

# Trabajo Fin de Grado Grado en Ingeniería Aeroespacial

## Revisión bibliográfica sobre sistemas NBI para Fusión Nuclear

Autor: Javier García Fernández

Tutor: Manuel Toscano Jimenez

**Dpto. Física Aplicada III  
Escuela Técnica Superior de Ingeniería  
Universidad de Sevilla**

Sevilla, 2023





Trabajo Fin de Grado  
Grado en Ingeniería Aeroespacial

# **Revisión bibliográfica sobre sistemas NBI para Fusión Nuclear**

Autor:

Javier García Fernández

Tutor:

Manuel Toscano Jimenez

Profesor Titular de Universidad

Dpto. Física Aplicada III  
Escuela Técnica Superior de Ingeniería  
Universidad de Sevilla

Sevilla, 2023



Trabajo Fin de Grado: Revisión bibliográfica sobre sistemas NBI para Fusión Nuclear

Autor: Javier García Fernández

Tutor: Manuel Toscano Jimenez

El tribunal nombrado para juzgar el trabajo arriba indicado, compuesto por los siguientes profesores:

Presidente:

Vocal/es:

Secretario:

acuerdan otorgarle la calificación de:

El Secretario del Tribunal

Fecha:



# Agradecimientos

---

Quisiera agradecer en primer lugar a mi familia que me han prestado su apoyo y cariño incondicional en la recta final hacia mi titulación que en ocasiones parecía inalcanzable. Gracias por enseñarme que el esfuerzo da frutos y que soy yo quien debe luchar por lo que quiere. Gracias por transmitirme valores como constancia y voluntad que han sido tan importantes en este camino. A mis amigos por sus llamadas telefónicas, por aguantarme en los momentos de desánimo, por sus palabras de aliento y por hacerme reír cuando tanto lo necesitaba. A mi tutor por su interés, apoyo y comprensión, y por darme la oportunidad de profundizar en un tema que me apasiona desde pequeño y transmitirme su pasión por la investigación.



# Resumen

---

Debido al paradigma actual de demanda energética y la dependencia de los combustibles fósiles, surge un movimiento de inversión en la investigación de la fusión nuclear, capaz de generar enormes cantidades de energía con un impacto menor al medio ambiente y costo en combustible ínfimo. En este marco, este proyecto persigue analizar tras una breve introducción de la física tras el proceso uno de los dispositivos de extendido uso en los reactores de confinamiento magnético de tipo tokamak, el inyector de haz neutro o por sus siglas en inglés NBI. Se definen los componentes, los sistemas de diagnóstico, se introducen las diferencias entre los dos tipos de este dispositivo, se analizan las ventajas y desventajas inherentes a cada tipo y finalmente se analiza el impacto que su implementación conlleva en los reactores de tipo tokamak. Para finalmente concluir en la relevancia que este dispositivo tiene tanto en los reactores actuales como en rol que puede desempeñar en los reactores del futuro y las mejoras que actualmente están en proceso de investigación. Se concluye que tanto el P-NBI como el N-NBI tienen un gran potencial en el control de inestabilidades y el aporte de energía auxiliar del haz neutro propicia alcanzar valores más favorables en parámetros de gran relevancia para el plasma del reactor.



# Abstract

---

Due to the current paradigm of energy demand and dependence on fossil fuels, there is a movement of investment in nuclear fusion research, capable of generating huge amounts of energy with a minor impact on the environment and a negligible fuel cost. Within this framework, this project aims to analyse, after a brief introduction of the physics behind the process, one of the most widely used devices in magnetic confinement reactors of the tokamak type, the neutral beam injector or NBI. The components and diagnostic systems are defined, the differences between the two types of this device are introduced, the advantages and disadvantages inherent to each type are analysed and finally the impact of its implementation in tokamak reactors is analysed. Finally, it concludes on the relevance of this device in current reactors as well as the role it can play in future reactors and the improvements that are currently under investigation. It is concluded that both P-NBI and N-NBI have a great potential in the control of instabilities and the contribution of auxiliary energy from the neutral beam itself to achieve more favourable values in parameters of great relevance for the reactor plasma.



# Índice

---

<i>Resumen</i>	III
<i>Abstract</i>	V
<i>Índice Abreviado</i>	VII
<b>1 Introducción al Problema de la Energía</b>	<b>1</b>
1.1 Impacto de la industria energética en el medio ambiente	1
1.2 Impacto de la energía en el desarrollo de la sociedad	2
<b>2 Fusión nuclear</b>	<b>5</b>
2.1 Comparativa entre el confinamiento inercial y el confinamiento magnético	6
2.1.1 Confinamiento Inercial	6
2.1.2 Confinamiento magnético	6
2.2 Criterio de Lawson	7
2.3 Energía liberada	8
2.4 Sección Transversal	9
2.5 Temperatura de trabajo	10
2.6 Combustibles para la reacción	10
2.7 Paredes del reactor	10
2.8 Producción de tritio en reactores de Fusión	11
2.9 Tokamak vs Stellarator	11
2.9.1 Tokamak	12
2.9.2 Stellarator	12
2.10 Efecto tunel (tunneling)	13
2.11 Aceleradores electrostáticos	14
2.12 Reactores de tipo tokamak de interés para este proyecto	15
<b>3 Neutral-Beam injector (NBI)</b>	<b>17</b>
3.1 Etapas del proceso	18
3.2 Variables de interes	18
3.3 Principios del diseño del NBI	19
3.4 Requerimientos del NBI	19
3.5 Efecto del NBI frente a las inestabilidades e inestabilidades de interes para su operación	21
3.5.1 Sawtooth instabilities	21
3.5.2 Edge localized modes (ELMs)	21

<b>4</b>	<b>Análisis del impacto del P-NBI del tokamak COMPASS</b>	<b>23</b>
4.1	Dispositivos de diagnóstico	23
4.2	Diagnóstico de iones rápidos (Fast ions diagnostics)	23
4.2.1	Neutral particle analyzer (NPA)	24
4.3	Modelado del haz	26
4.4	Pérdidas de energía en el conducto de inyección de NBI (Power losses in the beam duct)	27
4.4.1	Re-ionization NBI losses	27
4.4.2	Beam duct scraping losses	28
4.5	Diagnóstico del NBI	30
4.5.1	Desplazamientos en el espectro por efecto Doppler (Doppler shifted spectra)	31
4.5.2	Termopares	31
4.6	Impacto del NBI en los parámetros del plasma	31
4.6.1	Plasma power balance (Balance de energía del plasma)	31
4.6.2	Energy confinement time (tiempo de confinamiento de energía)	32
4.6.3	Modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía (L-mode)	33
4.6.4	Modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía (H-mode)	37
4.7	Impacto de la operación NBI en la energía cinética del plasma	39
4.8	Temperatura de los iones	40
4.9	Aplanamiento del perfil dinámico de los electrones del plasma por la implementación del NBI	42
4.10	Cambios inducidos por el NBI en la temperatura y la densidad del plasma del núcleo durante etapas de confinamiento de tipo L-mode.	43
4.11	Producción de Neutrones	45
4.12	Impacto en las Inestabilidades de la operación del NBI	46
4.12.1	Inestabilidades de diente de sierra	46
4.13	Impacto del NBI en el mode de confinamiento H-mode y la aparición del ELMs	49
<b>5</b>	<b>Revisión del diseño del NBI de ITER</b>	<b>51</b>
5.1	Componentes críticos del HNB	53
5.1.1	Fuente del haz	53
	Fuente de iones	53
5.1.2	Extractor y acelerador	54
5.1.3	Neutralizador y Vertedero de Electrones	55
	Neutralizador	55
5.1.4	Vertedero de iones residuales	56
5.1.5	Calorímetro	57
5.1.6	conducto de inyección	58
5.2	Otros elementos de interés	59
<b>6</b>	<b>Análisis comparativo de los NBI de tipo P-NBI frente a los N-NBI</b>	<b>61</b>
6.1	Restricciones de los NBI	61
6.1.1	Diferentes restricciones que enfrentan los N-NBI frente a los P-NBI	61
6.2	Ineficiencias en los dispositivos NBI y herramientas en desarrollo para solventarlas	62
6.3	Análisis de sistemas de neutralización convencionales Frente a la implementación de BDPN y ER	64
6.4	Consideraciones de implementación de los NBI para diferentes funciones	66
<b>7</b>	<b>Conclusión</b>	<b>69</b>

---

*Índice de Figuras*  
*Bibliografía*

71  
73



# 1 Introducción al Problema de la Energía

---

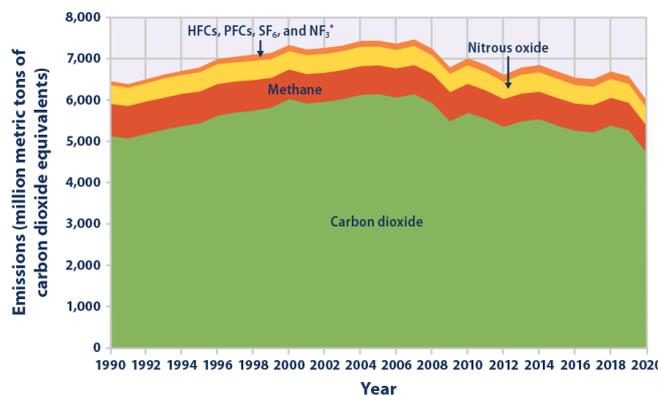
La dependencia actual de la humanidad de los combustibles fósiles en la producción de energía acarrea problemas de diversa índole. Entre los que se encuentran:

- Contaminación ambiental
- Agotamiento de recursos naturales
- Impacto en el ecosistema
- Riesgos a la salud
- Desigualdades económicas y sociales

En este contexto, la producción energética a través de la fusión nuclear surge como una esperanza alternativa y posible solución a la problemática actual. No obstante, supone un reto tecnológico y científico abrumador que requiere de un esfuerzo del conjunto de las naciones para hacerlo una realidad. [6]

## 1.1 Impacto de la industria energética en el medio ambiente

La industria energética contribuye a la contaminación ambiental y con ello promueve el cambio climático, especialmente en los países industrializados. La dependencia de los combustibles fósiles, la destrucción de ecosistemas por medio de los métodos de extracción y la generación de residuos radioactivos son algunas de las formas en que la industria energética afecta al medio ambiente. [5, 3]



**Figura 1.1** Emisiones de dióxido de carbono, metano, óxido nítrico y varios gases fluorados en los Estados Unidos desde 1990 hasta 2020 [5, 3].

Las emisiones de gases de efecto invernadero de EE. UU. disminuyeron de 2019 a 2020 en un 9 por ciento. Este fuerte descenso se debe en gran parte a los impactos de la pandemia del coronavirus (COVID-19) en los viajes y la actividad económica. Sin embargo, la disminución también refleja los impactos combinados de las tendencias a largo plazo en muchos factores, incluida la población, el crecimiento económico, los mercados energéticos, los cambios tecnológicos, incluida la eficiencia energética, y la intensidad de carbono de las opciones de combustibles.

Entre los gases de efecto invernadero (GEI) anteriormente citados la industria energética es la principal fuente de emisión de dióxido de carbono (CO<sub>2</sub>) a través de la quema de combustibles fósiles y de otros gases como el óxido de nitrógeno (NOX) emitido en este mismo proceso, el metano (CH<sub>4</sub>) que es liberado en la producción y transporte de carbón, gas natural y petróleo, y finalmente en menor medida se liberan gases fluorados los cuales pese a liberarse en pequeñas cantidades son considerados gases con alto potencial de calentamiento global (“Gases de GWP alto”).

Los efectos adversos inducidos por la industria energética no solo afectan a la atmósfera, esta actividad también promueve la contaminación del agua. Las emisiones de gases de efecto invernadero contribuyen a la acidificación y eutrofización de los cuerpos de agua, lo que afecta a la biodiversidad acuática. La extracción de agua para uso industrial y el vertido de desechos tóxicos constituyen formas alternativas de afección al medio acuático de esta actividad.

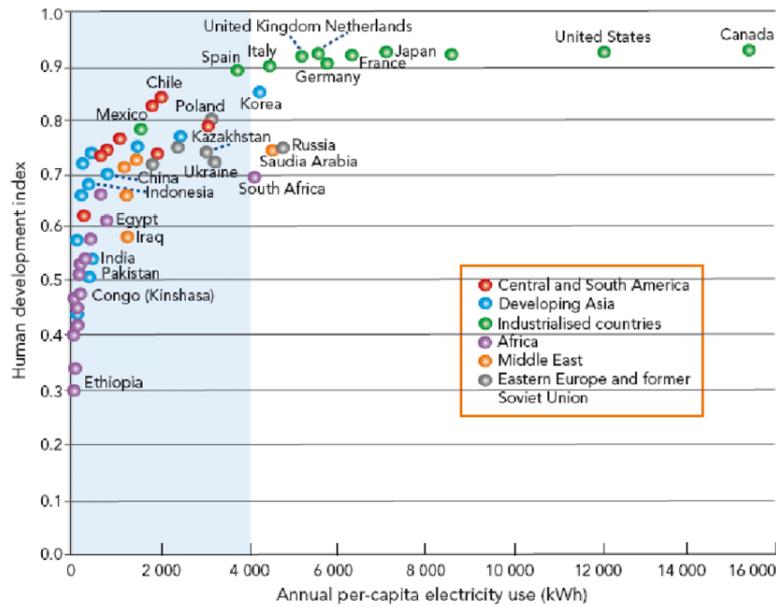
Frente a los efectos adversos que se inducen del actual paradigma energético global, se plantean diversos frentes de actuación que persiguen la mitigación del impacto que esta industria tiene en el medio. Como la adopción de energías limpias y renovables y la eficiencia energética. En este contexto la fusión nuclear surge como una alternativa sostenible y responsable con el medio. [5, 3]

## 1.2 Impacto de la energía en el desarrollo de la sociedad

La industria energética tiene una fuerte influencia en el grado de desarrollo de la sociedad, en este apartado por medio del **índice de desarrollo humano (IDH)** se esboza este efecto.

Este algoritmo a través de la media de tres índices normalizados trata de enfatizar en la relevancia de la salud y el nivel de educación de las personas frente al crecimiento económico, como medio de evaluación del nivel de desarrollo de la sociedad.

Los tres pilares de este cálculo son la salud, la educación y el nivel de vida de los habitantes, siendo la salud cuantificada por medio de la esperanza de vida, la educación como la media de años de escolaridad para adultos de 25 años o más y la dimensión del nivel de vida se mide por el ingreso nacional bruto per cápita. Estos tres pilares se combinan por medio de una media geométrica y dan como resultado el citado IDH o por sus siglas en inglés HDI.



**Figura 1.2** Consumo de energía per cápita frente al índice de desarrollo humano [4].

Como se aprecia en la gráfica el consumo eléctrico per cápita tiene un fuerte impacto en el HDI, por lo que se puede inferir que el acceso del conjunto de una sociedad a la energía tiene una dependencia directa con la calidad de vida de la que gozan sus integrantes.

Es por ello, que el reparto desigual de las materias primas de la industria energética en el escenario actual propicia en cierto grado las fuertes desigualdades sociales y económicas entre los países desarrollados y los países del tercer mundo.

La solución a esta problemática y el futuro de la producción energética global será una amalgama de fuentes de energía renovables, en la que la fusión nuclear tiene potencial para desempeñar un papel protagonista.



**Figura 1.3** Vista aérea de las instalaciones de ITER año 2020.



## 2 Fusión nuclear

---

La fusión nuclear es la unión de los núcleos de dos átomos ligeros, formando uno más pesado, con la intención de generar energía. Tanto para el caso de la fusión como la fisión el concepto clave es la energía de enlace.

La energía de enlace nuclear es la diferencia entre la energía del elemento y la energía del mismo número de protones y neutrones considerados individualmente. En la fusión nuclear lo que determina la energía liberada es la diferencia entre las energías de enlace de los núcleos iniciales y finales.

La fusión nuclear se produce acercando los núcleos atómicos a distancias del orden de  $10^{-15}$  m, de forma que la interacción nuclear fuerte pueda actuar uniéndolos. Para valores superiores existe una fuerza de repulsión electrostática que mantiene a los núcleos separados. El límite que se debe vencer para alcanzar esa distancia crítica recibe el nombre de barrera de Coulomb.

Con el fin de pasar esta barrera ha de aportarse una gran cantidad de energía inicial. Sin embargo, al estar el proceso dominado por la física cuántica, aunque el conjunto no alcance la suficiente energía necesaria, habrá un porcentaje de iones que si tengan la energía y se pueda producir la fusión de estos. No obstante, a menor energía aportada al sistema menor es la cantidad de reacciones de fusión que se producen.

El reto de la fusión nuclear es generar en la tierra las condiciones idóneas para conseguir el mayor número de reacciones de fusión posibles.

En las estrellas el confinamiento gravitacional es la fuerza que gobierna las reacciones de fusión, la gran cantidad de combustible que estas albergan y la inmensa fuerza gravitacional asociada a su masa, propician que este fenómeno pueda darse. Sin embargo, este tipo de confinamiento en la Tierra no es viable y es por ello que se han desarrollado dos tipos de confinamiento.

El primero sería el confinamiento inercial, en el cual se persigue una reacción abrupta de fusión a través de tiempos reducidos de confinamiento del plasma combinados con una elevada densidad de partículas. Por medio de haces de láser se le aporta al pellet en el que se confina el plasma las condiciones de presión y temperatura necesarias para producirse la reacción.

El confinamiento magnético será el foco central de estudio de este trabajo, centrándose en el análisis del dispositivo de inyección de haz neutro por sus siglas en inglés NBI (Neutral-Beam Injector). En los reactores basados en el confinamiento magnético de plasma, se persigue contener la trayectoria helicoidal de las partículas del combustible de la reacción de fusión en un reactor con forma toroidal. El plasma alcanza una temperatura del entorno de cien millones de grados, por

lo que ningún material conocido podría soportar un contacto directo. Es por ello que se asume la solución del magnetismo para contenerlo. [11]

## **2.1 Comparativa entre el confinamiento inercial y el confinamiento magnético**

Como hemos expuesto anteriormente existen dos aproximaciones al problema de la fusión. En esta sección se pretende comentar de forma escueta ambos procesos, realizar una comparativa y mencionar algunos de los retos a los que se enfrentan ambas tecnologías. [11]

### **2.1.1 Confinamiento Inercial**

Para conseguir la fusión debe alcanzarse dos valores. El cociente de la densidad de partículas en el plasma ( $n$ ) y el tiempo de confinamiento alcanzar un valor de entorno a  $10^{20} \text{ m}^{-3}\text{s}$ . La temperatura es el otro parametro de interes, en este caso esta debe ser superior a 10 keV.

En este proceso se opta por tiempos de confinamiento menores, lo que se traduce en una mayor densidad de partículas necesaria con respecto al confinamiento magnético.

A través de la utilización de centerares de lasers se aporta al plasma la energía necesaria. Estos haces de rayos laser se hacen pasar por multiples lentes en instalaciones como las del NIF, con el proposito de calentar un pellet que contiene al plasma.

La presión que se alcanza a través del laser por si solo se encuentra varios ordenes de magnitud por debajo de la requerida. El efecto cohete (rocket effect), surge como respuesta a esta problemática. Por medio de la adición de capas externas de material se promueve una implosión en el pellet que permite alcanzar mayores valores de presión. [11]

Algunos de los retos desde el punto de vista de la ingeniería a los que se enfrenta esta tecnologia son los siguientes:

- Materiales para las paredes de la camara de vacio que albergar al pellet que soporten los elevados requerimientos de servicio del proceso.
- Complejidad y coste del pellet, que encarece y complica el proceso.
- Conseguir una repetibilidad del proceso que permita conseguir rendimientos energéticos adecuados para el proceso. [11]

### **2.1.2 Confinamiento magnético**

A través de un campo magnético se busca confinar el plasma en una trayectoria circular contenida en un toroide. Gracias a la fuerza de Lorentz se asegura que el movimiento de las partículas sea perpendicular al campo magnético.

La citada fuerza afecta a partículas cargadas en presencia de un campo magnético y es resultado de la interacción del momento de la partícula cargada y el campo magnético.

Las partículas del plasma describirán una trayectoria helicoidal con un radio de giro igual al radio de Larmor. Este radio es mayor en el caso del núcleo atómico que del electrón. Además el sentido de giro de los iones es opuesto al sentido de giro de los electrones.

No obstante, surge la problemática en el caso de los neutrones liberados en las reacciones de fusión, que al ser partículas sin carga no se ven influenciadas por el campo magnético y se dispersan hacia las paredes de contención del reactor. Ocasionando el deterioro por fatiga de este.

En estos dispositivos se requiere del efecto combinado de un campo magnético toroidal y un campo magnético poloidal que, que evitan que el plasma vaya hacia la paredes externas del toroide y la separación de cargas entre iones positivos y negativos.

El objetivo en este tipo de reactores es perseguir la mayor estabilidad posible del plasma para la condiciones de presión y temperatura de servicio y de esta forma poder alcanzar el mayor tiempo de confinamiento posible que permita que se produzca el máximo número de reacciones de fusión.

Son muchos los retos a enfrentar en pos de conseguir una mayor eficiencia en este proceso. Pero cabe resaltar la problemática que supone el diseño de materiales para el bio escudo de contención del plasma. Estos materiales deben soportar el bombardeo de neutrones con altos niveles de energía que salen despedidos durante el proceso.

En la actualidad, los materiales utilizados en las paredes internas del reactor del ITER son berilio y tungsteno. Pero para posteriores proyectos se esta experimentando con soluciones más sofisticadas que trataremos mas adelante en el trabajo. [11, 12]

## 2.2 Criterio de Lawson

La fórmula del criterio de Lawson es:

$$nT\tau_E \geq \frac{12k_B}{E_f} \quad (2.1)$$

donde  $n$  es la densidad de iones,  $\tau$  es el tiempo de confinamiento,  $k_B$  es la constante de Boltzmann,  $T$  es la temperatura,  $\langle\sigma v\rangle$  es la sección eficaz promedio de la reacción de fusión y  $Q$  es el factor de calidad

Concepto introducido por el ingeniero John D. Lawson, sobre la eficiencia de la fusión nuclear. A través de la relación entre la energía utilizada para conseguir la fusión en el reactor y la energía generada en él, que hace que la reacción continúe.

Ese criterio aporta un valor de tiempo de confinamiento necesario para conseguir sobrepasar el punto de generación de energía neta positiva. Es decir, el punto a partir del cual se genera la misma energía que se está consumiendo, pero el aporte de calor externos sigue siendo necesario, puesto que el plasma se enfría a mayor temperatura de la que se enfría. Recibe el nombre en inglés de “break-even condition”.

Otra forma de expresar esta condición sería a través del cociente entre la energía de fusión generada y la energía en forma de calor aportada al plasma:

$$P_{fusin}/P_{calor}=1$$

Una condición mas exigente y ambiciosa a la que busca acercarse el reactor ITER es la condición de ignición. A partir de la cuál la reacción puede autosostenerse si aporte de calor externo necesario.

$$P_{fusin}/P_{calor}=5$$

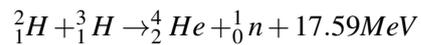
“Este podría ser el primer paso para conseguir producir energía eléctrica a partir de la fusión según dicen los expertos.” [11, 1]

### 2.3 Energía liberada

En una reacción Deuterio-Tritio, se produce una pérdida de masa al generar el nuevo núcleo que a través de la ecuación:

$$E=mc^2$$

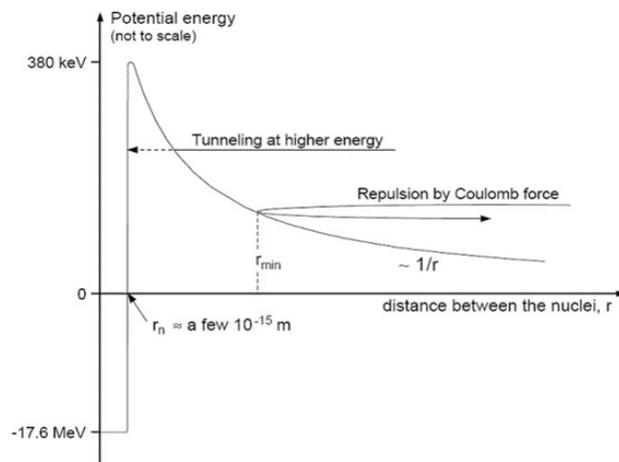
La fórmula de la reacción de fusión deuterio-tritio es:



donde  ${}^2_1H$  es el deuterio,  ${}^3_1H$  es el tritio,  ${}^4_2He$  es el helio,  ${}^1_0n$  es el neutrón y 17.59MeV es la energía liberada

Esta energía es liberada en forma de energía cinética de los productos resultantes de la reacción. Esta energía no se reparte igualmente entre dichos productos, sino que lo hace en función de la masa de estos.

El electronvoltio (eV) es una unidad de energía, que se define como la cantidad de energía que un electrón adquiere al pasar por un potencial de un voltio. Esta unidad también puede ser usada para medir temperatura. [11]



**Figura 2.1** Potential energy of a Deuterium-Tritium reaction as a function of their relative distance [11].

## 2.4 Sección Transversal

La sección transversal sirve para determinar la probabilidad de que se produzca la reacción de fusión. Y puesto que trabajamos en términos de física cuántica solo podemos hablar de probabilidades, de forma que no se puede hablar de un valor fijo para esta sección sino de un promedio.

La sección transversal de las reacciones de fusión es el mismo orden que la asociada a las colisiones de Coulomb. La probabilidad de que se produzcan este tipo de colisiones para valores de energía menores a la barrera de Coulomb es mas alta que la probabilidad de que se produzcan reacciones de fusión.

Con el fin de crear un reactor de fusión eficiente, se debe controlar este tipo de reacciones de forma que tras producirse no se dispersen los iones y se reduzca el número de reacciones de fusión que se pueden producir.

La distribución de Maxwell se utiliza para definir la velocidad de las partículas en el espacio cuando se producen este tipo de colisiones, y está en función de la temperatura.

El máximo valor de reacciones de fusión se produce para un valor intermedio de la sección transversal entre el máximo, para el cual las partículas tienen energía suficiente para producirse la fusión de sus núcleos pero son pocas las partículas disponibles tras la dispersión provocada por las colisiones y un valor menor de la sección transversal para el cuál habrá muchas partículas disponibles pero al ser la sección transversal tan baja serán también mucho menor la probabilidad de que se produzca la reacción.

Por tanto, la solución a este problema reside en buscar un valor intermedio de velocidad a través de la distribución de Maxwell.

El valor total de energía liberada en por fusión entre dos especies viene dado por la expresión:

$$P_{fusin} = n_A n_B \langle \sigma v \rangle_{AB} E_{AB} V$$

La reacción mas fácil de conseguir según la sección transversal es la Deuterio-Tritio. [11, 2]

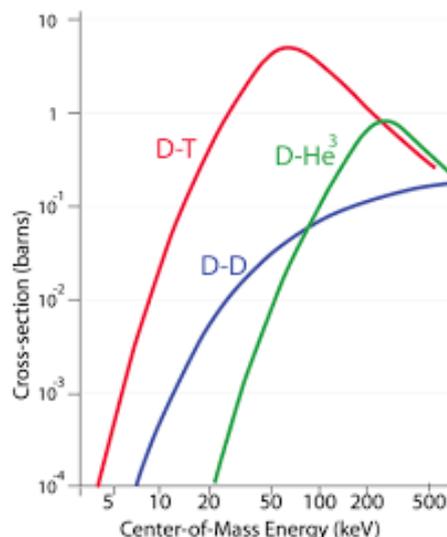


Figura 2.2 Cross section of various fusion reactions .

## 2.5 Temperatura de trabajo

La temperatura de trabajo a la que se consigue una sección transversal adecuada en los reactores se mueve en el intervalo de 20 keV a 60 keV que se corresponde con una temperatura de 200 a 600 millones de grados K.

A esta temperatura la materia se encuentra en estado de plasma y no podría ser contenida por ningún material conocido, es por ello que se implementa en el proceso de contención el confinamiento magnético. [11]

## 2.6 Combustibles para la reacción

Los principales elementos usados como combustible en la fusión nuclear son el deuterio, el tritio y el helio 3.

Mientras que el deuterio se encuentra en el agua del mar y puede extraerse con facilidad y bajo coste, los otros dos elementos son mas costosos y escasos en la tierra. El tritio es radioactivo con una edad media de 12.3 años y no existe un proceso natural por el que se genere. En el caso del helio 3 si que esta presente y se genera de forma natural en nuestra atmósfera aunque se encuentra en pequeñas cantidades en comparación con la cantidad de helio 3 presente en la superficie lunar.

En reactores como el ITER se prevé usar una mezcla de Deuterio y Tritio. Para suplir la escasez de este segundo existe una reacción por la cual, al colisionar un neutrón previamente liberado de una reacción de fusión, con un núcleo del isotopo litio-6, se libera tritio entre otros subproductos. Este proceso de producción de tritio recibe el nombre de "breeding".

El combustible por tanto no impondrá problemas de coste al proceso ya que el proceso de extracción del deuterio no es costoso y las cantidades de material en el interior del reactor durante el proceso estan en el orden de magnitud de gramos. No obstante, el coste del reactor y sus multiples capas determinaran el coste de la energía que podamos producir. [11]

## 2.7 Paredes del reactor

Las paredes del reactor como hemos mencionado conforman un elemento crucial. Se define el parametro de "wall loading" para hacer referencia a la capacidad de las paredes de aguantar las condiciones de servicio. Estos son sus principales cometidos:

- Producir tritio a través del neutron liberado en la reacción de fusión y Li6.
- Albergar los sistemas de extracción de energía térmica liberada en el proceso.
- Detener a los neutrones en su trayectoria hacia el exterior, conformando un bioescudo.

Es el último de estos requerimientos el que supone un mayor nivel de exigencia en cuanto a ingeniería de materiales. Puesto que para disminuir el coste del reactor nos interesa que este tenga la menor cantidad de material y por tanto espesor posible para el que se verifiquen una condiciones de servicio seguras. Además deben resistir los daños por fatiga a los que este proceso les somete. Este ambito supone una extensa labor de estudio en la actualidad.

La forma en que se libera la energía en los procesos de fusión difiere comparativamente con

los procesos de fisión. Puesto en los segundos la energía se liberada se mantiene constante en el tiempo. Mientras que en la fusión la energía se libera en dos etapas una primera etapa estable menos energética combinada con abruptos transitorios en los que se liberan grandes cantidades de energía.

Los materiales constituyentes de la estructura del reactor deben presentar una composición química basada en elementos de baja activación como son: Fe, Cr, V, Ti, W, Si y C. No obstante, atendiendo a criterios de seguridad y rendimiento las principales opciones que se manejan son las siguientes:

- Aleaciones ferríticas y martensíticas.
- Aleaciones de vanadio.
- Aleaciones de tungsteno.
- Compuestos de matriz cerámica como el Carburo de Silice (SiC)

La investigación y el desarrollo de materiales es crucial para el desarrollo de esta tecnología. Proyectos como el IFMIF se encargan del diseño y la validación de los materiales para el futuro de la fusión. [11]

## 2.8 Producción de tritio en reactores de Fusión

Proceso que surge como respuesta a la escasez de tritio y la inexistencia de este en la naturaleza, en inglés se conoce este proceso con el nombre de "breeding".

Se compone de varias etapas que se traducen en capas de diferentes materiales que conformaran las paredes internas del reactor.

La primera etapa, la compone una capa de berilio que multiplica a través de una reacción la cantidad de neutrones. Esta etapa es necesaria puesto que una parte de los neutrones se perderá en otras partes del reactor, por lo que no será posible una utilización integral de estos para la producción de tritio.

La segunda etapa, conformada por una capa de litio se encarga de ralentizar a los neutrones previamente a la siguiente etapa.

En la tercera y última etapa del proceso se encuentran los isótopos de Li a partir de los cuales se produce el tritio, por medio de la colisión de los  $n$  neutrones ralentizados con su núcleo.

Por último, se añade una capa que hace las veces de escudo de protección de las bobinas externas.

También comentar que existe una reacción alternativa mediante  $Li7$ , no obstante es desechada frente a la de  $Li6$  puesto que su sección transversal ("cross section"), es menor. [11]

## 2.9 Tokamak vs Stellarator

Dos diseños de reactor de fusión nuclear mediante confinamiento magnético. Los reactores de tipo Tokamak disipan menos energía térmica, mientras que en el Stellarator se consigue una mayor estabilidad en el plasma.

Ambos por tanto tienen sus ventajas propias, sin embargo, en la actualidad hay más reactores Tokamak debido a que su geometría más sencilla los hace más baratos de construir. No obstante,

los investigadores no descartan que el diseño del Stellarator sea el que se implemente en el futuro en las plantas de producción de energía eléctrica. [11, 12]

### **2.9.1 Tokamak**

Este diseño supone la principal apuesta en la actualidad del confinamiento magnético, para conseguir niveles de rendimiento energéticos atractivos desde el punto de vista de la producción energética. A través del proyecto ITER que persigue conseguir valores de  $Q$  del orden de 10, un orden de magnitud por encima de lo conseguido hasta la fecha.

En este tipo de reactor, se combinan los campos magnéticos toroidal y poloidal. El campo magnético toroidal se consigue a través de bobinas que envuelven la sección del toroide. Mientras que el confinamiento magnético poloidal se consigue a través de bobinas externas e internas, que se encargan del posicionamiento del plasma en el interior y de darle forma a este. Darle una forma adecuada a la sección transversal del plasma es un elemento crucial, ya que es uno de los principales métodos que tenemos para controlar la estabilidad de este. De hecho, existen dispositivos especializados únicamente en el estudio de esta materia.

El tokamak JET es el mayor en activo, en el cuál se consiguió una  $Q$  cercana a la unidad teniendo en cuenta los transitorios y se liberó un valor pico de energía de 16 MW.

Para que la fusión nuclear suponga un atractivo desde el punto de vista económico deben conseguir valores de  $Q$  que se muevan entre 10 y 40. Es por ello que resulta de interés estudiar las principales variables que podemos modificar con el fin de conseguir un mayor rendimiento energético.

Estas variables son la corriente del plasma ( $I_p$ ), la densidad de partículas ( $n$ ) y la presión del plasma ( $p$ ). No obstante, estos valores se ven limitados por diferentes mecanismos como son las disrupciones en el flujo de plasma o la pérdida de confinamiento. Para alcanzar valores más óptimos deben investigarse soluciones tecnológicas más sofisticadas a la par que se desarrollan modelos de comportamiento del plasma computacionalmente más precisos. [11, 12]

### **2.9.2 Stellarator**

Alternativa al concepto de confinamiento magnético de los dispositivos Tokamak. Al someter al plasma únicamente a un campo magnético toroidal se disgregan los iones positivos de los negativos, generando una corriente eléctrica. Esta corriente eléctrica en combinación con el campo magnético que externamente hemos inducido al plasma, inducen la pérdida del confinamiento del plasma hacia las paredes del reactor.

Para solucionar esta problemática se han desarrollado dos diseños, que buscan romper la simetría axial. En este caso hablaremos de los reactores "stellarators", los cuales a través de una configuración 3-D de las bobinas inducen una trayectoria helicoidal cerrada en su interior.

El primer prototipo de este reactor fue construido en el año 1951, por el físico teórico y astrónomo Lyman Spitzer. En la actualidad, el Wendelstein 7X es el mayor exponente de este tipo de reactores.

Existen dos configuraciones para las bobinas: modular y torsatron.

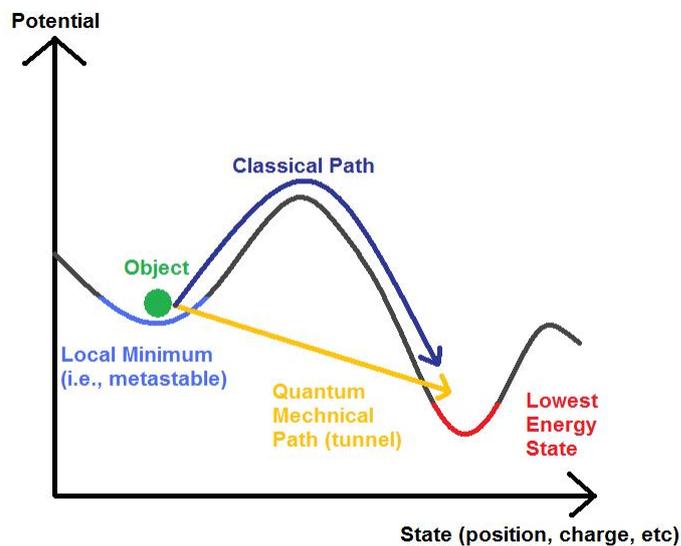
Una de las máximas en el diseño de estos reactores, para evitar un confinamiento ineficiente, es tratar de evitar la aparición de las denominadas islas magnéticas. Frente a los tokamaks presentan una menor energía libre para la propagación de inestabilidades en el plasma. No obstante, muestran una mayor dificultad en su diseño y optimización.

El principal cometido de este tipo de dispositivos, ya que son menos numerosos que los tokamak y han recibido una menor inversión, es el estudio del periodo de liberación estable de energía dentro del proceso de fusión nuclear. [11, 12]

## 2.10 Efecto tunel (tunneling)

Fenómeno cuántico que permite a una partícula atravesar una barrera de energía potencial mayor a la energía cinética de la propia partícula, contraviniendo así los principios de la mecánica clásica.

La denominación de dicho efecto surge de la analogía del estado energético de la materia como una sucesión de “colinas” o pendientes”, según la mecánica clásica si el objeto (en este caso un núcleo atómico) no tiene energía mecánica suficiente nunca podrá vencer la barrera que dicha colina supone, sin embargo, el efecto túnel propone un camino más corto, atravesando dicha “colina”.



**Figura 2.3** Analogía del estado energético de la materia y el efecto tunel.

Hoy día la relevancia del efecto túnel no se restringe únicamente a la física nuclear, sino que provee resultados generales en el estudio de múltiples sistemas que se rigen por las leyes de la mecánica cuántica. Algunas de las áreas de actuación de dicho fenómeno son la física de semiconductores y superconductores, la física de la cosmología del universo, en computación en las memorias flash, los microscopios de efecto túnel (que superan las limitaciones de la microscopía óptica) e incluso en la naturaleza por las enzimas al catalizar reacciones químicas.

En el caso concreto de la fusión nuclear el efecto túnel supone un fenómeno crucial. La temperatura de los núcleos atómicos (hidrones, catión hidrógeno  $H^+$ ) en las estrellas es generalmente inferior a la necesaria para superar la barrera de coulomb y lograr la fusión termonuclear. La probabilidad de que esta reacción se produzca aumenta por efecto túnel, ya que partículas con menos energía de la necesaria, como es el caso, pueden superar la barrera de potencial de coulomb que supone una repulsión electromagnética de los núcleos atómicos.

No obstante, esta probabilidad sigue siendo baja, problema que en el núcleo de las estrellas se solventa por la extrema cantidad de hidrones que conforman la materia prima de la reacción y

permiten sostener la reacción de fusión nuclear constante en las estrellas.

En la Tierra, la limitación de combustible para los reactores de fusión nuclear que buscan emular las reacciones del núcleo de las estrellas se hace evidente. La solución de esta problemática pasa entonces por elevar la probabilidad de los hidrones de vencer la barrera de coulomb promoviendo temperaturas mucho mayores en el plasma de trabajo (del entorno de cientos de millones K) que las que se dan en el núcleo solar.

## 2.11 Aceleradores electrostáticos

Este tipo de aceleradores de partículas cargadas utilizan un potencial estático de alto voltaje. El voltaje supone el limitante de la energía con la que se pueden acelerar las partículas en estos dispositivos, ya que la partícula solo experimenta una aceleración a través de una única diferencia de potencial. Por lo que la energía de la partícula a la salida del acelerador es igual a la carga de la partícula multiplicada por el voltaje de aceleración.

Por ello para conseguir aportar una mayor energía a las partículas se aplica una configuración en tándem de múltiples aceleradores de forma que para una misma caída de voltaje se puede multiplicar por el número de aceleradores combinados la energía de salida asociada a uno solo de estos para obtener la energía de salida total.

En el caso concreto de la etapa de aceleración de los dispositivos NBI como veremos mas adelante, estas diferencias de potencial se transmiten a las partículas por medio del uso de mallas a través de las que se hace pasar la trayectoria de las partículas cargadas.

Para la aplicación en el campo de la fusión nuclear, frente a los aceleradores oscilantes, presentan la ventaja de tener un menor coste y la capacidad de generar haces continuos de mayor corriente.

Elemento fundamental en la generación y aceleración del haz de iones con carga (positiva en el caso de P-NBI y negativa para N-NBI), que supone el haz precursor del haz neutro producto del dispositivo NBI. Constituye por tanto la primera etapa del proceso de generación del haz neutro, la aceleración de iones cargados por la inducción de un campo electromagnético, este punto será tratado con mayor detenimiento en este trabajo más adelante.

La relevancia de los aceleradores electrostáticos desde el punto de vista de la fusión nuclear va más allá de suponer una parte fundamental del dispositivo NBI, también se implementa su uso en el estudio de los materiales que conformaran las paredes del reactor o cualquier etapa que pueda verse afectada por el bombardeo de intensos flujos de neutrones y radiación gamma proveniente del plasma.

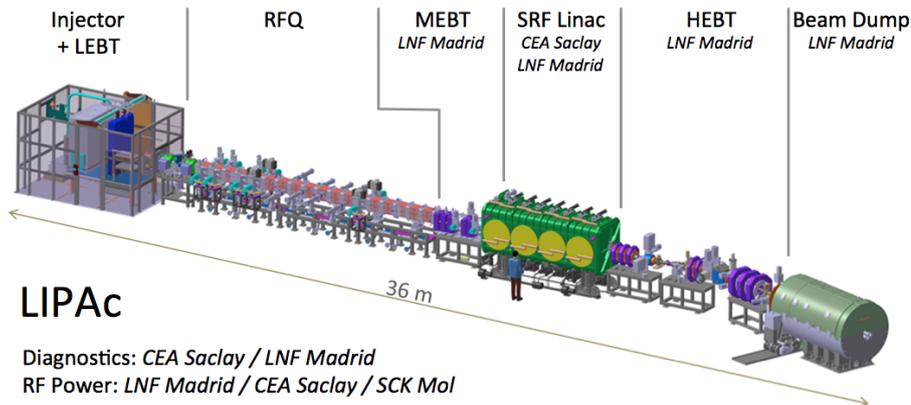
Un ejemplo de esta última aplicación se dará en las instalaciones de IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility), cuyo objetivo es el de reproducir las condiciones adversas citadas de bombardeo de neutrones y radiación gamma de los materiales que conforman las etapas en contacto cercano con el plasma de trabajo para la reacción de fusión nuclear. Etapas como las paredes interiores de contención del plasma en el reactor, o múltiples elementos dentro del dispositivo NBI que sufren intensas descargas de energía.

Para ello en estas instalaciones se busca promover la generación de un haz de partículas neutras con unas características específicas basado en las reacciones de fusión entre núcleos de deuterio y tritio.

Se espera que la combinación de la información que se extraiga de la radiación neutrónica de

materiales en las instalaciones de IFMIF con la que aporte en su aplicación ITER, sea clave para el diseño del futuro de la fusión nuclear en el reactor DEMO.

Como curiosidad una aplicación alternativa de los aceleradores electrostáticos, es su uso combinado con un espectrómetro de masa que resulta en los dispositivos AMS (Accelerator Mass Spectrometry), cuya aplicación es la detección de partículas radioactivas en el ambiente, y suponen una de las técnicas más precisas de detección dentro de este campo.



**Figura 2.4** Prototipo de acelerador lineal de IFMIF.

## 2.12 Reactores de tipo tokamak de interés para este proyecto

El reactor **COMPASS** es un dispositivo de fusión por confinamiento magnético de tipo tokamak que se construyó originalmente en el Reino Unido en 1989 y se trasladó a la República Checa en 2008. Se utiliza para estudiar la física de los plasmas en condiciones similares a las del futuro reactor ITER.

El reactor **ITER** es un proyecto científico internacional que busca demostrar la viabilidad de la fusión nuclear como fuente de energía limpia e ilimitada. Se trata de un tokamak gigante que se está construyendo en Francia y que pretende generar un plasma de fusión con una potencia térmica diez veces mayor que la necesaria para calentarlo.

El reactor **DEMO** se prevé construir después del ITER para demostrar la viabilidad de la producción de electricidad a partir de la fusión.



## 3 Neutral-Beam injector (NBI)

---

La implementación de los dispositivos NBI como fuente adicional de aporte de temperatura al plasma del reactor, tiene un uso extendido en muchos de los reactores de confinamiento magnético que hoy en día están en funcionamiento.

De hecho, el proyecto más ambicioso hasta la fecha de este tipo de reactores hará uso de este tipo de dispositivos en su funcionamiento, de momento hará un uso conjunto de dos de estos elementos, aunque incluso se diseñó de forma que se pudiera añadir un tercer NBI adicional.

La relevancia de estos dispositivos además de constituir una fuente adicional de aporte de energía reside en su capacidad de controlar la aparición y propagación de inestabilidades en el plasma de trabajo del reactor. Fenómenos estudiados por medio de la MHD (magnetohidrodinámica) de gran virulencia y prácticamente imparables en su propagación una vez se producen. Estas inestabilidades reducen el tiempo de confinamiento del plasma, variable fundamental para la consecución de un proceso autosostenido de fusión nuclear y además pueden dañar los elementos físicos de contención de plasma (como las paredes interiores del reactor) al desencadenar abruptas descargas de energía en el material que constituye dichos elementos.

Como veremos más adelante existe una diferencia notable que permite dividir en dos grupos los dispositivos NBI, los que para la generación del haz neutro parten de iones precursores positivos y los que parten de iones negativos.

En futuros reactores como DEMO y plantas de fusión del futuro se contempla seguir implementando estos elementos, no obstante, determinar las condiciones de operación idóneas y el tamaño de estos reactores del futuro, nos llevará a decantarnos por el uso de un P-NBI (por lo general en reactores de tamaño pequeño a medio) o N-NBI (dispositivos de mayor tamaño y requerimiento energético).

En las siguientes secciones del trabajo analizaremos el diagnóstico efectuado a la operación de un dispositivo de tipo P-NBI implementado en el tokamak COMPASS y llevaremos a cabo una revisión del HNB que se instalará en ITER, dispositivo de tipo NBI. En ambos estudiaremos los desafíos técnicos que estos dispositivos suponen, sus restricciones de operación, ventajas y desventajas.

Finalmente, se esbozará la relevancia que podrían tener los NBI en los dispositivos del futuro y cuál de estos dos tipos tiene un mayor potencial de convertirse en la opción idónea en un futuro.

[8, 7]

### 3.1 Etapas del proceso

1. Generación del plasma. Se ioniza en gas a baja presión a través de microondas. Este gas es el equivalente al combustible del reactor y está compuesto por átomos de Deuterio o una mezcla de átomos de Deuterio y Tritio.
2. Aceleración de iones. Por definición el plasma es un gas ionizado cuyos electrones e iones se encuentran desligados formando una nube de cargas cuyo conjunto tiene carga neta neutra. Es por ello que para aportar aceleración al plasma y calentarlo se deben disociar los iones de los electrones y hacer pasar a uno de estos conjuntos por un acelerador electrostático. En caso de acelerar los iones como precursores del proceso, estaríamos ante un NBI de tipo P-NBI. Por el contrario, si aceleramos iones negativos sería un N-NBI (diferencia de gran relevancia para los reactores del futuro).
3. Neutralización. Para la inyectar el plasma en la cámara del reactor este debe tener carga neutra es por ello que a los iones previamente calentados y acelerados en la segunda etapa del proceso se les debe asociar un ion de carga contraria. Es en esta parte del proceso en la que cobran relevancia las partículas precursoras utilizadas, pues la eficiencia de neutralización de los dispositivos de tipo P-NBI se resiente con el aumento de la energía de trabajo del reactor. Ya que la siguiente generación de reactores (como ITER que actualmente está en construcción) trabajará con niveles de energía del orden de magnitud de 1MeV, será necesaria la implementación de dispositivos de tipo N-NBI para combatir esa pérdida de eficiencia.
4. Inyección. Finalmente, el producto obtenido de las anteriores etapas es inyectado en el reactor a gran velocidad y temperatura. Este haz de partículas neutras se encuentra con el plasma de la cámara y ha de transmitirle su energía a través de colisiones. En esta etapa del proceso es crucial un confinamiento magnético óptimo que propicie que el haz de partículas neutras quede contenido correctamente en la cámara y transmita toda su energía al resto del plasma. El orden de magnitud del caudal volumétrico de entrada al reactor se encuentra en el entorno de millones de litros por segundo, por lo que se requiere del uso de bombas de vacío para condensar el gas. [8, 7]

### 3.2 Variables de interes

- Estado de carga de los iones precursores: Como se mencionó con anterioridad, conforme se aumenta la energía de trabajo del reactor, es crucial utilizar iones precursores negativos. Puesto que la eficiencia de neutralización de los iones negativos se resiente significativamente conforme se aumenta la energía de operación del dispositivo NBI. Sin embargo, en una descarga de plasma de hidrogeno se generan bajas cantidades de electrones. Para dar respuesta a este problema se utilizan vapores de cesio. Esta solución no supone una panacea, puesto que este método es difícil de implementar y de poca fiabilidad.
- Longitud de absorción para la ionización de un haz neutro: Variable que define la energía mínima (eV) por partícula que es necesario aportar al plasma, con el fin de aportar suficiente potencia al núcleo y no solo a los extremos del plasma. [8, 7]

### 3.3 Principios del diseño del NBI

La estabilidad del plasma es una variable crucial en el proceso de fusión nuclear, el NBI surge como respuesta a la necesidad de controlar la aparición y propagación de inestabilidades que pueden acabar con dicha estabilidad y con ello la actividad del reactor.

La inyección del haz debe ser de partículas de carga neutra ya que, en caso de tener carga los iones entrarían en conflicto con los campos magnéticos de contención del plasma del reactor y serían desviados de su trayectoria, de forma que no solo no entrarían y no pondrían desarrollar un cometido útil para el desarrollo del proceso, sino que además supondrían una afección para los elementos que encontrarán a su paso al depositar su energía en dichos elementos de contención.

Por tanto, concluimos que la inyección debe ser de iones de carga neutra que como veremos una vez dentro del reactor sufrirán una serie de colisiones mediante las cuales transmitirán su energía al conjunto del plasma del reactor. Es a través del dispositivo NBI que se neutraliza la carga del plasma y se inyecta a la cámara toroidal del reactor. Las funciones del NBI no acaban ahí, pues además aumenta la temperatura del plasma del interior del reactor y le aporta impulso.

El NBI es uno de los sistemas que se consideran esenciales en los reactores de tipo tokamak para la conseguir un estado estable de operación.

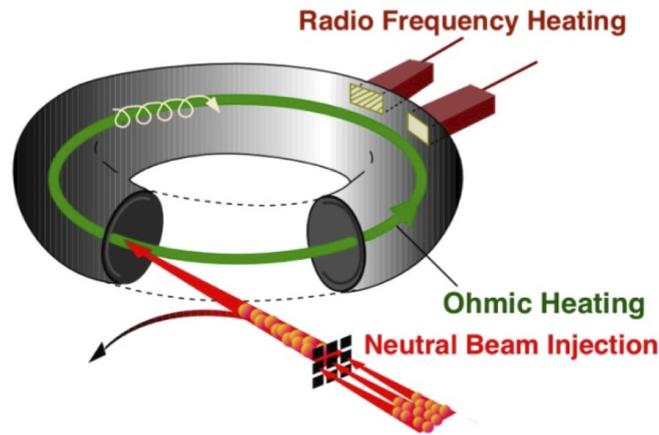
### 3.4 Requerimientos del NBI

Los NBI constituyen un método consolidado de aporte térmico al plasma en múltiples dispositivos de confinamiento magnético, prueba de ello es su presencia en el ITER donde se hará un uso conjunto de dos de estos dispositivos, los más potentes desarrollados hasta la fecha. Además, se prevé su presencia como elemento indispensable en futuros reactores como DEMO e incluso en las plantas de producción de energía por fusión del futuro.

La funcionalidad de este dispositivo no queda solo en el aporte energético de ignición del proceso y de control de temperatura del plasma del núcleo, puede aportar funciones adicionales como la inducción de la rotación del plasma en el toroide del reactor y constituir un impulso para la corriente del reactor.

La rotación del plasma es el movimiento giratorio del plasma en el reactor inducido tanto por los campos magnéticos de contención como por la inyección de partículas producto de la operación del NBI, esta variable afecta a la estabilidad, el transporte y el confinamiento del plasma. Por este motivo el análisis del impacto que la operación del NBI tiene en el comportamiento de esta variable es crucial para este proyecto.

Los dispositivos ECRH (Electron Cyclotron Resonance Heating) constituyen una técnica de calentamiento y control del plasma complementario al NBI. Este elemento transfiere energía al plasma mediante la interacción con ondas electromagnéticas, el ECRH emplea una onda de longitud corta para estimular un aumento de energía en zonas específicas de la corriente de plasma.



**Figura 3.1** Dispositivo ECRH de transmisión de energía a plasma por radio frecuencia frente al NBI.

Por ello constituyen un elemento crucial en el control del modo de confinamiento del dispositivo, NTM control (Nuclear Toroidal Mode control). Los NTM engloban al conjunto de herramientas empleadas en el proceso de manipulación del campo magnético con el objetivo de obtener las condiciones óptimas en dispositivos de fusión nuclear como los tokamaks.

Estas herramientas se utilizan para controlar la topología magnética de un dispositivo de fusión, pues la configuración del plasma en el interior es altamente inestable. En este contexto la manipulación mediante energía de microondas mediante el sistema ECRH de los NTM se hace necesaria para lograr las condiciones óptimas para la fusión.

ECRH son las siglas de electron cyclotron resonance heating o calentamiento por resonancia ciclotrónica electrónica. Es un método de calentamiento del plasma en un dispositivo de fusión por confinamiento magnético que consiste en inyectar ondas de radiofrecuencia que coinciden con la frecuencia de giro de los electrones en el campo magnético.

NTM son las siglas de neoclassical tearing mode o modo de desgarro neoclásico. Es un tipo de inestabilidad magnética que puede aparecer en el plasma de un dispositivo de fusión y que puede reducir el confinamiento y la presión del plasma.

Frente a los ECRH los NBI tienen la ventaja de aportar una buena eficiencia en el control de la corriente de plasma para cualquier valor del radio del toroide. Es decir, mientras la efectividad de los ECRH se ve afectada por el tamaño del dispositivo de fusión, los NBI consiguen una buena eficiencia indistintamente de las dimensiones del reactor.

Debido a la versatilidad de operación y las funcionalidades que aporta la implementación de los NBI en los dispositivos de fusión, se han consolidado como uno de los sistemas más extendidos a la hora de proveer las condiciones necesarias en la corriente del plasma para alcanzar la estabilidad en la operación de los tokamaks.

No obstante, surge una fuerte diferenciación en el tipo de NBI a implementar en un dispositivo de fusión, en función de los requerimientos de operación que se esperen del sistema.

El impulso de la corriente del plasma requiere de la inyección de un haz por parte del NBI de alta energía, puesto que la longitud que recorren los iones rápidos aumenta con la energía del haz.

Mientras que, en el caso de pretender favorecer la rotación del plasma por medio de la inyección de un haz neutro, se requiere de una menor energía del haz. Esto se debe a que el momento que

se induce en el plasma decrece al aumentar la energía del haz, es decir, al inyectar un haz con una energía cinética menor inducimos un mayor momento en la corriente del plasma.

En conclusión, dependiendo de las condiciones de operación de un determinado reactor de fusión será preciso implementar un NBI de iones precursores positivos en caso de buscar inducir un mayor momento en el plasma o un NBI de iones precursores negativos para conseguir un mayor impulso en la corriente de plasma. Además, ambos dispositivos tienen asociadas restricciones de operación, lo cual supone un factor clave en el proceso de selección entre ambos.

### 3.5 Efecto del NBI frente a las inestabilidades e inestabilidades de interés para su operación

El comportamiento del plasma se modela a través de las ecuaciones de la magnetohidrodinámica (MHD). Ecuaciones que se derivan a través de dos magnitudes: la corriente y la presión del plasma. Dados los gradientes de presiones que se registran en los procesos de fusión, las inestabilidades que se producen a través de pequeñas perturbaciones se propagan muy rápidamente, haciendo de estas un fenómeno adverso imparables.

En este contexto, se estudia la capacidad de los dispositivos NBI para mitigar los efectos de las inestabilidades. Puesto que los NBI aportan un flujo extra de plasma acelerado y aumentan la temperatura del plasma del reactor, tienen un gran impacto en todo tipo de inestabilidades. [8]

#### 3.5.1 Sawtooth instabilities

Es un tipo de inestabilidad relacionada con las inestabilidades de torsión (kink mode), también reciben el nombre de inestabilidad de Kurskal-Shafranov. Este tipo de inestabilidades se desencadenan al aplicar un calentamiento del plasma central, que lleva a un valor pico de la corriente de plasma y un aumento del gradiente de presiones. Al alcanzar el valor pico de la corriente de plasma (plasma current), el factor de seguridad "q" toma valores por debajo de la unidad. Llevando a una pérdida de la estabilidad del plasma, que se traduce en la eyección del plasma de la zona central hacia el exterior.

Los dispositivos NBI a través de la adición de un flujo complementario de iones con una elevada energía cinética reducen las inestabilidades de diente de sierra (sawtooth instabilities), aunque el impacto en la estabilidad del plasma depende de la dirección con la que se inyecta este nuevo flujo al reactor.

Un efecto alternativo de estos dispositivos es el que se produce sobre el gradiente magnético, lo cual contribuye a la estabilización de las oscilaciones de torsión. La trayectoria helicoidal del plasma inducida por el gradiente magnético, se mueve en la inmediateces del factor de seguridad de valor unidad, mediante los NBI y su efecto opuesto al gradiente magnético se consigue una mayor estabilidad del plasma, forzando que ese valor se mantenga fijo por encima de la unidad. [8]

#### 3.5.2 Edge localized modes (ELMs)

Fenómeno relacionado con el H-mode (High confinement mode), método de alto confinamiento de plasma. La principal característica del H-mode, es el comportamiento del plasma localizado en las inmediaciones del flujo del reactor con las paredes de contención. Zona en la que la trayectoria del

plasma es dominada por el producto del campo magnético y el campo eléctrico inducidos al plasma.

En estas zonas, localizadas en los bordes del flujo del plasma se producen pronunciados gradientes de presión. Gracias a estos intensos gradientes de presión este método de confinamiento de plasma es capaz de confinar una mayor cantidad de energía que otros métodos como el L-mode (low confinement mode).

No obstante, las inestabilidades que estudiamos a través de la MHD, surgen al exceder unos determinados límites en la presión del plasma. En estas zonas de borde, debido los gradientes de presiones que se registran, producen violentas ráfagas de plasma a altas temperaturas hacia las paredes de contención. Este es un efecto adverso que se busca mitigar a través de la incorporación de flujos adicionales de iones a gran velocidad, puesto que de lo contrario las paredes de contención son dañadas.

Dentro de los múltiples ELMs que pueden producirse en función de las condiciones de presión y temperatura del plasma. Se destacan dos tipos (I y III), que dependen de dos parámetros  $\beta_{\text{elm}}$  (ELM frequency) y la energía que pasa a través de la separatriz (frontera entre el flujo de plasma y las paredes del reactor) se denota por  $P_{\text{sepnorm}}$ .

En la actualidad se busca evitar la aparición de estos fenómenos ya dañan las paredes de contención del reactor. Sin embargo, las ráfagas que se desencadenan de estos fenómenos de inestabilidad ayudan a eliminar los subproductos indeseados de la reacción de fusión, contribuyendo así a mantener la pureza del plasma. Por lo que una solución de compromiso pasa por buscar una configuración en la que se produzcan ELMs de menor intensidad y alta frecuencia que permitan aprovechar los efectos beneficiosos en cuanto a eliminación de impurezas y evitar en lo posible los daños a las paredes del reactor.

La adición de un torrente de plasma acelerado que aporta el NBI se traduce en una variación en los parámetros de interés en los tipos ELMs anteriormente citados, lo que se traduce en una variación en la intensidad y la frecuencia de estos.[8]

# 4 Análisis del impacto del P-NBI del tokamak COMPASS

---

## 4.1 Dispositivos de diagnóstico

Los reactores de fusión están equipados de un amplio rango de dispositivos de diagnóstico, necesarios para el correcto desarrollo de sus operaciones. Estos son algunos de los diagnósticos de interés:

- Diagnóstico magnético. Se encarga de proveer de las entradas necesarias para el EFIT (ajuste de equilibrio) y de la medición de la corriente del plasma ( $I_p$ , plasma current). EFIT se encarga de resolver la ecuación de Grad-Shafranov y establece una condición de contorno, de que la presión cinética del plasma en la separatriz es cero.  
Gran parte de la energía que cede el NBI al plasma a través de los iones rápidos influye en el aumento de energía del plasma WEFIT, es por ello por lo que este tipo de diagnóstico supone una medida directa de la efectividad en la transmisión de energía al plasma del NBI.
- Soft X-rays (SXR). Son emitidos por las impurezas del plasma y la radiación de bremsstrahlung (es una radiación electromagnética producida por la desaceleración de una partícula cargada de baja masa, como un electrón, debido al campo eléctrico producido por otra partícula con carga, como un núcleo atómico). A través de este tipo de radiación se detectan las inestabilidades en el plasma (MHD instabilities).
- Detección de neutrones. Por medio de detectores de centelleo (scintillation detectors) con y sin blindaje en los que se implementan diferentes materiales NaI(Tl) y ZnS(Ag).
- Analizador de partículas neutras. Cuyo funcionamiento y aplicación se expondrán en detenimiento más adelante. [8]

## 4.2 Diagnóstico de iones rápidos (Fast ions diagnostics)

Existen varios métodos para medir la presencia de iones rápidos. Uno de ellos es el “neutral particle analyzer” (NPA), este dispositivo se encarga de detectar energía y flujos de masa de partículas neutras rápidas (fast neutrals) que escapan del plasma del núcleo, provee de información sobre la temperatura y el comportamiento de los iones rápidos. Por este motivo es un elemento crucial para los estudios relacionados con el impacto de los NBI en la estabilidad del plasma.

Las partículas neutras rápidas (fast neutrals) surgen a partir de las colisiones de intercambio de carga, que se producen entre los iones rápidos y las partículas neutras.

Otro dispositivo destinado a la realización de este tipo de diagnósticos es el “fast ion loss detector” (FILD). En este caso se detectan los iones rápidos al incidir estos en una malla a través de una abertura en la cabeza del dispositivo, que se coloca directamente en una región externa de la trayectoria del plasma. [8]

Finalmente, tenemos al “fast ion D- $\alpha$ ” (FIDA), se encarga de analizar un haz de diagnóstico desde múltiples puntos. Este haz supone una fuente adicional para las reacciones de intercambio de carga y mide la luz en las inmediaciones de la línea D- $\alpha$  (D- $\alpha$  line).

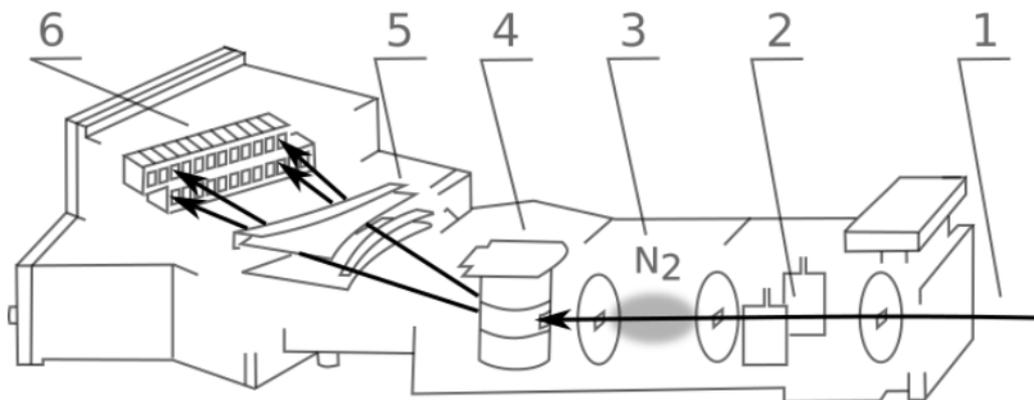
Al colisionar los iones rápidos con el haz neutro, algunos de estos iones son excitados y la energía de excitación es irradiada casi inmediatamente en forma de fotones. A través del análisis en las perturbaciones de la longitud de onda que se producen en este proceso FIDA es capaz de determinar la densidad local de iones rápidos.

Tanto FIDA como NPA están basados en la detección de iones rápidos producidos en reacciones de intercambio de carga, proceso que se ve influenciado por la densidad de neutrales de fondo. En inglés se hace referencia a las colisiones de intercambio de carga con las siglas CX. Es por ello por lo que un input para este tipo de diagnósticos es la densidad de neutrales de fondo (background neutral density). [8]

#### 4.2.1 Neutral particle analyzer (NPA)

Las reacciones de intercambio de carga que se producen a través de las colisiones de iones del plasma y partículas de carga neutra provocan la eyección de átomos del plasma.

Las partículas que entran en el NPA siguen el proceso que se describe a continuación:



**Figura 4.1** Scheme of NPA installed on the COMPASS Tokamak [8].

- (1) Por medio de un campo eléctrico se desvían del flujo incidente las partículas cargadas.
- (2) Las partículas neutras restantes son ionizadas a través del paso de estas por una célula de nitrógeno.
- (3,4,5) El producto de la anterior fase son iones rápidos que son clasificados por medio de campos eléctricos y magnéticos.



este reactor de ser implementados dos NBI, que introducen flujos tangenciales al toroide del reactor, cada uno con una energía nominal de 40 KeV. [8]

### 4.3 Modelado del haz

El modelado del haz puede efectuarse mediante dos conjuntos de parámetros. El primer conjunto es una representación menos precisa que caracteriza el haz mediante una función de Gauss cuya función es la de simular el comportamiento del haz en el interior del plasma. La segunda aproximación al problema se realiza mediante un conjunto de múltiples haces, consiguiendo una mayor precisión de modelado. [8]

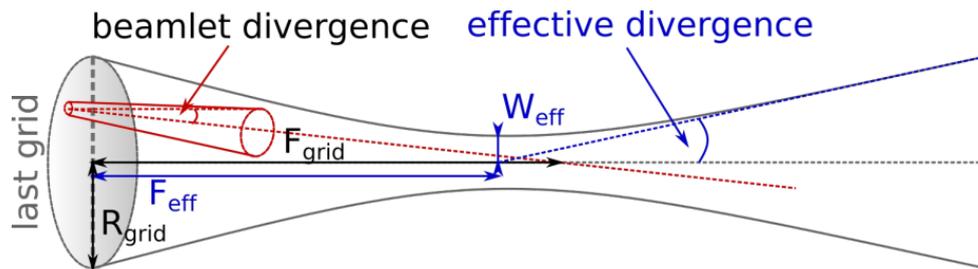
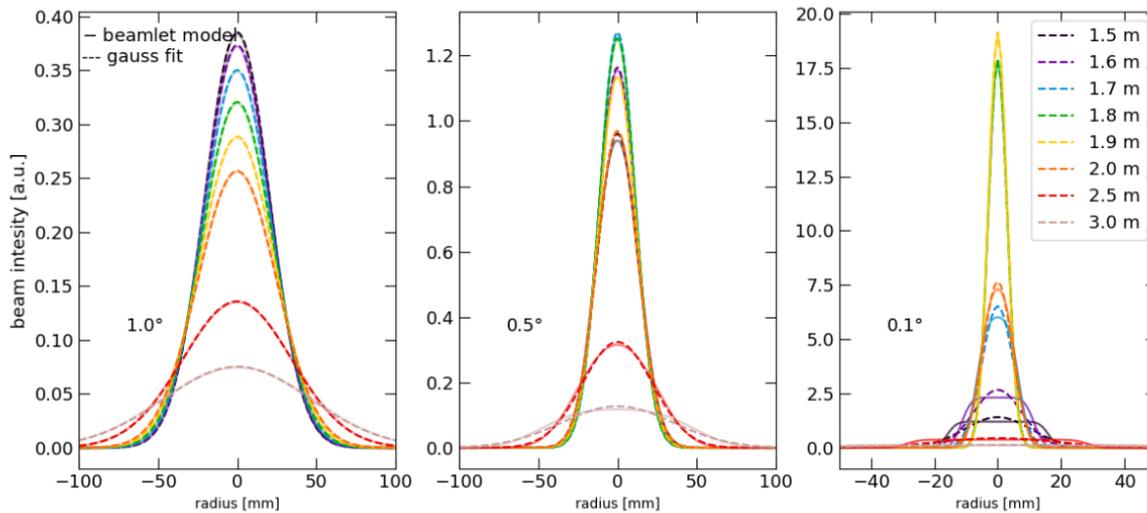


Figura 4.3 Scheme of a single Gaussian beam and beamlets parameters [8].

Mediante un Sistema de mallas circulares centradas en torno a un eje se define la geometría del haz. El haz muestra una geometría cilíndrica con un estrechamiento en la parte central. Los parámetros correspondientes al modelo de múltiples haces son la longitud  $F_{grid}$ , el ángulo de divergencia del haz y el radio de la malla externa. Para el caso del modelo de un solo haz los parámetros son los siguientes, una longitud  $F_{eff}$ , el radio de estrechamiento  $W_{eff}$  correspondiente a una malla central del haz y el ángulo de divergencia efectiva del haz.

A continuación, se representa múltiples resultados arrojados de la experimentación con NBI, para los cuales se varía el ángulo de divergencia  $\epsilon_0$  dados múltiples valores de la distancia a la última malla o malla extrema. [8]



**Figura 4.4** NBI profiles for the different beamlet divergences and in the different distances from the last grid are a result of all beamlets contributions [8].

De las representaciones podemos inferir, que para las funciones que se acerquen la distribución de Gauss, el modelo de un solo haz es una buena aproximación al comportamiento del el NBI. Se observa que para valores altos del ángulo de divergencia el modelo de un solo haz se ajusta de forma precisa, sin embargo, pierde precisión en la zona central para valores menores de divergencia, solo se ajusta correctamente en las inmediaciones de la malla externa (last grid). [8]

#### 4.4 Pérdidas de energía en el conducto de inyección de NBI (Power losses in the beam duct)

El haz de partículas neutras del NBI se inyecta en el reactor a través de un conducto estrecho. En el paso del haz por dicho conducto se producen pérdidas de energía, antes de ser dicho haz inyectado en el reactor como fuente auxiliar de calor. Estas pérdidas se producen por dos vías.

En primer lugar, en su paso por el conducto el haz neutro colisiona con partículas de gas residual presentes en el, esto promueve la reionización de las partículas neutras que al interactuar con el campo magnético del reactor son desviadas imposibilitando su entrada.

En segundo lugar, dada la estrecha geometría del conducto se inducen pérdidas por rozamiento del haz con las paredes de este, estas pérdidas pueden estimarse mediante un modelo geométrico del haz. [8]

##### 4.4.1 Re-ionization NBI losses

En el paso del haz neutro a través del conducto, las partículas que lo constituyen pueden ser ionizadas al colisionar con iones de gas residual proveniente del reactor que se introduce por el conducto.

Las pérdidas por reionización son importantes solo en el caso de ser la longitud media del camino libre (free path of the beam neutrals) en el conducto comparable o menor que la longitud del

conductor.

La estimación de la longitud del camino libre medio para las partículas del haz neutro depende de los siguientes parámetros:  $\sigma_i$  sección transversal de ionización en el rango de energías destinado al estudio de los NBI,  $p_{gas}$  presión del gas residual en el interior del conductor y  $T_{gas}$  la temperatura del gas residual. [8]

Ecuación del camino medio libre de reionización del haz de neutrales:

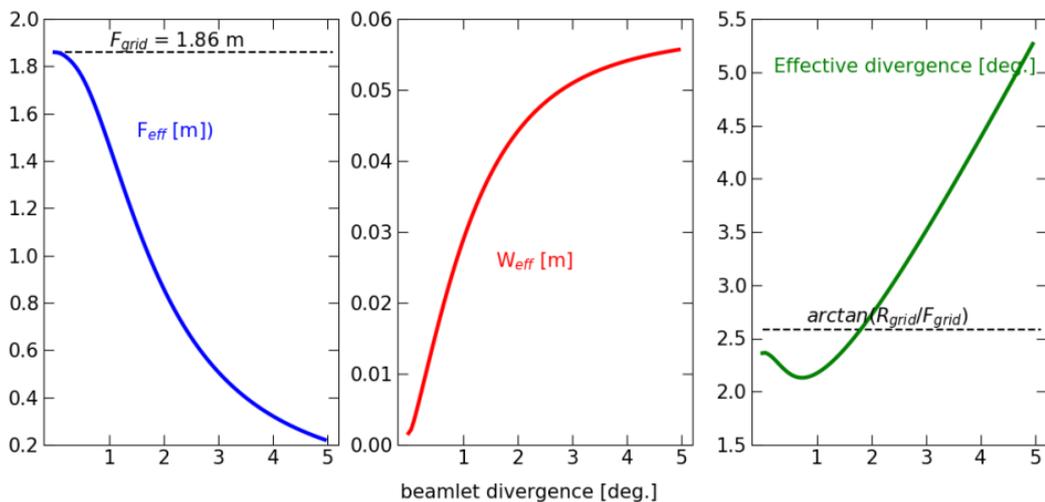
$$\lambda = (n_{gas}\sigma_i)^{-1} = \frac{k_B T_{gass}}{p_{gass}\sigma_i} = 202-405 \text{ m},$$

La variable  $n_{gas}$  representa la densidad del gas residual y  $k_B$  es la constante del Boltzmann. Para valores de  $\lambda$  dentro del intervalo superior las pérdidas por reionización en el conductor son del entorno del 1%. [8]

#### 4.4.2 Beam duct scraping losses

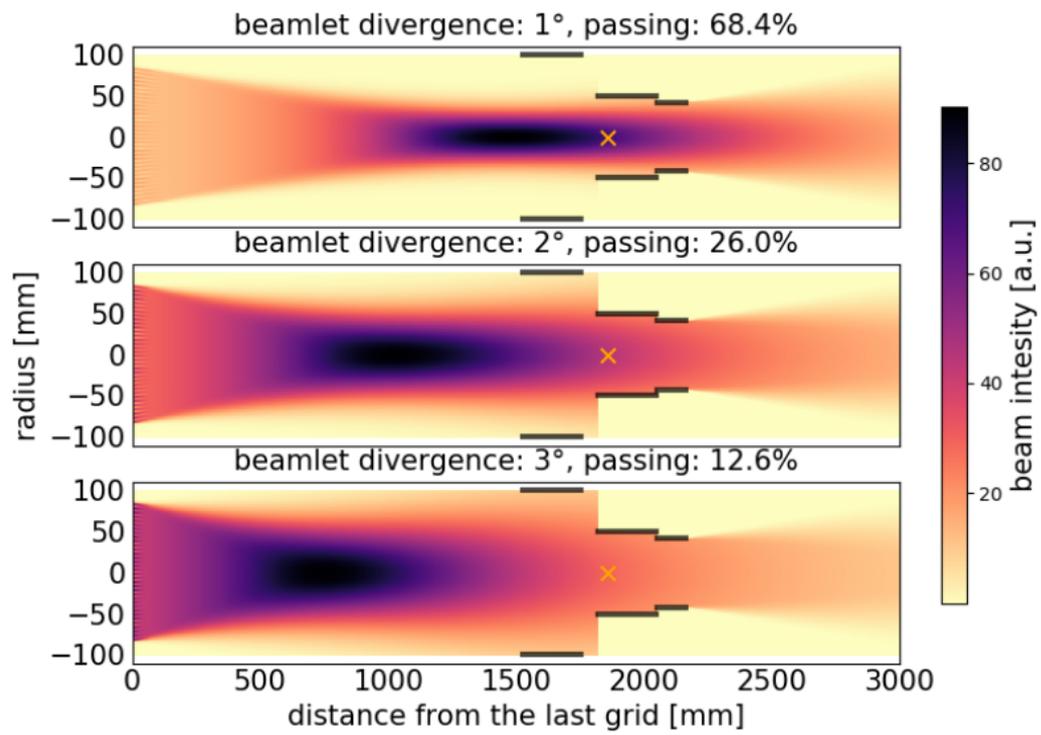
Los efectos estrechamiento en el haz inducido por el conductor se aproximan a través del modelo de un solo haz expuesto en puntos anteriores. La fracción de paso a través del conductor se ve influenciada por el ángulo de divergencia del haz  $\epsilon_0$ .

La evolución de los parámetros efectivos del haz con el ángulo de divergencia aparece en la siguiente figura. Al aumentar  $\epsilon_0$  el haz se ensancha en la región del conductor lo que lleva al detrimento de la cantidad de energía del haz en su paso por el conductor. [8]

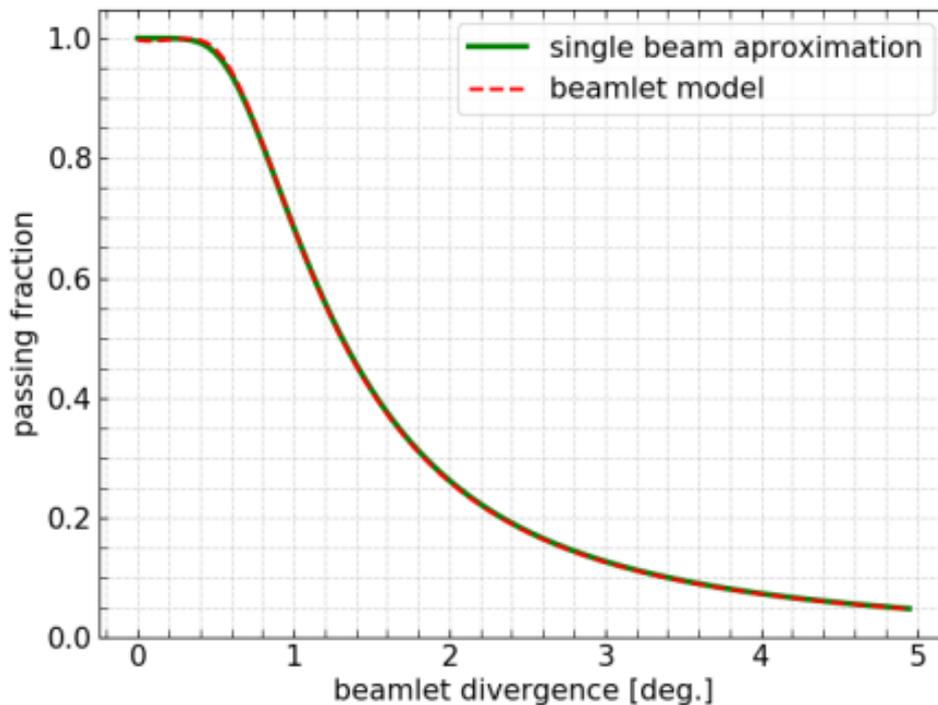


**Figura 4.5** Effective NBI parameters characterizing NBI as a single Gaussian beam as a function of the beamlet divergence, which is the beamlet model parameter [8].

El modelo de un solo haz consigue una precisión de aproximación similar al modelo de múltiples haces, siendo este más simple. La fracción de pérdida de energía del haz es despreciable para ángulos de divergencia inferiores a  $0.6^\circ$ . [8]



**Figura 4.6** Vertical beam cross sections of the NBI installed on the COMPASS tokamak based on the beamlet model, for beamlet divergences and the passing power [8].



**Figura 4.7** Beam passing fraction through the COMPASS narrow beam duct [8].

Como podemos observar en la figura la aproximación del modelo de un solo haz obtiene una precisión igual a la del modelo de múltiples haces, pese a ser más simple.

El orden de magnitud superior de las pérdidas de energía debidas al paso del haz neutro a través del conducto frente a las pérdidas acusadas a las colisiones de reionización nos lleva a despreciar las de menor valor, en el cálculo de la potencia auxiliar efectiva aportada por el NBI al reactor. [8]

## 4.5 Diagnóstico del NBI

La monitorización de los parámetros del NBI se lleva a cabo por medio de un espectrómetro(1), que registra el cambio aparente en la frecuencia de onda ocasionado por el efecto Doppler, dicha variable recibe el nombre de “Doppler shifted  $D\alpha$  lines”.

A través de dicho espectro se obtiene información sobre la eficiencia de neutralización del dispositivo, el ángulo de divergencia del haz y la composición del haz. La eficiencia de neutralización también puede obtenerse mediante el uso de termopares(2). [8]

1. Espectrómetro. Instrumento enfocado a la medición de propiedades de la luz en un determinado intervalo del espectro electromagnético.
2. Termopares. Sensor de temperatura, mide la tensión que se genera al exponer a dos metales unidos a una cierta temperatura y establece una relación de proporcionalidad.

### 4.5.1 Desplazamientos en el espectro por efecto Doppler (Doppler shifted spectra)

Las partículas neutras generadas por el NBI presentan una distribución de energías discreta, esta distribución discreta de la energía de los iones se debe a la composición heterogénea del haz y su aceleración desigual. Para efectuar un diagnóstico de la composición del haz neutro, se extrae un flujo de muestra, que al ser excitado emite luz y se le hace pasar por un sistema de rejillas en el que se mide su energía.

El alto nivel de energía de los iones lleva a variaciones en el espectro de la luz emitida, estas variaciones se deben al efecto Doppler y a través del análisis del espectro que arrojan se extrae la composición del haz neutro. Una vez se extrae la proporción en la que se encuentra cada ion en el haz, se divide la corriente total de plasma para sacar la cantidad de cada especie. Y finalmente la cantidad de energía que porta porción del plasma.

Adicionalmente, se puede extraer información del espectro sobre el ángulo de divergencia que presentan los diferentes componentes del haz. El índice de neutralización del NBI del tokamak COMPASS, que es de tipo P-NBI, que se registra a partir de este método es del 85%. [8]

### 4.5.2 Termopares

Un método adicional para medir la eficiencia de neutralización de un dispositivo NBI es a través de termopares. La integral sobre el tiempo de la señal emitida por estos dispositivos es directamente proporcional a la energía térmica transmitida por el inyector.

La eficiencia neutralización se mide por medio del uso combinado de dichos termopares y la inducción de campos magnéticos en el flujo. Cuando se induce el campo magnético de desvían los iones con carga de las inmediateciones del termopar, de esta forma solo se registra el calor generado por los iones neutros. A continuación, se apaga el campo magnético y se mide la energía térmica del total del flujo, al realizar el cociente entre ambos datos se obtiene una aproximación de la eficiencia de neutralización. Este método arroja ratio ligeramente superior al obtenido por el anterior método y su uso no es tan frecuente ya que requiere del uso combinado de dos NBI idénticos para obtener simultáneamente los valores requeridos en el cociente. [8]

## 4.6 Impacto del NBI en los parámetros del plasma

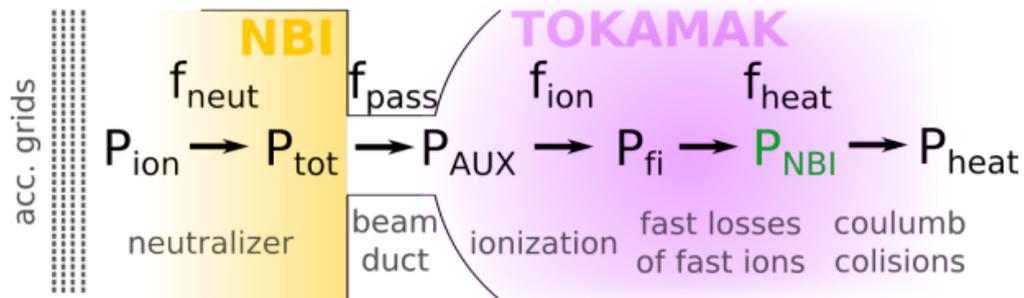
La principal función de un NBI es la de aportar una fuente adicional de temperatura al plasma del reactor y la de controlar la aparición y propagación de inestabilidades. Este flujo complementario que aporta el NBI tiene un impacto en los parámetros del plasma, como el balance de energía, el tiempo de confinamiento de energía y la energía cinética. [8]

### 4.6.1 Plasma power balance (Balance de energía del plasma)

En el reactor se dan múltiples mecanismos de disipación energética, para compensar estas pérdidas existen diferentes métodos de aporte de energía al plasma. Como el que supone el flujo inyectado por el NBI o la energía liberada en las reacciones de fusión.

Para el análisis del impacto del NBI en el balance de energía, es crítico estudiar que porcentaje de la energía aportada al NBI se pierde y cuanta se transmite de forma efectiva al plasma del reactor.

Puesto que solo una parte de la energía que portan los iones que se producen en el NBI termina calentando al plasma del núcleo. [8]



**Figura 4.8** Scheme of the additional thermal energy supplied by the NBI versus the losses suffered by the plasma [8].

A continuación, se expone la energía de cada etapa y las pérdidas que se producen. Inicialmente se aporta energía cinética a los iones por medio de un sistema de rejillas que los acelera en el interior del NBI, en el dibujo la variable  $P_{ion}$  hace referencia a la energía en este punto del proceso. No obstante, puesto que el campo magnético de confinamiento del reactor no permite la entrada a este de partículas cargadas, pues estas revotarían contra él, se neutraliza la carga de los iones, este proceso de neutralización tiene una pérdida en la energía inicial la fracción de energía restante se denota por  $f_{neut}$ . Por tanto, la entra a la salida del NBI sería  $P_{tot}$ . El último paso de los iones neutros del NBI previo a su inyección en el reactor es el conducto de inyección (Beam duct), en el que como se expone en el **apartado 3.7.** también se producen pérdidas de energía  $f_{pass}$ .

La energía del flujo en su entrada en el reactor se denota por  $P_{aux}$ . Una vez los iones neutros se incorporan al plasma del reactor una fracción sufre colisiones de reionización, mientras que el resto sigue su trayectoria sin ser ionizado. Los iones rápidos son el producto de las colisiones de reionización y el objetivo final de los iones neutros que se generan en el NBI. La eficiencia de ionización del reactor sería  $f_{ion}$  y la energía de las partículas una vez son ionizadas es  $P_{fi}$  (energía de los iones rápidos resultantes de la actividad del NBI).

Finalmente, en el interior del reactor pueden producirse pérdidas de energía por múltiples mecanismos como las colisiones de intercambio de carga o una trayectoria desfavorable de los iones que los lleve a su colisión con las paredes de contención del reactor. Por tanto, la energía efectiva que se aporta al plasma por parte del NBI se denota en la figura por  $P_{NBI}$ . [8]

#### 4.6.2 Energy confinement time (tiempo de confinamiento de energía)

Uno de los parámetros de la ecuación de Lawson, a través del cuál se define el umbral del punto de ignición, punto crítico para la constatación de la fusión nuclear como fuente de energía viable. La ecuación de Lawson es una ecuación crucial para la definición del comportamiento del plasma en una reacción de fusión nuclear que relaciona la densidad del plasma, la temperatura y el tiempo de confinamiento de energía. [8]

Dados los múltiples parámetros que afectan al transporte del plasma, es prácticamente imposible desarrollar una fórmula analítica para el estudio del tiempo de confinamiento de energía ( $\tau_E$ ) por

medio de los principios básicos de la física del tokamak.

No obstante, se trata de modelar el comportamiento de esta variable mediante el desarrollo de modelos a partir de las bases de datos extraídas de las mediciones experimentales tomadas de la actividad de reactores de tipo tokamak, labor de gran relevancia para el diseño y refinamiento del proceso en futuros reactores. [8]

En este apartado se analizan los modelos desarrollados a partir de dichas bases de datos extraídas de la operación de dispositivos P-NBI en reactores de tipo tokamak, para dos modos alternativos de confinamiento de energía:

- **L-mode:** low confinement mode
- **H-mode:** high confinement mode

Comparando los resultados arrojados de dichos modelos con los datos extraídos de la medición del tiempo de confinamiento del tokamak COMPASS. [8]

El tiempo de confinamiento de energía se evalúa por medio de la ecuación expuesta a continuación, ecuación que está en función de la energía total almacenada en el plasma y la energía térmica aportada al plasma:

$$\tau_E = \frac{W}{P_{in} - \frac{dW}{dt}}$$

Los términos de la ecuación se extraen de la siguiente forma:

- La energía total almacenada  $W$  se determina a través del EFIT.
- La energía térmica aportada al plasma  $P_{in}$  es equivalente a la energía térmica disipada  $P_{ext}$  en el caso de las descargas de energía o al sumatorio de  $P_{ext}$  y la energía aportada por el NBI. [8]

#### 4.6.3 Modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía (L-mode)

El primero de los modelos que se van a introducir en este trabajo para la predicción del tiempo de confinamiento de energía para el modo de confinamiento, recibe el nombre de “Neo-Alcator”, desarrollado a partir de la base de datos extraída de la operación del reactor tokamak Alcator.

La primera observación que se efectuó de los datos aportados de dicha operación del reactor Alcator, fue el aumento lineal que registraba el tiempo de confinamiento de energía en consecuencia de aumentar la densidad del plasma  $\langle n_e \rangle$ .

Más adelante se descubrió un valor límite a partir del cuál pese a continuar aumentando la densidad del plasma el tiempo de confinamiento de energía alcanzaba un valor de saturación y permanecía constante. Dicho valor límite de la densidad del plasma supone una frontera entre dos regímenes de comportamiento de la variable del tiempo de confinamiento de energía y recibe el nombre de densidad de saturación  $n_{sat}$ . [8]

Como hemos mencionado la densidad de saturación delimita dos regímenes diferentes que se exponen a continuación:

- **LOC**: confinamiento óhmico lineal (linear ohmic confinement)
- **SOC**: confinamiento óhmico saturado (saturated ohmic confinement)

El modo de confinamiento para el cuál fueron registradas dichas observaciones durante la operación del reactor Alcator fue el modo denominado L-mode.

Además, conforme si continuó experimentando se descubrió la aparición de diferentes fenómenos que se sucedían durante el tramo de transición entre ambos regímenes LOC-SOC. En la actualidad a pesar de disponerse de un amplio conocimiento sobre ambos regímenes, se carece de una explicación completa del fenómeno de transición que se produce entre ambos regímenes. [8]

Las expresiones que definen tanto del tiempo de confinamiento de energía para el modelo “neo-alcator” y la densidad de saturación del plasma son las siguientes:

$$n_{\text{sat}}(\text{m}^{-3}) = 0.06 \times 10^{20} I_{\text{P}} R A^{0.5} \kappa^{-1} a^{-2.5}$$

Dichas expresiones predicen con cierta precisión que se estudiará mas adelante los valores a esperar tanto del tiempo de confinamiento de energía como de la densidad de saturación al particularizar ambas expresiones para los parámetros del reactor que se pretenda caracterizar. [8]

A continuación, se definen algunos de estos parámetros:

- **q**: Factor de seguridad, toma un valor determinado para superficies magnéticas.
- **a,R**: radios menor y mayor de la trayectoria del plasma en el interior del reactor.
- **I<sub>p</sub>**: la corriente del plasma expresada en MA.
- **A**: masa atómica del elemento con mayor presencia en el plasma.
- **K**: elongación del plasma

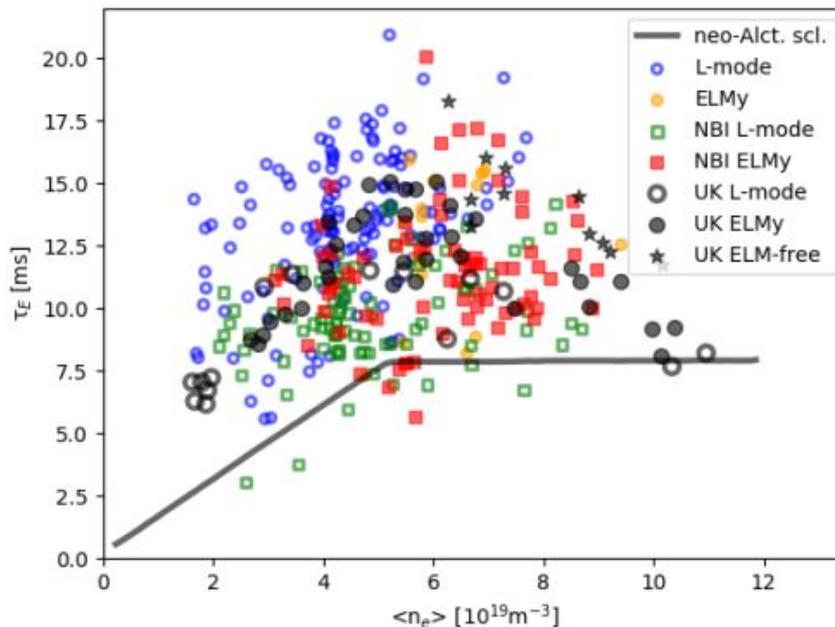
Las mediciones del tiempo de confinamiento se obtienen a través de energía  $W_{EFT}$ , la energía térmica aportada al plasma  $P_{ext}$  y la energía térmica adicional aportada por el dispositivo NBI  $P_{AUX}$ .

La variable  $P_{ext}$  introduce errores en el cálculo, debido a las grandes fluctuaciones que induce al sistema, para evitar el ruido al que esta variable somete al sistema se estudian periodos dentro del tiempo total de operación del reactor, dichos periodos se corresponden con los tramos de descarga y tienen una duración de en torno a 15 ms.

A pesar de aportarle este tratamiento a la toma de datos se genera cierta incertidumbre en la exactitud de los datos extraídos.

A continuación, se muestra una gráfica en la que se yuxtapone la predicción del comportamiento predicha por el modelo “neo-alcator” particularizada para el reactor tokamak COMPASS, frente a las bases de datos extraídas de la operación de dicho reactor tanto en su periodo de actividad en UK como en su actual emplazamiento en las instalaciones IPP, CAS. Además, en la gráfica se incluyen datos correspondientes a la implementación del dispositivo NBI en la operación del reactor

COMPASS, como fuente auxiliar de adición de energía térmica al flujo de plasma del núcleo. [8]



**Figura 4.9** Grafica modelo neo-alcator frente datos experimentales extraídos de la operación de COMPASS [8].

La gráfica cuyo eje de ordenadas viene dado por el tiempo de confinamiento de energía y el de abscisas por la densidad del plasma  $\langle n_e \rangle$  para diferentes modos de operación del tokamak OCOMPASS los datos se representan de forma discreta. Mientras que para el modelo neo-alcator se representa por medio de tramos continuos, como dos rectas que denotan los regímenes LOC y SOC.

Los mediciones efectuadas del tiempo de confinamiento de energía durante las campañas de toma de datos tanto en UK como después en IPP,CAS reflejan resultados similares. Estando dichos resultados por encima de los tramos de línea continua del modelo neo-alcator por norma.

Cuando se introdujo el NBI como fuente auxiliar de aporte de energía térmica, se observó un detrimento en el tiempo de confinamiento de energía llevando esta variable a la frontera definida por los tramos de modelo neo-alcator y algunos puntos incluso por debajo de dicha franja.

Para ajustarse a este cambio en los datos inducido por la introducción del NBI a la operación del reactor COMPASS se desarrolló el modelo denominado Kaye-Goldston.

Este nuevo modelo toma el modelo del neo-alcator como punto de partida y se añade un término que representa el aporte térmico auxiliar que introduce el NBI al sistema  $\tau_{AUX}$ . Este modelo al igual que el anterior se ajusta al modo de confinamiento L-mode durante periodos de descarga. [8]

Dicho modelo queda caracterizado por las siguientes expresiones:

$$\tau_{K-G} = \left( \frac{1}{\tau_{Alc}^2} + \frac{1}{\tau_{AUX}^2} \right)^{-1/2}$$

$$\tau_{\text{AUX}}(\text{s}) = 0.037 \kappa^{0.5} I_P P_{\text{in}}^{-0.5} a^{-0.37} R^{1.75}$$

Con la experimentación con otros reactores de tipo tokamak por todo el mundo surgió la necesidad de desarrollar nuevos modelos que se ajustaran a la cambiante idiosincrasia de operación de cada uno de ellos.

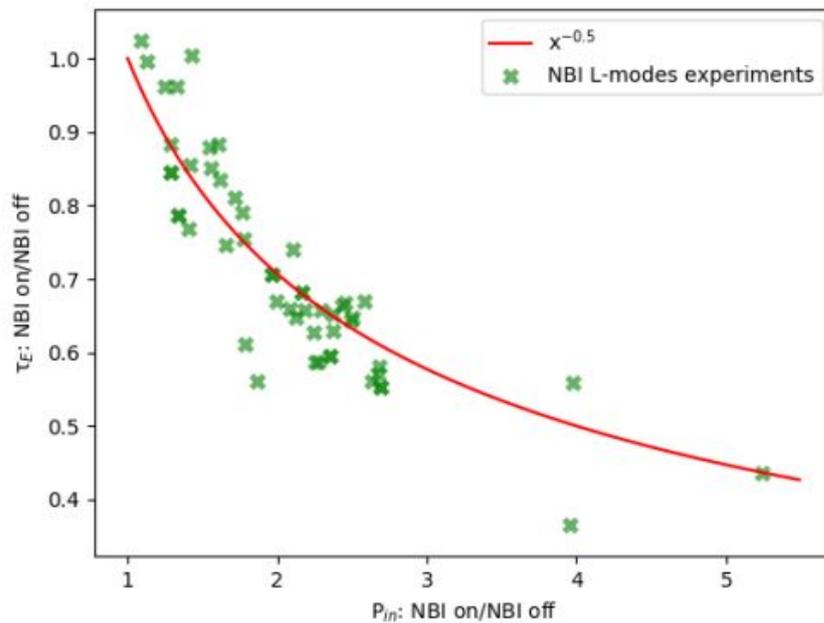
Otro modelo que se ajusto al modo de confinamiento L-mode, se desarrolló para predecir el comportamiento del tiempo de confinamiento de energía en el ITER, dicho modelo recibe el nombre de: ITER89-P. [8]

$$\tau_E^{\text{ITER89-P}}(\text{s}) = 0.048 I_P^{0.85} R^{1.2} a^{0.3} \kappa^{0.5} \langle n_{e20} \rangle^{0.1} B_t^{0.2} A^{0.5} P_{\text{in}}^{-0.5}$$

Para contrastar la efectividad del modelo de predicción desarrollado para ITER, se compara con los datos extraídos de la operación del tokamak COMPASS.

Además, es posible estudiar el efecto en el tiempo de confinamiento de energía de la adición de un método auxiliar de aporte de energía térmica, puesto que la base de datos extraída del reactor COMPASS consta de mediciones operando de forma conjunta con el dispositivo NBI y también en ausencia de este. [8]

De este estudio con y sin la operación del NBI se extrae una dependencia entre la energía térmica  $P_{\text{in}}$  y el tiempo de confinamiento de energía. Dicha dependencia se refleja en la siguiente gráfica:



**Figura 4.10** Dependencia entre la energía térmica  $P_{\text{in}}$  y el tiempo de confinamiento de energía [8].

Dicha muestra extraída de la operación del tokamak COMPASS se ajusta de forma precisa al lugar geométrico de los puntos definidos por la función  $x^{-0.5}$ .

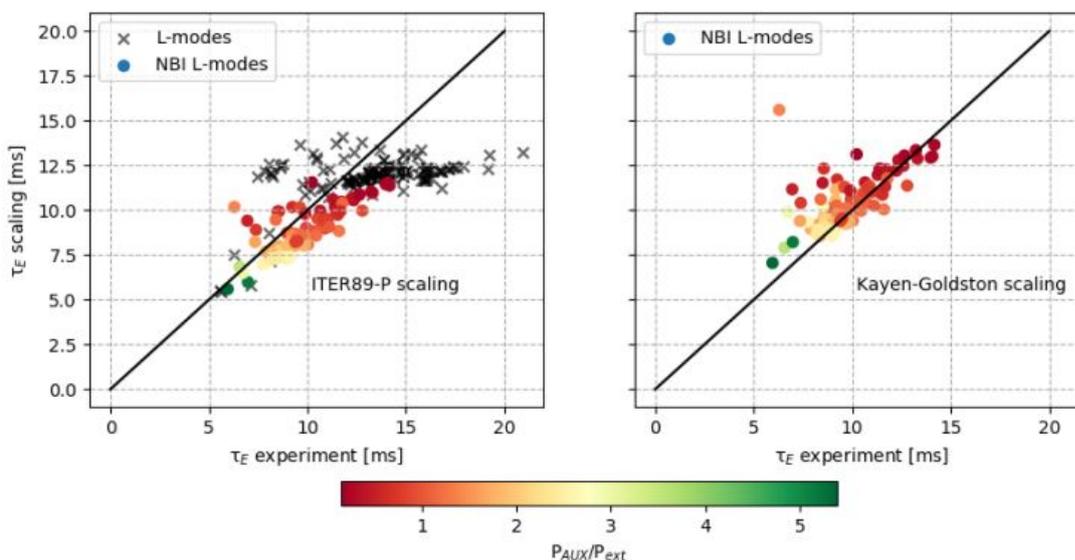
A continuación, se introducen dos nuevas gráficas en las que se representan las muestras obtenidas para el reactor COMPASS con el modo de confinamiento L-mode, en los periodos de descarga y la operación adicional del NBI.

Se muestran ambas gráficas en paralelo como comparación del ajuste de ambos modelos a los datos extraídos experimentalmente.

Adicionalmente, el color de los puntos denota el ratio de energía auxiliar  $P_{AUX}$  frente al total de energía térmica aportada al plasma  $P_{ext}$ .

Como conclusión ambos modelos se ajustan de forma precisa a los datos experimentales extraídos del tokamak COMPASS. Sin embargo, una parte de la muestra exhibe mejores valores para el tiempo de confinamiento de energía que los predichos por el modelo.

Además, se aprecia que, al aumentar la proporción de energía auxiliar aportada al sistema, es decir, la relevancia en la operación del NBI, el tiempo de confinamiento de energía decae. [8]



**Figura 4.11** Comparación ambos modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía [8].

#### 4.6.4 Modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía (H-mode)

Al descubrirse este modo de confinamiento de plasma, se comenzaron a desarrollar modelos similares a los desarrollados para el modo de confinamiento L-mode.

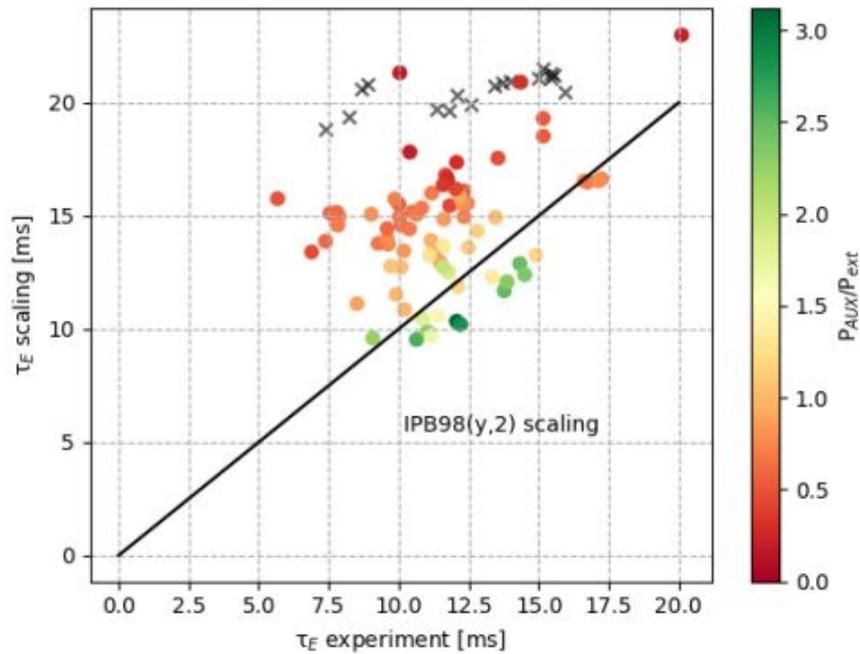
Una de las principales ventajas que aporta el H-mode es que a través de este modo de confinamiento es posible alcanzar mayores valores para el tiempo de confinamiento de energía, llegando al punto de conseguir valores de entorno al doble de los que se alcanzaban para el L-mode a igualdad en el resto de los parámetros.

A continuación, se comparan los datos extraídos del tokamak COMPASS para el modo de confinamiento H-mode con un modelo desarrollado para este tipo de reactores y condiciones denominado IPB98(y,2). Este modelo es válido para la predicción del comportamiento de la variable

$\tau_e$  para el modelo de confinamiento H-mode en combinación con los ELMs. [8]

$$\tau_E^{\text{IPB98}(y,2)}(s) = 0.145 I_P^{0.93} R^{1.39} a^{0.58} \kappa_a^{0.78} \langle n_{e20} \rangle^{0.41} B_t^{0.15} A^{0.19} P_{\text{in}}^{-0.69}$$

La siguiente gráfica muestra la yuxtaposición de la predicción del modelo frente a los datos extraídos experimentales para el valor de  $\tau_e$ . [8]



**Figura 4.12** Modelo IPB98(y,2) frente a los datos experimentales [8].

En la gráfica observamos tanto el tiempo de confinamiento de energía obtenido experimentalmente de la operación del tokamak COMPASS para diferentes proporciones de energía auxiliar frente a energía térmica aportada por otros medios al plasma, diferentes del NBI. Como el comportamiento predicho por el modelo IPB98(y,2) ajustado a los mismos parámetros de operación del reactor COMPASS.

Dicho modelo está caracterizado para el modo de confinamiento H-mode y se diferencian los casos en los que se implementa el NBI a la operación del reactor diferenciando los puntos sin NBI por medio de cruces y el resto mediante puntos.

Nuevamente la escala de colores se corresponde con el ratio de energía auxiliar ( $P_{\text{AUX}}$ ) frente al aporte térmico al plasma por otros medios ( $P_{\text{ext}}$ ).

Para aumentar el ajuste del modelo a la realidad del reactor, debe tenerse en cuenta que la aparición asociada a la operación en modo de confinamiento H-mode de los ELMs supone un detrimento en la energía alcanzada por el sistema, sin tener estos efectos adversos.

ELMs son un conjunto de fenómenos adversos por los cuales se eyecta plasma y con ello energía del sistema fuera de la región de confinamiento, suponiendo una ineficiencia en la operación del

sistema y una vía de pérdida de vida útil del escudo de contención del reactor.

Los valores obtenidos para cocientes de energía mayores se encuentran mas próximos a los valores predichos por el modelo, que para el caso de no tener potencia auxiliar o tener un cociente de menor valor.[8]

A modo de conclusión se destacan los siguientes conceptos de interés:

- Los valores del tiempo de confinamiento de energía obtenidos para el reactor COMPASS tanto en su operación en UK como en IPP,CAS son similares.
- Se cumple la dependencia entre  $\tau_e$  y  $P_{in}$  predicha por el modelo, que cumple la siguiente expresión  $\tau_e - P_{in}^{-0,5}$ , a través de la experimentación se confirma la validez de dicha expresión.
- Generalmente, los datos tomados experimentalmente para los modos L-mode y H-mode considerando la aparición de ELMs en este último caso, arrojan un ajuste preciso a lo predicho por el modelo.

## 4.7 Impacto de la operación NBI en la energía cinética del plasma

El principal objetivo de los dispositivos NBI en su operación es el de aumentar la temperatura del plasma, sobre todo en el núcleo de su trayectoria, a través de la adición de un flujo auxiliar de combustible que supone un aporte de energía térmica al plasma del reactor.[8]

Los iones rápidos al alcanzar la zona de confinamiento del plasma del reactor ceden su energía al sistema. En concreto, a dos subconjuntos de partículas, por un lado, una parte de la energía es cedida a los electrones y otra parte de los iones. La cantidad de energía que los iones rápidos son capaces de aportar al plasma  $E_C$  viene dada por la siguiente ecuación:

$$E_C = 14.8 \frac{A_B}{A_i^{2/3}} T_e$$

Expresión en la que los términos  $A_B$  y  $A_i$  se corresponden con las masas atómicas de las partículas aportadas por el NBI y la masa de los iones del plasma combustible de la reacción de fusión en el reactor. El termino  $T_e$  se refiere a la temperatura de los electrones en el plasma.

Esta energía de los iones rápidos se transmite al plasma por dos vías, por un lado, en forma de energía térmica y como aporte de momento al plasma, modificando la rotación de este.

Otro efecto de gran relevancia asociado a la operación de los dispositivos NBI es el aporte de combustible adicional para el reactor que las partículas neutras inyectadas por este suponen. Este aporte de masa conlleva un aumento en la densidad del plasma del reactor.

En este capítulo nos centraremos en el impacto que la operación del NBI tiene en la temperatura y la densidad del plasma del reactor.

Los datos de temperatura y densidad de los electrones del plasma se obtienen a través del dispositivo de medición Thomson scattering system (TS) en el tokamak COMPASS. Las inestabilidades de diente de sierra inducen un error en la precisión de medida del dispositivo. Estas inestabilidades

causan una variación en la temperatura de los electrones del orden de 200 keV y en su densidad de en torno a  $0,5 \cdot 10^{19} \text{m}^{-3}$ .

Un dispositivo complementario de diagnóstico implementado en el tokamak COMPASS es el radiómetro, el cual mide las emisiones de electrones del ciclotrón (ECE). La ventaja de este método de medición es el hecho de que tiene una elevada resolución y de esta forma para periodos largos de estudio el error que introducen las inestabilidades de diente de sierra desaparece.

En la actualidad, se ha extendido la implementación de dispositivos de medición de colisiones de intercambio de carga como método indirecto para obtener la temperatura de los iones y la rotación del plasma. Este tipo de dispositivos llevan a cabo un espectro de este tipo de reacciones y reciben el nombre de CXRS por sus siglas en inglés, charge-exchange recombination spectroscopy.

Sin embargo, este método no estaba disponible durante el desarrollo del reactor COMPASS por lo que la medición de las variables de temperatura de los iones se lleva a cabo por medio del NPA, dispositivo anteriormente mencionado en este trabajo.

A continuación, pasaremos a analizar los datos extraídos por medio del sistema NPA en el tokamak COMPASS para la temperatura de los iones y la dependencia entre la temperatura y la densidad para el modo de confinamiento L-mode.

Finalmente, se estudiará el impacto que se extrae de la operación del NBI como fuente adicional de aporte de energía térmica y de la localización del punto de inyección de dicho flujo auxiliar.

Estos datos se estudian para los modos de confinamiento L-mode durante los periodos de descarga y el modo H-mode durante un periodo constante de operación. [8]

## 4.8 Temperatura de los iones

Por medio del dispositivo de diagnóstico NPA se obtiene un espectro de la energía que escapa del plasma hacia las paredes de contención del reactor. El funcionamiento de dicho dispositivo se expone en detalle en el punto 4.2.1 de este trabajo.

Al operar un reactor tokamak en un rango de energía bajo, con valores de energía en el intervalo de cientos de eV y varios KeV, el dispositivo NPA recoge por medio de una ranura en el escudo protector del núcleo, partículas neutras provenientes de colisiones de intercambio de carga entre neutrales de fondo y los iones del plasma.

Las partículas neutras que escapan del plasma y son atrapadas por el NPA muestran una distribución de energía similar a la de los iones cuya temperatura se busca analizar.

Se obtiene entonces una curva para la temperatura de los iones, de forma indirecta a través del diagnóstico de partículas neutras que escapan del plasma tras ser desviadas fuera de la trayectoria del plasma en el interior del reactor por colisiones de intercambio es por esto por lo que la temperatura obtenida se denota por  $T_{cx}$ .

No obstante, surge una discrepancia entre el valor obtenido de la temperatura de los iones mediante el NPA y la temperatura real de los iones del núcleo, dicha diferencia depende del rango de energía en el que opera el dispositivo NPA.

A continuación, se presenta una gráfica con diferentes escenarios para el espectro de energía del plasma y la temperatura de los iones  $T_{cx}$  obtenidos para diferentes rangos de energía.

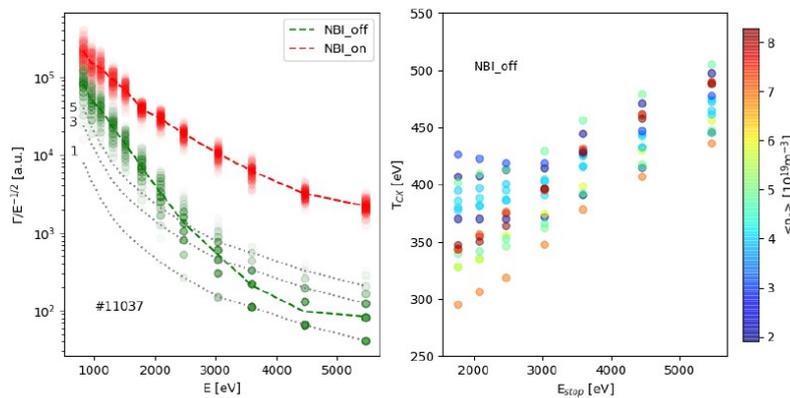
La curva verde representa los flujos extraídos por el NPA durante la operación del tokamak COMPASS sin la implementación del NBI en un rango de energía inferior a 4KeV.

Representando una operación con un valor de densidad del plasma inferior para el mismo nivel de energía que el caso anterior, la temperatura de los iones  $T_{cx}$  para el modo de confinamiento L-mode se muestra en la gráfica del lateral derecho.

Observamos una relación incremental entre la energía del plasma y la temperatura de los iones, esta dependencia se advierte incluso para rangos de energía de operación bajos.

Otro punto a tener en cuenta es la dependencia entre la emisividad de energía del plasma con el incremento de la densidad de este.

Además, los dispositivos de diagnóstico de tipo NPA han sido instalados en otros reactores de tipo tokamak de dimensiones similares a las del tokamak COMPASS, por lo que los datos obtenidos por estos pueden ser contrastados o ampliar las conclusiones obtenidas de los datos obtenidos por el propio COMPASS.[8]



**Figura 4.13** Flujos de neutrales registrados durante operación del tokamak COMPASS por medio de descargas para el modo de confinamiento L-mode diferenciando entre NBI encendido y apagado [8].

Se diferencia entre los datos extraídos de la operación implementando el NBI denotando los datos con el color verde y no implementando este dispositivos denotando los datos con el color rojo. Además, la gráfica derecha representa una operación por medio de pulsos donde  $E_{stop}$  representa la energía de para de los pulsos, a través de los colores también se busca diferenciar las diferentes densidades que presenta el plasma durante su operación.

La temperatura de los iones registrada para periodos de operación pulsada y modo de confinamiento L-mode permanece constante hasta un determinado valor conforme nos movemos por el eje  $x$  hacia la derecha. Sin embargo, a partir de un cierto valor este parámetro comienza a aumentar, este aumento registrado se debe al bajo valor de la frecuencia de muestreo.

Al implementar el NBI en la operación del reactor surge un flujo de iones rápidos, que inferen de negativamente en la precisión de medida del dispositivo NPA, al aumentar la emisividad hacia el exterior de la trayectoria toroidal del plasma en el reactor de partículas hacia las paredes de contención. Para mitigar este efecto adverso en la precisión de medición del NPA en la temperatura

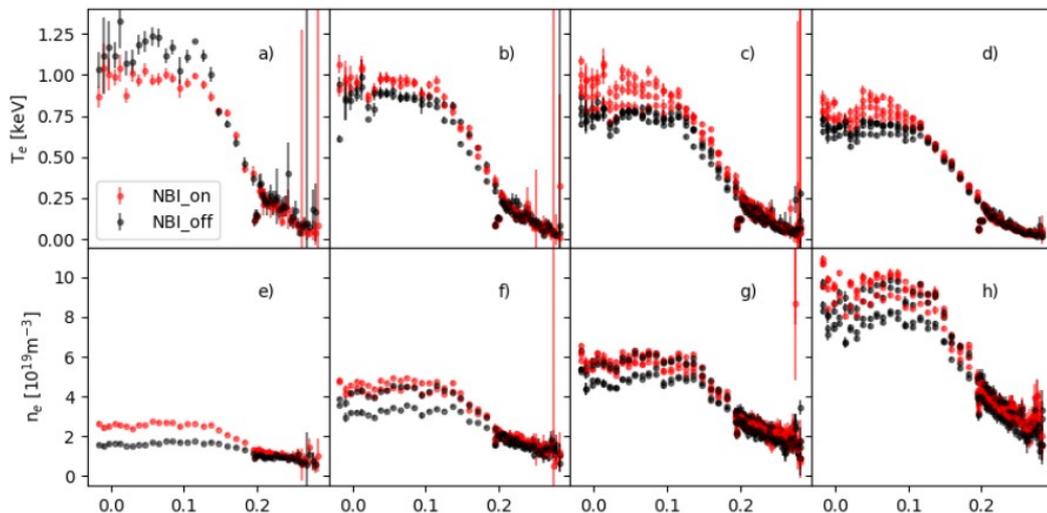
de los iones Tcx se recorta el intervalo de energía de estudio.[8]

## 4.9 Aplanamiento del perfil dinámico de los electrones del plasma por la implementación del NBI

La operación del NBI supone la adición de un flujo complementario de energía térmica al plasma, este flujo adicional puede suavizar el comportamiento y con ello las gráficas que caracterizan los diferentes parámetros del plasma como la densidad y temperatura de los electrones conforme aumenta la densidad general del plasma.

Esta suavización del comportamiento del plasma se traduce gráficamente en el aplanamiento de las curvas que caracterizan el comportamiento de dichos parámetros. Este aplanamiento del perfil dinámico de los electrones se ve favorecido cuando la absorción de energía se en regiones de la frontera de la trayectoria toroidal del plasma en el reactor. Este aplanamiento de la curva se produce en la zona central, en la zona extrema de la gráfica la densidad el plasma llega a su valor límite a partir del cual la operación del reactor no es posible y finaliza.

En la siguiente gráfica se muestra una comparación entre la operación con NBI y sin NBI del reactor COMPASS, para la temperatura y la densidad de los electrones en el eje y y la densidad del plasma para el eje x.[8]



**Figura 4.14** Densidad y temperatura de electrones frente al incremento en la densidad del plasma, contrastando el caso operando con el NBI y sin el NBI [8].

De la grafica se puede inferir que la operación del NBI no produce un aplanamiento notorio de las gráficas de los diferentes parámetros del plasma frente al caso sin NBI. La única afección remarcable se produce en la densidad del plasma, para valores bajos de este parámetro durante la etapa de encendido del reactor.[8]

### 4.10 Cambios inducidos por el NBI en la temperatura y la densidad del plasma del núcleo durante etapas de confinamiento de tipo L-mode.

La temperatura de los electrones del núcleo de la trayectoria toroidal del plasma y consecuentemente la energía crítica  $E_c$ , varían con la densidad del plasma. Dada esta dependencia es de esperar que la densidad del plasma también afecte a la temperatura de los electrones y los iones y como esta incrementa.

En consecuencia, la operación del NBI al inducir un flujo adicional de energía en el plasma, promueve variaciones en la densidad y de esta forma se produce una variación en la temperatura de los iones y los electrones frente al caso en el que no se opera de forma conjunta con el dispositivo NBI.

Existen dos mecanismos por los cuales la operación del NBI induce un incremento en la densidad del plasma, frente al caso de no ser operado. De forma directa, ya que al introducir el NBI un flujo adicional de masa la densidad del plasma en el reactor aumenta. De forma indirecta al “reenganchar” al flujo principal partículas que se encuentran en las zonas cercanas a las paredes del reactor por medio de colisiones de las partículas neutras inyectadas con dichas partículas. Este segundo mecanismo minimiza las pérdidas de energía que se producen en los elementos de contención más cercanos al flujo de plasma.

La temperatura de los iones del núcleo de plasma aumenta al ser aplicado un flujo auxiliar de energía PAUX por medio de un dispositivo NBI. Sin embargo, la eficiencia de calentamiento del total de los iones disminuye al aumentar la densidad. Esto se debe a la baja temperatura de los electrones y adicionalmente a la inferior energía crítica  $E_c$ .

Surge la siguiente relación de dependencia a menor energía crítica  $E_c$  para un valor fijo de potencia de operación del NBI, menor será la energía total del NBI transmitida al conjunto de iones mayor la cedida a los electrones.

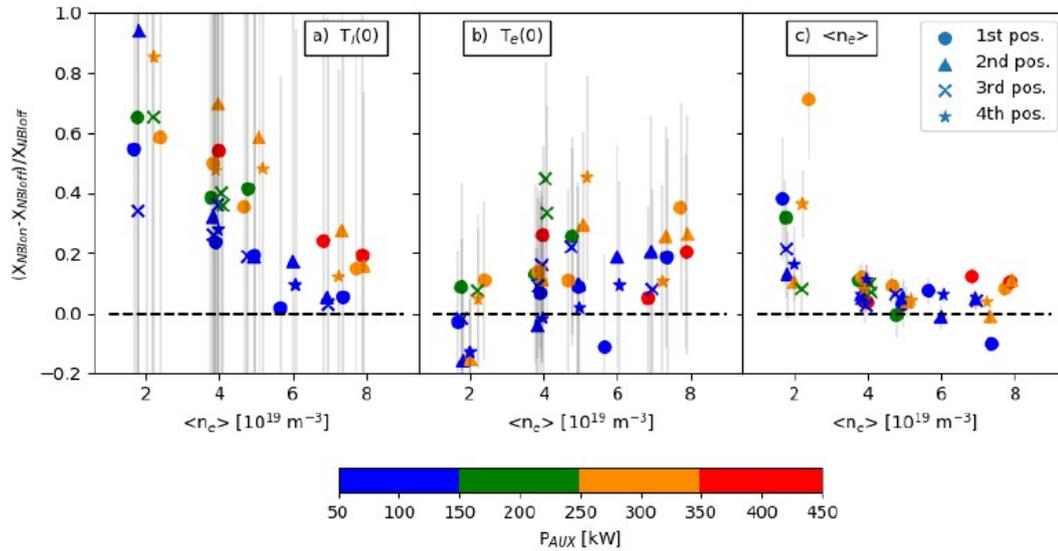
Por el contrario, la influencia de la operación del NBI en el aumento de temperatura de los electrones del núcleo del plasma no se advierte de forma tan apreciable en los datos obtenidos, debido al ruido inducido por las inestabilidades de diente de sierra. Como respuesta esta problemática surge el método de medición alternativo que responde a las siglas ECE que consta de una resolución temporal mayor, lo que permite determinar con mayor precisión las variaciones de temperatura que sufren los electrones.

A través de los datos obtenidos mediante este método se advierte un aumento en la temperatura de los electrones del núcleo del plasma como consecuencia de la operación del NBI para valores de energía de servicio bajos. No obstante, surge una tendencia alternativa para los datos obtenidos por medio de este mismo método para valores elevados de energía.

Sin embargo, de forma general se aprecia un aumento relativo de la temperatura mayor en los electrones que la registrada por los iones para valores elevados de la densidad del plasma, en parte como consecuencia de que el punto de partida para la temperatura de los electrones al alcanzarse valores elevados de densidad del plasma es más bajo.

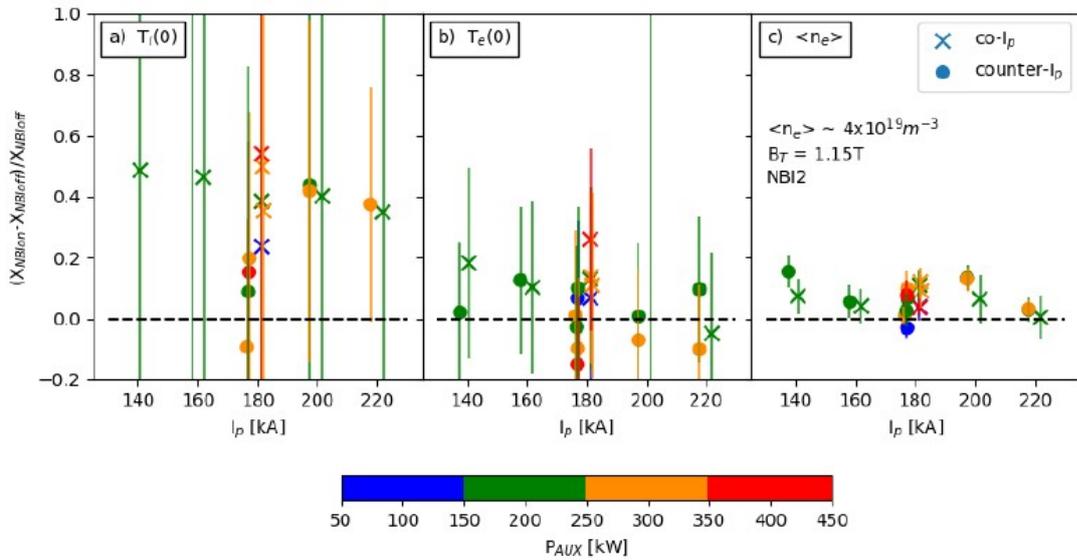
A continuación, se muestra una gráfica con el aumento relativo de la temperatura de iones  $T_i$  y de los electrones  $T_e$  en la dos primeras secciones, como resultado de la operación del reactor COMPASS implementando en su operación el dispositivo NPI. La línea horizontal de trazos representa el valor medio de la densidad del plasma  $\langle n_e \rangle$  entre la operación y sin NBI.

En la tercera sección se representa valores de la densidad del plasma y la dependencia que esta variable muestra con la corriente del plasma  $I_p$ . Para destacar esta relación de dependencia que como se ha mencionado también tendrá influencia en los valores de temperatura registrados tanto en electrones como en iones, busca ser caracterizada introduciendo dos métodos de inyección para el NBI. Finalmente, a través de una escala de colores se denota la potencia auxiliar de servicio del NBI.[8]



**Figura 4.15** Variación relativa en la temperatura de los iones del núcleo del plasma, de los electrones del núcleo del plasma y la densidad del plasma resultante de la operación del NBI para diferentes geometrías de la trayectoria toroidal del plasma en el reactor denotadas por formas geométricas como se especifica en la leyenda [8].

De forma adicional para complementar la caracterización del impacto de la corriente del plas  $I_p$  en los tres parámetros de estudio de la sección la temperatura de iones, electrones y la densidad del plasma se muestra una nueva gráfica con los cambios relativos que estos tres parámetros sufren al ser operado el NBI.[8]



**Figura 4.16** Variación relativa de la temperatura de los iones, electrones y densidad del plasma resultantes de la operación del NBI frente a la corriente del plasma  $I_p$  [8].

Como conclusión, se puede inferir a la luz de los datos representados en esta segunda gráfica que para ambos métodos de inyección al impacto de la corriente del plasma  $I_p$  en los parámetros de estudio del plasma es leve. También se puede comparar la relevancia que la energía inyectada por el NBI en el reactor tiene en el incremento de la temperatura de los iones frente al incremento que registran los electrones. Generalmente la inyección de un flujo adicional de energía por medio de un dispositivo NBI supone un aumento en la temperatura del plasma del reactor, no obstante, este aumento en la temperatura también lleva asociado cambios en la energía de confinamiento y fomenta la aparición y desarrollo de inestabilidades en el plasma, por lo que el aumento en la energía transferida al plasma no se traduce en un aumento proporcional de la temperatura de los iones y los electrones.[8]

## 4.11 Producción de Neutrones

Durante la inyección del flujo de partículas neutras provenientes del NBI aumenta de forma significativa la producción de neutrones en el plasma.

De hecho, en el tokamak COMPASS la mayoría de los neutrones que se producen durante su operación se liberan en la zona de encuentro del flujo de partículas neutras del NBI con el plasma del núcleo del reactor, dichos neutrones son liberados en las mismas colisiones en las que se producen los iones rápidos.

Por tanto, la producción de neutrones está relacionada directamente con la densidad del plasma  $\langle n_e \rangle$ , la densidad de iones rápidos  $\langle n_{fi} \rangle$  y el ratio de colisiones de fusión  $\langle \sigma_{DD} v_b \rangle$  entre núcleos de deuterio.

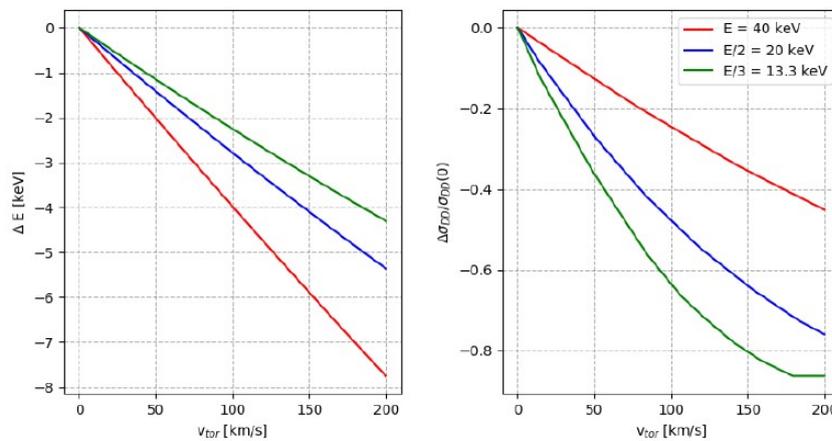
A continuación, se muestra la evolución temporal de la producción de neutrones durante una operación para un modo de confinamiento L-mode. Se observa que pese a mantener constante el

resto de los parámetros del plasma la producción de neutrones decrece con el tiempo.

Esta caída en la producción de neutrones para un valor constante de la densidad del plasma se debe a una reducción en las reacciones de fusión o en la densidad de iones rápidos.

La inyección del flujo de partículas neutras en el reactor por parte del NBI supone un aporte adicional de torque al plasma, lo que favorece la rotación toroidal del plasma en el reactor y depende del ángulo de inyección del plasma. Este proceso es el causante en la caída de la producción de neutrones en el plasma al reducir la velocidad de colisión de los iones del reactor con los iones rápidos resultantes de la operación del NBI.

En la grafica adjunta a continuación se caracteriza la caída que registran las reacciones de fusión entre núcleos de deuterio asociada a la reducción en la velocidad de colisión mencionada en el párrafo anterior, para diferentes valores de potencia de servicio del NBI.[8]



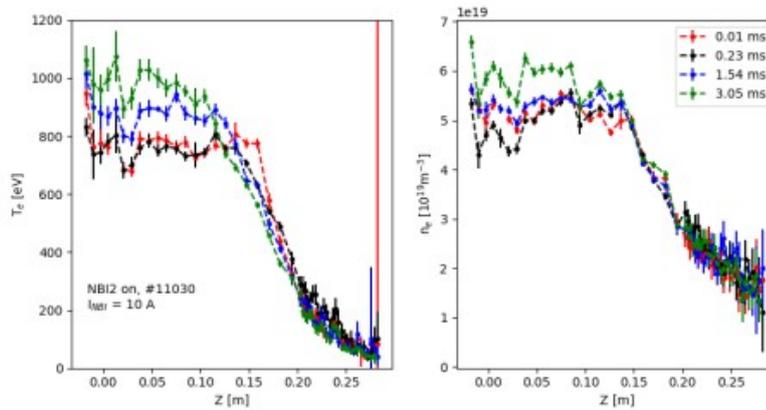
**Figura 4.17** Caída en la energía de colisión asociada al aumento en la velocidad de rotación del plasma ligado a la operación del NBI y respuesta en la cantidad de reacciones de fusión de núcleos de deuterio, ambas gráficas desarrolladas para diferentes valores de energía de servicio del NBI. [8].

## 4.12 Impacto en las Inestabilidades de la operación del NBI

En este capítulo se analizan los cambios en las mediciones obtenidas de los dos tipos de inestabilidades de la HHD que con mayor frecuencia surgen en la operación del COMPASS: las inestabilidades de diente de sierra y las de los ELMs.

### 4.12.1 Inestabilidades de diente de sierra

Este tipo de inestabilidad se origina en el núcleo de la trayectoria del plasma y muestra una propagación repentina que se caracteriza por la eyección del plasma del núcleo. Este fenómeno adverso en la operación del reactor queda caracterizado por medio de las variables de densidad del plasma y temperatura de los electrones, cuyas gráficas presentan una caída pronunciada.



**Figura 4.18** Gráficas para la temperatura de los electrones del plasma ( $T_e$ ) y la densidad del plasma obtenidas durante la propagación de una inestabilidad de diente de sierra para un modo de confinamiento L-mode [8].

En el tramo inicial ambas variables permanecen constantes, este tramo da paso a una pronunciada caída repentina. Por otro lado, al ser un fenómeno que se origina en el núcleo de la trayectoria del plasma y al desencadenarse descarga energía y materia hacia las regiones externas, las gráficas que registran el comportamiento de ambas variables ( $T_e$ ,  $n_e$ ) en las regiones externas son antagónicas a las gráficas del núcleo, mostrando una ligera caída en el tramo inicial y seguido de un súbito aumento en ambos parámetros.

La inestabilidad de diente de sierra se estudia por medio de un dispositivo de medición, mencionado con anterioridad en este proyecto, basado en la obtención de datos medio de rayos X de baja energía que responde a las siglas en inglés de SXR (Soft X-Ray).

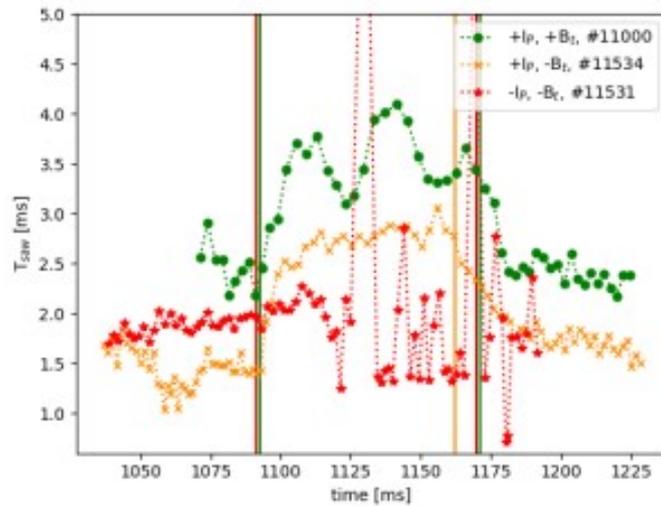
Este tipo de dispositivos son sensibles a las variaciones de temperatura de los electrones y por ello son implementados en la caracterización del fenómeno adverso que constituyen las inestabilidades de diente de sierra. El nombre que estas inestabilidades reciben viene dado por la señal obtenida del dispositivo SXR.

La operación del NBI afecta a la amplitud y el periodo de dicha señal aumentando ambos parámetros, lo que supone un efecto deseado al suavizar su comportamiento. Sin embargo, la operación del NBI puede traducirse bajo ciertas condiciones en una desestabilización de la inestabilidad y producir un colapso temprano en la actividad del reactor.

El impacto del NBI en la inestabilidad de diente de sierra se ve afectado por dos parámetros de operación: el ángulo de inyección y la corriente del plasma.

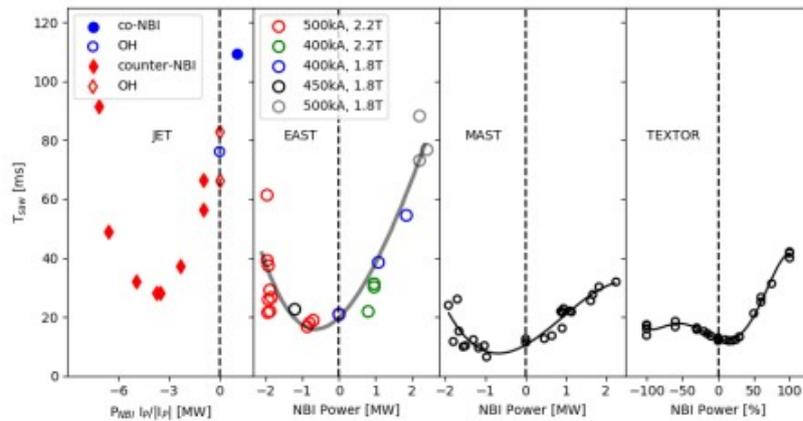
A continuación, se muestra una gráfica con la evolución temporal de la inestabilidad de diente de sierra durante una operación del NBI por medio de descargas de haz de partículas neutras. Nuevamente el experimento se realiza para dos modos de inyección, para el modo denominado como “co-current”, técnica de inyección de combustible en el reactor que consiste en disparar el haz de partículas en la misma dirección que la corriente eléctrica del plasma, se produce un aumento en el periodo de la señal registrada por el “SXR” de las inestabilidades de diente de sierra, mientras que para el modo inyección “counter-injection”, este método de inyección de combustible en el reactor consiste en disparar el haz de partículas neutras en dirección opuesta al sentido de la corriente eléctrica del plasma, alargando o acortando el periodo de la inestabilidad, este periodo se

ve reducido, lo que supone un efecto adverso y fomenta la inestabilidad del fenómeno.



**Figura 4.19** Evolución temporal del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para diferentes configuraciones de operación del NBI. [8].

El efecto de los parámetros de operación del NBI, tanto el ángulo de inyección como la corriente del plasma se ha estudiado en múltiples tokamaks. Una comparativa de los datos extraídos en estos tokamaks y del tokamak COMPASS se presenta en la siguiente figura.



**Figura 4.20** Evolución del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para los reactores de tipo tokamak en función de la potencia de operación del dispositivo NBI [8].

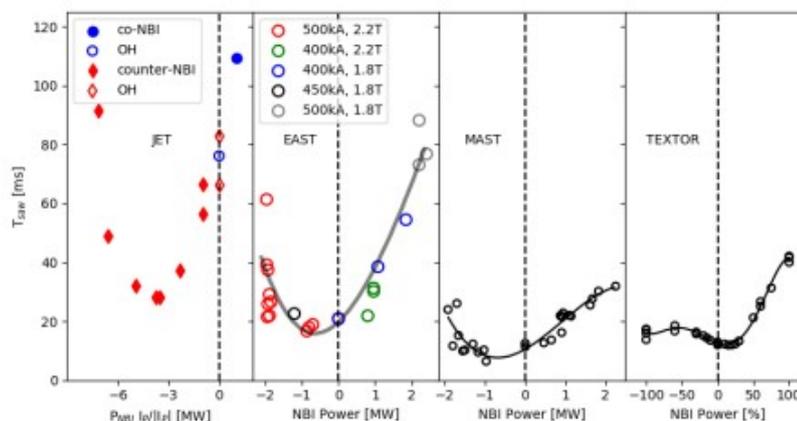
Otra variable de peso en la estabilización de la inestabilidad de diente de sierra es la energía auxiliar aportada por el NBI,  $P_{aux}$ , en el reactor “COMPASS”, al aumentar el valor de esta variable se favorece la estabilización del plasma ante este fenómeno. Dado que esta variable está relacionada con el torque inducido en el plasma y la producción de iones rápidos, tiene repercusión en la mencionada suavización del comportamiento de la inestabilidad de diente de sierra.

Otro modo de inyección que induce cambios en el periodo de la señal de las inestabilidades de diente de sierra sería la denominada en inglés “counter- injection”.

Observa en la imagen que compara el impacto de la potencia aportada NBI en el periodo de la señal de la inestabilidad de diente de sierra para diferentes reactores de tipo tokamak y se observa que las gráficas tienden a mostrar una forma en U.

Los datos se toman para ambos métodos de inyección mencionados anteriormente y se observa que el hundimiento se produce para el modo de inyección en sentido contrario a la corriente eléctrica (counter-injection).

Sin embargo, se aprecia que este comportamiento no se extiende para todos los reactores, en el caso del tokamak TEXTOR la gráfica toma una forma más compleja.



**Figura 4.21** Evolución del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para el reactor COMPASS en función de la potencia térmica auxiliar  $P_{AUX}$  [8].

Como conclusión se presenta la gráfica que relaciona el periodo de la señal de la inestabilidad de diente de sierra frente a la potencia térmica auxiliar aportada por el NBI al reactor para el modo confinamiento L-mode. Diferenciando entre los dos métodos de inyección anteriormente mencionados co-injection y counter-injection. La toma de datos se efectúa para el caso de operación con un solo NBI, tanto para el NBI1 como para el NBI2 y para el caso de operación conjunta con ambos dispositivos.

Se puede inferir del análisis de los datos representados en la gráfica que al aumentar la potencia auxiliar PAUX para el modo de inyección “co-injection”, se consigue un aumento en el periodo  $T_{saw}$  de la señal de la inestabilidad, mientras que para el caso de inyección “counter-injection” conforme aumenta en valor absoluto la potencia térmica auxiliar PAUX aportada por el reactor disminuye el periodo de señal  $T_{saw}$ .

## 4.13 Impacto del NBI en el modo de confinamiento H-mode y la aparición del ELMs

El modo de confinamiento H-mode se refiere al régimen de alto confinamiento del plasma que permite alcanzar un mayor tiempo de confinamiento al obtenido por medio del régimen de bajo

confinamiento denominado como L-mode. Este modo de confinamiento lleva asociado perturbaciones en la frontera de la trayectoria del plasma en el reactor, estas perturbaciones constituyen la inestabilidad de la HHD del plasma que recibe el nombre de ELM y constituyen un fenómeno adverso capaz de no sólo interrumpir la operación del reactor sin además dañar las paredes de contención del mismo.

En este contexto la operación del NBI se traduce en un aumento en la energía almacenada en el plasma lo que lleva asociado un aumento en la energía que pasa a través de la separatriz, la cual constituye una superficie de separación entre el plasma confinado y el plasma externo que se pierde hacia las paredes del reactor, definiendo el último contorno cerrado del plasma y con ello la forma y tamaño de este en el interior.

## 5 Revisión del diseño del NBI de ITER

---

El dispositivo NBI diseñado para las instalaciones de ITER recibe el nombre de HNB que corresponde a las siglas de **heating neutral beam injector**. En dichas instalaciones se hará un uso conjunto de dos de estos dispositivos diseñados para liberar en el reactor una potencia de 16,7MW, durante un tiempo de servicio de una hora. Se ha planteado la posibilidad de añadir uno mas de estos dispositivos en un futuro.

Los HNB de ITER serán por tanto los inyectores de haz neutro más potentes desarrollados hasta la fecha y los que mayor tiempo de servicio. Como se comentó en el **apartado 3.1**, con requerimientos de potencia tan elevados, no se podría partir de iones precursores positivos (P-NBI), puesto que se produciría una pérdida inasumible de eficiencia de neutralización de cargas, estos dispositivos son por tanto del tipo alternativo en el que se parte de iones precursores negativos (N-NBI).

Partiendo como hemos mencionado de iones precursores negativos estos dispositivos consiguen un rendimiento de neutralización de entorno al 56%. No obstante, esta mejora supone un considerable aumento en la complejidad de diseño del dispositivo.

A continuación, se citan algunos de los motivos por los cuales se complica el diseño del dispositivo:

- Los iones precursores negativos son más costosos de generar.
- Los iones negativos se pierden con facilidad, debido a las colisiones que sufren con el gas que se encuentra en el dispositivo.
- Los electrones son extraídos junto con los iones negativos, y se debe minimizar su extracción de manera que no afecten a la eficiencia.
- Los electrones que son acelerados junto con los iones negativos pueden escapar del acelerador y depositar su energía en componentes aguas abajo en la línea del NBI.

Otra de las problemáticas que se deben atajar en el diseño del HNB es que al ser el ITER una instalación nuclear, los materiales de sus componentes se exponen a radiación gamma y al bombardeo de intensos flujos de neutrones. Por tanto, este dispositivo debe ser diseñado para soportar dichas condiciones adversas y además permitir el mantenimiento en remoto, de modo que se evite la exposición a entornos radioactivos a los operarios. [10]

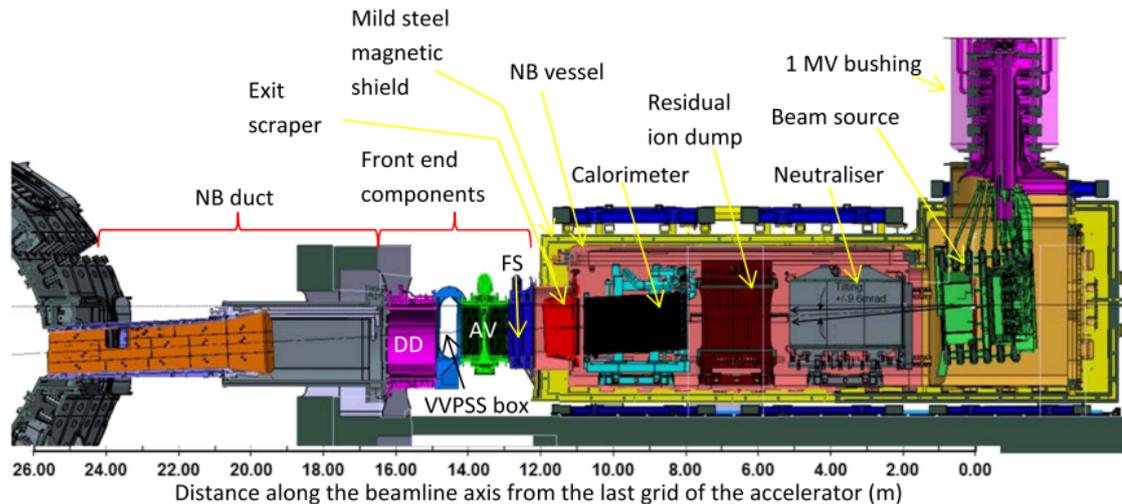


Figura 5.1 ITER HNB Beamline scheme [10].

El principal objetivo del dispositivo es aportar un haz al reactor con una energía del orden de 300 KeV cuando se alcanza el modo de confinamiento que recibe el nombre de H-mode, que se detalla en el apartado 3.3.2. de este trabajo. A este requerimiento de diseño se le suman dos variables, el tiempo de servicio que debe ser de una hora (3600s) y el ángulo de divergencia del haz definido en el apartado 3.6., que en grados debe ser del orden de  $0.2^\circ$  a  $0.4^\circ$ . También debe priorizarse en el diseño evitar la formación de puntos calientes, en los que se produzcan densidades de energía muy elevadas, que podrían llevar a la reducción de la vida útil de los componentes por fatiga.

Adicionalmente se busca una divergencia en el ángulo de inyección frente a la dirección horizontal y la vertical de  $\pm 0.115^\circ$  y  $\pm 0.23^\circ$  respectivamente.

Los iones precursores se extraen por medio de un acelerador electrostático mediante radio frecuencia. Los iones negativos se pierden con facilidad por colisiones con el gas  $D_2$  que se encuentra tanto en las etapas de extracción como la de aceleración. Este fenómeno afecta sensiblemente a la operación del dispositivo y su eficiencia en la neutralización de cargas. Por lo que mitigar sus efectos adversos debe ser una prioridad en el proceso de diseño. Como respuesta a esta problemática que introduce un espacio entre la atapa de extracción de iones y la etapa de aceleración en la que se busca expulsar el gas de fondo  $D_2$ .

El resultado final es un haz cuya composición es la siguiente: un 56% de los iones resultantes tiene carga neutra  $D^0$ , mientras que el porcentaje restante se divide en partes iguales entre iones positivos  $D^+$  y negativos  $D^-$ . Este subproducto indeseado del proceso de generación del haz neutro es eliminado mediante el **residual ion dump** (RID).

Finalmente, una vez refinado el haz neutro se le hace pasar por el conducto de inyección y se incorpora al plasma del núcleo del reactor, esta sería una vista simplificada del trato real que recibe el haz neutro, previamente a su inyección el reactor y los múltiples elementos que conforman las etapas de inyección. No obstante, mas adelante se definirán en detalle las etapas que componen al HNB y las problemáticas a las que se enfrentan. [10]

## 5.1 Componentes críticos del HNB

En el apartado anterior se mencionan el neutralizador y el sistema RID, y se resalta el carácter esencial de estos elementos para la operación del HNB. Se añade a esta lista el calorímetro, un componente crítico del HNB que cubre la función de atrapar por medio de su forma en V el flujo de haz neutro saliente del RID, durante la fase de puesta en marcha del reactor.

De esta forma se controla que la entrada del haz neutro al reactor se efectúe en el momento adecuado, una vez se alcanza el punto de operación en el que dicho flujo es requerido, el calorímetro se rota dejando paso a los iones neutros hacia el conducto de inyección.

Tanto el neutralizador como el sistema RID y el calorímetro, descansan sobre plataformas ajustables, que les permiten modificar su configuración axial y así alinearse con el ángulo de inyección del haz.

Los componentes del HNB han sido diseñados para ser capaces de igualar la vida útil del resto de los componentes del reactor, teniendo en cuenta para ello criterios de fatiga, creep y las condiciones a los que estos son expuestos. Se espera que sean capaces de desempeñar su cometido durante una vida útil inferior a las 5500 horas, soportando unos 50000 pulsos de encendido y apagado.

En el diseño del HNB se ha buscado mitigar los efectos adversos inducidos por el campo de confinamiento magnético del reactor, tratando de mejorar la vida útil de sus componentes. Puesto que los pulso magnéticos aguas arriba del inyector en la etapa del RID pueden afectar en eficiencia de eliminación de iones cargados, que podrían pasar a etapas posteriores del dispositivo, afectando así a la vida útil de los componentes y al rendimiento de neutralización del haz. Para ello se blindó el exterior del HNB con una capa de hierro de 15 cm. [10]

### 5.1.1 Fuente del haz

Etapa que se enfocan en la extracción y aceleración de los iones precursores del haz neutro, los elementos que la componen son los siguientes, se parte de un gas que se hace pasar por un extractor de iones negativos, posteriormente un pasan por un acelerador, una estructura de mallas como soporte y finalmente un mecanismo que se encarga de ajustar el ángulo del haz.

Como en todas las etapas en las que se expone a los componentes a partículas cargadas, el sistema de refrigeración cobra un papel crucial. Las descargas de energía más notables se producen en puntos concretos de la etapa de aceleración y de la extracción de iones y es en ellos en los que se presta especial atención a la refrigeración. Las máximas densidades de energía que se registran en dichos puntos son del orden de  $10\text{MWm}^{-2}$  y  $60\text{MWm}^{-2}$  respectivamente.

Para mitigar las elevadas densidades de energía que se producen en dichos puntos, se incorporan conductos de espesor reducido en las paredes de cobre de los elementos. Estos conductos se calculan tratando maximizar su efecto en la disipación de potencia en las zonas en las que se incorporan. [10]

### Fuente de iones

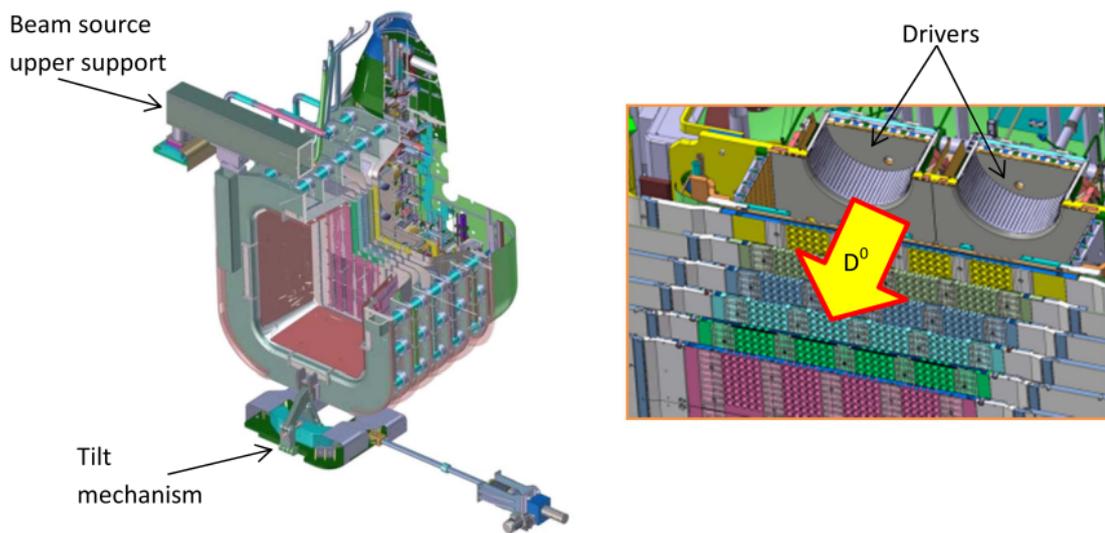
Sistema compuesto por una cámara de expansión rectangular, tres hornos de cesio (Cs) y una envolvente de ocho cilindros alrededor de la cámara.

Los cilindros son cerámicos y contiene una bobina que persigue producir un apantallamiento de Faraday, al aplicarles una radio frecuencia (RF), es decir, un pulso electromagnético de baja

frecuencia. Generándose, así una jaula de Faraday que contiene al proceso ionización de las partículas inducido por filamentos precursores de tungsteno que se encuentran en el interior de la cámara. Una vez iniciada la reacción se apagan los filamentos precursores de tungsteno, puesto que esta puede autosostenerse por el campo inducido por la jaula de Faraday.

A continuación, se inyecta el cesio de los hornos en la cámara de expansión. Este metal altamente reactivo se deposita en las paredes de la cámara y facilita el proceso de generación de iones negativos. Una característica esencial de la fuente de iones es la corriente que cruza verticalmente al dispositivo, esta corriente induce un campo magnético horizontal que evita el transito de electrones, de este modo se reduce la corriente de electrones producida por el dispositivo.

El material que componen las superficies en contacto con el plasma es una combinación de cobre (Cu) recubierto por molibdeno (Mo). [10]



**Figura 5.2** Scheme of Ion source device [10].

### 5.1.2 Extractor y acelerador

Etapa compuesta por un conjunto de rejillas con múltiples aperturas con valores de potencial entre -1MV y 0V. Hay 7 etapas de rejillas 2 de extracción PG a -1MV y EG a -0.99MV, seguidas de 5 etapas de aceleración que presentan un mayor salto de potencial entre ellas, hasta llegar a la rejilla de potencial 0V GG (Grounded grid, rejilla puesta a tierra).

Un ion negativo generado en la fuente de iones es extraído por la primera de las rejillas PG, a continuación, pasa a través de EG y posteriormente es acelerado en las siguientes etapas por las 5 rejillas restantes. El campo magnético en las dos primeras rejillas se encarga de desviar los electrones que se generan en la fuente de iones, disminuyendo la aceleración indeseada de estos hacia etapas más avanzadas del inyector. [10]

Para cumplir con los requerimientos de vida útil y temperaturas de funcionamiento que no perturben las propiedades mecánicas de los materiales de las rejillas, las aperturas deben estar alineadas de unas rejillas a otras de forma que cumplan con una tolerancia máxima de desalineación entre una apertura y otra inferior a 0.2 mm, en las primeras etapas del dispositivo. Este criterio pasa a ser menos crítico en las posteriores etapas de aceleración de iones. Dadas las dimensiones de la estructura asegurar dichas tolerancias supone un reto.

En las etapas de extracción y aceleración del haz se produce un fenómeno adverso de desprendimiento de partículas cuando estas son aceleradas a grandes velocidades (stripping losses), reduciéndose la eficiencia del sistema NBI, al producirse pérdidas en la energía útil que se transfiere al haz. Para mitigar la afección de este fenómeno a la eficiencia del dispositivo, se ha maximizado en el diseño la separación entre rejillas y se ha buscado que la superficie de estas sea lo mas suave posible para propiciar el bombeo de gas entre ellas. [10]

### 5.1.3 Neutralizador y Vertedero de Electrones

El flujo saliente del acelerador de la etapa anterior está compuesto por  $D^0$ ,  $D^+$  y  $D^-$ . Durante el proceso de aceleración se generan  $D^0$  y  $D^+$  por las colisiones de  $D^-$  con las partículas de gas  $D_2$  que se encuentran libres en el dispositivo. No obstante, las partículas más problemáticas para los componentes de la maquina son los electrones provenientes del acelerador, puesto que portan una gran energía.

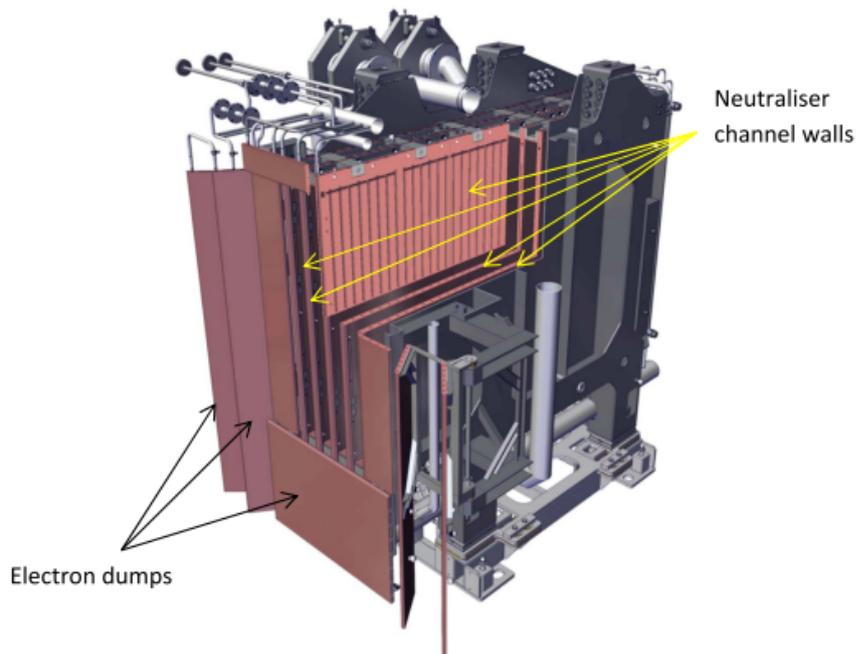
A través de un campo magnético se induce una desviación en la trayectoria de los electrones, haciendo que la mayoría de estos colisionen contra unos paneles refrigerados que reciben el nombre de “electron dumps”, se hace uso de varios de estos paneles y se sitúan a la entrada del neutralizador. Se utiliza agua como fluido refrigerante. [10]

#### Neutralizador

Se promueve la colisión del flujo saliente del acelerador con partículas de gas  $D_2$ , dando lugar a las siguientes reacciones:  $D^-$  al colisionar con las partículas de  $D_2$  puede generar dos productos distintos tanto iones D con carga neutra como iones D con carga positiva y los iones  $D^0$  del acelerador al colisionar con las partículas de  $D_2$  generan iones positivos.

Por tanto, los productos resultantes de la etapa de neutralización son iones D de carga neutra y de carga positiva. Para reducir la longitud del neutralizador sin afectar al volumen del flujo de gas tratado, el neutralizador se divide en cuatro canales, en los que se inyecta el gas en su zona central a partir de múltiples boquillas.

Por medio de la refrigeración por agua de los componentes se busca que la temperatura de servicio del al que se somete al cobre que los conforma no supere los  $150^\circ\text{C}$ , sin embargo, los ciclos de encendido y apagado del reactor pueden afectar a la vida a fatiga del dispositivo, sin embargo, al presentar dichos ciclos una corta duración, la variación de la temperatura a la que se somete al cobre es menos drástica y por tanto el impacto por fatiga el tiempo de vida útil no es tan notable. [10]

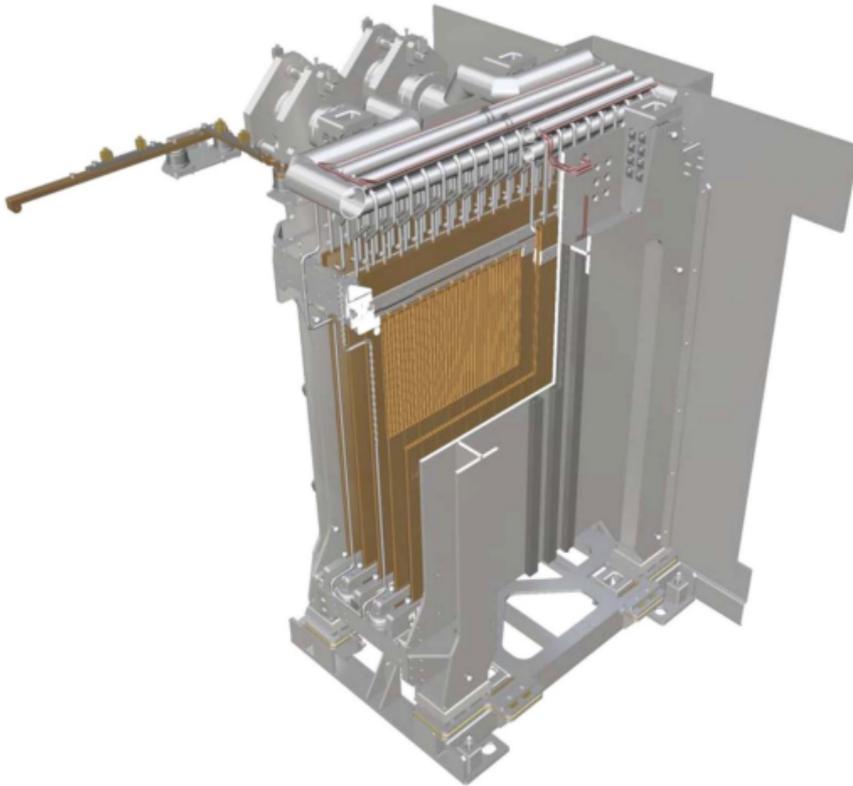


**Figura 5.3** Scheme of Neutralizer device [10].

#### 5.1.4 Vertedero de iones residuales

Como se ha mencionado anteriormente el flujo saliente del neutralizador será mayoritariamente de iones neutros suponiendo estos un 56% del total. No obstante, también se producirán iones de con carga positiva y negativa como subproductos indeseados. En respuesta a esta problemática surge el RID. Puesto que estos iones cargados podrían ser desviados hacia las paredes del conducto de inyección en las etapas finales, al toparse con el campo magnético del reactor, depositando en el material de las paredes grandes cantidades de energía térmica y reduciendo así su vida útil.

La novedad que introduce el RID del HNB del ITER reside en que hace uso de campos electrostáticos, frente a los campos magnéticos que implementaban anteriores dispositivos NBI. Este sistema consiste en 5 paneles que conforman 4 canales verticales alineados con las paredes del neutralizador. Cada panel está conformado por una aleación de CuCrZr y múltiples conductos de refrigeración que lo recorren. En estos conductos se induce un flujo turbulento a través de unas tiras retorcidas que recorren sus paredes. [10]



**Figura 5.4** Scheme of Residual Ion Dump (RID) device [10].

### 5.1.5 Calorímetro

Este sistema se localiza tras el RID y se encarga de controlar el paso del haz neutro a través de su configuración en V. Cerrándose durante las etapas de puesta en marcha del dispositivo y dando paso al haz neutro cuando este es requerido en el reactor. Este movimiento se acciona mediante un otor neumático que mueve las bisagras a las que se unen los paneles. El calorímetro consiste en dos paneles cada uno compuesto por una matriz de tubos de la aleación de CuCrZr colocados uno encima de otro.

Sin embargo, algunas partículas del haz pueden pasar a través de los tubos que conforman las matrices del calorímetro y por ello se añaden unos paneles de acero para evitar que estas partículas avancen.

En algunas zonas de calorímetro se producen picos de calor en los que se alcanzan densidades de potencia térmica de entorno a  $130\text{MWm}^{-2}$ . Dada la inclinación de los tubos respecto al eje director del haz, la potencia efectiva que llega a estos se reduce a  $13\text{MWm}^{-2}$ . Para mitigar los efectos de la temperatura en las zonas expuestas se lleva a cabo una refrigeración por agua. [10]

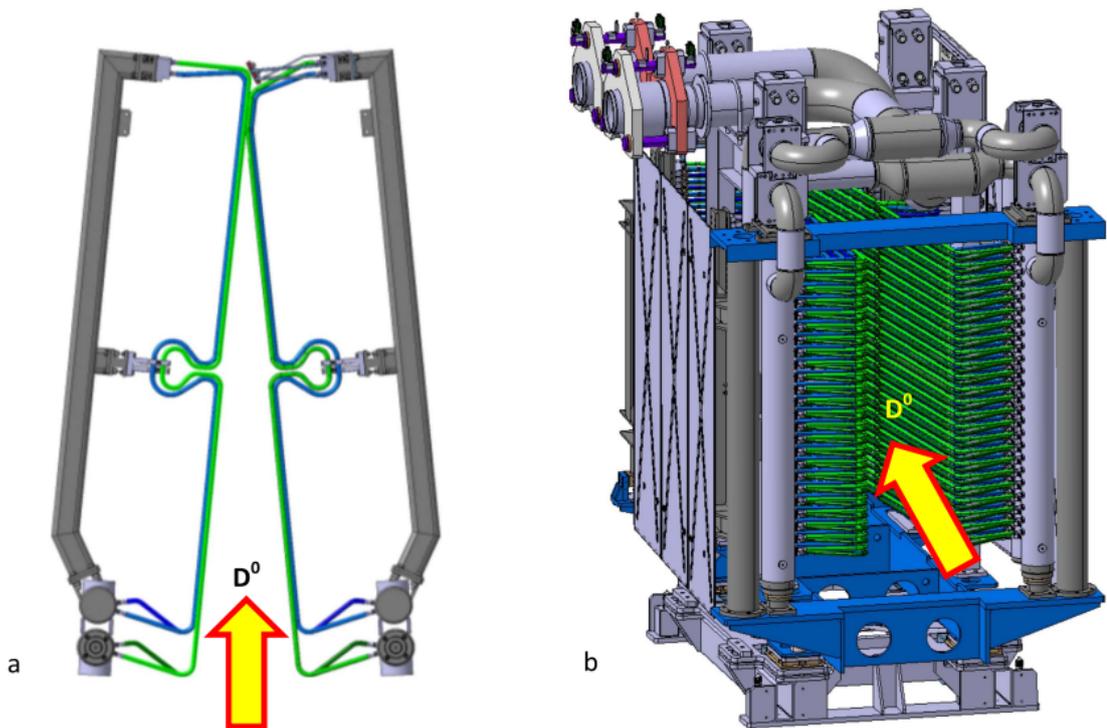


Figura 5.5 Scheme Beamline calorimeter device [10].

### 5.1.6 conducto de inyección

Con una longitud de 9m, el conducto de inyección del haz neutro en el reactor, forma etapa de la barrera primaria de confinamiento, y supone un nexo entre el núcleo del reactor y el haz generado durante las etapas anteriores. Es por tanto una etapa crítica, ya que debe soportar grandes descargas de energía en sus componentes provenientes de ambos extremos.

Para proteger al conducto de las partículas que surgen como producto de las colisiones de reionización, se blindan sus paredes mediante paneles de cobre refrigerados por agua. El conducto se ensambla a la cámara de vacío del reactor, que tiene la misión de mitigar los efectos del flujo de neutrones hacia el exterior y las descargas térmicas en los componentes externos, como las bobinas de confinamiento magnético.

Los paneles de protección del conducto debían diseñarse para que su mantenimiento se pudiera efectuar en remoto, sin embargo, la necesidad de que estos estuvieran soldados a la estructura, sumado al difícil acceso que estos paneles presentan, llevo a limitar la temperatura de operación del dispositivo, para proteger los materiales de sus componentes y reducir así los requerimientos en mantenimiento. Esta decisión de diseño conlleva una limitación en la temperatura de operación y por tanto afecta a la capacidad de aporte energético del HNB al reactor.

Se dan dos mecanismos de deposito de energía en el conducto, por la colisión directa de partículas del haz y por las partículas producto de las colisiones de reionización que son desviadas por el campo magnético de confinamiento del reactor. El primer mecanismo, se mitiga a través de la orientación de los paneles de protección de conducto y mientras que el segundo presenta una mayor dificultad técnica para su solución y puede llegar a afectar a componentes aguas arriba del conducto hasta la etapa del RID.

Para modelar el efecto de las colisiones de reionización en los componentes se utiliza un modelo que toma como datos de entrada la distribución del gas  $D_2$  a lo largo del HNB, la dispersión del campo magnético del ITER y las pérdidas de potencia por colisiones de reionización. [10]

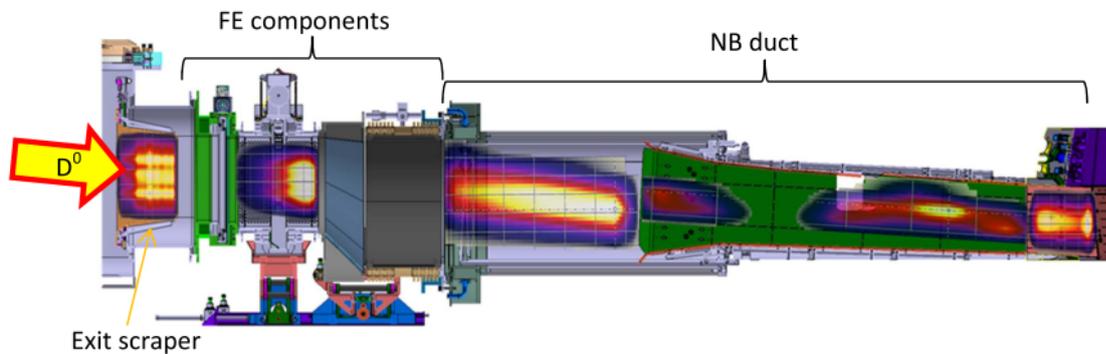


Figura 5.6 Scheme of NB Duct [10] .

## 5.2 Otros elementos de interés

Finalmente, comentar otros elementos no tan involucrados en la generación de haz neutro, pero también críticos para el desarrollo de las actividades del HNB:

- HNB cámara de vacío. Se compone de dos etapas que conforman cámara que contiene los componentes del HNB.
- NB cell. Habitación en la que descansan los HNBs, los dispositivos de diagnóstico del NBI y multitud de sistemas. Contenido en las instalaciones de ITER, tiene la misión de contener la radiación que emitan las etapas del inyector por medio de sus gruesas paredes.
- Sistema de refrigeración. De geometría plana e instaladas en las paredes de ambos inyectores, cubren la misión de inyectar el flujo de gas  $D_2$  a gran velocidad en el interior del dispositivo. Se refrigeran por medio de He a temperatura supercrítica cercana a 0K. [10]



## 6 Análisis comparativo de los NBI de tipo P-NBI frente a los N-NBI

---

En este capítulo se llevará a cabo un análisis de las ventajas y desventajas de ambos dispositivos, las restricciones que llevan ambos asociados en su aplicación y se esbozará cual el potencial uso de esta tecnología en los reactores del futuro.

### 6.1 Restricciones de los NBI

La mayoría de los sistemas NBI que se han implementado hasta la fecha parten de iones precursores positivos para la generación de haces neutros de hidrogeno (H hidrogeno, D deuterio, T tritio), en neutralizadores de gas por medio de colisiones de intercambio de carga.

No obstante, la longitud que debe recorrer un neutral rápido para ionizarse en el seno del plasma del reactor es proporcional a la energía del haz. Por lo que al aumentar las dimensiones de los dispositivos de fusión debe aumentarse la energía del haz inyectado.

En el diseño de ITER se estimó necesario inyectar un haz de Deuterio de 1MeV. Para este valor de energía la eficiencia de neutralización de los P-NBI se desploma por lo que se debe recurrir a dispositivos de tipo N-NBI en los que se mantiene una eficiencia del entorno del 55 % de neutralización.[9]

#### 6.1.1 Diferentes restricciones que enfrentan los N-NBI frente a los P-NBI

1. La generación del haz de iones negativos precursores del haz neutro en los N-NBI supone una mayor complicación técnica, que la generación de iones positivos en los P-NBI.

En los N-NBI actuales se hace uso de una nube de cesio evaporado para mejorar la producción de deuterio D. Como veremos más adelante, la extracción de iones negativos a partir del cesio lleva asociada una extracción adversa de un flujo complementario de electrones.

Dichos electrones deben ser eliminados del flujo y mediante la inducción de un campo magnético que los defleca hacia unas superficies específicamente diseñadas para recibir la descarga de energía de estos electrones.

No obstante, se produce aquí la primera restricción a la operación del dispositivo, pues la descarga térmica limita el ratio de extracción electrón-ion admisible.[9]

2. En la actualidad, los NBI de ITER siguen en desarrollo, sin embargo, se han construido prototipos en los que se busca vencer un reto aun mayor que el que supone la anterior restricción, el de conseguir un pulso estable de larga duración. A diferencia de el caso de los P-NBI, para los que operar en un rango de parámetros nominales supone ya algo rutinario.
3. La densidad de corriente que puede ser acelerada de la fuente de iones de un N-NBI es aproximadamente del orden de una décima parte de la de un P-NBI.
4. Ambos sistemas poseen un dispositivo neutralizador de gas (GN, gas neutralizer). No obstante, el cálculo del ratio de neutralización de cargas se obtiene a partir de métodos diferentes en ambos dispositivos, en el caso de los P-NBI se determina a través de la fracción de energía dependiente de las colisiones de intercambio de carga y la ionización de los neutrales rápidos inyectados por el neutralizador. En el caso de los N-NBI se alcanza un valor anteriormente citado del 55 % que se ve afectado por los neutrales rápidos que se ionizan en el inyector y son desviados por el campo de confinamiento magnético del reactor en sentido contrario al de inyección del haz. El porcentaje de neutralización de cargas se mantiene constante para altos valores de operación del dispositivo.
5. La última de las restricciones asociada a los N-NBI sería en la energía del haz. Aunque en teoría a través de estos dispositivos podría desarrollarse una mayor energía en el haz que la del actual diseño del ITER de 1 MeV, cada aumento puede suponer riesgos tecnológicos en su operación o requerir de conceptos de aceleración alternativos que podrían diferir sustancialmente del actual diseño. Por lo que hay un interés práctico en evitar valores de la energía del haz excesivamente altos.[9]

## 6.2 Ineficiencias en los dispositivos NBI y herramientas en desarrollo para solventarlas

Tanto para el P-NBI como para el N-NBI la limitación en la eficiencia total de los dispositivos es muy sensible al rendimiento de neutralización. Se define un valor para la eficiencia que recibe el nombre de Wall-plug efficiency, obtenido a través del cociente entre la energía del haz inyectada al reactor y el total de energía eléctrica necesaria para mantener el proceso operativo.

Las pérdidas de energía en los NBI se deben a múltiples procesos como las pérdidas de nombre “stripping losses” solo para el caso de los N-NBI, por la geometría interna de los dispositivos que lleva a la colisión de partículas del haz con las paredes (como por ejemplo en el conducto de inyección del haz), las colisiones de reionización que se producen en una fracción del haz, la potencia destinada a los sistemas auxiliares y otros mecanismos de pérdida de energía.

Estas pérdidas suponen en el NBI del ITER el 45 % del total de la energía que recibe. Aunque se podría tratar de solventar las pérdidas asociadas a cada mecanismo, la mejora más significativa en la eficiencia de los NBI puede alcanzarse reduciendo las pérdidas asociadas a la fracción de cargas no neutralizadas presentes en el haz.[9]

A continuación, se mencionan algunas de las soluciones en desarrollo, las dos primeras únicamente para los N-NBI y la tercera para ambos:

- Foto-neutralizador. Sistema actualmente en desarrollo, lejos de estar tecnológicamente preparado para su aplicación. Por medio del uso de fotones se promueve la separación del electrón adicional de los iones negativos del plasma, neutralizando así su carga. Este proceso no tiene límite teórico en su rendimiento, puesto que se puede promover una energía en los fotones para la cuál no se puedan generar iones positivos.

Sin embargo, para conseguir una eficiencia de neutralización cercana a la unidad es necesaria una densidad de fotones elevada. Este haz de fotones de alta densidad se pretende conseguir por medio del uso de cavidades ópticas, mediante las cuales se minimizan las pérdidas.

Las cavidades ópticas son dispositivos de confinamiento de haces de luz por medio de espejos que los reflejan.

- Neutralización de plasma. Es una versión mejorada de la actual neutralización por gas en la cual el gas neutralizador es ionizado para conformar un plasma. De esta forma se consigue aumentar la cantidad de colisiones de los electrones e iones negativos con el plasma neutralizador que dan lugar a partículas de carga neutra, frente a las que se conseguían en los neutralizadores de gas ( $D^- \rightarrow D^0$ ). Además, por medio de la implementación de este sistema, aunque aumentan las colisiones adversas ( $D^- \rightarrow D^+$ ,  $D^0 \rightarrow D^+$ ) que generan iones con carga en el seno del haz del NBI, no aumentan por el mismo factor que lo hacen las colisiones deseadas.

Por el contrario, la complejidad del dispositivo se vería incrementada puesto que debe añadirse un campo de confinamiento que prevenga las pérdidas de plasma por colisión con las paredes internas del dispositivo.

Un sistema que implementa este nuevo sistema de neutralización de cargas del haz es el BDPN (Beam driven plasma neutralizer), en el que se busca evitar el aumento de complejidad asociado a la adición de nuevos elementos al NBI, generando el plasma neutralizador a través del propio flujo del haz. Este dispositivo se propone como un método alternativo de mayor eficiencia que el neutralizador de gas convencional para los N-NBI.[9]

- Recuperación de la energía depositada en los RID (Residual Ion Dump). Otra opción para minimizar las pérdidas de energía asociadas a la neutralización es el dispositivo **ER** (Recuperador de energía del RID).

Este sistema no persigue a diferencia de los anteriores, mejorar la eficiencia del proceso de neutralización, ni aumentar la energía efectiva transmitida al plasma de total de energía consumida.

Sino que busca minimizar las pérdidas del proceso de neutralización reaprovechando gran parte de la energía cinética que se deposita en los RID, por medio de la deflexión de las partículas cargadas que se eliminan del flujo del haz del NBI.

Los iones cargados que se desvían mantienen su polaridad al colisionar con el RID, en el caso de los P-NBI por medio de un colector, se reaprovecha esta energía como fuente auxiliar para la fuente de iones en etapas anteriores del NBI. En el caso de los N-NBI la recuperación de energía conlleva una mayor dificultad técnica en su aplicación.

Mediante simulaciones de la trayectoria de las partículas se aproximado en un 95 % la cantidad de energía que se puede recuperar de la total depositada en los RID.[9]

### 6.3 Análisis de sistemas de neutralización convencionales Frente a la implementación de BDPN y ER

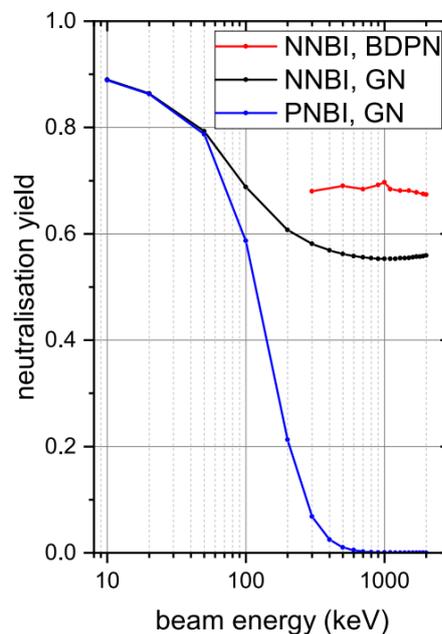
Las mejoras mencionadas en el apartado anterior frente a los NBI con neutralización por GN, se estudian en este apartado.

Se reintroduce la gráfica que anteriormente ha aparecido en este trabajo, en la que se justifica el uso de dispositivos de tipo N-NBI a partir de cierto nivel de energía del haz (entorno a los 100KeV), frente a la drástica caída en el rendimiento de neutralización en los dispositivos de tipo P-NBI a partir de dicho nivel.

Para valores de energía superiores a las 100 KeV, el rendimiento de neutralización se mantiene en un valor constante de 0,55 aproximadamente, mientras que para los P-NBI se desploma la curva del rendimiento. Se compara este resultado con el concepto de sustituir el método convencional de neutralización por GN a la neutralización del haz por el sistema BDPN expuesto en el apartado anterior, alcanzándose en este caso un valor constante para la curva superior.

La gráfica se ha modelado llevando a cabo una serie de hipótesis de rendimiento en las diferentes etapas de la línea del NBI, dichos valores en el entorno de los valores experimentales reales tomados en otros dispositivos.

La eficiencia que se extrae del modelado de la aplicación de un NBI para liberar un haz neutro de deuterio de 25 MW de potencia térmica en el reactor, en el caso de implementar un sistema de neutralización BDPN, es de 0,68 en el rango de energía del haz de entre 300 KeV y 2MeV. Suponiendo una notable mejora frente al modelo convencional de extendido uso en la actualidad.



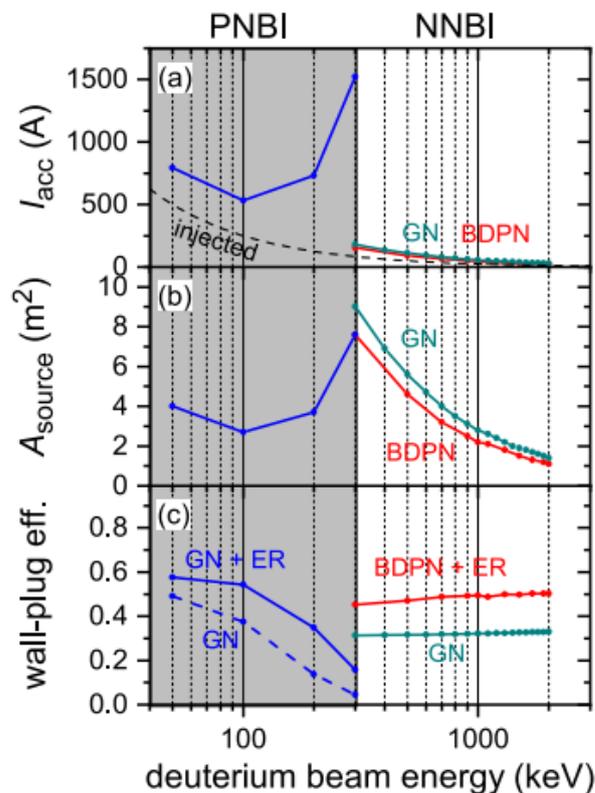
**Figura 6.1** Eficiencia de neutralización en función de la energía del haz [9] .

Rendimiento de neutralización frente a la energía del haz, para un haz de deuterio de 25 MW para P-NBI con GN, N-NBI con GN y N-NBI con BDPN.

A continuación, se realiza un análisis comparativo entre los dispositivos P-NBI y N-NBI convencionales, el N-NBI con BDPN y se introduce el impacto del sistema ER en la eficiencia. Por medio de tres variables de interés en la operación de los NBI, tanto desde el punto de

vista de la eficiencia como de la viabilidad técnica.

Puesto que ambos dispositivos trabajan en rangos de energía diferentes, la gráfica considera el N-NBI para un rango de energía a partir de 300 KeV y el P-NBI para un rango por debajo de dicho valor.



**Figura 6.2** Curvas de análisis del impacto de la implementación del BDPN y el ER frente a NBI convencional [9].

- En el primer tercio de gráfica se muestra la intensidad de corriente del plasma, diferenciando entre P-NBI y N-NBI, además entre el método convencional de neutralización y el que implementa el BDPN. Finalmente, se diferencia entre la corriente acelerada (línea continua) y la inyectada de forma efectiva en el toroide del reactor (línea de trazos). Podemos apreciar como para el P-NBI la curva de la corriente acelerada y la corriente inyectada divergen de forma notable conforme aumenta la energía del haz, mientras que en el caso del N-NBI ambas curvas divergen al aumentar la energía de trabajo del dispositivo.

La divergencia tan notable para el caso del P-NBI entre ambas curvas en su valor extremo de 300 KeV refleja el desplome en el rendimiento de neutralización que para dicho nivel de energía sufre el dispositivo.

También se observa que la implementación del sistema BDPN no se traduce en un impacto notable en el desarrollo de la curva frente al modelo convencional con GN.[9]

- El segundo tramo en orden descendente se muestra el área de la fuente de iones necesaria para extraer un haz de deuterio de 25 MW.

Para modelar este tramo se ha tomado como referencia en el caso del N-NBI, la solución tomada en el ITER, con un valor para dicha superficie aproximada de 2m<sup>2</sup>, valor fijado para 2 MeV de energía del haz.

El valor pico del área en ambas gráficas se encuentra en su frontera, es decir, para

valores intermedios del rango de energía del haz. Este valor pico llega hasta los 8m2 un valor excesivamente elevado que impone una restricción a la realización técnica del dispositivo.

Por lo que pese a representarse todas las curvas para valores intermedios de energía existe un rango de energía centrado en los 300 KeV que impone una restricción en el área de la fuente de iones que imposibilita su viabilidad técnica, es decir, actualmente no impracticable desarrollar dispositivos NBI que trabajen en ese rango de energía del haz.

Nuevamente se refleja en este tramo de la gráfica que el rango óptimo de energía de operación del P-NBI es inferior a 100 KeV y para el N-NBI en sus dos variantes se alcanza a partir de 1MeV.

- El tramo final analiza la eficiencia “Wall-Plug”, añadiendo al análisis el impacto que en la operación de ambas soluciones se extrae del sistema ER.

Para el modelo se toma un rendimiento de reaprovechamiento de energía cinética de las partículas del 95 % dato que se extrae mediante simulaciones de rastreo de las trayectorias de las partículas que se deflectan hacia los vertederos de electrones del flujo principal del NBI.

Se observa una mejora notable tanto para el P-NBI como para el N-NBI (uso conjunto de BDPN y ER) frente a los modelos convencionales al implementar el sistema ER. Siendo para el caso del P-NBI de entorno al 50 % para valores de energía por debajo de 100 KeV y para el caso del NBI con uso combinado de BDPN y ER entorno al 50 %. Se deduce de estos resultados la relevancia que podría tener el sistema ER para la viabilidad económica de la fusión nuclear, pues pese a no tener un impacto en la potencia que desarrolla NBI, tiene un fuerte impacto en la eficiencia global del dispositivo.[9]

## 6.4 Consideraciones de implementación de los NBI para diferentes funciones

Una vez analizadas las ventajas de añadir las mejoras a los métodos convencionales de neutralización e inyección del plasma y las diferencias de operación entre el P-NBI y el N-NBI.

En este apartado se analizan las consideraciones a tener en cuenta al implementar una solución u otra según las funciones que se busquen satisfacer mediante su operación.[9]

- NBI para impulsar la circulación del plasma(neutral beam current drive, NBCD). A través de la inyección tangencial del haz neutro en el toroide del reactor aumenta la distancia que los iones rápidos son capaces de recorrer. Cuanto mayor sea la energía que el NBI puede inducir a los iones rápidos, mayor es el número de ciclos que el plasma del reactor es capaz de completar. Para el caso del futuro reactor de fusión DEMO se están llevando a cabo simulaciones en las que se trabaja con un rango de energía del haz entre 1 MeV y 2 MeV.

Dada la sollicitación de energía del haz que este dispositivo impone y teniendo en cuenta la mencionado con anterioridad los dispositivos de tipo N-NBI suponen la única opción viable. También hay que mencionar que al comenzar el rango de energía de operación a partir de un 1 MeV el área necesaria en la fuente de iones del NBI sería pequeña e iría reduciéndose conforme se acercase a los 2 MeV. Por lo que en general la dimensión del dispositivo NBI sería baja, lo que supondría una mayor eficiencia en el impulso de la corriente al reducirse la longitud del NBI y una reducción en la potencia necesaria de operación del dispositivo.[9]

La función de impulsar la corriente de plasma en el reactor para un NBI se desarrolla durante la totalidad de la operación del reactor por lo que la potencia consumida para este fin conforma una variable crucial en la consecución de la viabilidad económica del proceso. En el caso del dispositivo N-NBI de ITER se prevé que el 50% de la energía eléctrica que se extraiga del proceso de fusión deba reinvertirse en su operación para cubrir la función de NBCD.

Por lo que en futuros de reactores en los que se persiga conseguir un proceso autosostenido de fusión que permita una extracción de energía viable desde el punto de vista de la rentabilidad económica, por medio de la implementación de dispositivos N-NBI para cubrir la función de NBCD será necesario hacer uso de todos los avances tecnológicos que permitan elevar el valor de la eficiencia “Wall-plug”. En el apartado anterior se menciono el uso combinado de BDPN y ER para aumentar el valor de dicha eficiencia.

- NBI para el control de temperatura. Uno de los objetivos de ITER será explorar el régimen de temperatura del plasma para el cual se pueda alcanzar un estado estable autosostenido a través de las reacciones de fusión que se produzcan. Por medio del control de temperatura y la inyección de combustible en el toroide del reactor se busca alcanzar los puntos óptimos de operación que permitan alcanzar dicho estado estable autosostenido deseado.

La problemática en el estudio de este rango de temperatura de operación del plasma reside en la no linealidad y las múltiples variables que componen el sistema.[9]

Por tanto, la cobertura de esta función por parte de los dispositivos NBI de momento requiere de experimentación para alcanzar un rango óptimo de operación, no obstante, se espera que la energía necesaria sea menor que para la función anterior de NBCD.

También dependerá de si la operación del NBI se llevará a cabo a de forma continua durante todo el periodo de trabajo del reactor, a través de la concatenación de múltiples transitorios o de forma conjunta con otro u otros NBIs.

El control preciso de la temperatura y la densidad del plasma será preciso durante los diferentes estados transitorios entre puntos de operación y mitigar la generación de impurezas. Será crítico efectuar un control por realimentación en rangos de temperatura inestables, para evitar la propagación de las inestabilidades que se produzcan en el seno del plasma y puedan detener la operación de este e incluso dañar los paneles internos del reactor.

En cualquier caso, la eficiencia Wall-Plug constituirá una variable igualmente esencial al caso anterior y el rango de energía necesario también será accesible únicamente por medio de la operación de dispositivos de tipo N-NBI.

- NBI para inducir la rotación del plasma. a través de operar los dispositivos NBI con el objetivo de inducir la rotación del plasma en el toroide se busca cubrir además otras funciones relacionadas como aumentar el tiempo de confinamiento del plasma o inducir el modo de trabajo H-mode. Puesto que el torque aportado al haz por e haz neutro aumenta al disminuir la energía del haz esta función sería a diferencia de las dos anteriores mejor cubierta trabajando con rangos de energía del haz inferiores. Es por ello que para la cobertura de esta función el uso de dispositivos P-NBI supondría la solución idónea.[9]
- NBI para calentamiento de plasma durante la etapa de encendido. en este apartado se analiza caso de un uso exclusivo del dispositivo NBI para cubrir la función de llevar al plasma del reactor a la temperatura de operación partiendo de un estado inicial del dispositivo apagado.

Algunos conceptos de diseño del futuro reactor DEMO abandonan la idea de implementar los dispositivos NBI para cubrir las funciones anteriormente mencionadas de control de temperatura e inyección de un flujo tangencial que impulse al plasma y lo

relegan a cometidos transitorios de encendido y comienzo de la operación del reactor. Depositándose la energía térmica en el plasma únicamente por medio de los dispositivos ECRH.

Sin embargo, se ha experimentado con escenarios en los que el calentamiento del plasma se efectúa únicamente mediante sistemas ECRH y surgen limitaciones de operación de los reactores al no poder para del modo de trabajo L-mode a H-mode. El cometido de los NBI en este caso sería aportar un flujo de energía complementario transitorio que facilitará este salto en el modo de confinamiento del plasma. En dicho caso, si el NBI solo cubriera etapas iniciales del proceso elevando la temperatura del plasma hasta un estado estable autosostenido de fusión, los dispositivos N-NBI introducirían al sistema una complejidad que no se vería justificada con la función a la que deben dar respuesta. Por lo que se debe explorar la idea de implementar dispositivos NBI para cubrir la etapa de transición entre el modo de confinamiento L-mode y el H-mode. Otra ventaja que introduciría el uso de estos dispositivos sería la fracción de energía aportada a los iones del plasma del reactor es mayor para el caso de haces de baja energía que para los haces de alta energía, esto podría ser particularmente interesante en las etapas iniciales en las que la temperatura de los electrones es relativamente baja.[9]

Como conclusión los P-NBI podrían tener el potencial de proveer la energía térmica necesaria en fases de iniciales y etapas de transición del modo de confinamiento en reactores en los que el control de temperatura y el impulso del plasma se regule a través del uso de dispositivos ECRH, con especial relevancia en etapas iniciales en las que la densidad y temperatura de los electrones en el plasma son relativamente bajas.

Además de esta nueva función actualmente en estudio, los NBI pueden cubrir de forma directa múltiples funciones como impulsar el plasma, inducir su rotación en el toroide o regular su temperatura que su vez afectan al confinamiento del plasma, la eficiencia global del reactor, la estabilidad del proceso y que finalmente repercuten en el objetivo de encontrar la fórmula para la viabilidad económica de la fusión nuclear como fuente de energía.

Será entonces la solución elegida un compromiso entre las restricciones que impone cada opción como la dificultad técnica que conlleva la implementación del N-NBI frente al P-NBI, el rango de energía de operación y la potencia que se espera estos desarrollen, combinadas con las ventajas de las nuevas tecnologías como el BDPN, el ER o la fotoneutralización. Prestando especial atención en el efecto que esta amalgama de ventajas, restricciones y dificultades tiene sobre las diferentes variables como la eficiencia de neutralización, la relación entre la corriente acelerada y la inyectada de forma efectiva en el toroide, la superficie de la fuente de iones, la energía necesaria para cubrir cada función de forma satisfactoria frente a la extraída de las reacciones de fusión y la eficiencia Wall-plug. También se debe tener en cuenta la afección que la adición de un dispositivo NBI causa en el proceso de producción del tritio en el interior del reactor, ya que al estar estos conectados de forma directa a la pared del toroide reducen la superficie disponible para los paneles de litio destinados a este cometido. [9]

## 7 Conclusión

---

A través de este proyecto se ha tratado de esbozar el estado del arte de la tecnología de los reactores de tipo tokamak, centrando su foco en el dispositivo de aporte adicional de energía termica y control de inestabilidades NBI.

Se ha analizado la relevancia que la implementación de este tipo de sistemas tiene a la hora de alcanzar mayores densidades en el plasma, tiempos de confinamiento, rotación en el plasma o control de inestabilidades entre otras funciones.

También se ha llevado a cabo un analisis de los dos tipos de dispositivos NBI, las ventajas e inconvenientes asociados a la implementación de ambos sistemas. Así como los casos en los que la implementación de uno u otro sistema esta justificada.

Se llega a la conclusión a la vista de los datos arrojados por la experimentación y los modelos de predicción de la operación de dispositivos futuros como ITER, que el NBI tiene una relevancia notable en el objetivo de la consecución de los objetivos de rendimiento energéticos marcados para la viabilidad económica de la fusión nuclear. Además destacar la relevancia que proyectos como IFMIF pueden alcanzar en la obtención de materiales que permitan temperaturas de operación mayores y los modelos de computación en la configuración de trayectorias del plasma en el reactor que permitan secciones transversales para la reacciones de fusión óptimas.

Finalmente, destacar que mediante la sofisticación de los sistemas de diagnósticos se pueden alcanzar modelos más fiables que permitan ajustar los parametros de operación.

Tras esta revisión bibliográfica quisiera destacar como a nivel mundial en la última decada se han impulsado todo tipo de proyectos para la consecución de la viabilidad económica de la fusión nuclear, tanto por medio del confinamiento inercial, como el confinamiento magnético u otras alternativas emergentes, ninguna de ellas mostrando una hegemonía frente a las otras. En el paradigma energético actual con la gran dependencia hacia los combustibles fósiles, la fusión nuclear podría suponer una revolución no solo en el plano tecnológico sino también en el plano social. No obstante, en vista de los datos estamos aún aparentemente lejos de alcanzar dicho cometido.



# Índice de Figuras

---

1.1	Emisiones de dióxido de carbono, metano, óxido nitroso y varios gases fluorados en los Estados Unidos desde 1990 hasta 2020 [5, 3]	1
1.2	Consumo de energía per cápita frente al índice de desarrollo humano [4]	3
1.3	Vista aérea de las instalaciones de ITER año 2020	3
2.1	Potential energy of a Deuterium-Tritium reaction as a function of their relative distance [11]	8
2.2	Cross section of various fusion reactions	9
2.3	Analogía del estado energético de la materia y el efecto tunel	13
2.4	Prototipo de acelerador lineal de IFMIF	15
3.1	Dispositivo ECRH de transmisión de energía a plasma por radio frecuencia frente al NBI	20
4.1	Scheme of NPA installed on the COMPASS Tokamak [8]	24
4.2	Neutrals background formation [8]	25
4.3	Scheme of a single Gaussian beam and beamlets parameters [8]	26
4.4	NBI profiles for the different beamlet divergences and in the different distances from the last grid are a result of all beamlets contributions [8]	27
4.5	Effective NBI parameters characterizing NBI as a single Gaussian beam as a function of the beamlet divergence, which is the beamlet model parameter [8]	28
4.6	Vertical beam cross sections of the NBI installed on the COMPASS tokamak based on the beamlet model, for beamlet divergences and the passing power [8]	29
4.7	Beam passing fraction through the COMPASS narrow beam duct [8]	30
4.8	Scheme of the additional thermal energy supplied by the NBI versus the losses suffered by the plasma [8]	32
4.9	Grafica modelo neo-alcator frente datos experimentales extraídos de la operación de COMPASS [8]	35
4.10	Dependencia entre la energía térmica $P_{in}$ y el tiempo de confinamiento de energía [8]	36
4.11	Comparación ambos modelos de predicción del tiempo de confinamiento de energía [8]	37
4.12	Modelo IPB98(y,2) frente a los datos experimentales [8]	38
4.13	Flujos de neutrales registrados durante operación del tokamak COMPASS por medio de descargas para el modo de confinamiento L-mode diferenciando entre NBI encendido y apagado [8]	41
4.14	Densidad y temperatura de electrones frente al incremento en la densidad del plasma, contrastando el caso operando con el NBI y sin el NBI [8]	42

4.15	Variación relativa en la temperatura de los iones del núcleo del plasma, de los electrones del núcleo del plasma y la densidad del plasma resultante de la operación del NBI para diferentes geometrías de la trayectoria toroidal del plasma en el reactor denotadas por formas geométricas como se especifica en la leyenda [8]	44
4.16	Variación relativa de la temperatura de los iones, electrones y densidad del plasma resultantes de la operación del NBI frente a la corriente del plasma $I_p$ [8]	45
4.17	Caida en la energía de colisión asociada al aumento en la velocidad de rotación del plasma ligado a la operación del NBI y respuesta en la cantidad de reacciones de fusión de núcleos de deuterio, ambas gráficas desarrolladas para diferentes valores de energía de servicio del NBI. [8]	46
4.18	Gráficas para la temperatura de los electrones del plasma ( $T_e$ ) y la densidad del plasma obtenidas durante la propagación de una inestabilidad de diente de sierra para un modo de confinamiento L-mode [8]	47
4.19	Evolución temporal del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para diferentes configuraciones de operación del NBI. [8]	48
4.20	Evolución del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para los reactores de tipo tokamak en función de la potencia de operación del dispositivo NBI [8]	48
4.21	Evolución del periodo de las inestabilidades de diente de sierra para el reactor COMPASS en función de la potencia termica auxiliar $P_{AUX}$ [8]	49
5.1	ITER HNB Beamline scheme [10]	52
5.2	Scheme of Ion source device [10]	54
5.3	Scheme of Neutralizer device [10]	56
5.4	Scheme of Residual Ion Dump (RID) device [10]	57
5.5	Scheme Beamline calorimeter device [10]	58
5.6	Scheme of NB Duct [10]	59
6.1	Eficiencia de neutralización en función de la energía del haz [9]	64
6.2	Curvas de analisis del impacto de la implementación del BDPN y el ER frente a NBI convencional [9]	65

# Bibliografía

---

- [1] *Lawson criterion*, 2021, [Online; accessed 04-May-2023].
- [2] *Nuclear fusion cross sections and reactivities*, 2021, [Online; accessed 04-April-2023].
- [3] *Descripción general de los gases de efecto invernadero*, 2022, [Online; accessed 04-May-2023].
- [4] *Human development index (hdi)*, 2022, [Online; accessed 04-May-2023].
- [5] *Climate change research*, 2023, [Online; accessed 04-May-2023].
- [6] *Essential climate variables introduction*, 2023, [Online; accessed 04-May-2023].
- [7] *Neutral-beam injection*, 2023, [Online; accessed 04-May-2023].
- [8] K. Bogár, *Doctoral thesis additional plasma heating of tokamak plasma by powerful beam of deuterium atoms on the compass tokamak*, 2021.
- [9] G. Starnella U. Fantz C. Hopf, G. Starnella, *Neutral beam injection for fusion reactors: technological constraints versus functional requirements*, Max Planck Institute for Plasma Physics, 2021.
- [10] Boilson D. Blatchford P. Palma M. D. Chitarin G. de Esch H. P. L. Geli F. Dremel M. Graceffa J. Marcuzzi D. Serianni G. Shah D. Singh M. Urbani M. Zaccaria P. Hemsworth, R. S., *Overview of the design of the iter heating neutral beam injectors*, vol. 19, issue 2 ed., New Journal of Physics, 2017.
- [11] A. G. Peeters, *The physics of fusion power*, 2008.
- [12] Wolfgang Picot, *Fusión por confinamiento magnético con tokamaks y estelators*, 2021, [Online; accessed 04-May-2023].

**Enlaces a los documentos y fuentes de la bibliografía**

- [1] [https://en.wikipedia.org/wiki/Lawson\\_criterion](https://en.wikipedia.org/wiki/Lawson_criterion)
- [2] <https://scipython.com/blog/nuclear-fusion-cross-sections/>
- [3] <https://espanol.epa.gov/la-energia-y-el-medioambiente/descripcion-general-de-los-gases-de-efecto-invernadero>
- [4] <https://hdr.undp.org/data-center/human-development-index#/indicies/HDI>
- [5] <https://www.epa.gov/climatechange-science>
- [6] <https://data.unep.org/climate/ecv-introduction>
- [7] [https://en.wikipedia.org/wiki/Neutral\\_beam\\_injection](https://en.wikipedia.org/wiki/Neutral_beam_injection)
- [8] [https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6\\_alum\\_us\\_es/EcHUV286Pf1MiGGDUcjugw4BK...e=en3TyK](https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6_alum_us_es/EcHUV286Pf1MiGGDUcjugw4BK...e=en3TyK)
- [9] [https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6\\_alum\\_us\\_es/EekE5c8UAD5Fih-6VCoYYqEBDeRITdgNRrcaL908ymaX0w?e=XgCGad](https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6_alum_us_es/EekE5c8UAD5Fih-6VCoYYqEBDeRITdgNRrcaL908ymaX0w?e=XgCGad)
- [10] [https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6\\_alum\\_us\\_es/EaDKnMgqr2ZBjCE7P7bQypkBS...ouvzUCncDZUIUTTA?e=BJPY7B](https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6_alum_us_es/EaDKnMgqr2ZBjCE7P7bQypkBS...ouvzUCncDZUIUTTA?e=BJPY7B)
- [11] [https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6\\_alum\\_us\\_es/ERO7xLR5TdRCmSzhe8gsYC4Bh...Q?e=aHHhBn](https://uses0-my.sharepoint.com/:b:/g/personal/javgarfer6_alum_us_es/ERO7xLR5TdRCmSzhe8gsYC4Bh...Q?e=aHHhBn)
- [12] <https://www.iaea.org/es/energia-de-fusion/fusion-por-confinamiento-magnetico-con-tokamaks-y-estelators>