Edge Localized Modes*, expulsión súbita de partículas y energía del borde del plasma debido a inestabilidades asociadas al fuerte gradiente de presión en el borde en modos de alto confinamiento.



Limitador instrumentado con cabeza de grafito

intentos de explorar el efecto del litio (inyectado como pastillas o *pellets* en el plasma) en los plasmas de fusión. Los resultados obtenidos hasta la fecha indican que el litio tiene efectos sorprendentes sobre la calidad de los plasmas generados, en gran parte asociados a la altísima retención de isótopos de hidrógeno por parte de éste, lo que conlleva un valor muy pequeño del llamado coeficiente de reciclado, esto es, la cantidad de gas liberado por la pared en contacto con el plasma que afecta directamente al balance de potencia en la zona periférica.

La limpieza de estos plasmas es excelente, como cabe esperar del bajo número atómico del litio, $z = 3$. Desde hace unos años, y especialmente en Rusia, se han empezado a desarrollar conceptos de limitador (material que expone al plasma para limitar su contacto con el resto de la vasija) basados en litio en estado líquido. Dado que este elemento es metálico y por tanto muy buen conductor, existe la posibilidad de que las fuerzas de **Lorentz** generadas en presencia de los altos campos magnéticos presentes en los dispositivos

de fusión provoquen la eyección del material contenido en el limitador. Para solventar este problema, el líquido está atrapado en una malla porosa muy fina de wolframio que, por fuerzas de capilaridad, lo retiene fuertemente. Este concepto se conoce como *Sistema Poroso Capilar* (CPS por sus siglas en inglés) y hasta la fecha ha resultado extremadamente eficiente. Las pruebas realizadas en dispositivos de muy alta potencia indican que el concepto CPS es capaz de soportar cargas de potencia en forma pulsada de más de 50 MW/m^2 , sin que se origine daño aparente en su estructura. La buena experiencia adquirida con este tipo de elementos ha motivado la proliferación de dispositivos de fusión a nivel internacional que empiezan a plantearse su uso como componente principal de interacción con el plasma, y ya se han comenzado los estudios de viabilidad para su integración en un futuro reactor.



Cabeza de un limitador de litio líquido con el sistema CPS

Uno de los dispositivos experimentales de fusión en los que el litio, en estado de película delgada hasta la fecha, forma parte dominante de la superficie expuesta al plasma es el **stellarator TJ-II**, ubicado en el *Laboratorio Nacional de Fusión* del CIEMAT en Madrid. Desde su arranque en 1997, el grupo de científicos e ingenieros del TJ-II ha operado la instalación sin interrupción y ha conseguido hacerse un hueco en el panorama de fusión internacional. Entre los temas científicos abordados en los 14 años de experimentación transcurridos, el de la interacción plasma-pared ha jugado un papel fundamental, no solo desde el punto de vista conceptual sino también como ingrediente activo en la mejora progresiva de los plasmas generados^[1]. Tanto las técnicas de acondicionamiento y recubrimiento de primera pared^[2] como el uso de limitadores instrumentados^[3] han contribuido a mejorar el manejo de la máquina así como las características del plasma.

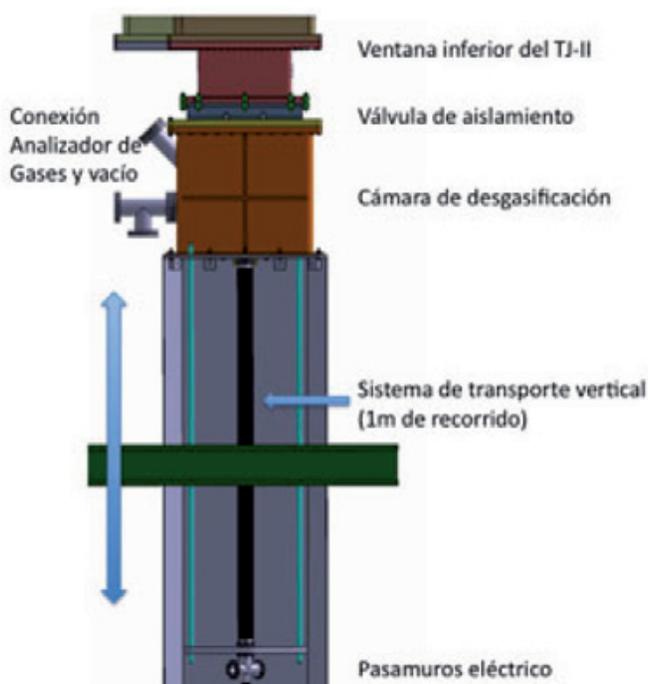
Tras haber operado el TJ-II en condiciones de pared metálica, primero, y cubierta con una capa de boro, después, en 2007 se procedió a la instalación de una serie de hornos de litio retráctiles para el recubrimiento de la paredes con una fina capa de litio metálico. El impacto en las características

del plasma generado bajo estas nuevas condiciones no se hizo esperar. Dado el excelente control de la densidad del plasma, se hizo posible la inyección de la máxima potencia de calentamiento por haces neutros (hasta 800 kW) abriéndose así un nuevo régimen de operación caracterizado por un confinamiento de energía mejorado, perfiles de parámetros microscópicos del plasma con fuertes gradientes y la obtención del modo H, entre otros resultados [4].

Aunque el manejo de los altos flujos de partículas y su bombeo es un tema crucial en la obtención de plasmas de fusión limpios, el manejo de los flujos de energía y las cargas térmicas resultantes en los materiales próximos al plasma tiene una relevancia primordial en la construcción de un reactor de fusión. Por ello, y aunque el bombeo de partículas por parte del litio a temperaturas inferiores a unos 400 °C constituye *per se* una gran ventaja comparativa, los elementos de litio líquido tienen que demostrar su viabilidad como PFC's de aplicación a un reactor. Con el fin de contribuir a esa línea de investigación y en contacto próximo con el grupo del Laboratorio Red Star de Moscú, se han construido dos limitadores de litio líquido para su integración en el TJ-II.

El diseño utilizado, basado en el concepto CPS, es idéntico al que ya viene funcionando en dispositivos de fusión como los *tokamaks* T-10 y T-11U, del *Instituto Kurchatov* de Moscú, y el *tokamak* FTU en Frascati, Italia. Dos son las innovaciones incorporadas en el sistema TJ-II respecto a sus

predecesores: La instalación de un sistema de desgasificado *in situ*, que permitirá evaluar la viabilidad de regeneración del combustible (hidrógeno y deuterio en el caso de TJ-II) por calentamiento del limitador y la posibilidad de polarizar el limitador a potenciales de ± 400 V respecto del plasma. Los efectos de la polarización del limitador en el confinamiento de energía y partículas han sido ya documentados en otros materiales [5], pero debido a las características singulares del litio respecto a *sputtering* y emisión secundaria de electrones son de momento desconocidos para este elemento y podrían activar o inhibir mecanismos de transporte en el plasma de altísimo valor estratégico en el futuro. Los limitadores serán instalados en máquina a finales del presente año. De esta manera, cabe esperar que la contribución del programa de investigación en física y tecnología del plasma del grupo TJ-II alcance cotas de máximo impacto y utilidad dentro de los esfuerzos internacionales dedicados a la materialización del sueño tan largamente deseado: La obtención de una fuente de energía limpia, segura y prácticamente inagotable para futuras generaciones.



Conjunto del limitador con sistema de traslación y cámara de desgasificación

BIBLIOGRAFÍA

- [1] *Plasma-wall interaction in the spanish stellarator TJ-II: diagnostics and first results*, F.L. Tabarés et al., J. Nucl. Mater. 266-269 (1999) 1273
- [2] *El Stellarator TJ-II. Impacto del Vacío y Técnicas de Acondicionamiento de Primera Pared en la Generación de Plasmas de Fusión*. F.L. Tabarés. REF Abril-Junio 2010
- [3] *Plasma boundary and SOL studies of ECH-plasmas in TJ-II stellarator with diagnosed mobile poloidal limiters*, E. de la Cal et al., J. Nucl. Mater. 290-293 (2001) 579
- [4] *Plasma performance and confinement in the TJ-II stellarator with lithium-coated walls*. F L Tabarés et al. Plasma Phys. Control. Fusion 50 (2008) 124051
- [5] *Improved confinement regimes induced by limiter biasing in the TJ-II stellarator*. C. Hidalgo al., Plasma Phys. Control. Fusion 46 (2004) 287-297