

# UNIVERSITÀ DEGLI STUDI DI PADOVA

Dipartimento di Fisica e Astronomia “Galileo Galilei”

Corso di Laurea in Fisica

Tesi di Laurea

Studio di transizioni al regime ad alto confinamento

del plasma di JET tramite analisi analitica del

bilancio di potenza

Relatore

Prof. Tommaso Bolzonella

Correlatore

Dr. Pietro Vincenzi

Laureando

Anna Garbo

Anno Accademico 2021/2022



# Indice

<b>1</b>	<b>Introduzione alla fusione nucleare</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Metodi di confinamento del plasma</b>	<b>3</b>
2.1	Macchine Tokamak . . . . .	4
2.2	Confinamento nelle macchine Tokamak . . . . .	5
<b>3</b>	<b>Confinamento dell'energia del plasma e transizione di regime</b>	<b>7</b>
3.1	Regime di confinamento L . . . . .	7
3.2	Regime di confinamento H . . . . .	7
3.3	Transizione di regime L-H . . . . .	8
<b>4</b>	<b>Transizioni L-H con gas diversi a JET</b>	<b>11</b>
4.1	Il tokamak JET . . . . .	11
4.2	Transizioni L-H con isotopi di idrogeno (H) ed elio (He) . . . . .	12
<b>5</b>	<b>Conclusioni</b>	<b>15</b>



# Sommario

In questo lavoro di tesi viene discussa la fisica della transizione al regime di trasporto di energia e particelle del plasma detto ad alto confinamento “H” nella macchina tokamak JET. JET è la macchina sperimentale europea di punta che studia plasmi confinati magneticamente ad alte temperature con l’obbiettivo di trovare soluzioni per futuri reattori in grado di produrre elettricità. Per questo motivo viene approfondito lo studio dei plasmi, fluido composto da ioni ed elettroni che presenta un comportamento globalmente neutro. Si riporta un metodo che permette di confinare l’energia di questo gas per portarlo alla temperatura sufficiente per ottenere le reazioni di fusione. A questo proposito si descrive il confinamento magnetico in una struttura toroidale che risulta particolarmente efficace in termini energetici. La struttura toroidale che viene trattata in questa tesi è il tokamak, caratterizzato da un campo magnetico toroidale e da un campo magnetico poloidale. In questo tipo di struttura vengono identificati diversi regimi di trasporto dell’energia dei plasmi, qui si discuterà: il modo L corrispondente al regime naturale di confinamento; il modo H che comporta un regime di confinamento di trasporto di energia di particelle migliorato. Ciò che rimane tutt’ora oggetto di studio è la fisica della transizione per passare da modo L a modo H, tematica approfondita in questa tesi. Nell’ultimo periodo JET viene utilizzato per fare degli esperimenti specifici in funzione dei futuri esperimenti su ITER. ITER è il tokamak ancora in costruzione che si propone di simulare le condizioni di un reattore da fusione. Si mostrano inoltre i risultati ottenuti rispetto all’individuazione di un criterio che descriva la transizione al regime ad alto confinamento, evidenziando le dipendenze dai principali parametri del plasma. Successivamente vengono riportati i risultati di alcune campagne di JET. Si mostra dunque come il passaggio al modo H venga influenzato e cambi rispetto al tipo di specie atomica che compone il gas. Questi studi sono fondamentali per prevedere il comportamento del plasma per le diverse fasi di sperimentazione di ITER, in particolare negli esperimenti della fase pre-fusionistica dove verranno utilizzati plasmi in H e He.



# Capitolo 1

## Introduzione alla fusione nucleare

Perché la fusione nucleare [1] si presenta come valida fonte di energia per un reattore che produca elettricità?

L'energia prodotta attraverso la reazione di fusione, si propone come alternativa credibile all'energia prodotta con combustibili fossili.

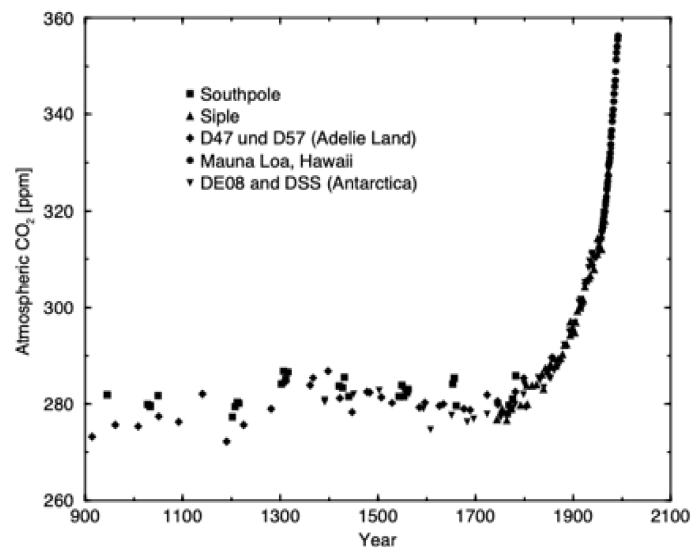


Figura 1.1: Contenuto di  $CO_2$  nell'aria nell'ultimo millennio [1].

La produzione e la combustione di questi ultimi presenta numerosi svantaggi. In primo luogo le riserve sono finite. Analizzando l'attuale consumo medio mondiale di energia e il continuo crescere della popolazione umana, si può prevedere un raddoppio dei consumi pro-capite in termine di energia nei prossimi cinquant'anni. La combustione di questi materiali è inoltre la principale causa dell'emissione di  $CO_2$ , la quale crea uno schermo nell'atmosfera per i raggi infrarossi riflessi dalla terra dando luogo ad un incremento della temperatura nel pianeta. Si può vedere chiaramente dal grafico in 1.1, come la quantità di  $CO_2$  stia aumentando esponenzialmente dall'inizio della prima rivoluzione industriale.

Come alternativa a questo metodo sono state trovate due principali tipologie di sorgenti: le sorgenti rinnovabili e l'energia nucleare.

Le fonti rinnovabili sono una soluzione attraente ma al momento solamente parziale al problema energetico, poiché non riuscirebbero a soddisfare totalmente il fabbisogno energetico mondiale e molte di loro funzionano solo ad intermittenza (in maniera non continuativa) in base alle condizioni atmosferiche.

L'energia nucleare invece si presenta come sostituta dei combustibili fossili valida in termini di riduzione delle emissioni di  $CO_2$ . Esistono due tipi di reazioni nucleari sfruttabili: la fissione e la fusione nucleare.

La fissione nucleare come sorgente di energia elettrica è il metodo che è stato largamente utilizzato nel XX secolo. Grazie ad esso si riesce ad ottenere una considerevole quantità di energia. Lo svantaggio più importante dei reattori a fissione è la produzione di scorie radioattive che devono essere stoccate per un periodo di tempo molto lungo rispetto alla durata della vita umana. Inoltre gli incidenti di Chernobyl e Fukushima hanno portato ad una grossa sfiducia verso questo tipo di impianti.

La fusione nucleare potrebbe risultare vantaggiosa per diverse motivazioni :

1. la reazione di fusione prevede l'utilizzo del deuterio e del trizio, due isotopi dell'idrogeno, facilmente ricavabili da elementi naturali. Infatti il deuterio si può ricavare facilmente dall'acqua del mare, mentre il trizio si può ricavare tramite bombardamento con fasci di neutroni dal litio, presente in grande quantità sulla terra;
2. in secondo luogo, deuterio e litio non sono radioattivi, mentre il trizio ricavato dal litio viene prodotto e stoccato all'interno della centrale da fusione. Infine si stanno studiando materiali da utilizzare per costruire un reattore a fusione che, anche se attivati dai neutroni che escono dal plasma, si mantengano debolmente radioattivi per tempi medi di massimo 50-100 anni, molto inferiore ai tempi di decadimento delle scorie da fissione nucleare;
3. rispetto alle altre sorgenti, a parità di energia prodotta la quantità di materiali combustibili utilizzata è minima, come si può verificare nella tabella 1.1.

Di conseguenza si può affermare che la fusione nucleare è attraente come fonte di energia per le necessità future. Per questo motivo, in Europa e in molti altri paesi, si studia la fusione nucleare con l'obiettivo di costruire una centrale elettrica a fusione nei prossimi decenni. Uno dei filoni più attivi riguarda il confinamento magnetico di plasmi ad alta temperatura, di cui parla questa tesi.

METHOD	ANNUAL FUEL CONSUMPTION FOR 1000 MW, el. (typical size of a single large electric power plant)
Coil	2 700 000 tonnes
Oil	1 900 000 tonnes
Fission	28 tonnes of U
Fusion	100 kg D and 150 kg T

Tabella 1.1: Energia prodotta rispetto alla quantità di fonte utilizzata, confronto tra diverse fonti [1].



## Capitolo 2

# Metodi di confinamento del plasma

Il principale problema dell'applicazione della fusione nucleare è poter realizzare concretamente un reattore che permetta lo sfruttamento dell'energia da fusione in modo stabile.

La ricerca sulla fusione nucleare si è sviluppata a partire da metà del secolo scorso. Ad oggi sono stati pensati due principali metodi di confinamento del plasma a fini fusionistici [2]: il confinamento inerziale e il confinamento magnetico.

Entrambi devono soddisfare un criterio di ignizione, ossia raggiungere determinate condizioni affinché inizi la reazione di fusione e poi si alimenti autonomamente con l'energia prodotta. Il criterio di ignizione è definito dal triplo prodotto  $n \cdot \tau \cdot T$  ossia la quantità di carburante, rappresentato dalla densità  $n$ , che deve essere confinata per un tempo minimo  $\tau$ , ad una temperatura sufficientemente alta  $T$  affinché le reazioni di fusione si auto-sostengano.

In questa tesi verrà approfondito il metodo di confinamento magnetico dei plasmi.

L'energia viene liberata attraverso la reazione di fusione che avviene all'interno del plasma: il plasma è un gas ionizzato, in questo caso ad altissime temperature, che mostra un comportamento globalmente collettivo (similmente ad un fluido).

Il confinamento magnetico si basa sulla forza di Lorentz che costringe le particelle ad un moto elicoidale attorno alle linee del campo magnetico.

Un problema di questo tipo di confinamento è che il campo magnetico confina il moto delle particelle solo nella direzione perpendicolare a sé stesso ma non ha influenza sulle particelle che hanno un vettore velocità parallelo al campo. Le particelle con velocità parallela al campo magnetico non sono quindi confinate, e danno origine a perdite chiamate "end losses" nelle configurazioni lineari (cilindriche).

In una struttura cilindrica costituita da un solenoide, una soluzione risulta quella di aumentare il campo magnetico alla fine della struttura dando così luogo alla forza

$$F = -\mu \frac{dB_z}{dz} \quad (2.1)$$

dove è il momento magnetico e  $z$  è l'asse del cilindro nonché direzione del campo magnetico. In questo modo la velocità perpendicolare a  $z$  aumenta mentre quella parallela diminuisce all'avvicinarsi alle estremità del solenoide. Si ottimizza questo principio nelle cosiddette macchine a specchio magnetico, dove si sfrutta il momento magnetico della particella per fare in modo che questa inverta il suo moto alla fine del solenoide. Questi macchinari in ogni caso sono usciti dallo scenario della fusione, perché si è visto che non si riusciva ad eliminare del tutto il problema delle end losses.

Attualmente si sfruttano invece esperimenti con strutture toroidali, in cui le linee di campo magnetico si chiudono su loro stesse, evitando il problema delle end losses nei sistemi lineari.

L'azione del campo magnetico sul plasma bilancia la forza espansiva dovuta alla pressione del plasma. Esiste infatti un limite massimo di pressione cinetica che può essere confinata per un fissato campo magnetico  $B$ .

Un limite al confinamento del plasma risulta quello causato dalle turbolenze nel plasma e dall'aumento del trasporto di energia e particelle generato da queste.

## 2.1 Macchine Tokamak

Tra le configurazioni toroidali la struttura più utilizzata è il tokamak [2], nel quale si utilizza un forte campo magnetico principalmente toroidale per confinare il plasma. La struttura toroidale ha raggio (“maggiore”)  $R$ , mentre la colonna di plasma ha un raggio (“minore”)  $r$ .

Più dettagliatamente nei tokamak ci sono 3 componenti del campo magnetico, come mostrato in fig. 2.1:

1.  $B_t$  (o  $B_\phi$ ) che consiste nel campo magnetico toroidale, generato dalle bobine attorno al plasma;
2.  $B_p$  (o  $B_\theta$ ) che consiste nel campo magnetico poloidale, concentrico alle bobine, che viene generato dalla corrente di plasma stessa;
3.  $B_v$  che consiste nel campo magnetico verticale, generato da bobine esterne per stabilizzare il plasma.

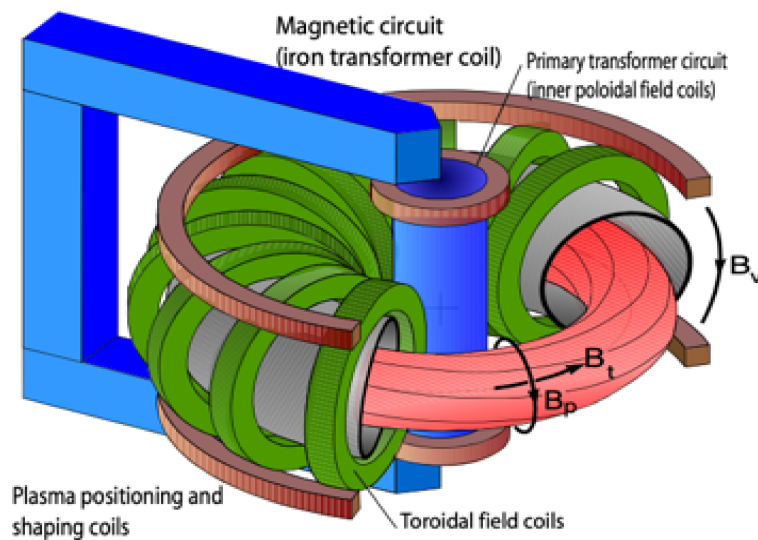


Figura 2.1: Diagramma schematico di un tokamak, e dei suoi campi magnetici.

Attraverso queste grandezze si definisce il fattore di sicurezza  $q$ :

$$q = \frac{rB_\theta}{RB_\phi} \quad (2.2)$$

Questo rapporto indica il numero di giri toroidali per ogni giro poloidale compiuto da una linea di campo, ossia indica “quanto elicoidale” risulta il campo magnetico. Viene definito fattore di sicurezza perché quando corrisponde ad un numero razionale, le linee di campo possono

essere soggette a instabilità risonanti legate alla magnetoidrodinamica che causano un forte peggioramento del confinamento.

Il moto del plasma non può essere semplicemente riassunto come la somma del moto delle singole particelle, infatti bisogna tenere conto delle instabilità dovute al plasma. A causa di queste instabilità, devono essere inserite delle apposite bobine magnetiche di controllo.

All'interno di questi macchinari è necessario tenere conto anche di un altro aspetto: il contatto diretto tra il plasma e la parete è da minimizzare perché potrebbe dare luogo ad una immissione di particelle dal muro al plasma ("impurezze"). Queste impurezze entrano nel plasma e assorbono molta energia raffreddando il plasma.

Nei tokamak, per ovviare a questo problema si sfrutta il meccanismo seguente: all'interno del fluido di plasma si creano delle superfici magnetiche concentriche che sono caratterizzate dall'aver lo stesso flusso di campo magnetico, sulle quali le particelle di plasma rimangono confinate. Oltre la superficie chiusa più esterna, detta last closed flux surface (LCFS), la topologia del campo magnetico è caratterizzata da linee di campo aperte che incontrano il cosiddetto "divertore", una zona dove viene concentrata l'interazione tra le particelle che escono dal plasma con la superficie interna del tokamak.

L'utilizzo dei materiali più adeguati per sostenere le interazioni tra plasma e parete, soprattutto nella zona del divertore, risulta attualmente uno degli obiettivi primari della ricerca nel campo fusionistico.

## 2.2 Confinamento nelle macchine Tokamak

Per riscaldare il plasma [3] alle temperature richieste dal criterio di ignizione (decine di keV, dove 1 eV corrisponde a circa  $10^4$  K), negli esperimenti vengono principalmente utilizzate la potenza ohmica e la potenza fornita da sistemi addizionali tramite iniezione di onde elettromagnetiche o fasci di particelle neutre (NBI, neutral beam injection).

Per i sistemi di potenza addizionale a onde elettromagnetiche principalmente si utilizzano 3 intervalli di frequenze:

1. l'intervallo della frequenza di risonanza ciclotronica ionica (ICRH, ion cyclotron resonance heating);
2. l'intervallo di frequenza ibrido ("lower hybrid") ;
3. l'intervallo di frequenza di risonanza ciclotronica elettronica (ECRH, electron cyclotron resonance heating).

In un reattore in condizioni di ignizione, dopo che viene iniettata la potenza sufficiente per iniziare la reazione di fusione, la potenza che scalda il plasma sarà esclusivamente quella delle particelle  $\alpha$  create dalla reazione stessa.

Il tempo di confinamento dell'energia consiste nel tempo tipico in cui l'energia rimane confinata nel plasma. Questo dipende dal regime di confinamento raggiunto, dalla potenza iniettata nel plasma e da alcuni fattori ingegneristici legati alle caratteristiche della macchina.

Il metodo di confinamento attualmente più studiato e più promettente per un futuro reattore consiste nel cosiddetto "H-mode" (high confinement mode) ossia il regime di alto confinamento. Questo regime si differenzia dal normale regime di confinamento (chiamato a posteriori "L-mode" (low confinement mode), o regime a basso confinamento) in cui si trovano i plasmi quando non sufficientemente riscaldati.

Argomento di questa tesi è quello di studiare la fisica del confinamento del plasma e in particolare di confrontare le stime di potenza necessaria da accoppiare al plasma per passare da L-mode a H-mode, come illustrato nei prossimi paragrafi.

## Capitolo 3

# Confinamento dell'energia del plasma e transizione di regime

Si procede ora analizzando le caratteristiche di questi regimi di confinamento e la transizione tra i due regimi.

### 3.1 Regime di confinamento L

Il “Low confinement mode” (“L-mode” o “modo L”) consiste nel regime naturale di confinamento magnetico [7] del plasma osservato nelle macchine tokamak. Lo si osserva sotto la soglia di potenza addizionale accoppiata al plasma per cui si ottiene la transizione al regime ad alto confinamento (“H-mode” o “modo H”) che verrà approfondito successivamente.

Storicamente è il primo regime di confinamento osservato sperimentalmente [4].

Per descrivere le proprietà del plasma si sono formulate alcune leggi di scala del tempo di confinamento e della potenza di soglia dal modo L al modo H. Si è quindi evidenziato come la potenza necessaria a passare da un regime all'altro dipenda da parametri come ad esempio campo magnetico e le dimensioni del plasma. Queste leggi vengono ricavate attraverso metodi statistici, per lo più attraverso il metodo della regressione, raccogliendo i dati degli esperimenti eseguiti nelle varie macchine tokamak in un unico grande database [9].

La legge ricavata per il tempo di confinamento in modo L [11] risulta:

$$\tau_E = 6.4 \cdot 10^{-8} \kappa^{0.50} I_p^{1.00} P_{heat}^{-0.50} a^{-0.37} R^{1.75} \quad (3.1)$$

Dove  $\kappa$  è il parametro di elongazione del plasma,  $I_p$  la corrente di plasma da cui il tempo di confinamento dipende linearmente,  $P_{heat}$  la potenza utilizzata per riscaldare il plasma che presenta un esponente negativo, indice del fatto che un eccesso di potenza riduce il tempo di confinamento, infine  $a$  e  $R$  caratterizzano le dimensioni del plasma, essendo rispettivamente raggio minore e raggio maggiore. Si noti come un raggio minore più piccolo e un raggio maggiore più grande aumentino il tempo di confinamento dell'energia.

### 3.2 Regime di confinamento H

Il “High confinement mode” (“H-mode” o “modo H”) è un regime di confinamento in cui il plasma risulta avere un migliore confinamento dell'energia rispetto al modo L [4].

È caratterizzato da instabilità magneto-idrodinamiche localizzate a bordo plasma, chiamate “Edge Localized Modes”, ELMs, che periodicamente deteriorano il confinamento [3].

Il modo H venne scoperto dal Dr. Fritz Wagner e il team del tokamak ASDEX nel 1982 [5, 6]. Il plasma nello stato L-mode, l'unico allora conosciuto, non dava i risultati sperati per ottenere un plasma che fosse sufficientemente caldo e utilizzabile in prospettiva per un reattore a fusione. Inoltre, aumentando la potenza di riscaldamento si notava una riduzione del confinamento (si veda eq. 3.1) e grosse instabilità di plasma. Nell'esperimento ASDEX nel 1982, si osservò però che aumentando la potenza accoppiata al plasma oltre una certa soglia portava a quella che si può intuitivamente definire una riorganizzazione del plasma con migliori proprietà di confinamento. Questo fu possibile grazie all'utilizzo di un sistema NBI per il riscaldamento del plasma. Questo nuovo regime di confinamento, chiamato poi appunto modo H, risultò avere un tempo di confinamento aumentato di circa un fattore 2 rispetto al modo L. Questo confinamento migliorato è associato alla presenza di un cosiddetto piedistallo a bordo plasma, ossia un forte gradiente di pressione nella zona esterna del plasma che funge da "isolante". Da questa scoperta si sono susseguiti una serie di studi per caratterizzare il modo H e per comprendere il passaggio di stato del plasma da modo L a modo H .

La legge ottenuta per il tempo di confinamento in modo H [12] risulta:

$$\tau_E = 6.25 \cdot 10^{-10} I_p^{0.80} B_\phi^{0.32} n_e^{0.39} P_{loss}^{-0.66} a^{0.95} R^{1.17} \quad (3.2)$$

dove le quantità utilizzate vengono illustrate nel precedente paragrafo e vediamo che risulta un andamento quasi lineare con la corrente di plasma,  $B_\phi$  è il campo toroidale,  $n_e$  la densità elettronica,  $a$  ed  $R$  corrispondono rispettivamente a raggio maggiore e a raggio minore;  $P_{loss} = P_{heat} - \frac{dW}{dt}$  dove  $P_{heat} = P_{ohm} + P_{aux}$  invece corrisponde alla potenza utilizzata per riscaldare il plasma in condizioni stazionarie, tramite la correzione  $-\frac{dW}{dt}$ , dove  $W$  è l'energia del plasma.

Il tempo di confinamento dipende da  $P_{loss}$  con esponente negativo, questo indica che aumentare la potenza arbitrariamente non consentirà una maggiore stabilità del plasma, analogamente al modo L.

Si riporta inoltre in fig. 3.1 il caratteristico profilo radiale della pressione del plasma in modo L e H. Si può notare la presenza dell'edge pedestal, il piedistallo con forte gradiente radiale a bordo plasma in modo H. Il piedistallo presenta un gradiente sia di temperatura sia di densità a bordo plasma, che generano il miglioramento del tempo di confinamento grazie alla soppressione di alcune instabilità locali presenti nel modo L. Il meccanismo che spiega la formazione dei piedistalli si basa sulla formazione di un campo elettrico radiale, che presenta una zona di minimo al bordo del plasma. L'interazione di questo campo elettrico con il campo magnetico confinante genera una forza che produce uno shear di rotazione delle particelle a bordo plasma che riduce la turbolenza e il trasporto radiale [9].

### 3.3 Transizione di regime L-H

Operare in H-mode è importante per poter ottenere alte prestazioni. Gli attuali esperimenti sono progettati per ottenere il regime di confinamento H. Con un approccio simile a quello seguito per la legge di scala globale del tempo di confinamento, si compiono degli studi di transizione da modo L a modo H (transizione L-H) per determinare quali sono i parametri chiave per ottenere il modo H.

La potenza di transizione  $P_{L-H}$  corrisponde ad una determinata quantità di  $P_{loss}$ , grandezza che può variare rispetto a diversi parametri. Una volta fissato l'istante  $t$  in cui avviene la transizione si può osservare come varia  $P_{L-H}$  rispetto alle altre quantità.

La dipendenza della legge di scala di potenza da accoppiare al plasma necessaria al passaggio di regime (" $P_{L-H}$ ") [9] rispetto alle altre quantità variabili viene formulata tramite metodi statistici utilizzando un database che contiene i dati di tutte le scariche eseguite nei vari esperimenti nel

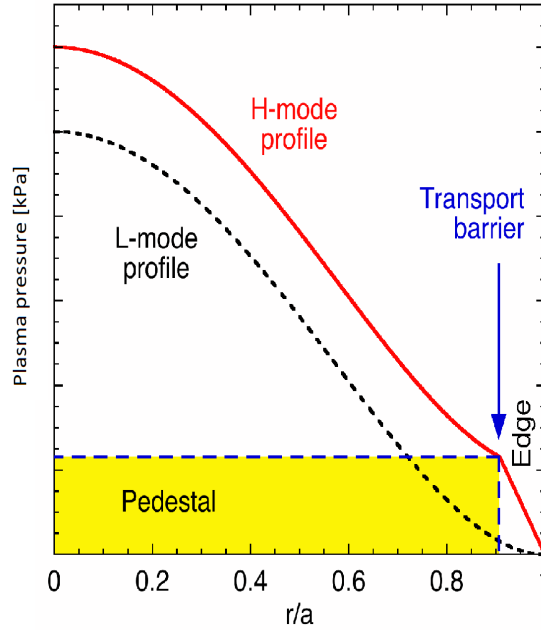


Figura 3.1: Profilo di pressione a bordo plasma in funzione del raggio di plasma normalizzato ( $\frac{r}{a} = 0$  a centro plasma,  $\frac{r}{a} = 1$  a bordo plasma). Confronto tra modo L e modo H [13].

tempo. Si ottiene un campione statistico da cui si possono dedurre le leggi di scala attraverso la regressione lineare.

Tra le instabilità magneto-idrodinamiche che caratterizzano il plasma ne esiste una molto comune nei plasmi tokamak chiamata instabilità a “denti di sega” o “sawteeth”. Essa si caratterizza come una caduta ciclica della temperatura a centro plasma ogni volta che il safety factor  $q$  scende sotto 1. Ad ogni ciclo, si genera quindi un’onda di calore che dal centro del plasma si propaga al bordo. In alcuni casi, quando la potenza accoppiata al plasma è appena sotto la soglia necessaria per passare in modo H, una sawtooth può contribuire al passaggio dal modo L al modo H. Infatti si è osservato che il parametro importante nella transizione L-H è la potenza che dal plasma esce dalle LCFS (last closed flux surface), legata alla potenza accoppiata al plasma ma non necessariamente uguale. Questa soglia di potenza viene raggiunta più facilmente se arriva del calore dal centro plasma dovuto ad un sawteeth.

Si riporta ora “ITPA scaling 2008” [14] ossia la più recente legge di scala globale della potenza di soglia per la transizione L-H ricavata analizzando i dati dal campione statistico citato sopra, riguardo esperimenti effettuati negli ultimi 40 anni, valida per plasmi di deuterio.

$$P_{L-H} = 0.049 \cdot n_e^{0.72} B_\phi^{0.8} S^{0.94} \quad (3.3)$$

Si osserva che la potenza di soglia ( $P_{L-H}$ ) dipende linearmente dalla densità elettronica e dal campo magnetico. Inoltre studiando plasmi di gas diversi, in particolare isotopi dell’idrogeno si è visto che la potenza  $P_{L-H}$  dipende dal gas utilizzato.

Risulta inoltre che la potenza di soglia per l’accesso al modo H per l’idrogeno è circa due volte maggiore rispetto alla potenza di soglia per il deuterio [9].

Negli esperimenti nel tokamak ASDEX-U si trova che  $P_{L-H}$  è uguale per  $He$  e  $D$ , anche se la maggior parte degli esperimenti indica che la potenza di soglia per l'elio è dal 20% al 40% maggiore rispetto al deuterio [9].

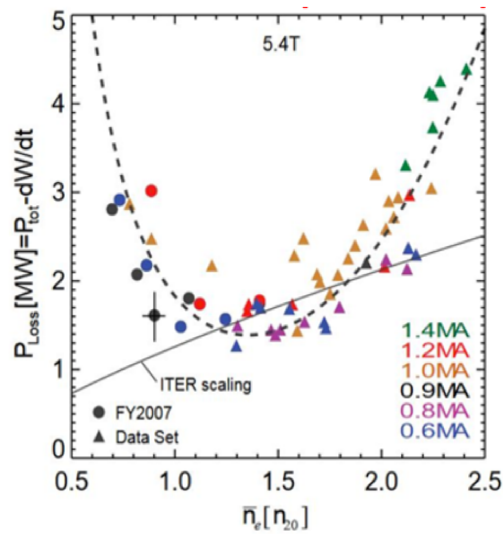


Figura 3.2: Esempio della dipendenza della potenza di soglia ( $P_{loss}$ ) dalla densità elettronica ( $n_e [10^{20} m^{-3}]$ ), nel tokamak Alcator C-Mod. Si può notare come la curva segua un andamento non lineare, dunque è possibile individuare un minimo della potenza di soglia nella densità [15].

Nel passaggio da modo L a H la densità elettronica ricopre un ruolo determinante. Si è notato che esiste una densità a cui la potenza per entrare in modo H è minima e viene quindi chiamata densità minima,  $n_{e,min}$ .

Nel grafico presentato in fig. 3.2 possiamo vedere la dipendenza della potenza di soglia L-H ( $P_{loss}$  alla transizione L-H nel grafico) che permette di individuare una regione di densità in cui  $P_{loss}$  è minima. Il range di densità più alto di  $n_{e,min}$  (high density branch) è stato il primo studiato storicamente, poiché inizialmente non si riuscivano a realizzare transizioni in modo H a densità basse. Densità minori di  $n_{e,min}$  appartengono al “low density branch”, e richiedono una potenza superiore per passare in modo H. L’interpolazione lineare nel grafico 3.2 si riferisce alla legge di scala “ITER scaling” (ITPA 2008) valida solamente per l’high density branch, che è quasi lineare nella densità [8].



## Capitolo 4

# Transizioni L-H con gas diversi a JET

### 4.1 Il tokamak JET

Il tokamak JET [16] è l'esperimento più grande per quanto riguarda il programma di fusione Europeo, come si può vedere in fig. 4.1, che mostra l'interno dell'esperimento. Si trova nel Culham Centre for Fusion Energy in UK. Al centro di JET abbiamo un campo magnetico fino a  $4 T$  e una corrente di plasma fino a  $5 MA$ . Nella tipica configurazione si ha il raggio minore di  $r = 0.9 m$  e il raggio maggiore di  $R = 3 m$  per un volume totale di plasma di  $V = 90 m^3$ . Dal 2011 il muro più interno che si affaccia al plasma è stato modificato sostituendo il carbonio con berillio e tungsteno, in analogia con ITER (ITER-Like Wall, "ILW").

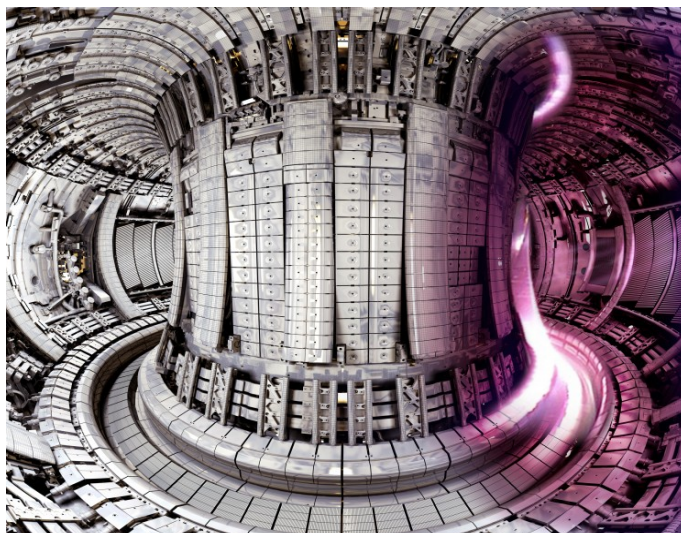


Figura 4.1: Tokamak JET [16].

ITER [19], (fig. 4.2) è un esperimento in costruzione in Francia frutto della collaborazione di 35 nazioni. Ha come obiettivo la costruzione di una macchina in grado di produrre maggiore energia rispetto a quella utilizzata per scaldare il plasma. Viene progettata anche per mantenere la fusione per lunghi periodi di tempo. Per questo vengono testate condizioni simili in diversi esperimenti in Europa e nel mondo, come ad esempio la costruzione del muro in JET, in cui si utilizzano materiali metallici al posto della graffite.

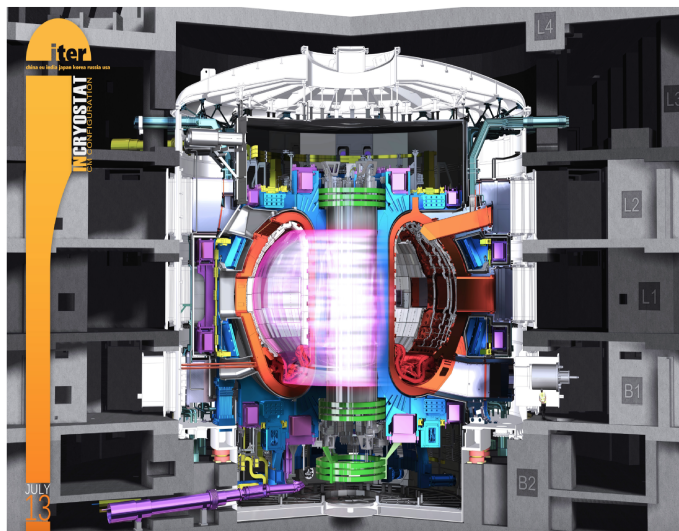


Figura 4.2: Tokamak ITER [19].

La scelta del tungsteno per il divertore e del berillio e tungsteno per il muro della camera da vuoto, è stata presa infatti per costruire una struttura simile ad ITER.

Altre caratteristiche importanti di JET sono:

1. un sistema di riscaldamento composto da NBI (34 MW) e ICRH (10 MW);
2. la possibilità di lavorare con gas di trizio, attualmente è l'unico TOKAMAK in grado di eseguire questa operazione;
3. capacità di interventi da remoto all'interno della camera da vuoto senza la necessità di un intervento umano.

JET ha inoltre sviluppato vari metodi per mitigare le instabilità di plasma, quali le ELMs o le "disruption", cioè improvvise perdite di confinamento del plasma.

Il plasma deuterio-trizio produce maggiore potenza da fusione, perciò verrà utilizzato come plasma per gli impianti da fusione e nella seconda fase di operazioni in ITER. Attualmente gli altri esperimenti operano principalmente con plasmi di solo deuterio o idrogeno.

JET negli ultimi anni ha lavorato con plasmi in trizio e deuterio-trizio, con risultati molto importanti, tra cui il record nel 2021 di energia prodotta da un plasma fusionistico [17].

## 4.2 Transizioni L-H con isotopi di idrogeno (H) ed elio (He)

In questa sezione viene approfondito l'andamento della potenza di transizione in base al tipo di gas presente nel plasma: caratterizzare e capire la potenza di soglia L-H rimane uno degli obiettivi principali in JET per preparare gli esperimenti in ITER, da quando è stato costruito il muro con gli stessi materiali. Infatti in JET si è visto come il tipo di metallo che componeva il muro più interno della struttura, abbia influito sul punto di transizione L-H [10].

La potenza di soglia viene quantificata con  $P_{loss}$  (definita nel paragrafo 3.2 da confrontare con gli scalings  $P_{L-H}$ , ad esempio eq. 3.3) oppure come  $P_{sep} = P_{loss} - P_{rad}$  dove  $P_{rad}$  corrisponde alla potenza persa per radiazione rispetto al centro del plasma.  $P_{sep}$  è particolarmente utile per identificare la potenza di soglia in plasmi con alta radiazione, visto che quest'ultima non contribuisce alla transizione.

Per la forma di plasma considerata, e una corrente toroidale si è soliti mostrare la potenza di soglia in funzione della densità elettronica  $n_e$ . In questo modo si riesce ad individuare la densità a cui la potenza è minima, chiamata  $n_{e,min}$  (vedi grafico 3.2).

Si può dividere l'analisi in high density branch e low density branch, poiché per high density branch ci si può riferire all'interpolazione data da ITPA scaling 2008 come si può vedere nel grafico 3.2.

Il piano di ricerca per ITER prevede una fase di "pre-fusione" con plasmi in idrogeno o elio per investigare la soppressione delle instabilità ELM, prima della fase di fusione che inizia con il plasma al deuterio e successivamente deuterio-trizio.

Per questo motivo JET oltre agli isotopi dell'idrogeno ha studiato quindi anche i plasmi di elio. Infatti i due gas candidati per le operazioni di ITER nella fase pre-fusionistica sono H e He, che non generano reazioni di fusione e neutroni che possono attivare i materiali della macchina. Si presentano ora i risultati riguardanti la potenza di soglia L-H per elio, deuterio, trizio, idrogeno in JET-ILW.

Una predizione rispetto alla transizione L-H per l'elio era stata fatta ispirandosi alle osservazioni fatte per ASDEX-U. Attraverso una modellizzazione si arriva a fare la seguente predizione:  $n_{e,min}$  è indipendente dalla specie degli ioni (D, H, He).

Inoltre la condizione di transizione è basata sulle seguenti assunzioni:

•

$$P_{L-H}(He) = 1.4 \cdot P_{L-H}(D) \quad (4.1)$$

•

$$P_{L-H}(H) = 2 \cdot P_{L-H}(D) \quad (4.2)$$

un risultato dello studio di transizione L-H nell'esperimento JET, con muro in carbonio [18].

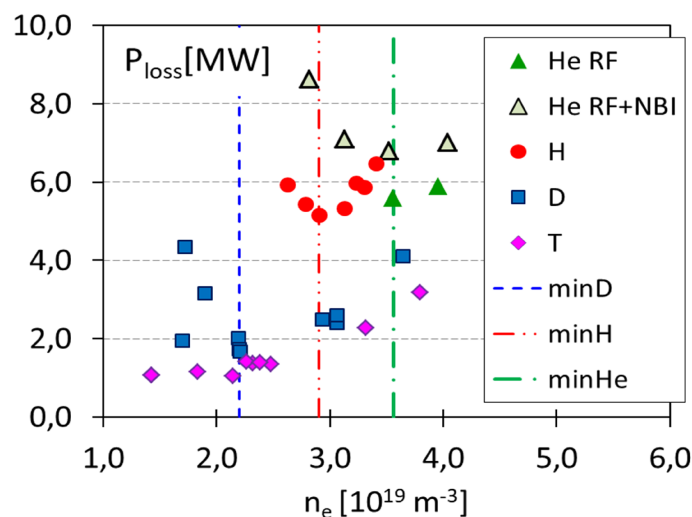


Figura 4.3:  $P_{loss}$  nella transizione L-H in funzione della densità elettronica media  $n_e$ . [10]

Nel grafico 4.3 possiamo vedere  $P_{loss}$  alla transizione L-H in JET-ILW come funzione della densità elettronica per idrogeno, elio, deuterio e trizio. Analogamente nel grafico 4.4 possiamo vedere la trattazione analoga per  $P_{sep}$ . Si è deciso di dividere i dati sperimentali in base al tipo di riscaldamento utilizzato per le scariche in He, visto la differenza chiaramente visibile nella potenza di soglia L-H.

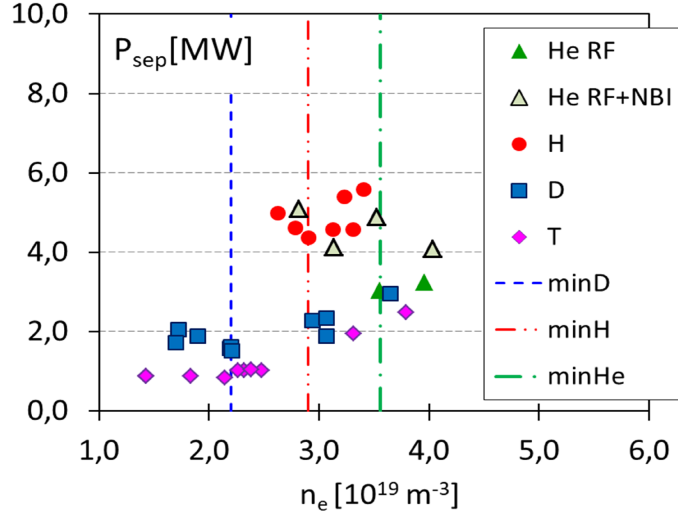


Figura 4.4:  $P_{sep}$  nella transizione L-H in funzione della densità elettronica media  $n_e$ . [10]

Le osservazioni più notevoli rispetto ai dati presentati nei due grafici sono:

1.  $P_{L-H}(T) < P_{L-H}(D)$  inoltre anche se non viene individuata la  $n_{e,min}$  per quanto riguarda il trizio, si può notare l'andamento non lineare che a porta a prevedere che la densità minima per il trizio potrebbe risultare minore di quella del deuterio;
2.  $P_{L-H}(D) \sim P_{L-H}(He - RF)$  (dove  $RF$  corrisponde a  $ICRH$ ) nel grafico di  $P_{sep}$  (4.4) e questo è in contrasto l'informazione data dalla previsione fatta per ITER in cui  $P_{L-H}(He) = 1.4 \cdot P_{L-H}(D)$ , per ITER si assumeva che le densità minima fosse indipendente dalla specie degli ioni, mentre in questo caso vengono individuate tre diverse  $n_{e,min}$  per ogni specie atomica studiata;
3.  $P_{L-H}(He - RF) < P_{L-H}(He - RF + NBI)$  quindi il tipo di riscaldamento utilizzato incide notevolmente sulla potenza di transizione L-H;
4. ciò che coincide per entrambi i grafici sono le densità minime individuate per le diverse specie atomiche, si vede che  $n_{e,min}(D) < n_{e,min}(H) < n_{e,min}(He)$  dunque per quanto riguarda  $P_{L-H}$  e  $n_{e,min}$  il plasma al deuterio è quello con la densità minima più piccola anche se come detto sopra possiamo intuire che il trizio potrebbe avere una densità minima minore delle precedenti;
5. dal confronto tra figure 4.3 e 4.4 si può vedere come i plasmi di He siano caratterizzati da un'alta radiazione. Per caratterizzare quindi la transizione L-H in He e confrontarla con i plasmi di isotopi dell'idrogeno, che irradiano meno in proporzione, va presa in considerazione  $P_{sep}$  (fig. 4.4).

Questi risultati di JET, rilevanti in quanto ottenuti in una macchina con un muro metallico simile a ITER, migliorano le previsioni per il plasma di ITER. In particolare, per la fase pre-fusionistica, si nota come il modo H potrebbe essere più facilmente raggiungibile in elio rispetto all'idrogeno, al netto della radiazione di plasma. Inoltre, combinando i risultati di JET in He riguardo alla presenza di una densità minima  $n_{e,min}$  maggiore rispetto agli isotopi dell'idrogeno ma con una potenza di soglia L-H simile a quella del D (nell'high density brach in RF), le previsioni su ITER rimangono invariate rispetto agli studi precedenti.

# Capitolo 5

## Conclusioni

In questa tesi abbiamo studiato il confinamento del plasma essenziale in prospettiva di ottenere una reazione di fusione che si autoalimenti nei futuri reattori.

La struttura a confinamento magnetico approfondita in questa tesi è il tokamak, una macchina toroidale con bobine che produce un forte campo magnetico toroidale. Il tokamak è attualmente la configurazione più studiata in questo ambito di ricerca. Tra i vari esperimenti tokamak in Europa, di particolare interesse sono JET e ITER. JET (Joint European Torus) è un tokamak europeo situato nel Regno Unito costruito con lo scopo di studiare il comportamento del plasma, le sue turbolenze e simulare le condizioni che si potrebbero avere in un reattore. In particolare si propone di simulare le condizioni di ITER. I dati riportati si riferiscono a JET-ILW (ossia JET ITER like wall), poiché i materiali del muro interno della camera da vuoto di JET sono analoghi a quelli di ITER (berillio e tungsteno). ITER è un esperimento in costruzione in Francia, di dimensioni molto maggiori rispetto a JET, che si propone di essere la prima macchina a produrre un guadagno energetico netto da reazioni da fusione e sarà in grado di mantenere le reazioni per un lungo periodo di tempo.

In particolare abbiamo analizzato le differenze tra due regimi di confinamento:

- il regime di confinamento L (o modo L) che corrisponde al regime di trasporto di energia e di particelle "naturale";
- confinamento H (o modo H) che corrisponde al regime di alto confinamento ottenuto aumentando la potenza accoppiata al plasma. Si è visto che il tempo di confinamento dell'energia è circa 2 volte maggiore rispetto al modo L.

Successivamente ci si è concentrati sul criterio di transizione di potenza per passare dal modo L al modo H (chiamata potenza  $P_{L-H}$ ). La potenza accoppiata al plasma viene definita come  $P_{loss} = P_{aux} + P_{ohm} - \frac{dW}{dt}$ , cioè la somma della potenza di riscaldamento fornita dai sistemi ausiliari e quella ohmica, tolta la variazione di energia interna del plasma nel tempo per fasi dinamiche. Sperimentalmente si è visto che quando  $P_{loss}$  supera una certa soglia ( $P_{L-H}$ ) si accede al modo H. Andando ad analizzare diversi esperimenti internazionali, si è quantificata la dipendenza della potenza di soglia  $P_{L-H}$  dai principali parametri del plasma, risultando:  $P_{L-H} = 0.049 \cdot n_e^{0.72} B_\phi^{0.8} S^{0.94}$ . Questo scaling vale per transizioni a densità elettronica del plasma ( $n_e$ ) sufficientemente elevate, nel cosiddetto "high density branch", dove, appunto,  $P_{L-H}$  ha una dipendenza quasi lineare dalla densità  $n_e$ , dal campo magnetico  $B_\phi$  e dalla superficie esterna del plasma  $S$ .

In particolare per quanto riguarda la potenza di transizione L-H si è visto che a basse densità, la potenza di soglia torna ad aumentare, esibendo quindi un minimo ad una densità caratteristica  $n_{e,min}$ . La caratterizzazione della presenza di  $n_{e,min}$  in diversi plasmi è fondamentale anche in

vista di ITER, il quale avrà potenza ausiliaria limitata in determinati plasmi e per cui la presenza di un minimo in  $P_{L-H}$  potrebbe risultare necessaria per accedere al modo di alto confinamento, specialmente per le fasi iniziali di sperimentazione in idrogeno ed elio.

Negli esperimenti di JET si evidenzia come la potenza L-H dipenda dalla specie atomica del plasma: grazie a questo confronto è migliorata la capacità previsionale rispetto alle diverse fasi di fusione di ITER.

Nella fase di pre-fusione di ITER infatti si è deciso di utilizzare specie atomiche che non attivino il muro interno della camera da vuoto attraverso la produzione di neutroni. È dunque importante sapere sotto quali condizioni si riesce ad ottenere la transizione L-H.

Si nota come la densità minima ( $n_{e,min}$ ) sia diversa per deuterio (D), idrogeno (H), elio (He), in particolare  $n_{e,min}(D) < n_{e,min}(H) < n_{e,min}(He)$ .

Nelle ultime campagne sperimentali di JET-ILW risulta che, ad alta densità,  $P_{L-H}(D) \sim P_{L-H}(He)$  in contrasto con il risultato precedente ottenuto in JET con muro al carbonio in cui  $P_{L-H}(He) = 1.4 \cdot P_{L-H}(D)$ . In questo esperimento però si era ipotizzato che le densità minime fossero indipendenti dalla specie atomica considerata, dato ottenuto da esperimenti in ASDEX-U. Quindi considerando la presenza di una densità minima maggiore rispetto agli altri elementi, ma una potenza di soglia L-H simile a quella del D, le previsioni per l'elio su ITER rimangono invariate.

Attraverso la campagna di sperimentazione di JET si sono quindi ottenuti dati rilevanti riguardo il comportamento del plasma in un tokamak con muro di berillio e tungsteno e quindi le previsioni rispetto alle diverse fasi di fusione di ITER sono state migliorate.

# Bibliografia

- [1] Ongena, J. P. H. E., and G. Van Oost. "Energy for future centuries: prospects for fusion power as a future energy source." *Fusion Science and Technology* 61.2T (2012): 3-16.
- [2] Schoor, M. Van, and R. R. Weynants. "Fusion machines." *Fusion Science and Technology* 61.2T (2012): 39-45.
- [3] J. Ongena, A. M. Messiaen (2012) Heating, Confinement and Extrapolation to Reactors, *Fusion Science and Technology*, 61:2T, 413-420, DOI: 10.13182/FST12-A13528
- [4] Wagner, F., Y. V. Yurgelenas, and R. Brandenburg. "Plasma Phys. Control. Fusion 49." B1–B33 (2007).
- [5] Wagner, Fritz, et al. "Development of an edge transport barrier at the H-mode transition of ASDEX." *Physical Review Letters* 53.15 (1984): 1453.
- [6] Arnoux, Robert. "How Fritz Wagner" discovered" the H-Mode." *ITER Newslines* (June 2009).
- [7] Magnetic confinement. <http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/fusion/physique/modesconfinement.htm>
- [8] L. Frassinetti, "PEDESTAL PHYSICS, a phenomenological introduction", lesson for KTH Royal Institute of Technology (2021)
- [9] Kikuchi, Mitsuru, Lackner, Karl Tran, Minh Quang (Ed.). (2012). *Fusion Physics*. International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA.
- [10] Solano, Emilia R., et al. "Recent progress in LH transition studies at JET: Tritium, Helium, Hydrogen and Deuterium." *Nuclear Fusion* (2022).
- [11] Bell, M.G., Arunasalem, W., Bitter, M., et al., *Plasma Phys. Control. Fusion* 28 (1986) 1329.
- [12] Kaye, S., et al., Confinement and local transport in the National Spherical Torus Experiment (NSTx), *Nucl. Fusion* 47 (2007) 499.
- [13] Fusion wiki: pedestal. [fusionwiki.ciemat.es/wiki/Pedestal](https://fusionwiki.ciemat.es/wiki/Pedestal)
- [14] Martin Y.R. et al 2008 *J. Phys.: Conf. Ser.* 123 012033
- [15] Y. Ma et al 2012 *Nucl. Fusion* 52 023010
- [16] EUROfusion: JET. [www.euro-fusion.org/devices/jet](http://www.euro-fusion.org/devices/jet)
- [17] *Nature*, 602, 371 (2022)
- [18] D McDonald et al, *Plasma Phys. Control. Fusion* 46 519 (2004)
- [19] <https://www.iter.org/proj/inafewlines>