

ELEMENTI DI FISICA E DI INGEGNERIA DEL REATTORE A FUSIONE

Confronto parametrico con reattore a fissione

Introduzione

di Ing. A. Taglioni, Ing. E. Vocaturo

L'Ordine degli Ingegneri di Roma è l'unico Ordine Professionale italiano ad aver istituito al proprio interno delle Commissioni Tematiche che si occupano di materia nucleare e, conseguentemente, di tutte le tematiche ingegneristiche negli aspetti ad essa connessi; queste sono le Commissioni



ELEMENTI DI FISICA E DI INGEGNERIA DEL REATTORE A FUSIONE

Confronto parametrico con reattore a fissione

Introduzione

di Ing. A. Taglioni, Ing. E. Vocaturo

L'Ordine degli Ingegneri di Roma è l'unico Ordine Professionale italiano ad aver istituito al proprio interno delle Commissioni Tematiche che si occupano di materia nucleare e, conseguentemente, di tutte le tematiche ingegneristiche negli aspetti ad essa connessi; queste sono le Commissioni



a cura di

Ing. P. Allievi
Ing. A. De Blasiis
Ing. A. Compagno
Ing. G. Chiocchia
Ing. M. Sepielli
Ing. A. Tonti

commissione

Ricerca e Reattori Innovativi

visto da:

Ing. A. Taglioni
Ing. E. Vocaturo

Gestione Impianti e Decommissioning, Radioprotezione ed Emergenze, Ricerca nucleare e Reattori Innovativi.

Le Commissioni sono raggruppate in una specifica Area (Area Nucleare) per un finalizzato coordinamento, e raccolgono iscritti che a vario titolo sono o sono stati coinvolti in attività nucleari, sia in Italia che all'estero. Queste attività riguardano lo smantellamento degli impianti esistenti, il trattamento e gestione dei rifiuti radioattivi da essi provenienti, la raccolta di rifiuti nucleari di origine industriale e medica, il loro trasporto, la localizzazione e realizzazione del deposito nazionale per il loro smaltimento, la gestione delle emergenze pur essendo, nel territorio nazionale, progettazioni e realizzazioni drasticamente ridotte dopo referendum e Fukushima.

Per questo, non vanno dimenticati tecnici e imprese impegnati nella realizzazione di centrali elettronucleari all'estero, per la loro progettazione, costruzione e gestione o per fornitura di componentistica, unitamente ad una più generale attività di consulting in paesi in via di sviluppo; un doveroso cenno va fatto anche allo sviluppo dei progetti di dissalatori dell'acqua marina.

I compiti istituzionali delle Commissioni Tematiche dell'Ordine sono volti al sostegno dei professionisti impegnati nello specifico settore, attraverso l'approfondimento di leggi e norme; la produzione di memorie e contributi tecnici; l'organizzazione di visite tecniche, seminari, convegni di aggiornamento professionale; e varie forme di collaborazione di tipo consultivo, interpretativo o di indirizzamento.

L'attività formativa, che si esplica nell'organizzazione di eventi, è divenuta ancor più importante, stante la necessità di accumulo di "crediti formativi" annuali, a partire dal 2014.

L'operato delle Commissioni dell'Area Nucleare ha sino ad oggi stimolato un utile confronto tra le professionalità ingegneristiche, evidenziando lo stato attuale delle attività, le possibili prospettive per il professionista, le criticità che possono limitarne la progettualità, e considerando anche le interfacce con l'ingegneria convenzionale, per quel che concerne principalmente: gli aspetti strutturali e geotecnici, la sismologia e l'idrogeologia, la componentistica meccanica ed elettronica, l'ingegneria gestionale e dei trasporti, lo studio e il monitoraggio ambientale, la security, ecc.

In particolare la commissione Ricerca e Reattori innovativi, della quale il presidente è l'ing. Ernesto Vocaturo e l'ing. Massimo Sepielli ne è il vice presidente, ha il compito di promuovere le iniziative necessarie alla pubblicizzazione dello stato dell'arte delle seguenti tematiche:

- 1) Reattori di ricerca, con illustrazione del funzionamento e del loro utilizzo per lo studio degli effetti dell'irraggiamento sui materiali, per la caratterizzazione e diagnostica di processi industriali e per la produzione di radio-farmaci per applicazioni in ambito sanitario;
- 2) Reattori di potenza di 3° e 4° generazione illustrandone le caratteristiche, i requisiti ed i criteri di progettazione;
- 3) Stato dell'arte della ricerca sulla fusione nucleare.

Su tali tematiche la Commissione promuove Seminari e Convegni e provvede alla redazione di articoli che vengono pubblicati sulle riviste e sui quaderni dell'Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma allo scopo di divulgare e rendere disponibili le informazioni per incontri e discussioni aventi come argomento l'evoluzione dello stato dell'arte della ricerca e delle sue applicazioni.

Scopo del presente rapporto è quello di illustrare i criteri di progettazione e le caratteristiche di un impianto a fusione nucleare al fine di studiarne le grandezze fisiche in gioco ed i limiti tecnologici ingegneristici e dei materiali per determinarne i requisiti di fattibilità.

Inoltre vi è contenuto un confronto fra un reattore nucleare a fusione ed uno a fissione per quanto riguarda sia gli aspetti ingegneristici sia di sicurezza.

A tale scopo si è scelto di prendere ad esame le caratteristiche di progetto di un reattore a fusione nucleare tipo TOKAMAK da 1000 MWe ed un reattore nucleare a fissione di pari potenza. Il confronto è fatto con un reattore termico tipo evolutivo LWR e con un reattore innovativo di IV generazione refrigerato a piombo quale il reattore russo BREST300, che è stato già oggetto di una specifica pubblicazione della Commissione Ricerca [9].

Lo scopo della pubblicazione è, come si potrà leggere, eminentemente didascalico e destinato a fornire al lettore le nozioni di base, senza rinunciare al corretto formalismo matematico relativo al confinamento magnetico e ad alcuni parametri ed equazioni che regolano il processo di fusione nucleare, che sono più estesamente ed approfonditamente trattate in lavori specifici degli autori.

Il rapporto, cui hanno contribuito diversi membri della Commissione Ricerca e Reattori Innovativi, si rivolge agli Ingegneri nucleari e non nucleari. La pubblicazione è stata oggetto di una consultazione e di una review tecnica da parte di ENEA – Dipartimento FSN.

Stato dell'arte del reattore a fusione

In questa sezione viene introdotto il concetto di fusione nucleare e descritto lo stato dell'arte, con particolare riferimento al reattore internazionale ITER ed al reattore prototipo dimostrativo di test di futura costruzione in Italia, il DTT (Divertor Tokamak Test).

Nei paragrafi successivi vengono affrontati uno ad uno gli aspetti principali del reattore a fusione a confinamento magnetico per arrivare quindi ad un confronto con un reattore a fissione nucleare di tipo innovativo.

Nelle conclusioni verrà proposto il possibile contributo che la Commissione nucleare potrà fornire al progetto DTT portato avanti da ENEA in collaborazione con gli altri Istituti internazionali.

■ La fusione nucleare

La fusione nucleare è considerata come il "Santo Gral" della ricerca in campo energetico. Rappresenta una sorgente di energia illimitata, pulita e sicura ed auto-sostenente. La sua esistenza fu teorizzata negli anni '20 da diversi fisici ed ha catturato la fantasia di scienziati e cineasti.

I più recenti avanzamenti arrivati dalla Germania, con il reattore Wendelstein 7-X, un reattore del tipo "stellarator" in grado di raggiungere recentemente un positive test con quasi 180 milioni di gra-

Figura 1
Il primo plasma
ottenuto al reattore di
Wendelstein 7-X. Le
temperature hanno
raggiunto i 100 milioni
di gradi Celsius.





Figura 2 - Un esempio di confinamento magnetico, the Wendelstein 7-X, in costruzione

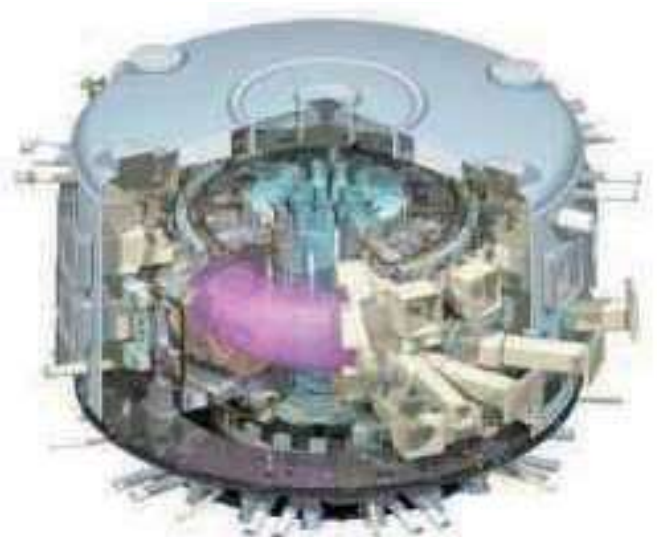


Figura 3 - Il reattore Joint European Torus Tokamak (JET), vista interna.

di, ed in Cina, dove il reattore EAST ha mantenuto la fusione del plasma per 102 secondi, sebbene a temperature inferiori.

Questi due esperimenti hanno rappresentato dei breakthrough, cioè dei passi in avanti fondamentali nel cammino della fusione, ma da considerarsi ancora "piccoli" rispetto al cammino generale verso i parametri attesi di funzionamento. Avremo certamente le idee più chiare quando nella prossima decade sarà entrato in funzionamento il reattore internazionale ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), che implementerà tutto quanto sinora conosciuto e sviluppato in un unico prototipo.

ITER dovrebbe infatti raggiungere e sostenere la reazione di fusione con la temperatura e densità necessarie per generare più energia di quanto viene fornita e sostenere a lungo la reazione attraverso i neutroni generati dalla reazione in un ciclo che si autosostiene. ITER però ha vissuto e vive diverse questioni che hanno rallentato la sua costruzione e le esitazioni di alcuni Paesi del consorzio, come gli USA che hanno spesso pensato di tagliarne i finanziamenti. Queste esitazioni fanno slittare il target sempre più in avanti.

Il punto di break-even si raggiunge con l'ignizione della reazione ed il suo mantenimento ad un rateo significativo, senza generare instabilità nel plasma che spegnerebbero la reazione.

Per risolvere la questione del contenimento, si generano potentissimi campi magnetici che tengono sospeso a mezz'aria il plasma senza che questo tocchi le pareti con fusioni immediate delle stesse.

Si usa allora una forma del plasma toroidale ideata dagli scienziati russi nel 1950 e che prende il nome di TOKAMAK (fig. 2).

Per creare un plasma stabile sono in realtà necessari due campi magnetici, uno che avvolge il plasma e l'altro che radialmente segue la direzione dell'anello.

Esistono due geometrie di confinamento magnetico, il TOKAMAK e lo STELLARATOR, la cui differenza risiede nella modalità di generazione del campo poloidale, quello che avvolge il plasma. Nel TOKAMAK il campo è generato da una corrente che attraversa il plasma, nello stellarator si usano magneti esterni alla macchina che creano un campo a forma di ellisse attorno al plasma. Lo stellarator è teoricamente più stabile del TOKAMAK ma meno sperimentato. Al momento entrambi i reattori sono candidati.

Attualmente, il più grande reattore a fusione del mondo è il Joint European Torus (JET), un Tokamak realizzato in UK e finanziato dall'Unione Europea. Il JET fu commissionato negli anni '70s e divenne operativo nel 1983 producendo con successo il plasma, il primo gradino verso la fusione.

Con una serie di modifiche, il JET raggiunse il record di massima generazione di energia dal plasma pari a 16 MW. Ma non ha raggiunto il punto di svolta (fig. 3).

■ Il reattore ITER

Per raggiungere questo importante obiettivo, attendiamo ITER, cioè in latino la via, che sarà il più grande reattore a fusione del mondo, della potenza di 500 MW a fronte di un input di 50 MW, e capace di mantenere il plasma per almeno mezz'ora, una potenza che potrebbe alimentare 50.000 abitazioni.



Figura 4
Uno dei cavi usati per creare il campo magnetico toroidale di ITER

E' basato su un design TOKAMAK, e portato avanti in collaborazione fra Unione Europea e sei Paesi fra cui gli USA (fig. 4).

Una delle principali questioni che ITER deve dimostrare è che il fattore di scala effettivamente permette, come aumentano potenza e dimensioni, di rendere più stabile il plasma e raggiungere temperature superiori. ITER è il successore del JET, e trasporterà quella tecnologia su scala più grande. Ad esempio, i divertori al tungsteno e berillio del JET che catturano l'energia del reattore, ed anche il controllo in remoto del sistema. Ancora i magneti superconduttori che creano il campo magnetico in opposizione a quelli precedenti in rame, e che ridurranno notevolmente la potenza necessaria per produrre il plasma. Infine il JET lavora a spari singoli mentre ITER lavorerà in continuo.

Inoltre il JET, un progetto sostenuto da molte nazioni, ha creato il frame organizzativo per un progetto di grande scala internazionale come ITER.

Con un prezzo previsto di circa 15 miliardi di Euro, ed una spesa di complessi componenti, ITER può esistere oggi solo grazie ad un grande sforzo collaborativo. Ogni nazione partecipante contribuisce con ricercatori, infrastrutture, componenti, ed i risultati e i benefici saranno condivisi da tutti.

ITER a sua volta preparerà il cammino ad un altro reattore, chiamato DEMO, che espanderà le tecnologie di ITER su scala industriale e dimostrerà la fattibilità di un reattore a fusione commerciale, mentre le altre infrastrutture di ricerca continueranno a superare altri problemi ancora esistenti sotto diversi aspetti.

Così, mentre in Germania, il reattore Wendelstein 7-X sta provando i confini dello STELLARATOR, altri Paesi come U.S., Germania, UK, India, Francia, Giappone stanno portando avanti altri esperimenti operativi.

Ovviamente I fondi economici costituiscono un aspetto chiave per permettere gli avanzamenti della ricerca, che è di scala generazionale.

Ma ITER rimane uno step imprescindibile nel cammino per realizzare il sogno del sole sulla terra, il

Figura 5 - Illustrazione dei Paesi responsabili della realizzazione delle diverse parti di ITER



sogno degli scienziati di tutto il mondo di generare il quarto stato della materia in modo gestibile e controllato per piegarlo ad uso pacifico per le necessità umane.

Ma non è solo un problema di produzione energetica. C'è ben altro dentro l'obiettivo della realizzazione della reazione di fusione con generazione di plasma in modo controllato e gestibile.

C'è la grande curiosità scientifica della conoscenza della Materia, del suo quarto stato, del fenomeno di disruption del plasma che solo un impianto come ITER può esplorare fino in fondo.

È pur vero che l'idea di generare energia a basso costo e senza più problema di disponibilità delle materie prime è un sogno industriale per regalare ricchezza anche ai Paesi più sfortunati. Ma è altrettanto vero che, anche senza il sogno-desiderio di generare energia infinita ed a basso costo attraverso il più naturale dei fenomeni nucleari, la ricerca sulla fusione nucleare sarebbe comunque andata avanti, forse magari senza strappi e a ritmi più blandi, ma sarebbe inesorabilmente andata avanti.

L'obiettivo di riuscire a produrre energia pulita ed a basso costo utilizzando fonti disponibili in natura (come ad esempio l'acqua del mare) è di certo la forza guida che muove la ricerca nella fusione nucleare e di fatto spinge alla realizzazione del progetto ITER.

E i tempi di realizzazione di ITER, se pure non trascurabili, non sono di certo ciclopici rispetto ai tempi di costruzione dei più consolidati reattori a fissione (vedi EPR in Olkiluoto).

ITER prevede il completamento della Macchina con chiusura del criostato nel Novembre 2024, il primo plasma un anno dopo e la reazione di fusione DT negli anni 2032–2035 a stadi successivi fino alla simulazione della reazione deuterio – trizio.

Per un progetto partito nel 2007 con tante tecnologie tutte di avanguardia, un tempo di 18 anni per il primo plasma con reazione ad idrogeno non rappresenta poi un tempo esagerato: per rimanere ad Olkiluoto, i tempi di commissioning e realizzazione sono confrontabili. Diverrebbe poi energia a basso costo o energia per tutti perché deuterio e trizio sono prodotti disponibili in natura e l'acqua di mare ne è la principale sorgente.

Il costo capitale, seppure significativo, è il costo associato a macchine ancora prototipiche. Lo sforzo che dovrà essere fatto in futuro mirerà ad ingegnerizzare ed industrializzare progressivamente tale macchina per implementare soluzioni efficaci nelle prestazioni, ma importanti anche per la riduzione dei costi di investimento.



Figura 6 - Il reattore JET, visto dall'alto

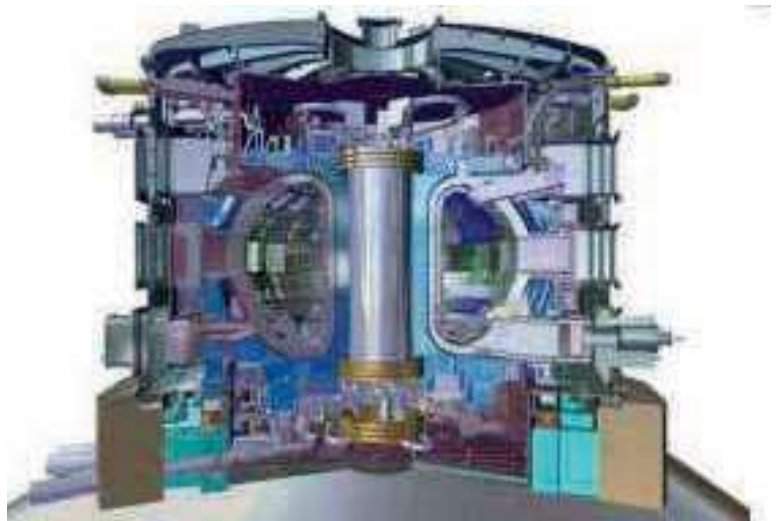


Figura 7 - Il Tokamak del reattore a fusione a confinamento magnetico

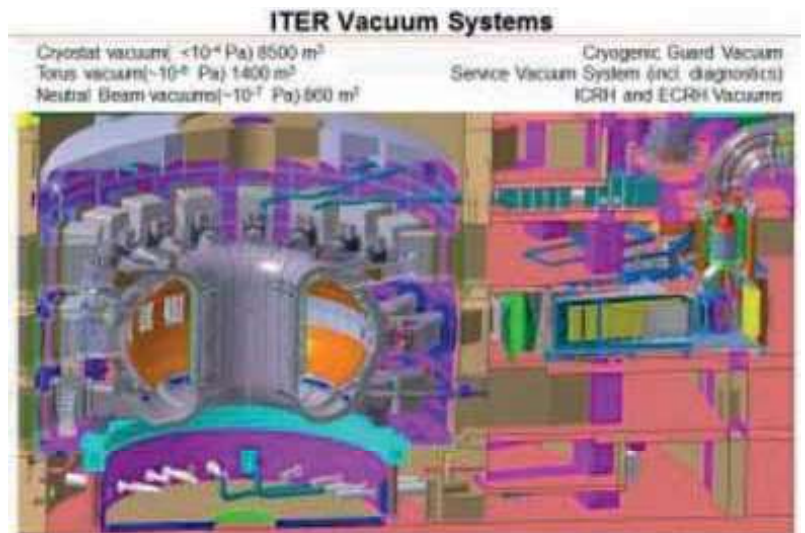


Figura 8 - Il sistema a vuoto di ITER

La reazione emozionale in tempi critici per la vita quotidiana giustifica affermazioni critiche di tale tipo. Il costo dell'Impianto ITER è ora effettivamente intorno a 18–20 miliardi, ma la simulazione di un fenomeno gigantesco quale la reazione di fusione che avviene nel sole fra le pareti di un vacuum vessel, val bene tale investimento.

ITER è un investimento ripartito fra sette colossi mondiali che rappresentano l'80% del PIL mondiale. Con L'Europa che finanzia il 45% del valore dell'impresa e i restanti sei Paesi (India, Corea del Sud, USA, Cina, Giappone e Russia) che finanziano il 9.9% ciascuno, il costo è distribuito attraverso un "in kind contribution" che protegge e valorizza l'industria locale di ogni specifico Paese.

ITER non produce esclusivamente la reazione di fusione, ma ha sviluppato tecnologie del futuro come il sistema criogenico a 25 KW o il vuoto in volumi da 10000 mc fino a valori di 10^{-7} Pa o i magneti superconduttori con generazione di campi magnetici fino a valori intorno a 10–15 Tesla. Sono tecnologie che già ripagano lo sforzo economico e sono trasferibili immediatamente in altri campi della scienza e della tecnologia come l'aeronautica o l'aerospaziale.

Il dimostratore DTT

Al fine di preparare il futuro per non disperdere un patrimonio di know-how unico di Experimental Physics e di assicurare la continuità tra ITER e DEMO destinando risorse su imprese ad alto valore aggiunto e per dare razionalizzazione, collaborazione e concretezza nelle scelte, il Progetto ITER sta investendo su infrastrutture strategiche di interesse pan-europeo, come ad esempio la Divertor Test Tokamak (DTT) facility. Vi è la necessità di cambiare paradigma: spesso fondi usati a pioggia per colmare esigenze particolari senza possibilità di ritorni oppure senza visione strategica per il Paese ormai non sono più accettabili mentre occorrono Infrastrutture di ricerca che fungano da volano di competitività e sviluppo economico. E' stato dimostrato un fattore 4 sugli investimenti che rimangono comunque nella misura di 500 M€ in 7 anni, da finanziare come Progetto nella lista del piano di sviluppo "Juncker". Fondi strutturali e fondi per la competitività da utilizzare meglio nel Divertor Tokamak Test facility. La tecnologia del DTT made in Italy sarebbe la stessa utilizzata per ITER, ma con in più la possibilità di effettuare test con materiali avanzati, utilizzando una tecnica brevettata dall'ENEA. L'obiettivo è di sperimentare soluzioni innovative, destinate a risolvere una delle maggiori criticità del processo di fusione, ovvero lo smaltimento dell'energia nei reattori a fusione.

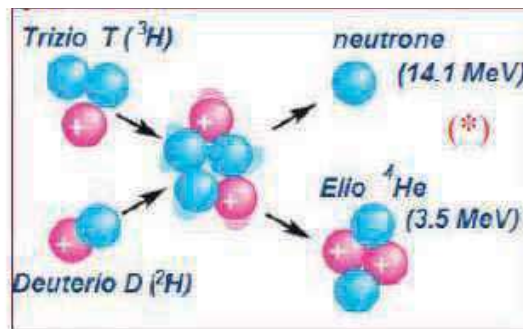
Nei prossimi paragrafi saranno presi in considerazione la fisica, matematica ed ingegneria del reattore a fusione.

La reazione di fusione, il plasma, modalità di riscaldamento, confinamento magnetico e stabilità

■ **La reazione di fusione**

La fusione, come osservato, è in definitiva concettualmente semplice. Due isotopi dell'idrogeno collidono con una forza capace di superare la repulsione coulombiana dei loro nuclei positivi e fondono, producendo una reazione con enorme quantità di energia. Ma per ottenerla, richiedono a loro volta un grande investimento e per decenni si è affrontato il problema di energizzare e mantenere questa energia nel combustibile idrogeno in modo che raggiunga temperature di 100 milioni di gradi. Ad oggi si è riusciti a scaldare il plasma a diverse centinaia di milioni di gradi, tenerlo ad alta temperatura per qualche minuto, ma non contemporaneamente e con diversi reattori.

Fusione



Il Plasma

Un Plasma è costituito da particelle cariche (atomi leggeri ionizzati ed elettroni) ad alta temperatura che possono quindi essere confinate da un appropriato campo magnetico.

In questo articolo viene considerata la geometria a toro magnetico per confinare il plasma da fusione nucleare.

Il riscaldamento del plasma, di cui si parlerà estesamente nel seguito del paragrafo, in particolare riguardo alla descrizione del Neutral Beam, avviene per:

- riscaldamento ohmico per induzione magnetica,
- riscaldamenti addizionali con radiofrequenza e con iniezione di fasci neutri (NBI-Neutral Beam Injectors, per esempio iniezione di atomi di deuterio veloci).

■ L'ignizione

Si considerano *H* (idrogeno), *D* (Deuterio) e *T* (Trizio) come combustibile per la fusione nucleare all'interno di un Reattore tipo Tokamak.

Indichiamo con ρ , N , $v = \sqrt{\frac{3kT}{m}}$ e T rispettivamente la densità di combustibile nucleare, il numero di nuclei per m^3 , la velocità termica dei nuclei del combustibile (ciascuno di raggio r e massa m) e la temperatura del Plasma (nuclei del combustibile ed elettroni), essendo $k=1,38 \cdot 10^{-23} J/K$ la costante di Boltzmann.

Si ricorda che nel Sole di massa $M=2 \cdot 10^{30} kg$, raggio $R= 7 \cdot 10^8 m$, potenza luminosa $P=3,78 \cdot 10^{26} W$, la temperatura interna è di circa $T=15 \cdot 10^6 \text{ }^\circ K$ e la potenza media specifica w di circa $0,3 W/m^3$ (vedi Tab.2).

■ Criterio di Lawson

Dalla relazione $\lambda \leq v\tau$ dove $\lambda=1/\Sigma=1/N\sigma$ è il libero cammino medio dei nuclei prima di reagire tra di loro, σ la sezione d'urto (H-H, D-T) microscopica e τ il tempo di confinamento del plasma, abbiamo che deve essere soddisfatto il seguente criterio:

$$N\tau \geq \frac{1}{v\sigma} = \frac{1}{\sigma} \sqrt{\frac{m}{3kT}}$$

Per l'idrogeno, con $T=10^8 K$ (9 keV) e $\sigma=100 \text{ barn} (=10^{-26} m^2)$, abbiamo:

$$N\tau \geq \frac{1}{\sigma} \sqrt{\frac{m}{3kT}} = \frac{1}{3 \cdot 10^{-27}} \sqrt{\frac{1,67 \cdot 10^{-27}}{3 \cdot 1,38 \cdot 10^{-23} \cdot 10^8}} = 2 \cdot 10^{20} s/m^3 \tag{2-1}$$

ed anche:

$$N\tau T \geq 2 \cdot 10^{21} s keV / m^3 \tag{2-2}$$

per ITER a Caradache è:

B=5 Tesla

$$N\tau T \geq 10^{21} s keV / m^3 \tag{2-3}$$

■ Barriera di potenziale

La barriera di potenziale (vedi figura 9) tra due protoni si supera con una temperatura di circa $10^5 eV$ corrispondente a circa $10^9 \text{ }^\circ K$.

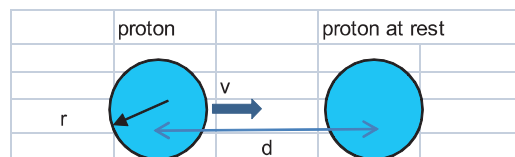


Figura 9 – Barriera di potenziale tra due protoni

Infatti, uguagliando l'energia cinetica E_k all'energia elettrica potenziale E_p acquisita dal sistema, ricaviamo:

$$E_k = \frac{mv^2}{2} = \frac{3kT}{2} = E_p = \frac{1}{4\pi\epsilon_0} \frac{e^2}{2r} \tag{2-4}$$

si ha:

$$T = \frac{1}{6\pi k\epsilon_0} \frac{e^2}{2r} = T_f = T_{fusion} \cong 10^9 K$$

$$v = \sqrt{\frac{3kT}{m}} \cong \sqrt{\frac{3 \cdot 1,38 \cdot 10^{-23} \cdot 10^9}{1,67 \cdot 10^{-27}}} = 5 \cdot 10^6 \frac{m}{s} = 5000 \frac{km}{s} \tag{2-5}$$

essendo $e=1,6 \cdot 10^{-19}$ C la carica dell'elettrone, $\epsilon_0=8,85 \cdot 10^{-12}$ H/m la costante dielettrica nel vuoto, $2r=10^{-14}$ m ed $m=1,67 \cdot 10^{-27}$ kg rispettivamente il diametro e la massa del protone.

■ **Distribuzione energetica di N molecole in un gas a temperatura media**

La distribuzione energetica di N molecole in un gas a temperatura media T_0 è:

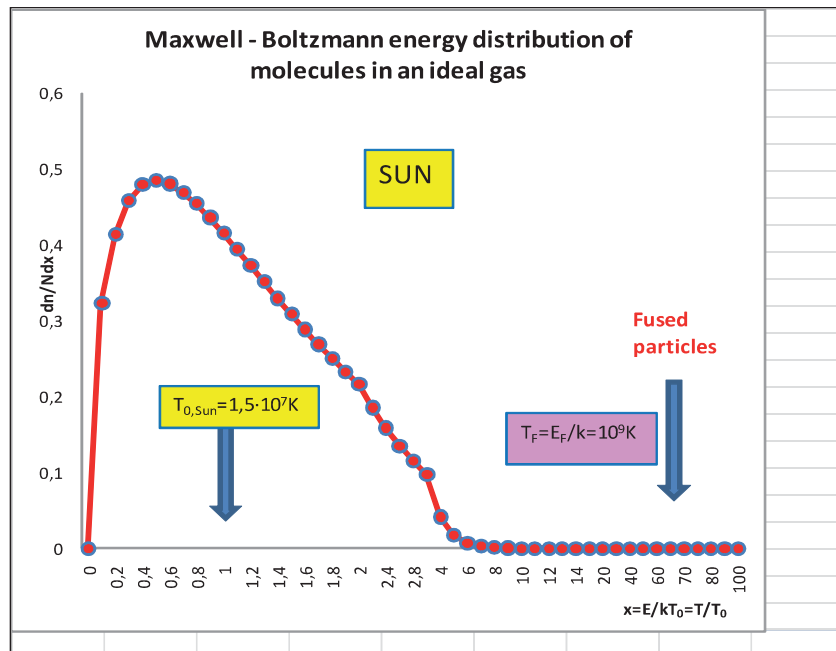
$$\frac{dn}{N} = \frac{2\pi}{(\pi k T_0)^{3/2}} E^{1/2} e^{-E/kT_0} dE \tag{2-6}$$

dove dn è il numero di molecole aventi Energia tra E ed $E+dE$ e $k=1,38 \cdot 10^{-23}$ J/K la costante di Boltzmann.

Ponendo nella (2-6) $E=kT$ ed $x = T/T_0$ la distribuzione diviene, per qualsiasi T_0 , (vedi grafico in figura 10):

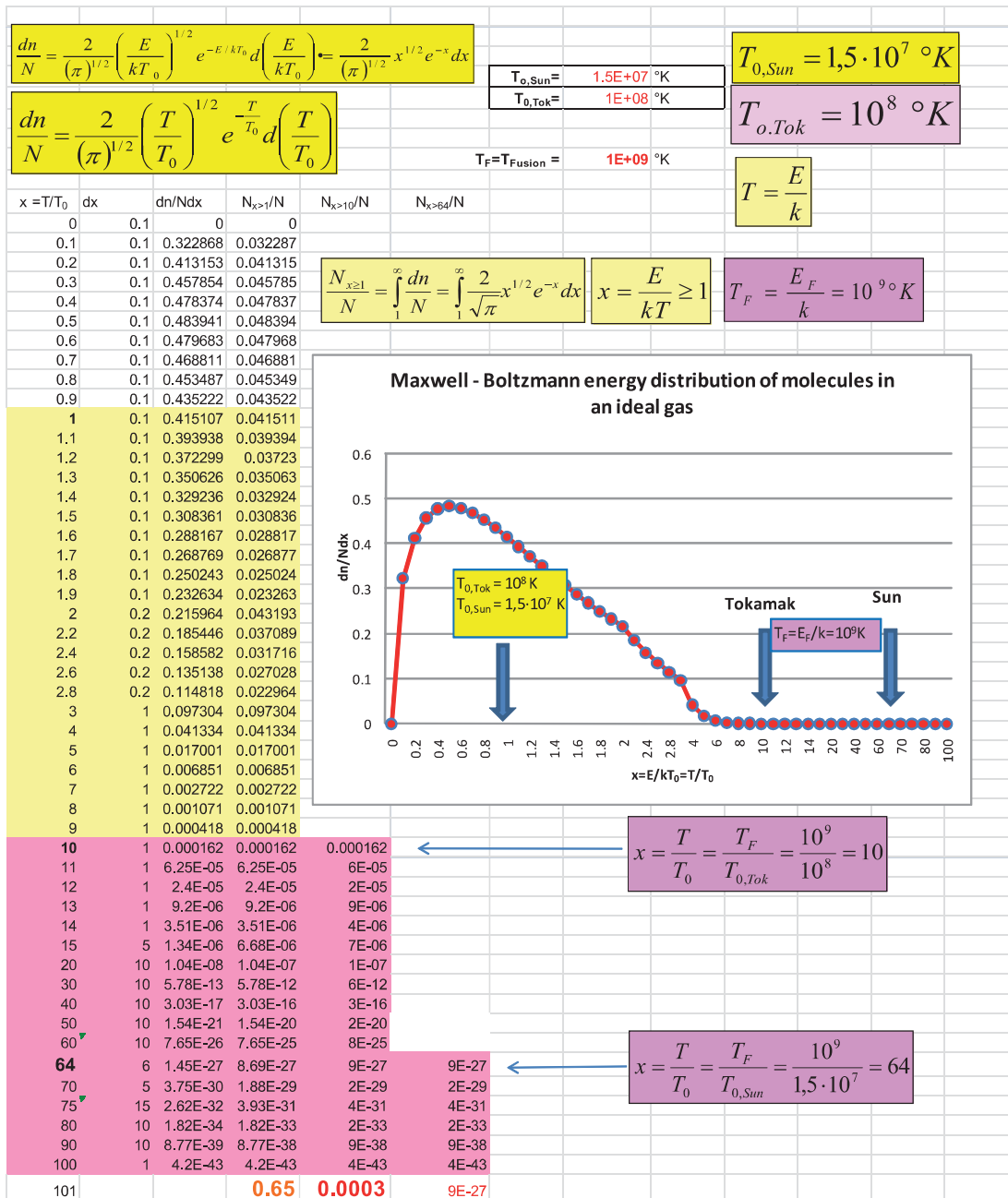
$$\frac{dn}{N} = \frac{2}{(\pi)^{1/2}} x^{1/2} e^{-x} dx \tag{2-7}$$

Figura 10 –
Distribuzione
energetica di N
molecole in un gas a
temperatura T_0 (Sole)



Nel Tokamak, nonostante si abbia una temperatura di circa 100 milioni di gradi Kelvin (circa 10 volte superiore a quella del Sole), non si è avuta una fusione nucleare continua nel tempo. Ciò a dispetto, come evidenziato nel grafico successivo in Tab.1 del fatto che il Tokamak ha una frazione di particelle (H, D e T), pari a 10^{-4} (vedi calcoli nel foglio Excel che conduce alla Tab.1), con temperatura uguale o superiore a quella della fusione nucleare (1 miliardo di gradi Kelvin).

Tavola1 – Maxwell-Boltzmann Energy distribution of molecules in an ideal gas.



■ **La Stabilità**

Cosa si intende per stabilità del processo di fusione nucleare?

Nella fusione nucleare siamo in presenza di un plasma, cioè una massa gassosa le cui particelle (idrogeno, deuterio o trizio ionizzati) si muovono ad alta velocità (1000 km/s) urtandosi tra di loro dopo aver percorso, tra due urti successivi, una distanza media λ chiamata libero cammino medio. E' intuitivo pensare che, lungo una direzione, quanto più λ è piccolo rispetto alla dimensione D del contenitore del plasma tanto più il processo di fusione sia stabile.

Quanto sopra trova esplicitazione nella formula sottostante:

$$(Stability)_{linear} = \frac{D}{2 \lambda} \tag{2-8}$$

Nel SOLE la formula della stabilità lineare assume il valore (vedi Tab.2):

$$(Stability)_{Sun,linear} = \frac{D_{Sun}}{2 \lambda_{Sun}} \cong \frac{1,4 \cdot 10^9 m}{2 \cdot 10^{-2} m} \cong 10^{11} \tag{2-9}$$

Nel Tokamak (vedi figura 11 e Tab.3) la formula della stabilità lineare assume il valore:

$$(Stability)_{Tok,linear} = \frac{D_{Tok}}{2 r_{Tok}} \cdot \frac{D_{Tok}}{2 \lambda_{Tok}} = \frac{3m}{2 \cdot 0.01m} \cdot \frac{3m}{2 \cdot 4 \cdot 10^4 m} \cong 10^{-2} \tag{2-10}$$

dove r è il raggio del percorso elicoidale delle particelle nel Tokamak. Da quanto sopra si deduce che la stabilità lineare del Tokamak è molto bassa, circa 10^{13} volte inferiore a quella del SOLE, tanto da non permettere una fusione nucleare continua.

Figura 11
Rappresentazione schematica del Tokamak

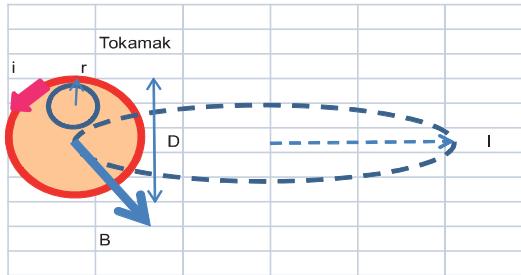


Tavola 2
Pressioni nella Terra e nel Sole e stabilità lineare nel Sole

Stefan-Boltzmann constant σ	5.67E-08 W/m ² K ⁴				
$a=4\sigma/c$	7.56E-16 J/(m ³ K ⁴)				
Speed of light c	3E+08 m/s				
Boltzmann constant k	1.38E-23 J/K				
Gas constant R = k N _A	8.31 J/K-mol				
Gravitational constant G	6.67E-11 Nm ² /kg ²				
EARTH					
M _{Earth}	6E+24 kg				
Earth Radius R	6.38E+06 m	6.38E+03 km			
P _{Earth}	1.2E+11 Pa	1.E+06 bar			$P_{Earth} \cong \frac{G M_E^2}{4\pi R^4}$
Sun:					
M	2E+30 kg				
R	7E+08 m				
V	1E+27 m ³				
ρ	1392 Kg/m ³				
numero di moli n	2E+33				
p _{Sun}	2E+14 Pa	2.E+09 bar			$p_{Sun} = nRT/V$
P _{Sun,rad}	1E+13 Pa	1.E+08 bar			$p_{Sun,rad} = aT^4/3 = (4/3) \sigma T^4/c$
P	3.78E+26 W				
w	3E-01 W/m ³				
T	2E-04 W/kg				
T	1.50E+07 K				
Avogadro number N _A	6.02E+23				
N	8E+29 nuclei/m ³				
$\alpha = N^*/N = N_{(T>10^9K)}/N$	9E-27				
N* = N(T>10 ⁹ K)	7295 nuclei/m ³	2.E+11	4.E+11 reaz/(sm ³)	2.E-08 s	
v	6E+05 m/s				
σ	1E-28 m ²	1 barns			
z=N _o	8.38E+01 m ⁻¹				
$\lambda = 1/z$	0.01 m				
t = λ/v	2E-08 s				
N (T>10 ⁹ K) che si scontrano al sec	4E+11 nuclei/s m ³				
E _{fusion}	3.67E+07 eV/kg	w = 0.4 W/m ³	0.0003 W/kg		$\sigma_f = \frac{N^* / t}{\alpha N^2 v^*}$
	5.87E-12 J/kg	$\sigma_f = 1E-29 m^2$	1E-29 m ²		
w = P'/E/t	3E-04 W/kg				
(Stability) _{Sun,linear} = R/λs	6E+10				$(Stability)_{Sun,linear} = \frac{D}{2\lambda_s}$

Peraltro per un confronto della stabilità tra SOLE e Tokamak si considera il Sole come un Tokamak di sezione semicircolare e pertanto si può considerare una stabilità globale riferendoci alle due dimensioni trasversali.

Pertanto il Rapporto tra la stabilità globale del SOLE e quella del Tokamak è pari a:

$$\frac{(Stability)_{Sun}}{(Stability)_{Tok}} = \left(\frac{Stability_{Sun,linear}}{Stability_{Tok,linear}} \right)^2 = \left(\frac{10^{11}}{10^{-2}} \right)^2 = 10^{26} \quad (2-11)$$

Il precedente risultato è confermato dalla formula successiva, ricordando l'equazione dei gas perfetti $p=NkT$:

$$= \left(\frac{P_{Sun} T_{Tok} \cdot P_{Sun}}{P_{Tok} T_{Sun} \cdot P_{Tok}} \right)^2 = \frac{P_{Sun}^4 \cdot T_{Tok}^2}{P_{Tok}^4 \cdot T_{Sun}^2} = \left(\frac{10^9 \text{ bar}}{10^3 \text{ bar}} \right)^4 \cdot \left(\frac{10^8 \text{ K}}{10^7 \text{ K}} \right)^2 = 10^{26} \quad (2-12)$$

dove, sia per il Sole che per il Tokamak, N, σ , p e T sono rispettivamente il numero di particelle per unità di volume, la sezione d'urto delle particelle, la pressione e la Temperatura media.

■ Il Confinamento magnetico

Il concetto di confinamento non è esposto mediante il criterio di Larmor ma è derivato dalle caratteristiche proprie del campo magnetico e dal concetto, più comune, di pressione di radiazione. Ciò consente anche, in modo molto naturale, di giungere alla definizione del coefficiente β di equilibrio di un plasma, la cui espressione consente di trovarne la densità massima e quindi, insieme al criterio di Lawson, il tempo minimo di confinamento.

Il criterio di Lawson:

$$n\tau > 10^{14} \text{ (per la reazione D - T)} \quad (2-13)$$

con n: ioni / cm³

τ : tempo di confinamento del plasma

che stabilisce le condizioni affinché la potenza prodotta dalle reazioni termonucleari superi la potenza dispersa, non fissa un limite per n e τ separatamente ma per il loro prodotto il che suggerisce due vie differenti per tentare di soddisfare il suddetto criterio.

La prima cerca di ottenere la reazione di fusione in tempi molto brevi ($\tau \approx 10^{-11}$ s) cosa che comporta la necessità di ottenere un plasma di densità elevatissima ($n \approx 10^{25}$ ioni/cm³): tali parametri sono adottati nel metodo di confinamento inerziale.

La seconda invece prevede tempi di confinamento più alti con densità minori ma ciò comporta la necessità di evitare che il plasma, date le elevatissime temperature in cui si deve operare, venga a contatto con le pareti del recipiente in cui è contenuto. Ciò conduce a realizzare i sistemi a confinamento magnetico nei quali l'effetto di un campo magnetico sufficientemente forte è quello di costringere le particelle cariche a percorrere delle traiettorie elicoidali attorno alle linee di forza.

Nel seguito saranno discussi in dettaglio il comportamento delle particelle ionizzate in un campo magnetico e le condizioni di equilibrio del plasma.

1. effetto del confinamento magnetico su particelle ionizzate.

Mediante opportune configurazioni è possibile confinare le particelle del plasma in una regione separata da ogni parete materiale. La configurazione di partenza, che è stata ottimizzata nel tempo e che viene qui utilizzata per semplicità espositiva, è costituita da un toro, dentro il quale è presente il plasma, avvolto dalle spire di un solenoide dentro cui circola una corrente che crea il campo magnetico all'interno del toro. Le linee di forza del campo sono cerchi coassiali con il toro e su esse è applicata la forza magnetica che impone alle particelle cariche del plasma un moto elicoidale attorno alle linee di forza del campo essendo inibiti i moti con componente radiale diversa da 0.

2. pressione magnetica ed equilibrio del plasma: limite superiore sulla densità e limite inferiore sul tempo di confinamento.

Al campo magnetico è associata una pressione di radiazione di intensità pari a $P_m = B^2/2\mu_0$ [N/m²] essendo B l'intensità del vettore induzione magnetica e μ_0 la permeabilità magnetica del vuoto. L'espressione della pressione di radiazione è ricavabile dalle seguenti considerazioni.

Si supponga di considerare un tronco del toro sufficientemente corto da potersi considerare rettilineo, si fissi l'attenzione su un punto P di coordinate x,y,z definite in un sistema di riferimento cartesiano, come illustrato in figura 12, in cui è rappresentata una sezione trasversale del tronco di toro:

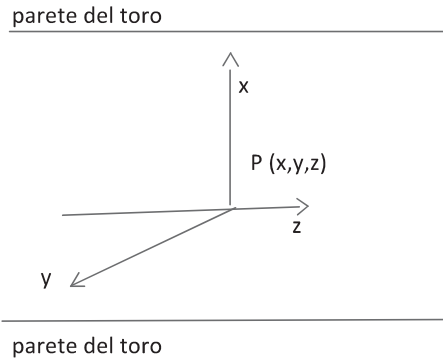


Figura 12
Sezione trasversale
del tronco del toro

se nel punto P(x,y,z) transita una carica q (elettrone, D⁺ o T⁺) con velocità \vec{v} su di essa agisce la forza di induzione magnetica:

$$\vec{F} = q\vec{v} \times \vec{B} \tag{2-14}$$

Passando alla densità di corrente \vec{j} nel punto P del plasma, l'espressione dell'induzione magnetica diviene:

$$\vec{F} = \vec{j} \times \vec{B} \tag{2-15}$$

poiché il campo magnetico ha direzione tangente all'asse longitudinale del toro, il suo modulo coincide con la componente B_z e considerando solo la componente radiale della densità di corrente, che per comodità si supponrà orientata lungo l'asse x, si ha:

$$|\vec{F}| = j_x B_z \tag{2-16}$$

con \vec{F} vettore ortogonale al piano formato da \vec{v}_x e \vec{B}_z e tale da imprimere alle particelle del plasma un moto elicoidale intorno le linee del campo magnetico, opponendosi alla fuga delle particelle dal plasma stesso e realizzando così l'effetto di confinamento.

Considerando un elemento di volume infinitesimo del plasma $dx dy dz$ attraversato dalla corrente \vec{j} di particelle cariche, la forza magnetica esercitata sul volumetto è pari in intensità a:

$$dF = j_x B_z dx dy dz. \tag{2-17}$$

Poiché la forza applicata dal campo magnetico è radiale, si può calcolare la pressione esercitata da essa sull'elemento di superficie $dx dz$ del plasma:

$$dP_m = \frac{dF}{dx dz} = j_x B_z dy. \tag{2-18}$$

La pressione di radiazione che si esercita sulla superficie in esame si otterrà integrando rispetto a y da 0 all'infinito, supponendo che l'origine del piano cartesiano giaccia sull'asse centrale del toro; pertanto P assume l'espressione:

$$P_m = \int_0^\infty j_x B_z dy \tag{2-19}$$

Per calcolare l'integrale si può ricorrere alla 4° equazione di Maxwell:

$$\text{rot} \vec{B} = \mu \vec{j} \tag{2-20}$$

che nel caso in esame si specializza nella seguente:

$$\frac{\partial B_z}{\partial y} - \frac{\partial B_y}{\partial z} = \mu J_x. \quad (2-21)$$

Poiché B_y si assume pari a 0, l'equazione diventa:

$$\frac{\partial B_z}{\partial y} = \mu J_x. \quad (2-22)$$

Quindi l'espressione della pressione diventa:

$$P_m = \int_0^\infty \frac{1}{\mu} \frac{\partial B_z}{\partial y} B_z dy = \int_0^\infty \frac{1}{2\mu} \frac{\partial B_z^2}{\partial y} dy = \frac{1}{2\mu} B_z^2(\infty) - \frac{1}{2\mu} B_z^2(0) = \frac{-1}{2\mu} B_z^2(0). \quad (2-23)$$

dove il segno meno dipende dal sistema di riferimento adottato. Assumendo il campo magnetico costante all'interno del toro, l'espressione della pressione diventa:

$$P_m = \frac{1}{2\mu} B_z^2 \quad (2-24)$$

che è appunto l'espressione cercata.

Il plasma è un gas che segue naturalmente le leggi idrodinamiche dei gas, per cui la sua pressione P_g che eserciterebbe sulle pareti del toro è esprimibile con le note leggi della teoria cinetica dei gas. Essa ha quindi l'espressione:

$$P_g = \frac{m}{3} n \bar{v}^2. \quad (2-25)$$

Nell'espressione precedente m è la massa delle molecole del gas, n è il numero di molecole per cm^3 , \bar{v}^2 è la media dei moduli delle velocità dei centri di massa delle molecole.

La temperatura T di un gas si può esprimere in termini di energia cinetica media delle molecole mediante l'espressione:

$$\frac{m}{2} \bar{\xi}^2 = \frac{k}{2} T. \quad (2-26)$$

dove $\bar{\xi}^2$ è la componente lungo l'asse x del moto del centro di massa delle molecole e k la costante di Boltzmann. Considerando le 3 componenti del centro di massa si ha:

$$\frac{m}{2} \bar{v}^2 = \frac{3}{2} kT \rightarrow m \bar{v}^2 = 3kT \quad (2-27)$$

Per cui l'espressione della pressione P_g diventa:

$$P_g = \frac{m}{3} n \bar{v}^2 = nkT. \quad (2-28)$$

L'espressione precedente andrebbe più precisamente scritta facendo riferimento alle tre tipologie di particelle presenti nel plasma, cioè elettroni e ioni di Deuterio e Trizio. In tale modo l'espressione assume la seguente forma:

$$P_g = (n_e + n_D + n_T) kT = n_{\text{tot}} kT \quad (2-29)$$

Nel seguito si assumerà $n = n_{\text{tot}}$.

Per l'equilibrio del plasma si chiede che la pressione del gas sia inferiore alla pressione magnetica

e ciò è espresso dal coefficiente β che deve essere minore di 1:

$$\beta = \frac{P_g}{P_m} < 1. \quad (2-30)$$

62

Dall'espressione di β consegue immediatamente il limite superiore della densità del plasma. Infatti la condizione su β si può anche scrivere:

$$nkT < \frac{B^2}{2\mu_0}. \quad (2-31)$$

essendo μ_0 la permeabilità magnetica nel vuoto.

Dalla precedente deriva:

$$n < \frac{B^2}{2\mu_0 kt}. \quad (2-32)$$

Assumendo per B un valore simile a quello presente in ITER, cioè 10 Tesla e per le altre grandezze che compaiono i seguenti valori:

$$\mu_0 = 4\pi \cdot 10^{-7} \text{ w*s/A*m}$$

$$k = 1,3805 \cdot 10^{-23} \text{ j/k}$$

$$T = 10^8 \text{ °K}$$

si trova immediatamente che:

$$n < 28,8 \cdot 10^{15} \text{ ioni / cm}^3.$$

Quindi la condizione di equilibrio consente di definire che il valore di n deve essere inferiore a 10^{15} ioni / cm^3 .

Confrontando il risultato trovato con il criterio di Lawson, si può scrivere:

$$n_{\max} \cdot \tau_{\min} > 10^{14}, \quad (2-33)$$

il che consente di scrivere:

$$\tau_{\min} > \frac{10^{14}}{28,8 \cdot 10^{15}} \approx 0,1 \text{ s}. \quad (2-34)$$

Quindi τ , il tempo di confinamento, dovrà essere almeno dell'ordine del secondo.

■ Il riscaldamento del Plasma – La Neutral Beam Test Facility

Come osservato all'interno del presente documento, ITER sarà il primo impianto in grado di mantenere attiva la fusione nucleare fino a 3600 s (fino ad oggi il massimo è stato 390 s, raggiunti nel reattore Tore Supra in Francia), e a produrre energia netta, ovvero energia in quantità superiore a quella necessaria per l'attivazione della reazione nucleare.

Per ottenere il riscaldamento del plasma fino alle altissime temperature previste per il progetto ITER, si utilizzano due sistemi di riscaldamento ausiliario, uno a radiofrequenza (RF) e l'altro a iniezione di neutri.

L'iniezione di fasci energetici di atomi neutri (fino a 1 MeV) sarà uno dei metodi primari utilizzati per riscaldare il plasma e per guidare la corrente di plasma all'interno di esso. Il progetto richiede per ogni linea fino a 16,5 MW di potenza. Inizialmente sono previste due linee per iniettare tangenzialmente alla direzione della corrente di plasma, e con la possibilità di eventuale aggiunta di una terza linea. Il design generale degli iniettori ha preso forma nel corso degli ultimi 17 anni, ed ora è basato su una sorgente di ioni negativi e un acceleratore elettrostatico derivato da acceleratori di ioni negativi sviluppati dalla Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ora Agency for Quantum and Radiological Science and Technology (QST). Nel corso degli ultimi anni, il concetto di base del sistema è stato ulteriormente perfezionato e sviluppato.

Il progetto ITER richiede, quindi, un sistema di riscaldamento aggiuntivo rispetto ai sistemi a radiofrequenza, costituito da due iniettori di fascio neutro, ognuno in grado di fornire un'accelerazione



Figura 13 - Il complesso di edifici di PRIMA che ospiterà i due esperimenti SPIDER e MITICA

di 1 MV ad un fascio di ioni negativi di deuterio di 40 A, fornendo al plasma una potenza di circa 17 MW per un'ora. Questi valori non sono mai stati sperimentalmente provati, pertanto è stato deciso di costruire una Test Facility. Tale Test Facility, denominata PRIMA (Padova Research on ITER Megavolt Accelerator) illustrata in figura 13, è in corso di costruzione a Padova e comprende una sorgente full-size di ioni negativi, SPIDER, ed un prototipo in scala uno a uno dell'iniettore di ITER, MITICA, con l'obiettivo di sviluppare e mettere a punto gli iniettori di riscaldamento da installare in ITER (fig. 13).

■ Il progetto MITICA

MITICA è un prototipo scala 1:1 dell'iniettore a fascio neutro di ITER (vedi figura 14), identico ad ITER HNB, compreso il sistema di alimentazione e la linea di trasmissione ad alta tensione (vedi figura 15).

La potenza elettrica di uscita dei sistemi di alimentazione dell'acceleratore di MITICA denominato AGPS (Acceleration Grid Power Supply) e della sorgente ionica ISEPS (Ion Source and Extractor Power Supply), viene trasmessa all'iniettore tramite una linea di trasmissione da 1 MV (TL), lunga più di 100 m. La linea è costituita da una tubazione in acciaio al carbonio contenente tutti i conduttori attivi e isolati da alta pressione del gas SF₆ (pressione nominale di 6,5 bar, fino a 80°C). Nell'ultima parte, la TL ospita anche i tubi che trasportano l'acqua di raffreddamento alle reti di accelerazione e alla sorgente di ioni. La TL è collegata al recipiente attraverso un bushing HV che fun-

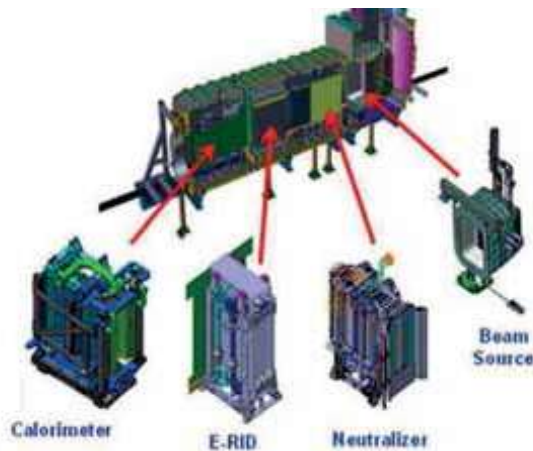


Figura 14 – Sezione di MITICA



Figura 15 – Prospetto generale di MITICA, compresa la Transmission Line

ge anche da barriera tra il gas in pressione contenuto nella TL ed il vessel. Esso è progettato per fornire una doppia barriera, un requisito fondamentale negli impianti nucleari come ITER.

■ **Il progetto SPIDER**

SPIDER è il prototipo della sorgente di ioni negativi dell'HNB.

La Beam Source (BS) di SPIDER è progettata per accelerare il fascio fino a 100 kV con una potenza totale di 6 MW. La sorgente include: 8 antenne RF e una camera di espansione per produrre il plasma da cui vengono estratti gli ioni e una serie di griglie per l'estrazione e l'accelerazione del fascio di ioni negativi. Un campo magnetico, generato da una corrente di qualche kA, permette di aumentare la densità di corrente degli ioni negativi estratti. Le griglie ed i componenti principali sono attivamente raffreddati. SPIDER è inoltre provvisto di un "electron dump", costituito da più tubi metallici verticali opportunamente disposti in modo da assorbire la maggior parte della potenza associata agli elettroni in uscita dall'acceleratore. Una vista esplosa della sorgente SPIDER BEAM è mostrata in figura 16.

Figura 16
Sezione
esplosa della
SPIDER
Beam
Source.



■ **Calcoli ingegneristici e strutturali**

Si forniscono di seguito i valori dei principali parametri nucleari che caratterizzano un sistema a fusione e le equazioni di base che consentono di ricavarli.

■ **Potenza specifica nucleare**

La potenza specifica nucleare generata dal Reattore a fusione è:

$$w = \Phi \Sigma \varepsilon = f_N N \cdot f_v v \cdot N \sigma \varepsilon = f_N f_v N^2 v \sigma \varepsilon \tag{3-13}$$

dove

$$f_N = \frac{N_{T_f}}{N_T} = \frac{N_{10^9}}{N_{10^8}} \cong 10^{-4}$$

(vedi Tab.1)

$$f_v = \frac{v_{T_f}}{v_T} = \frac{v_{10^9}}{v_{10^8}} = \sqrt{\frac{T_f}{T}} = \sqrt{\frac{10^9}{10^8}} = \sqrt{10} \cong 3, \quad \varepsilon=14 \text{ MeV} \text{ è l'energia rilasciata per reazione nucleare.}$$

■ **Ripartizione Potenza specifica nucleare (vedi figura 17)**

- trasporto nuclei ed elettroni (equipartizione dell'energia cinetica):

$$w_T = 2 \alpha_T \frac{3NkT}{2\tau} \tag{3-14}$$

essendo $\alpha_T \cong 10^{-2}$

- radiazione di Bremsstrahlung, dell'ordine di w_p :

$$w_B = \alpha_B N^2 Z^2 (kT)^{1/2} \tag{3-15}$$

dove $\alpha_B \cong 5.3 \cdot 10^{-37} W / m^3$ (per il deuterio), N sono nuclei/m³, Z=1 è il numero atomico e kT è espresso in keV.

- radiazione gamma:

$$w_\gamma = \alpha_\gamma w \tag{3-16}$$

essendo $\alpha_\gamma \cong 0,1$

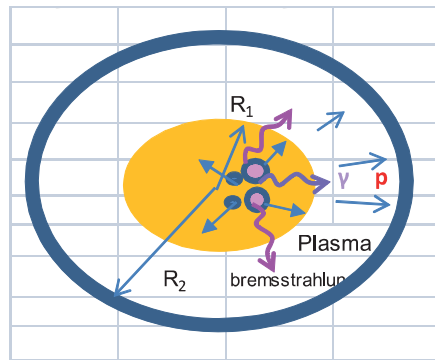


Figura 17
Plasma con
protoni, elettroni,
gamma e
radiazione di
Bremsstrahlung.

■ **Potenze**

Potenza nucleare termica

$$P_n = P_t = w \cdot V_1 = \frac{4\pi R_1^3}{3} w \tag{3-17}$$

Potenza elettrica

$$P_e = \eta P_t \tag{3-18}$$

■ **Pressioni (vedi figura 17, figura 18 e Tab. 3)**

bordo R_1

- gas ionizzato (protoni ed elettroni): $p_{1,gas} = 2NkT$ (3-19)

- radiazione gamma:
$$p_{1,\gamma} = \frac{w_\gamma}{c} \cdot \frac{\pi R_1^2 \cdot 2\pi l}{2\pi R_1 \cdot 2\pi l} = \frac{w_\gamma}{c} \cdot \frac{R_1}{2}$$
 (3-20)

- Bremsstrahlung:
$$p_{1,B} = \frac{w_B}{c} \cdot \frac{R_1}{2}$$
 (3-21)

- od anche per la radiazione elettromagnetica totale:
$$p_{1,rad} \cong \frac{\rho}{10^5} \frac{\sigma T^4}{c}$$
 (3-22)

essendo ρ la densità del combustibile in kg/m³, $\sigma = 5,67 \cdot 10^{-8} W/(m^2K^4)$ la costante di Stefan-Boltzmann e $c = 3 \cdot 10^8$ m/s la velocità della luce.

bordo R_2

- azione elettrodinamica su bobine toroidali:
$$p_{2,el} = p_{1,gas} \left(\frac{R_1}{R_2} \right)^2$$
 (3-23)

- radiazione gamma: $p_{2,\gamma} = p_{1,\gamma} \left(\frac{R_1}{R_2} \right)^2$ (3-24)

- Bremsstrahlung: $p_{2,B} = p_{1,B} \left(\frac{R_1}{R_2} \right)^2$ (3-25)

- od anche per la radiazione elettromagnetica totale: $p_{2,rad} = p_{1,rad} \left(\frac{R_1}{R_2} \right)^2$ (3-26)

■ **Sollecitazioni elettrodinamiche sulle bobine toroidali (vedi Tab. 3 e figura 18)**

Come abbiamo visto, la pressione espansiva nel plasma è dovuta a due componenti (facciamo riferimento ad un reattore di potenza elettrica P=1000 MWe):

1. Pressione dovuta alle particelle ionizzate uguale a circa 3500 bar;
2. Pressione radiativa, per T=10⁸K, uguale a circa 800 bar.

Tale pressione espansiva è contenuta dall'azione elettrodinamica sul plasma ad opera del campo magnetico toroidale B.

Per la terza legge della dinamica, una reazione elettrodinamica agisce sulla corrente delle bobine toroidali che hanno sviluppato B (vedi figura 18).

Vedendolo in altro modo, possiamo notare che la pressione espansiva, imprimendo velocità radiale v alle particelle ionizzate del plasma, produce un controcampo magnetico che sviluppa un'azione elettrodinamica verso l'esterno sulle bobine toroidali!

La pressione radiativa agisce invece sulle pareti della camera.

L'azione su ciascuna bobina toroidale è dell'ordine delle migliaia di tonnellate.

L'alto valore delle pressioni in gioco può essere giustificato facendo un confronto con i dati tecnici pubblicati sul sito ITER.

Poiché risulta:

ITER: Volume plasma V_i=840 mc, massa combustibile per ciclo M_i=1g, induzione magnetica B_i=12Tesla, temperatura T_i=150 milioni di gradi;

Reattore 1000MWe: Volume plasma V_r=180 mc, massa combustibile per ciclo M_r=75g, induzione magnetica B_r=2Tesla, temperatura T_r=100 milioni di gradi;

dalla relazione dei gas perfetti pV=MRT possiamo ricavare il rapporto delle pressioni nei due reattori:

$$\frac{p_r}{p_i} = \frac{M_r}{M_i} \cdot \frac{T_r}{T_i} \cdot \frac{V_i}{V_r} = \frac{75}{1} \cdot \frac{100}{150} \cdot \frac{840}{180} \approx 250$$

Come si può vedere la pressione p_r per un reattore da 1000MWe è circa 250 volte quella p_i di ITER.

Figura 18
Sollecitazioni elettrodinamiche sulle bobine toroidali e quindi sui vincoli strutturali del reattore.

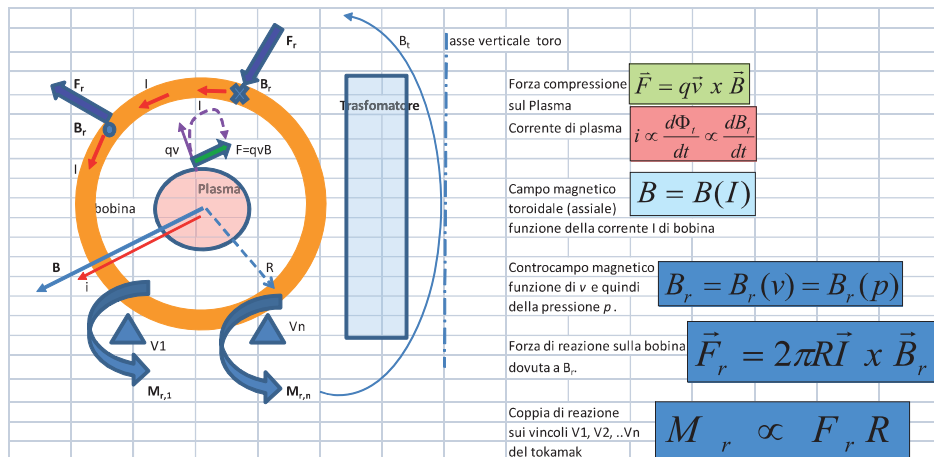
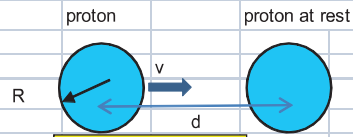


Tavola 3 - Pressioni e stabilità in un reattore Tokamak da 1000 MWe

Reattore Tokamak				
D =	3 m			
I =	4 m			
V =	178 m ³			
Elementary charge e =	1.60E-19 C			
Boltzmann constant k =	1.38E-23 J/K			
permittivity of free space ε ₀ =	8.85E-12 F/m			
d =	1E-14 m			
Ep =	1.15E-14 J			
T* =	1.1E+09 °K	7E+04 eV		
T =	1E+08 °K	9 keV		
P _{Tokamak} =	4E+08 Pa	3521 bar		
P _{Tokamak,rad} =	8E+07 Pa	801 bar		
m = m _p =	1.67E-27 kg			
v =	1.57E+06 m/s			
v* = v (T*/T) ^{0.5} =	5.25E+06 m/s			
σ _s =	1E-28 m ²	1 barns		
β =	1E-02			
σ _f = β σ =	1E-30 m ²	1E-02 barns		
Nτ =	2E+23 s/m ³			
ε =	1.40E+06 eV 2.24E-13 J			
w =	2E+07 W/m ³	7E+07	2E+07	
α = f _N = N*/N = N (T>10 ⁹ °K)/N =	3E-04			
N =	3E+23 n/m ³			
N* = N (T>10 ⁹ °K) =	7E+19 n/m ³			
λ _f = 1/(Nσ _f) =	4E+06 m			
τ =	1 s			
λ _s = 1/(Nσ _s) =	4E+04 m			
t = λ _f /v* =	0.7 s			
N (T>10 ⁹ °K) che si scontrano e fondono al sec	9E+19 nuclei/s m ³			
N _{totali} = N V =	5E+25 nuclei			
Massa combustibile Mc = NV/N _A =	75 g			
densità combustibile ρ =	4E-04 Kg/m ³			
Massa comb che brucia al sec Mc' = N'V/N _A =	2.6.E-02 g/s			
P _t =	3553 MWt			
η =	0.3			
P _e =	1066 MW			
μ ₀ =	1.26E-06 H/m			
n =	10 spire/m			
j =	15 A/mm ²			
Sspira =	10000 mm ²			
i =	2E+05 A			
B = μ ₀ n i =	2 Tesla			
F = e v B =	4.75E-13 N			
raggio percorso elicoidale r = (v m)/(eB) =	0.01 m			
t _r = 2πr/v = 2πm/(eB) =	3E-08 s			
Forza sulle bobine per m assiale, F _l = p·πD =	3E+09 N/m	3E+05 t/m		
(Stability) _{Tok,linear} = (D/2r)/(D/2λ _s) =	7E-03			
Stability _{Sun} /Stability _{Tok} =	8.E+25			
α _{Sun} /α _{Tok} =	3E-23			
α _{Tok} /α _{Sun} =	3E+22			
Stability _{Sun} /Stability _{Tok} =	6E+22	1° caso		
$\frac{Stability_{Sun}}{Stability_{Tok}} = \frac{\lambda_{Tok}}{\lambda_{Sun}} = \frac{N_{Sun}}{N_{Tok}} \cdot \frac{\sigma_{Sun}}{\sigma_{Tok}} = \frac{P_{Sun} T_{Tok}}{P_{Tok} T_{Sun}} \cdot \frac{\sigma_{Sun}}{\sigma_{Tok}} = \frac{P_{Sun} v_{Tok}^2}{P_{Tok} v_{Sun}^2} \cdot \frac{\sigma_{Sun}}{\sigma_{Tok}} = \frac{P_{Sun}}{P_{Tok}} \cdot \frac{\sigma_{Sun}^3}{\sigma_{Tok}^3} = \frac{P_{Sun}^4}{P_{Tok}^4}$				
Stability _{Sun} /Stability _{Tok} =	3E+24	2° caso		
$\frac{Stability_{Sun}}{Stability_{Tok}} = \left(\frac{\lambda_{Tok}}{\lambda_{Sun}} \right)^2 = \left(\frac{N_{Sun}}{N_{Tok}} \cdot \frac{\sigma_{Sun}}{\sigma_{Tok}} \right)^2 = \left(\frac{P_{Sun} T_{Tok}}{P_{Tok} T_{Sun}} \cdot \frac{\sigma_{Sun}}{\sigma_{Tok}} \right)^2 = \left(\frac{P_{Sun} T_{Tok}}{P_{Tok} T_{Sun}} \cdot \frac{P_{Sun}}{P_{Tok}} \right)^2 = \left(\frac{P_{Sun}^2 T_{Tok}}{P_{Tok}^2 T_{Sun}} \right)^2 = \frac{P_{Sun}^4 T_{Tok}^2}{P_{Tok}^4 T_{Sun}^2}$				

$$v_G = \frac{v}{2} \quad E_{k,G} = \frac{1}{2} (2m)v_G^2 = m \frac{v^2}{4} = \frac{E_k}{2}$$



$$p = NkT$$

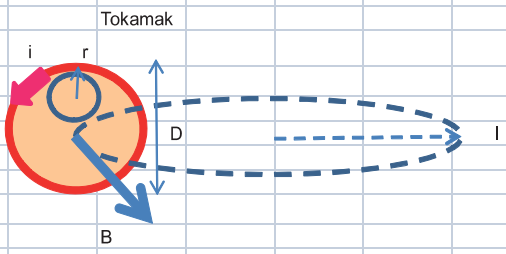
$$P_{rad} \approx \frac{\rho \sigma T^4}{10^5 c}$$

$$N\tau \geq \frac{1}{v^* \sigma_f} = \frac{1}{\sigma_f} \sqrt{\frac{m}{3kT^*}}$$

$$w = \Phi \Sigma \epsilon = N_{T>10^9 \text{°K}} v_{T>10^9 \text{°K}} N \sigma_f \epsilon$$

$$w = \alpha v^* N^2 \sigma_f \epsilon$$

$$(Stability)_{Tok,linear} = \frac{D}{2r} \cdot \frac{D}{2\lambda_s}$$



$$\frac{(Stability)_{Sun}}{(Stability)_{Tok}} = \left(\frac{Stability_{Sun,linear}}{Stability_{Tok,linear}} \right)^2$$

Nella Figura 18 sono rappresentate le sollecitazioni sulle bobine toroidali e quindi sui vincoli strutturali del reattore.

Aspetti di strumentazione, regolazione, controllo e protezione dell'impianto a fusione

68

Un plasma confinato magneticamente è un sistema molto complesso. Infatti non può essere prodotto e mantenuto senza un sistema sofisticato di controlli in feedback. L'energia libera disponibile nel plasma tende a generare turbolenza e instabilità fluide (MHD) che riducono la qualità del confinamento.

Per la produzione ed il mantenimento di un plasma termonucleare, sono necessari sistemi di controllo aggiuntivi che assicurino che la produzione di potenza venga mantenuta per lunghi periodi. Il cattivo funzionamento dei sistemi di controllo porta il sistema in condizioni che tendono a ridurre la potenza da fusione prodotta o persino allo spegnimento della scarica. Allo stato attuale di R&D, non si prevede che si possano verificare runaway termici. Sono comunque previste misure per controllare e sopprimere eventuali escursioni termiche. Inoltre sono previste 40 diagnostiche fondamentali: diagnostiche dedicate alle protezioni, ai controlli e agli studi di fisica, misure ottenute da DC a raggi di neutroni e di particelle di diverse specie ioniche, fascio diagnostico di atomi neutri per spettroscopia attiva (CXRS, MSE ...).

Un particolare fenomeno da evitare e che rappresenta l'incidente più severo per un impianto di potenza a fusione è la disruption o disruzione improvvisa del plasma.

La disruzione è un evento violento che distrugge il plasma a confinamento magnetico come conseguenza di un'instabilità che si innesca in modo particolarmente rapido, spesso di tipo magnetico (MHD). La temperatura scende drasticamente e sia il calore che le particelle vengono istantaneamente rilasciate dal confinamento e scaricate sul vessel di contenimento, causando un danno proporzionale all'energia immagazzinata. La perdita del contenimento associata alla produzione di elettroni in fuga produce un danno di grandi proporzioni all'impianto. Gli effetti magnetici, associati alla perdita improvvisa della corrente plasmatica, generano forze magnetiche sulle strutture metalliche che circondano il plasma, quali vessel, bobine, e strutture interne, note come eventi di spostamento verticale che comportano forti rotture meccaniche.

Questo fenomeno non accade o comunque è molto meno severo nella configurazione Stellarator perché il confinamento non dipende dalla corrente plasmatica.

Per evitare la disruption e mitigarla, nel progetto ITER, e nel Divertor Test Tokamak, verrà provato il controllo delle disruzioni mediante:

1. ECCD in regimi di alto beta (Disruption avoidance using ECCD in high beta conditions, AUG e TCV)
2. Mitigazione di ELMs mediante ECRH (ELM mitigation using edge ECRH, TCV)
3. Fisica avanzata degli NTM (Advanced NTM physics, TCV)
4. Esperimenti di Wall Cleaning mediante onde EC (ECRH wall conditioning and in Helium, TCV).

Aspetti di Sicurezza e Radioprotezione

L'analisi di sicurezza per i reattori a fusione viene effettuata con gli stessi strumenti e metodologie che sono stati messi a punto ed utilizzati per i reattori a fissione, in particolare i PRA (Probabilistic Risk Assessment) dei reattori di potenza. Infatti si utilizzano strumenti di identificazione di possibili eventi iniziatori come la FMEA, l'Hazop, gli Alberi dei guasti e degli Eventi per i sistemi e componenti degli impianti. A partire dagli eventi iniziatori si sviluppano gli alberi degli eventi sia qualitativi che quantitativi fino all'individuazione delle sequenze incidentali più gravose con le relative probabilità di accadimento insieme alla valutazione delle conseguenze in termini di rilasci radioattivi all'ambiente.

A seguito dei risultati dell'Analisi incidentale possono essere richieste delle modifiche al progetto dell'impianto per renderlo più sicuro e prevenire gli incidenti.

Come per tutti i progetti di realizzazione di impianti nucleari, anche per quelli a fusione si adotta nel progetto la cosiddetta "Difesa in profondità" che prevede l'installazione di una serie di "barriere" che si oppongono alla fuoriuscita nell'ambiente esterno dei prodotti radioattivi in caso di scenario incidentale per mitigarne gli effetti.

Ad una prima valutazione appare evidente come gli scenari incidentali per i reattori a fusione appaiono meno gravosi di quelli relativi ai reattori a fissione soprattutto in termini di conseguenze verso l'ambiente.

Sarebbe utile ed auspicabile che in futuro si possa fare un confronto dettagliato dei risultati delle analisi degli scenari incidentali fra i reattori a fusione e quelli a fissione (anche di IV generazione). In particolare per i DBA (Design Base Accident) cioè gli incidenti di riferimento per il progetto debbono essere confrontate le rispettive probabilità di accadimento e le relative conseguenze in termini di rilasci radioattivi nell'ambiente.

Peraltro è difficile sostenere, come ingegneri, di lunga esperienza trasversale su fusione e fissione nucleare, che la tecnologia di produzione di energia nucleare da fusione sia più sicura della fissione. Sono entrambe sicure se gestite opportunamente. La fusione appare più "amica" perché gestisce piccole quantità di "combustibile" e non deve affrontare l'annoso problema dei rifiuti nucleari a lunga vita, che comunque, inevitabilmente, risulta una eredità penalizzante per le future generazioni. Ma è altresì vero che non si può affermare che esiste una forma di energia generata da fusione nucleare che non produca "scorie" radioattive.

Difatti, la reazione da fusione avviene fra il deuterio ed il trizio e, quindi, il rifiuto principe generato dalla reazione di fusione rimane il trizio. Esistono poi i prodotti attivati dalla presenza di trizio (vedi le pareti del vacuum vessel) che hanno la capacità di essere adsorbiti negli interstizi della struttura metallica degli acciai come pure le polveri radioattive a base di tungsteno, tantalio e cobalto 60. La tecnologia del trattamento del trizio è stata particolarmente studiata e sviluppata in ITER sia a livello di trattamento acqua che gas.

Si può quindi con certezza affermare che i rifiuti generati dalla fusione nucleare sono caratterizzati da tempi di dimezzamento nel decadimento radioattivo dell'ordine di qualche decina di anni (circa trenta anni per il trizio che è il principale rifiuto) e, quindi, facilmente gestibili anche soltanto con depositi temporanei.

Un ultimo aspetto di sicurezza della fusione termonucleare a confinamento magnetico, non presente nei reattori a fissione, è quello dei campi magnetici molto intensi generati sull'impianto ed in particolare delle variazioni rapide di campo a seguito di transitori operazionali ed incidentali. Le conseguenze sul personale d'impianto e la popolazione devono essere valutate accuratamente in modo da scongiurare problemi di tipo sanitario.

Elementi di confronto qualitativo-quantitativo fra reattore a fusione ed a fissione

Appare di particolare interesse effettuare una comparazione tra i parametri caratteristici di un reattore a fissione termico e di un reattore a fusione, a parità di potenza dell'impianto assunta uguale a 1000 MW.

I suddetti parametri sono riportati nella tabella 4 in cui il primo parametro considerato è la potenza specifica, che per un reattore a fusione può essere espressa dalla relazione:

$$P_s = E(\sigma V)n_1n_2 \quad [\text{KW/kg}]$$

dove:

- E: energia rilasciata dalla singola reazione
- σ : sezione d'urto media funzione della velocità
- V: valor medio efficace della velocità delle due particelle
- n_1 e n_2 : numero di nuclei di tipo 1 e 2

Questo valore nei reattori a fusione è pari alla metà del valore tipico di un reattore a fissione.

Nel caso del reattore a fissione veloce BREST 300 di IV generazione, prossimo alla costruzione, la potenza specifica, in un dato punto del combustibile, è calcolata secondo la relazione:

$$P_s = E_f N_f \cdot \int_{E_s}^{+\infty} \varphi(E) \sigma_f(E) dE \quad [\text{W/cm}^3]$$

in cui:

- E_f è l'energia mediamente rilasciata da un processo di fissione (circa 192 MeV);
- N_f è il numero di atomi di fissili contenuti in un cm^3 di combustibile, che nel caso del BREST 300 sono gli isotopi ^{238}U e ^{239}Pu ;
- E_s è l'energia di soglia dei neutroni oltre la quale la fissione veloce è tecnicamente possibile;
- σ_f è la sezione d'urto di fissione, misurata in cm^2 , per gli isotopi ^{239}Pu , ^{241}Pu , ma anche ^{235}U e successivo ^{236}U , formatosi per cattura neutronica. Tale sezione prende forma per energie maggiori del rispettivo valore di soglia E_s ; $\varphi(E)$ è il numero di neutroni, con energie comprese tra E ed E +

dE, che attraversano nell'unità di tempo una superficie circolare di 1 cm^2 centrata in un dato punto. Oppure, in termini più semplici, è lo spettro di distribuzione energetica del flusso neutronico.

Il nocciolo del BREST 300 è progettato per produrre una potenza di 700 MWth, e ha un volume di combustibile, in forma di nitrati di Pu e U, pari a $1.2465 \times 10^6 \text{ cm}^3$. Pertanto la potenza specifica media del reattore è pari a $561,6 \text{ W/cm}^3$.

Il nocciolo del BREST 300 ha forma cilindrica con un ingombro complessivo di 1100 mm di altezza attiva e 2200 mm di diametro. Pertanto la potenza specifica, relativa all'ingombro volumetrico, è 167 W/cm^3 .

I reattori di IV generazione refrigerati con piombo hanno un'alta potenza specifica e questo permette di realizzarli in dimensioni contenute, offrendo la possibilità di erogare potenze interessanti in spazi ridotti e limitando i carichi strutturali che ne deriverebbero. Infatti, tutto il circuito primario è percorso da Pb fuso che, allo stato liquido e per le temperature medie di funzionamento pari a 753 °K, ha una densità di 10.52 g/cm^3 , davvero considerevole.

Il secondo parametro da considerare nel confronto è l'intensità del flusso neutronico generato nelle reazioni di fusione. Questo, per poter produrre la potenza richiesta, deve essere di un ordine di grandezza superiore al valore della grandezza analoga dei sistemi a fissione.

Per un LFR (Lead Fast Reactor) come il BREST 300 diventano, invece, paragonabili. Il flusso neutronico di progetto del BREST 300 è dell'ordine di 1×10^{15} neutroni/cm²sec. Infatti, rispetto a un comune reattore termico, le sezioni d'urto di fissione veloce sono circa due ordini di grandezza inferiori e pertanto i flussi neutronici devono essere due ordini di grandezza maggiori rispetto a quelli comuni nei reattori termici se si vuole una potenza specifica dello stesso ordine di grandezza (200 e 500 W/cm^3).

Guardando la tabella 4, nella colonna relativa al reattore a fusione, appaiono altre due grandezze, il flusso dei nuclei e il "flusso dei nuclei fondibili" che non possono avere grandezze corrispondenti nei reattori a fissione, ma che sono concettualmente, ma non fisicamente (quindi i valori non sono immediatamente rapportabili), equivalenti alle grandezze che misurano la quantità di combustibile presente nel nocciolo di un reattore a fissione.

I successivi due parametri, "Pressione" e "Temperatura", rappresentano le maggiori differenze, dal punto di vista tecnologico, tra i due sistemi.

Un impianto a fissione da 1000 MWe lavora normalmente con temperature al di sotto dei 10^3 °K e con pressioni dell'ordine di 100 bar (circa 70 bar per un BWR, 100 bar per un HWR, 180 bar per un PWR), valori caratteristici di applicazioni impiantistiche spinte ma che rientrano comunque nell'ambito di tecnologie attualmente consolidate.

La pressione di progetto nel circuito primario del BREST 300 è pari a 17 bar, rappresentando un valore del tutto gestibile nella progettazione strutturale del vessel e di quella dello scambiatore intermedio.

La temperatura di ingresso del refrigerante (piombo) nel nocciolo è pari a 693 K e quella di uscita è 813 K. Anche questi parametri non inficiano la resistenza degli acciai impiegati, che sono di tipo martensitico ad alto contenuto di cromo, scelti prioritariamente per l'ottima resistenza alla corrosione da parte del piombo. E' necessario comunque preriscaldare il circuito primario prima dell'introduzione del piombo fuso nello stesso o mantenere a temperatura idonea tutto il circuito primario quando il reattore viene spento e si vuole movimentare il combustibile senza che il piombo solidifichi (fenomeni di "freezing" e di "flow blockage").

Un reattore a fusione di potenza analoga necessita invece di temperature dell'ordine dei 10^8 °K e pressioni dell'ordine dei 10^3 bar, il che porta i sistemi al di fuori delle tecnologie comunemente utilizzate, per cui una parte significativa della ricerca è rivolta a raggiungere ma soprattutto a mantenere i suddetti valori nei sistemi sperimentali realizzati e in costruzione.

L'ultimo parametro considerato, "i materiali di fabbricazione", deve necessariamente tenere conto delle suddette fondamentali differenze dei parametri fisici caratteristici del sistema, per cui mentre per gli impianti a fissione si ricorre ad acciai del tipo inox AISI serie 300, ferritici o austenitici al nichel cromo (Inconel), occorre ricorrere ad acciai speciali e materiali ceramici, anch'essi oggetto di ricerca, negli impianti a fusione.

Il progetto delle componenti strutturali in acciaio del BREST 300 si deve quindi avvalere degli studi condotti su acciai martensitici ad alto contenuto di cromo, introducendo comunque una novità nel campo della fissione.

In sintesi, si può affermare che i sistemi a confronto, dal punto di vista nucleare, a meno dello spettro neutronico qui non considerato e le reazioni di partenza evidentemente diverse, non sono estremamente difforni essendo, ad esempio, la densità di potenza dello stesso ordine di grandezza e l'intensità tipica del flusso neutronico diversa per un solo ordine di grandezza; ciò che cambia so-

Tavola 4 - Confronto parametrico reattore a fusione e reattore fissione

	Fusione	Fissione	Unità
Densità di potenza	10	100	KW/l
Flusso neutronico	1E+15	1E+14	n/cm ² s
Flusso nuclei	1E+25		n/cm ² s
Flusso nuclei fondibili	1E+22		n/cm ² s
Dimensioni	100	50	m ³
Pressione	1E+3	1E+2	bar
	1E+8	1E+7	Pa
Temperatura	1E+8	1E+3	K
materiali	Acciai speciali e ceramici	acciai	

stanzialmente sono i parametri fisici in cui il nocciolo si trova ad operare, con il reattore a fusione che richiede temperature e pressioni ancora al di fuori delle normali applicazioni tecnologiche.

Conclusioni

Come osservato in precedenza, le criticità da superare sulla strada della fusione non sono poche e rimangono molti i parametri che presentano, nel reattore a fusione, ordini di grandezza anche molto superiori a quelli di un reattore a fissione, per affrontare i quali saranno realizzate infrastrutture di ricerca e prototipi sperimentali come ITER, DTT, DEMO, in uno spettro temporale che possiamo collocare da oggi al 2030-40.

Peraltro, i cosiddetti by-product o side-technologies già sviluppati o che saranno sviluppati durante questo cammino di ricerca nel settore dei materiali e dell'ingegneria costituiranno di per sé un importante risultato, con applicazioni e ricadute in tutti i settori industriali.

E' possibile concludere che questo primo approccio qualitativo e analitico alla fusione e la relativa analisi comparata sviluppati nel presente rapporto tecnico dalla Commissione Ricerca e Reattori innovativi dell'Area Nucleare, ha inteso iniziare una collaborazione fattiva su questa tematica con gli iscritti dell'Ordine, le altre Commissioni, ma anche con ENEA e gli altri Istituti che operano nel settore della fusione nucleare.

La Commissione nucleare può rappresentare un riferimento istituzionale, come organo tecnico indipendente per la progettazione e verifica dell'ingegneria del sistema ed è a disposizione del Paese e delle sue strutture di ricerca.

Bibliografia

- [1] Toigo V. et al. Progress in the realization of the PRIMA Neutral Beam Test Facility. Nuclear Fusion (ed. IAEA). 2015, n.55.
- [2] Watanabe K. et al. Design of a -1MV dc UHV power supply for ITER NBI. Nuclear Fusion. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, n.49.
- [3] Grisham L.R. et al. Recent improvements to the ITER neutral beam system design. Elsevier. Fusion Engineering and Design, 2012, n.87, 1805- 1815.
- [4] Umeda N., Taniguchi M., Kashiwagi M., Dairaku M., Hanada M., Tobar H., Watanabe K., Sakamoto K., Inoue T. Development of 1MeV accelerator and HV bushing at JAEA toward ITER Neutral Beam System. Elsevier. Fusion Engineering and Design, 2009, n.84, 1875- 1880.
- [5] Sonato P. et al. The ITER full size plasma source device design. Elsevier. Fusion Engineering and Design, 2009, n.84, 1875- 1880.
- [6] Sonato P. et al. Status of PRIMA, the test facility for ITER neutral beam injectors. Atti del Convegno American Institute of Physics, Third International Symposium On Negative Ions, Beams And Sources. Jyväskylä, Finlandia, 3-7 Settembre 2012.
- [7] Decreto ministeriale 1 dicembre 1980, Disciplina dei contenitori a pressione di gas con membrane miste di materiale isolante e di materiale metallico, contenenti parti attive di apparecchiature elettriche (G.U. 11 febbraio 1981, n. 40)
- [8] Decreto ministeriale 10 settembre 1981 Modificazioni al decreto ministeriale 1° dicembre 1980, relativo alla "disciplina dei contenitori a pressione di gas con membrane miste di materiale isolante e di materiale metallico, contenenti parti attive di apparecchiature elettriche" (G.U. 16 ottobre 1981, n. 285).
- [9] D. Mazza - Reattore nucleare di IV generazione refrigerato con piombo BREST 300: la simulazione neutronica tramite il software MCNPX, i flussi neutronici e la risposta di una tipica sonda per reattori veloci. Articolo dal Quaderno N 2/2015, Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma.