

Capítulo 1

La fusión nuclear

1.1 FUENTES DE ENERGÍA

1.1.1 El problema de la energía

El hombre requiere una gran cantidad de energía para cubrir sus necesidades de transporte, climatización, iluminación, producción industrial, servicios, etc. y esta cantidad de energía se va incrementando año tras año conforme se aumenta el nivel de vida.

Estimaciones de la ONU indican que la población mundial alcanzará los 9400 millones de habitantes a mediados del siglo XXI. Este aumento de la población conllevará necesariamente un importante aumento de la demanda de energía. En los países desarrollados se están imponiendo criterios de ahorro energético y es previsible que la demanda de energía eléctrica (que en 1995 en la UE fue de 5885 kWh por habitante [For98]) no crecerá al ritmo de los últimos años. Pero el consumo per cápita de los países en vías de desarrollo es diez veces inferior que el de los países occidentales, esto hará que a medida que estos países eleven su nivel de vida, su demanda energética aumentará a un ritmo muy elevado. Según que escenarios se considere para la evolución de la demanda energética, el consumo de energía podría duplicarse o triplicarse a mediados del siglo XXI.

1.1.2 Fuentes de energía

El incremento de la demanda energética debe ser satisfecho por fuentes con unos costes económicos razonables, con unos recursos abundantes y con limitados efectos medioambientales. A continuación se relacionan las ventajas e inconvenientes de las fuentes de energía que se prevé que existirán en un futuro no muy lejano.

Los **combustibles fósiles** (carbón, petróleo, gas) son actualmente las principales fuentes de energía por su reducido coste. Sin embargo sus recursos han sido masivamente utilizados y las reservas existentes, principalmente de petróleo y gas, no garantizan su utilización a largo plazo. Por otro lado, la gran cantidad de residuos lanzados a la atmósfera durante su combustión tiene un impacto negativo en el medio ambiente, en especial los gases de efecto invernadero (tabla 1.1) y en particular el CO₂ tiene un importante efecto con unas emisiones mundiales de 22400 millones de toneladas [For98]. En la reciente cumbre de la ONU en Kioto se estableció la necesidad de reducir las emisiones de CO₂ a niveles inferiores a los valores del año 1990.

	Carbón	Petróleo	Gas natural
CO₂	7.8 MTn	4.7 MTn	3.2 MTn
SO₂	39800 Tn	91000 Tn	2540 Tn
NO₂	450 Tn	6400 Tn	21000 Tn

Tabla 1.1 Gases liberados a la atmósfera en un año por diversos tipos de centrales térmicas con una potencia de 1000 MWe con un factor de carga del 75% (6600 horas/año) [For98].

Las **energías renovables** (hidráulica, solar, eólica, geotérmica, etc) son por definición fuentes inagotables y con un limitado impacto ambiental. Actualmente se encuentran en un estado inicial de desarrollo y aunque su cuota de producción irá creciendo, los expertos coinciden en asegurar que éstas no podrán ser suficientes para satisfacer una demanda masiva. En muchos casos, centrales a gran escala también dañan el medio ambiente.

La **energía nuclear de fisión** tiene importantes ventajas como las grandes reservas de combustible fósil, baja contaminación química y ausencia de gases de efecto invernadero. Sin embargo la manipulación de los residuos de alta actividad generados representa un complejo problema de ingeniería. Además existe el riesgo de daño radiológico en caso de accidente de una central nuclear.

La **fusión nuclear** aparece como una de las principales alternativas a la demanda energética del próximo siglo por su limitado impacto ambiental, su mayor seguridad y la abundancia de los combustibles. En contra tiene su gran complejidad y el importante desarrollo tecnológico que se requiere antes de obtener energía a escala comercial.

1.1.3 La fusión nuclear

La fusión nuclear, al igual de la energía de fisión, se basa en la producción de energía originada por la transformación de núcleos atómicos. La diferencia fundamental es que mientras en la fisión un núcleo pesado se rompe en núcleos más pequeños la fusión consiste en la unión de dos núcleos ligeros formándose uno de más pesado.

La producción comercial de energía de fusión requiere un importante desarrollo tecnológico y un mejor conocimiento de la física del plasma. Pero son múltiples las ventajas que hacen muy atractiva la fusión nuclear:

El **aumento de seguridad**, ya que no es posible que una pérdida de control de la reacción genere un aumento violento de la producción de potencia y por lo tanto no existe peligro de explosión. Este es precisamente uno de las principales dificultades de la fusión ya que una pequeña desviación de las condiciones del plasma produce su enfriamiento o la pérdida del confinamiento y la reacción cesa rápidamente. La cantidad de materia existente en el reactor hace que, interrumpiendo la inyección de combustible, la reacción se mantenga solamente durante unas decenas de segundos.

La **baja producción de residuos**. El producto de la reacción de fusión es helio, un gas inerte y no radioactivo, por lo que no presenta ningún peligro. Los únicos residuos radioactivos que se producirán son los originados por la activación de la pared del reactor como consecuencia de las reacciones con los neutrones generados en la fusión. El tiempo de decaimiento a niveles de radioactividad natural es de sólo unos 100 años y con el desarrollo de nuevos materiales de baja activación es previsible que estos tiempos se puedan reducir. Además hay que considerar las pequeñas cantidades de tritio radioactivo que deberán manipularse en la propia planta.

El deuterio y litio, los elementos utilizados como combustibles, son **muy abundantes** y baratos. El deuterio es un isótopo pesado del hidrogeno con una abundancia isotópica del 0.015 %, un litro de agua contiene 30 mg de deuterio capaz de producir tanta energía como 300 litros de petróleo. El litio es muy abundante en la corteza terrestre (con una concentración de 30 ppm) y además está uniformemente distribuido.

1.2 ENERGÍA DE FUSIÓN NUCLEAR

1.2.1 Principios

El principio físico de las reacciones de fisión y fusión se explica a partir de la energía de enlace por nucleón en función del número másico A del núcleo (figura 1.1). Los núcleos con una energía de enlace mayor, $50 < A < 90$, son los más estables. Si un núcleo muy pesado se rompe en dos (fisión), el estado inicial tiene más masa que el estado final, este exceso de masa se desprende en forma de energía según la fórmula $E=mc^2$. Lo mismo ocurre cuando dos núcleos ligeros se unen (fusión)

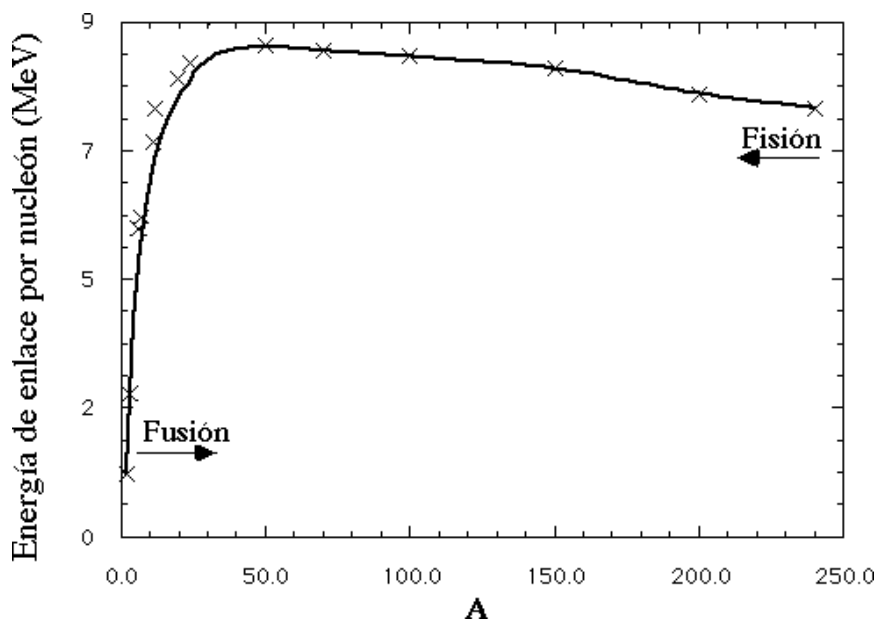
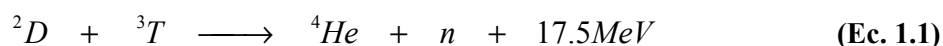


Figura 1.1 Energía de enlace por nucleón en función del número másico. [Fuente: CIEMAT]

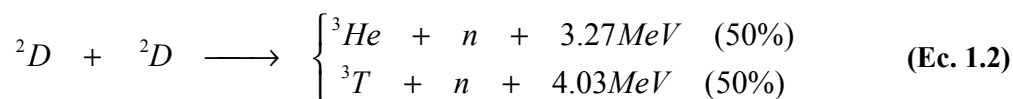
Para que los núcleos cargados positivamente superen la repulsión electrostática que existe entre ellos y se acerquen lo suficiente como para producir reacciones de fusión a un ritmo adecuado se necesitan temperaturas del orden de los 100 millones de grados. A esta temperatura los electrones se separan del núcleo y como resultado se tiene un plasma con los electrones e iones moviéndose independientemente a gran velocidad.

Desde el punto de vista de operación de un primer reactor de fusión, la reacción más interesante es la del deuterio ${}^2\text{D}$ y tritio ${}^3\text{T}$ (D-T)

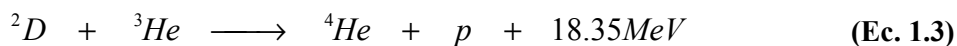


El deuterio y el tritio son dos isótopos del hidrógeno. El deuterio es estable y muy abundante en el agua. El tritio es radioactivo y no existe en la naturaleza pero puede producirse a gran escala mediante la irradiación de litio con neutrones. El principal producto de esta reacción de fusión es el helio que no es radioactivo, aunque el neutrón producido a elevadas energías puede activar los materiales que envuelven el reactor. Las condiciones para obtener un importante ritmo de fusión D-T son las más fáciles de conseguir, los reactantes deben tener una energía cinética de unos 10 keV (correspondiente a una temperatura ligeramente superior a 100 millones de K).

Existen otras reacciones posibles, pero las condiciones necesarias para que se produzcan son más exigentes que la reacción D-T, por eso se contemplan como las reacciones de los reactores de segunda generación. La reacción deuterio-deuterio (D-D)



tiene la ventaja de no utilizar tritio y de no producir neutrones de alta energía, pero la temperatura necesaria para que la sección eficaz sea significativa es 10 veces mayor que la necesaria para la reacción D-T. La reacción deuterio-helio 3 (D- ${}^3\text{He}$)

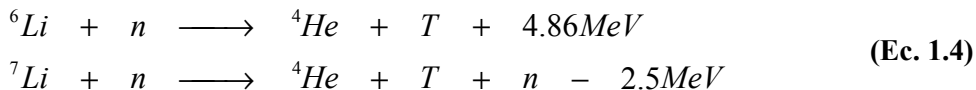


es muy interesante porque no produce ni tritio ni neutrones. La elevada energía del protón puede recuperarse por conversión directa a energía eléctrica, con eficiencias del 80%. Los principales inconvenientes son la elevada temperatura necesaria, sobre los 50 keV, y la escasez de ${}^3\text{He}$ en la Tierra, aunque es posible obtenerlo en la luna.

1.2.2 Central nuclear de fusión

Una central de producción de energía por fusión nuclear estará basada en la reacción de D-T (Ec. 1.1). En esta reacción se producen neutrones de 14 MeV que se llevan un 80% de la

energía producida, estos neutrones se absorben en la envoltura generadora de tritio (también llamada manto fértil) que rodea la cámara de vacío. Esta envoltura contiene litio que mediante reacciones con los neutrones que escapan del plasma se transforma en tritio y helio mediante las reacciones siguientes



El litio natural contiene un 92.5% de ${}^7\text{Li}$ y un 7.5% de ${}^6\text{Li}$.

El espesor del manto fértil debe ser lo suficientemente grande (del orden de un metro) para frenar los neutrones de 14 MeV producidos en las reacciones de fusión. Al frenar los neutrones, el manto fértil se calienta. Por su interior circula el refrigerante que extrae este calor al exterior para producir vapor de agua que finalmente se utilizará para generar electricidad. El tritio producido en el manto se separa del helio y se recupera para inyectarlo en el plasma como combustible.

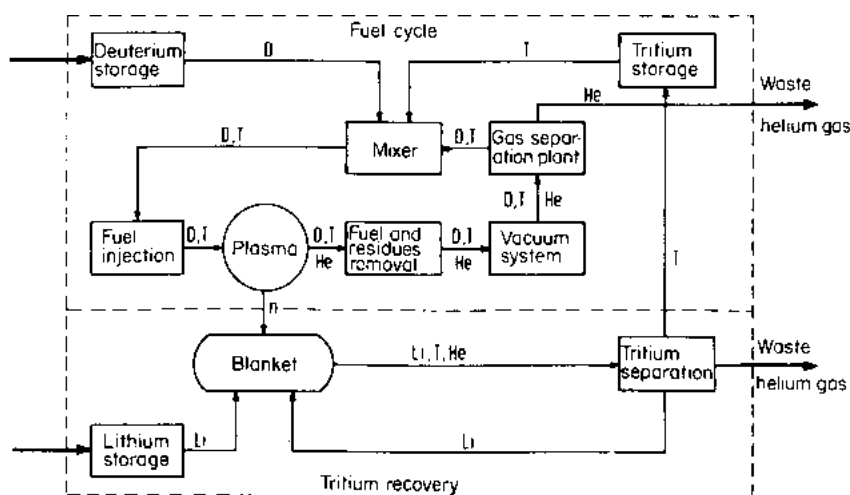


Figura 1.2 Esquema del funcionamiento de una central de fusión [Rae86].

1.2.3 Confinamiento magnético

El objetivo final de la investigación en fusión controlada es lograr la ignición, es decir mantener la combustión del plasma mediante el único aporte de energía de los productos de fusión. En un reactor de D-T la energía de las cenizas de helio mantendrá la temperatura necesaria para que se sigan produciendo reacciones de fusión. La condición de ignición se escribe como

$$n\tau_E T > 6 \times 10^{22} \left[m^{-3} s^{-1} MK \right]
 \tag{Ec. 1.5}$$

donde n es la densidad de los iones, T su temperatura y τ_E es el tiempo de confinamiento de la energía.

Hay dos estrategias para alcanzar esta condición:

Confinamiento inercial en la que una diminuta cápsula de combustible se comprime mediante láser o haces de iones pesados a unas densidades extremas (más de mil veces la densidad de un líquido) hasta que se inicia la fusión en su centro y esta se propaga hacia el exterior, donde el combustible está más frío. En este método, el tiempo de confinamiento es extremadamente corto, del orden del milisegundo.

Confinamiento magnético en el cual un plasma caliente se mantiene aislado de las paredes del reactor mediante campos magnéticos logrando densidades del orden de 10^{20} iones por m^3 (10^5 veces inferior a la densidad de un gas en condiciones normales), en consecuencia el tiempo de confinamiento requerido es del orden del segundo. Este método es el más desarrollado actualmente.

El confinamiento magnético se basa en que las partículas cargadas en presencia de un campo magnético siguen un movimiento helicoidal a lo largo de las líneas de campo, evitando que el plasma ocupe todo el espacio disponible debido a las colisiones entre las partículas. Existen dos tipos de configuraciones: las abiertas y las cerradas. En las configuraciones abiertas las líneas de campo no se cierran sobre sí mismas y el plasma está confinado en un espacio finito por espejos magnéticos.

Las configuraciones cerradas son de geometría toroidal de forma que el plasma está confinado en un volumen finito aunque las líneas de campo no tienen un límite. Mediante bobinas exteriores a lo largo del toro se genera un campo magnético en la dirección toroidal. Para conseguir una configuración estable se necesita superponer al campo toroidal otro perpendicular a él, en la dirección poloidal. Las líneas de campo resultantes giran helicoidalmente alrededor del eje del toro sobre superficies anidadas, las llamadas superficies magnéticas. En un plasma en equilibrio termodinámico, densidad, temperatura y presión tienen el mismo valor sobre toda una superficie magnética.

1.2.4 Dispositivos tipo tokamak

El término tokamak proviene del acrónimo de *toroidalnya kamera y magnetnaya katushka* que significa cámara toroidal y bobina magnética. El primer tokamak se desarrolló en la URSS a principios de los años 50 a partir del concepto original de Andrei Sakharov y Igor Tamm. Los éxitos obtenidos con el experimento T-3 a comienzos de los años 70 fue el origen de la expansión de los tokamaks en todo el mundo. Actualmente existen varios tokamaks grandes en el mundo como el JET de la UE, JT60 en Japón y TFTR de Estados Unidos (ya clausurado). Además existen multitud de dispositivos de tamaño medio en muchos países de

la UE y en los Estados Unidos, donde se continúa investigando en los diferentes campos relacionados la física de los plasmas de fusión y en el desarrollo de la tecnología necesaria para la construcción de un reactor comercial.

Como se puede ver en la figura 1.3, en un tokamak el campo magnético toroidal se crea mediante unas bobinas situadas a lo largo del toro (bobinas toroidales) mientras que el campo magnético poloidal se crea mediante una corriente I_p inducida en el seno del plasma en la dirección toroidal. Esta corriente se induce por las bobinas poloidales que actúan de circuito primario de un transformador mientras que el propio plasma es el circuito secundario. Las líneas de campo magnético resultantes son la combinación de estos dos campos (poloidal y toroidal) y tienen una forma helicoidal a lo largo del toro, de forma que las partículas pasan alternativamente por zonas exteriores e interiores del toro.

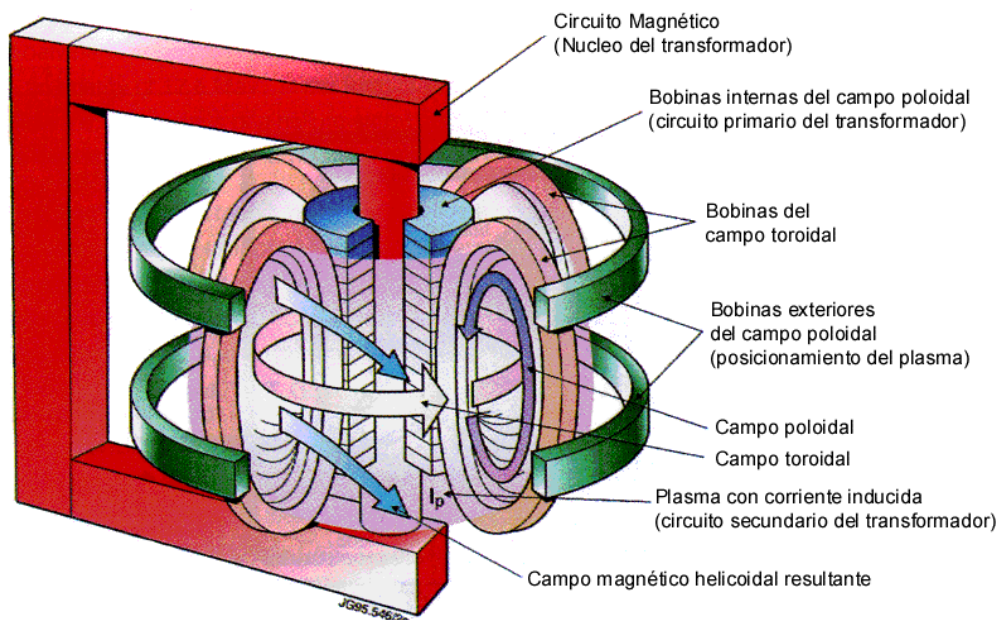


Figura 1.3 Esquema del funcionamiento de un tokamak [Bar96].

1.2.5 Dispositivos tipo stellarator

Los stellarators son también dispositivos toroidales pero a diferencia de los tokamaks el campo magnético poloidal no se genera a partir de la corriente del plasma sino únicamente por bobinas exteriores. La primera máquina de confinamiento magnético se basó en este concepto, pero debido a la complejidad de su diseño no consiguieron grandes resultados y fue abandonado debido a los buenos resultados obtenidos en los primeros tokamaks.

El hecho que no se consiguieran grandes avances con este tipo de dispositivos era debido a que en éstos las tolerancias de construcción son muy pequeñas. Una mínima desviación de construcción puede hacer que el plasma no se confine, ya que todos los campos magnéticos son creados por bobinas exteriores cuya geometría puede ser muy compleja. En un tokamak

las tolerancias no son tan estrictas porque su diseño es más sencillo y porque además el campo poloidal lo crea el propio plasma, con lo que es posible compensar posibles defectos de fabricación o montaje.

La principal ventaja de este tipo de dispositivos es su funcionamiento en continuo pues no hay ninguna corriente inductiva, esta característica hace que este concepto sea muy atractivo en vistas a la construcción de una central comercial. Otra ventaja de este concepto es que al carecer de corriente interna en el plasma evita el riesgo de disrupciones.

A pesar que el desarrollo de estos dispositivos tiene un retraso respecto a los tokamaks, los actuales stellarators están dando resultados comparables a los obtenidos en tokamaks similares.

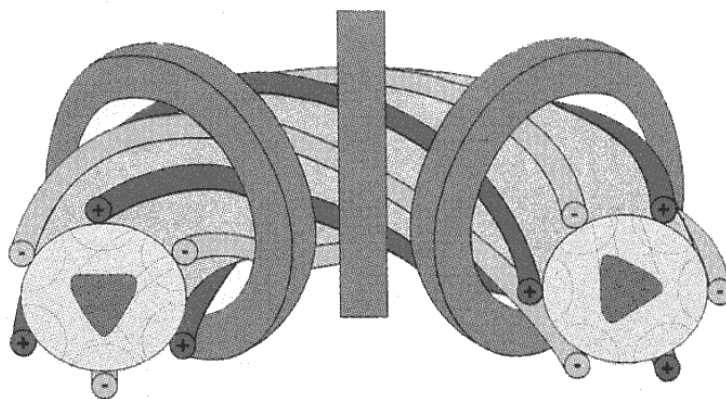


Figura 1.4 Esquema de un stellarator [Con97].

1.3 EL FUTURO DE LA FUSIÓN

1.3.1 Estado actual

Desde la construcción de los primeros dispositivos de plasma en los años 60 se han producido significativos avances en el desarrollo de la fusión por confinamiento magnético. Los valores conseguidos de temperatura, densidad y tiempo de confinamiento se acercan a aquellos necesarios en un reactor. El triple producto de densidad, temperatura y tiempo de confinamiento se ha multiplicado por más de 100000 en los últimos 25 años. (Figura 1.5)

En los grandes tokamaks actuales se ha demostrado la viabilidad científica de la fusión, obteniéndose 10.7 MW en el TFTR (noviembre de 1994) y 16 MW en el JET (Noviembre de 1997) donde además se alcanzó 21 MJ de energía de fusión y una Q (razón entre la potencia de fusión y la potencia inyectada neta) del 65%. Otros objetivos significativos obtenidos en los últimos años son los siguientes:

- Condiciones equivalentes al break-even en el JET y JT60
- Valor más alto del triple producto $n \tau_E T$ en el TJ60
- Operación en estado estacionario mediante la generación de corrientes no inductivas en plasmas a altas temperaturas.
- Desarrollo de sistemas de calentamiento para satisfacer las necesidades de potencia requeridas en reactores y pulsos de larga duración.
- Desarrollo de superconductores de alta corriente y alto campo.

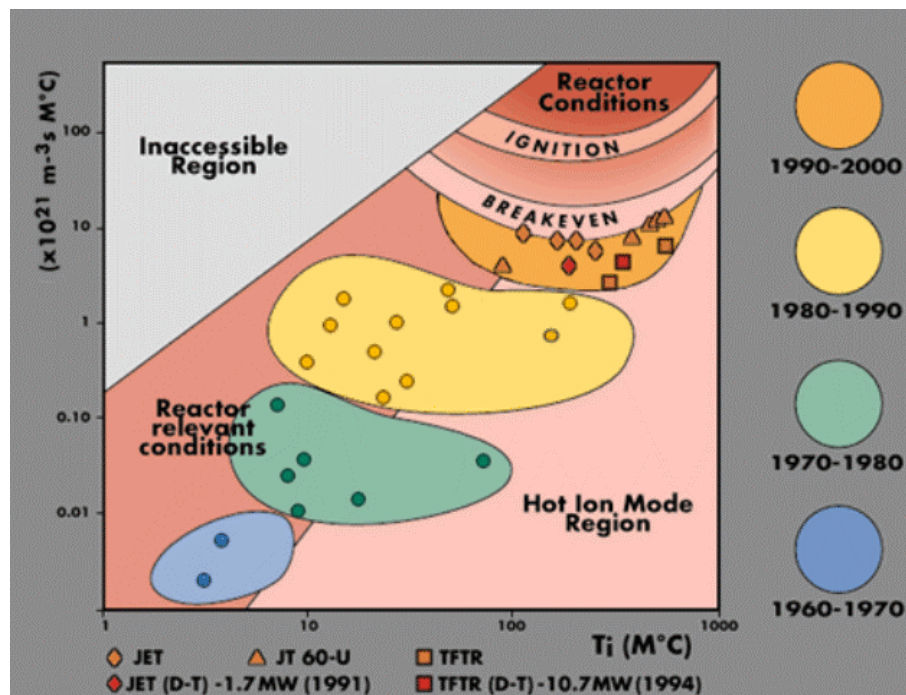


Figura 1.5 Representación de los progresos realizados en la obtención del triple producto $nT\tau_E$ [Con97].

El JET tiene como principal objetivo obtener y estudiar los plasmas en condiciones y dimensiones próximas a aquellas necesarias en un reactor. La operación del JET cubre los aspectos más relevantes de la física del plasma para el proyecto ITER y también tiene una importante actividad en mantenimiento remoto y en el tratamiento de tritio.

En Europa la investigación en fusión está dirigida por la asociación EURATOM formada por los organismos de los diferentes países de la Unión Europea más Suiza, Hungría, República Checa y Rumanía. En la tabla siguiente se relacionan algunas de los dispositivos existentes en Europa.

Dispositivo	Asociación	Principales objetivos	Inicio
TORE SUPRA	CEA	Pulsos de larga duración	1988
ASDEX-U	IPP	Divertor poloidal y control de impurezas	1991
FTU	ENEA	Confinamiento a alta densidad y alto campo. <i>Current drive</i>	1990
TCV	CRPP	Física de " <i>strongly shaped</i> " plasmas	1992
TEXTOR-94	KFA	Interacción plasma/pared, borde del plasma, confinamiento con calentamiento adicional	1981(94) ¹
COMPASS-D	UKAEA	Estabilidades MHD en geometría del JET/ITER	1989(92) ¹
RTP	FOM	Estudios del mecanismo de transporte	1989
ISTTOK	IST	Actividad MHD, transporte y desarrollo de diagnósticos	1992

Tabla 1.2 Principales tokamaks de las asociaciones pertenecientes a EURATOM. Adaptada de [Bar96].

Dispositivo	Asociación	Principales objetivos	Inicio
W7-AS	IPP	Estudio del comportamiento del plasma en una configuración del campo magnético optimizada	1990
TJ-II	CIEMAT	Confinamiento a alta beta	1997
W7-X	IPP	Operación a valores de colisionalidad típicos en reactores, operación en estado estacionario.	1997 ²

Tabla 1.3 Principales stellarators de las asociaciones pertenecientes a EURATOM. Adaptada de [Bar96].

1.3.2 El proyecto ITER

En 1992 se firmó el acuerdo de colaboración entre la Unión Europea, Estados Unidos, Japón y Rusia para el desarrollo del proyecto ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor). El principal objetivo de ITER es demostrar la viabilidad científica y tecnológica de la energía de fusión. Para ello ITER deberá demostrar que es posible mantener el control de la combustión de un plasma de deuterio-tritio en condiciones próximas a ignición y, como un último objetivo, en estado estacionario. Además deberá demostrar que las tecnologías necesarias en un reactor funcionan correctamente en un sistema integrado. En concreto ITER deberá:

¹ Importantes cambios

² Inicio construcción

- Demostrar la disponibilidad e integración de las tecnologías esenciales en un reactor de fusión, como las bobinas superconductoras y el mantenimiento remoto.
- Comprobar componentes del reactor tales como los sistemas de extracción de energía y partículas del plasma.
- Comprobar los módulos de generación de tritio, la extracción de calor y generación de electricidad.

ITER será un reactor que integrará todos los aspectos físicos y tecnológicos necesarios para la producción de energía, únicamente le faltarán los sistemas de producción de electricidad. La fase de diseño de ITER-EDA (Engineering Design Activities) preveía la producción de 1500 MW de potencia de fusión en un pulso de unos 1000 segundos en régimen de ignición, para alcanzar la ignición se preveían unos 100 MW de potencia de calentamiento adicional. La última revisión ITER-FEAT [ITE00] (Figura 1.6) tiene como finalidad la construcción de un reactor con un menor coste a cambio de unos objetivos más modestos, así se prevé alcanzar una potencia de fusión de unos 500 MW con una razón entre la potencia de fusión y la potencia de calentamiento auxiliar (Q) por lo menos de 10 en funcionamiento inductivo y de 5 en plasmas con corriente no inductiva con una duración de la descarga suficientemente larga para demostrar la operación en estado estacionario.

Los principales problemas físicos que se investigarán en ITER se pueden resumir en:

- El mantenimiento del confinamiento en modo H a alta densidad, alcanzando el valor adecuado de beta para producir la potencia de fusión requerida.
- La previsión de la extracción de energía y partículas a través del divertor (figura 1.7) para asegurar niveles aceptables de helio y de impurezas en el plasma.
- La evolución del escalado del confinamiento con el tamaño.
- La transferencia eficiente de la potencia de las partículas alfa al plasma limitando las pérdidas de partículas alfa.
- El mantenimiento de la estabilidad MHD y control del plasma para asegurar que las cargas térmicas y electromagnéticas producidas por disrupciones estén dentro de los límites aceptables.

Para asegurar los objetivos programados el diseño de ITER debe incluir previsiones, cuando el coste asociado sea razonable, para tener en cuenta que algunas de las predicciones actuales probablemente resultarán diferentes en realidad.

Los principales parámetros establecidos para la operación de ITER-FEAT [ITE00] se resumen en la tabla 1.4 y se comparan con los anteriores parámetros correspondientes a ITER-FDR [ITE99]

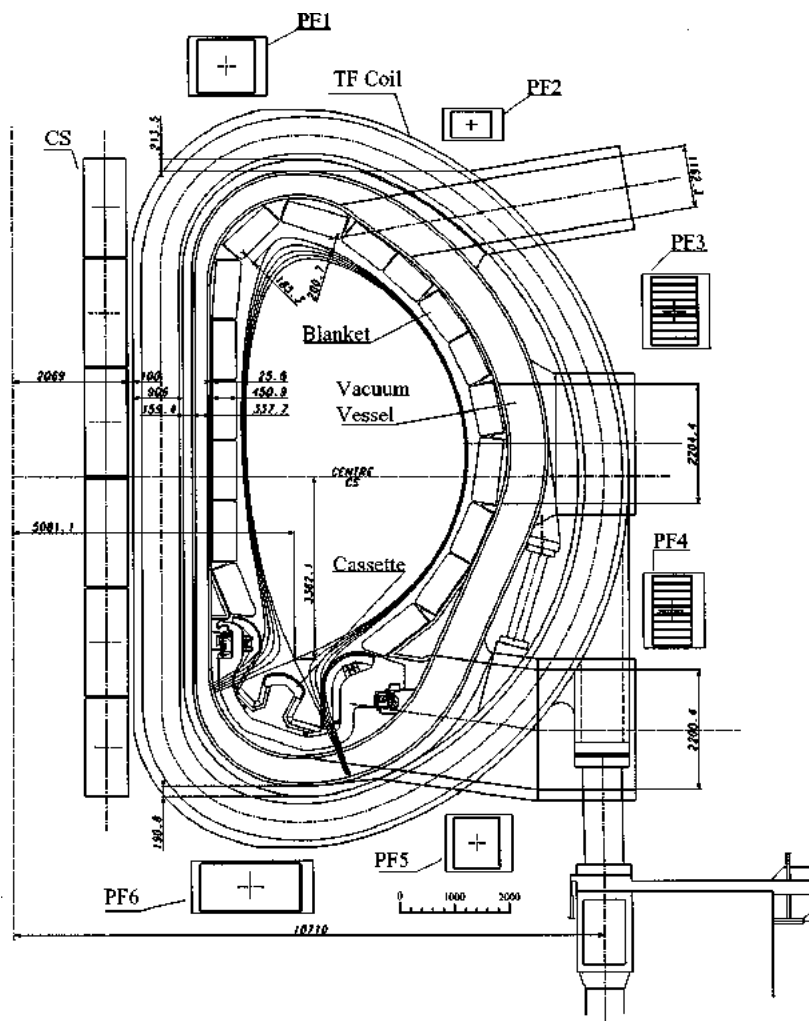


Figura 1.6 Sección transversal de ITER-FeAT [ITE00].

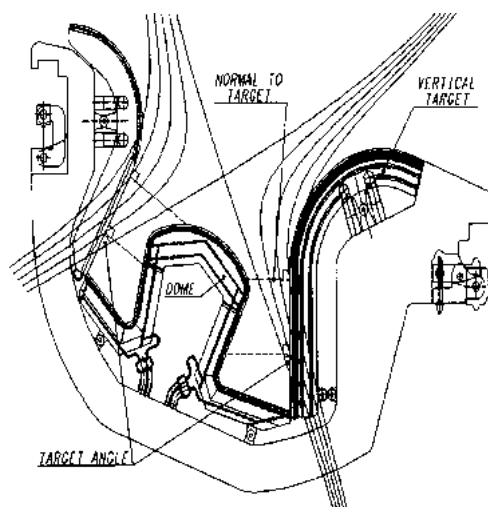


Figura 1.7 Detalle del divertor de ITER-FeAT [ITE00].

<i>Parámetro</i>	<i>Símbolo</i>	<i>FDR</i>	<i>FEAT</i>
Potencia total de fusión (MW)	P	1500	500
Duración del pulso (s)	t_b	≥ 1000	≥ 300
Factor Q	Q	∞	10
Tiempo de confinamiento de la energía (s)	τ_E	5.7	3.7
Radio mayor (m)	R	8.14	6.20
Radio menor (m)	a	2.80	2.00
Razón de aspecto	A	2.91	3.1
Elongación vertical del plasma	κ_{95}	1.60	1.75
Triangularidad del plasma	δ_{95}	0.24	0.35
Factor de seguridad	q_{95}	3.0	3.0
Beta normalizada ($\beta/(I/aB)$)	β_N	2.29	1.77
Corriente del plasma (MA)	I_p	21	15
Campo toroidal en el eje (T)	B_t	5.68	5.3
Carga de neutrones de la pared (MW/m ²)	ϕ_{neut}	≈ 1	0.5
Potencia auxiliar instalada (MW)	P_{add}	100-150	73
Contenido de energía del plasma (GJ)	W_{tot}	1.07	0.346

Tabla 1.4 Principales parámetros y dimensiones de ITER-FDR [ITE99] e ITER-FEAT [ITE00].

El diseño de ITER comprende además las siguientes características:

- Construcción de bobinas de material superconductor incluyendo el solenoide central.
- Cobertura modular y divertor diseñados para permitir su mantenimiento de forma remota.
- Manto productor de tritio disponible en una segunda fase.
- Contención del toro dentro de un criostato.

ITER tiene un periodo de operación previsto de unos 20 años, este periodo se divide en cuatro fases:

- **Fase de hidrógeno.** Esta fase permite la puesta en servicio del tokamak en sistema no nuclear que no depende de la operación remota pero que permite comprobar los principales propiedades del plasma como su configuración magnética, su equilibrio y las condiciones de operación.
- **Fase de deuterio con poco tritio.** En esta fase se producirá tritio a partir de las reacciones D-D y este tritio se quemará en reacciones D-T por lo que se producirán neutrones. Aunque el nivel de potencia de fusión será bajo la activación de la cámara de vacío no permitirá el acceso humano al interior de la misma. En esta fase se comprobará el control de partículas y la operación en

estado estacionario con plena potencia de calentamiento además de la confirmación del umbral de transición de modo L-H dado por las leyes de escala.

- **Fase de DT de bajas prestaciones.** En esta fase la potencia de fusión y la duración del pulso se incrementarán gradualmente hasta alcanzar la operación inductiva. También se desarrollará la operación no inductiva en estado estacionario. Cuando el flujo de neutrones sea significativo se podrán probar los módulos del manto.
- **Fase de DT de altas prestaciones.** Esta fase tiene como objetivo mejorar el funcionamiento global de ITER prestando mayor atención a los componentes y materiales sujetos a altos flujos de neutrones, a la mejora de los modos de operación del plasma. El desarrollo de esta fase dependerá de los resultados obtenidos en las fases anteriores.

1.3.3 DEMO

El objetivo a largo plazo del programa europeo de fusión es la realización de prototipos de reactores de fusión que desemboquen en la construcción de centrales comerciales que respondan a la demanda de la sociedad. De esta manera, después de ITER, el programa europeo prevé el reactor de demostración DEMO, un prototipo de reactor en el que se producirá electricidad y que deberá demostrar la viabilidad económica de una central de fusión.

Hasta llegar a DEMO que requiere una gran mejora de las tecnologías necesarias y un mayor conocimiento del comportamiento del plasma en las condiciones de operación de un reactor.

1.3.4 Grandes Stellarators

El programa de investigación en stellarators proporciona una mejora de nuestro conocimiento sobre el confinamiento magnético en dispositivos toroidales. Aunque el desarrollo de los stellarators sufre un retraso respecto de los tokamaks, los stellarators de la siguiente generación igualarán los parámetros conseguidos en los tokamaks actuales.

A diferencia de los tokamaks, nuevos dispositivos tipo stellarators se han construido recientemente o aún están en fase de construcción. Entre estos proyectos figuran el heliac flexible TJ-II (en Madrid) que produjo los primeros plasmas en diciembre de 1997, el HSX (Helically Symmetric eXperiment en la Universidad de Wisconsin) que entró en funcionamiento en agosto de 1999, el LHD (Large Helical Device en Japón) en funcionamiento desde marzo de 1998, y el Wendelstein 7-X (figura 1.8) en construcción en Alemania. Ideas para mejorar el concepto stellarators serán comprobadas en estos nuevos

dispositivos. Estudios recientes han mejorado el diseño de los stellarators y muestran que los stellarators pueden competir con los tokamaks como reactores.

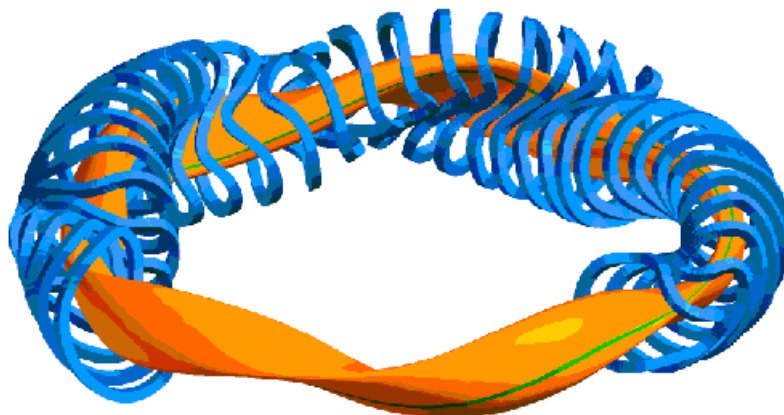


Figura 1.8 Esquema del stellarators Wendelstein 7-X en el que se observa la forma del plasma y la configuración de las bobinas modulares. [Fuente: IPP]

Parámetro	LHD	W 7-X
Radio mayor medio (m)	3.9	5.5
Radio menor medio (m)	0.5	0.5
Campo magnético en el eje(T)	4	3.0
Volumen del plasma (m ³)	20 - 30	~ 30
Transformada rotacional en el eje	≅ 0.5	0.84
Transformada rotacional en el borde	≅ 1	0.99
Potencia adicional (MW)	20	~ 20
Bobinas	6 helicoidales	50 modulares
Número de periodos, M	10	5
Beta	# 5 %	5 %

Tabla 1.5 Principales parámetros de los stellarators LHD y Wendelstein 7-X. Adaptado de [Lyo90].

Los dos dispositivos más grandes son el LHD y el W 7-X que tendrán volúmenes de plasma de unos 30 m³, campo magnéticos de 3-4 T y potencias de calentamiento 30 MW. Estos parámetros son entre 10 y 20 veces superiores que los de los stellarators anteriores. Además disponen de bobinas superconductoras para permitir el funcionamiento en estado estacionario con baja potencia de calentamiento. Los parámetros principales de estos dos experimentos se detallan en la tabla 1.5.