

**ENEA**

AGENZIA NAZIONALE PER LE NUOVE TECNOLOGIE,  
L'ENERGIA E LO SVILUPPO ECONOMICO SOSTENIBILE

P. BATISTONI, A. COLETTI, A. DELLA CORTE, F. GNESOTTO,  
E. LAZZARO, P. MARTIN, A. PIZZUTO, I. RICAPITO, F. ROSATELLI,  
G. ROSTAGNI, G. SANGUINETTI, C. STRANGIO, A. TUCCILLO,  
G. VLAD

A cura di **PAOLA BATISTONI**

# **ENERGIA DA FUSIONE**

## **STATO, PROSPETTIVE E RICADUTE INDUSTRIALI**

**FOCUS**

**2009**

**SVILUPPO SOSTENIBILE**

## ENERGIA DA FUSIONE

Stato, prospettive e ricadute industriali

*P. Batistoni, A. Coletti, A. della Corte,  
F. Gnesotto, E. Lazzaro, P. Martin,  
A. Pizzuto, I. Ricapito, F. Rosatelli,  
G. Rostagni, G.P. Sanguinetti, C. Strangio,  
A. Tuccillo, G. Vlad*

a cura di Paola Batistoni

2009 ENEA

Agenzia nazionale per le nuove tecnologie,  
l'energia e lo sviluppo economico sostenibile

Lungotevere Thaon di Revel, 76  
00196 Roma

ISBN: 978-88-8286-212-1



# ENERGIA DA FUSIONE

## Stato, prospettive e ricadute industriali

P. Batistoni, A. Coletti, A. della Corte,  
F. Gnesotto, E. Lazzaro,  
P. Martin, A. Pizzuto, I. Ricapito,  
F. Rosatelli, G. Rostagni,  
G.P. Sanguinetti, C. Strangio,  
A. Tuccillo, G. Vlad

a cura di Paola Batistoni

*Paola Batistoni, Alberto Coletti, Antonio della Corte, Aldo Pizzuto,  
Carmela Strangio, Angelo Tuccillo, Gregorio Vlad*  
ENEA - Associazione EURATOM-ENEA sulla Fusione, C.R. - Frascati

*Francesco Gnesotto, Piero Martin, Giorgio Rostagni*  
Consorzio RFX - Padova

*Italo Ricapito*  
ENEA FPN - Brasimone

*Enzo Lazzaro*  
Istituto di Fisica del Plasma, CNR - Milano

*Francesco Rosatelli, Gian Paolo Sanguinetti*  
Ansaldo Ricerche - Genova

a cura di Paola Batistoni

## **PREFAZIONE**

La ricerca sulla fusione si trova oggi ad un passaggio importante: la costruzione di ITER, il reattore sperimentale da 500 MW di potenza, frutto di un'ampia collaborazione internazionale. Esso rappresenta il risultato di decenni di continui progressi nella comprensione della fisica dei plasmi e nello sviluppo delle tecnologie necessarie all'operazione di un reattore a fusione quali, ad esempio, quelle dei grandi magneti superconduttori e dei componenti affacciati al plasma.

ITER è stato progettato in modo da poter costituire l'unico passo intermedio prima della realizzazione di un reattore dimostrativo in grado di generare energia elettrica da fusione (DEMO). Esso rappresenta un'impresa scientifica e tecnologica di grandi dimensioni e complessità, alla cui realizzazione contribuiscono, in uno sforzo comune, numerosi laboratori di ricerca e industrie di buona parte dei paesi sviluppati (Cina, Corea, Europa, Giappone, India, Russia, Stati Uniti). L'accordo bilaterale tra Europa e Giappone collegato a ITER ha l'obiettivo di accelerare il programma con la costruzione di un tokamak satellite (JT-60SA), di una sorgente intensa di neutroni per la qualificazione dei materiali per la fusione e di un Centro internazionale per la progettazione di DEMO.

L'Italia, con ENEA in prima fila, è stata pioniera fin dal 1960 nella ricerca sulla fusione termonucleare, ed ha conquistato negli anni un ruolo da protagonista nel panorama europeo e internazionale con la realizzazione e l'operazione di macchine sperimentali per il confinamento magnetico (tokamak FT e FTU, reversed field pinch RFX) e inerziale (laser ABC), con la partecipazione al tokamak comunitario JET, con studi teorici di fisica del plasma, con lo sviluppo di un ampio spettro di tecnologie e la costruzione di un ricco parco di impianti di prova presso i Centri di Frascati e del Brasimone, e con la progettazione della macchina tokamak IGNITOR. L'Associazione italiana con Euratom, rappresentata da ENEA (Associazione Euratom-ENEA sulla Fusione) trova i suoi punti di forza nell'ampiezza delle competenze presenti nei propri laboratori di ricerca e nei gruppi di ricerca associati, nella capacità di integrazione di sistema e di forte coinvolgimento dell'industria nello sviluppo delle tecnologie più innovative.

L'Italia intende mantenere ed anzi rafforzare il proprio ruolo, in primo luogo partecipando alla costruzione di ITER, sia realizzando componenti ad elevato contenuto scientifico e tecnologico nell'ambito di consorzi tra laboratori di ricerca e industria nazionale, sia fornendo supporto tecnico al sistema industriale italiano per favorirne l'inserimento nelle gare per le forniture europee. Grazie al coinvolgimento nelle attività di ricerca e sviluppo condotte durante la fase di progettazione di ITER, l'industria italiana è ben qualificata per la realizzazione di componenti meccanici ed elettromeccanici, dei magneti superconduttori, delle alimentazioni, dei sistemi di riscaldamento ausiliari e diagnostici, dei sistemi per il remote handling e il controllo, e punta ad acquisire circa il 20% delle commesse europee.

Sempre nell'ambito del programma ITER, sarà realizzato in Italia da parte del Consorzio RFX l'impianto di sviluppo e prove per il sistema di riscaldamento del plasma in ITER con iniezione di atomi neutri (NBI). L'Italia partecipa attivamente anche all'accordo

Europa–Giappone con la progettazione e realizzazione di 9 delle 18 bobine del magnete toroidale superconduttore (ENEA) e parte delle alimentazioni elettriche (RFX) di JT-60SA, e dello stadio a bassa energia dell’acceleratore (INFN) e delle prove per il bersaglio (ENEA) per IFMIF.

Ma il cuore della strategia italiana per i prossimi 10 anni è rappresentato dall’esperimento FAST (Fusion Advanced Studies Torus), un tokamak satellite che l’Associazione Euratom-ENEA propone di realizzare in Italia, previa approvazione da parte Euratom, nell’ambito del programma europeo di accompagnamento a ITER. FAST avrebbe l’obiettivo di preparare e ottimizzare gli scenari operativi di ITER in una macchina più semplice e non nucleare, di studiare plasmi prossimi all’ignizione, e di provare componenti innovativi per ITER e DEMO.

Con il presente volume ENEA intende offrire al lettore interessato informazioni utili alla comprensione dei meccanismi fisici alla base di questa tecnologia e delle enormi potenzialità che essa presenta per la definizione, nei prossimi decenni, di uno scenario energetico sostenibile. Oltre alla presentazione dello stato attuale, vi si descrivono gli ulteriori passi fondamentali nella Roadmap che gli scienziati hanno elaborato, necessari per giungere allo sfruttamento dell’energia da fusione entro la metà del secolo. Come si vedrà, l’Italia (laboratori di ricerca e industria) potrà contribuire notevolmente a questa impresa, tra le maggiori mai intraprese dall’umanità, aumentando in questo modo le proprie competenze in una tecnologia strategica, con enormi vantaggi per il sistema produttivo nazionale.

*Giovanni Lelli*  
*Commissario ENEA*

## INDICE

1. Introduzione	9
1.1 La fusione nucleare: il meccanismo fisico	10
1.2 La fusione a confinamento magnetico	13
1.3 La fusione a confinamento inerziale	17
2. I potenziali vantaggi della fusione	22
2.1 Il ciclo DT: disponibilità delle risorse	22
2.2 Sicurezza degli impianti a fusione	23
2.3 Gestione dei materiali radioattivi	24
2.4 Costo dell'energia elettrica da fusione	25
3. Stato attuale	26
3.1 Stato delle ricerche sulla fusione magnetica	26
3.2 Stato delle ricerche sulla fusione a confinamento inerziale	31
4. Il quadro europeo di ricerca sulla fusione	34
4.1 Il quadro organizzativo della fusione magnetica	34
4.2 Il programma europeo sulla fusione magnetica	36
5. Il panorama internazionale: l'evoluzione in atto	41
5.1 Il progetto internazionale ITER	41
5.2 Il dopo ITER: le strategie nei Paesi che partecipano a ITER	45
6. La Roadmap europea della fusione magnetica	48
6.1 I pilastri del programma: ITER, IFMIF e DEMO	48
6.2 Lo sviluppo dei materiali	56
7. Prospettive per l'energia da fusione	62
7.1 Studi europei di reattori a fusione	62
7.2 La fusione nel panorama europeo dell'energia	67
7.3 Comunicazione e training	68
8. Il ruolo dell'Italia	70
8.1 Il quadro nazionale: risorse, competenze e risultati	71
8.2 Il quadro nazionale: obiettivi	85
8.3 Partecipazione alla costruzione di ITER	86
8.4 Broader approach	89
8.5 La proposta FAST	89
9. Fusione e Industria	92
9.1 Il ruolo dell'industria	92
9.2 Partecipazione dell'industria italiana a ITER e al <i>broader approach</i>	96
10. Conclusioni	109
Referenze	111

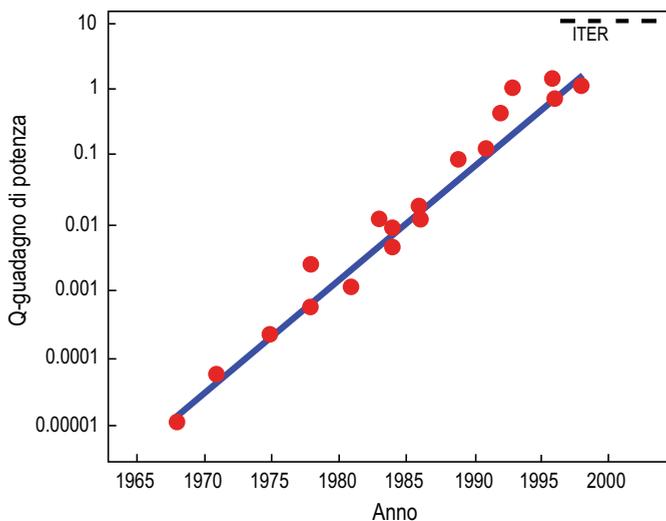


## INTRODUZIONE

La ricerca sulla fusione nucleare ha l'obiettivo di rendere disponibile una fonte di energia inesauribile, rispettosa dell'ambiente, sicura ed economicamente competitiva, che potrà contribuire a ridurre l'impiego di combustibile fossile, con grande beneficio per l'ambiente e per la sicurezza dell'approvvigionamento energetico. Avviata ormai da alcuni decenni in molti Paesi, essa rappresenta un'impresa internazionale di grandi dimensioni in termini di risorse impiegate e di indubbio valore strategico per i potenziali vantaggi che presenta.

Le previsioni sull'evoluzione del panorama energetico attuale, insieme all'urgenza di adottare tecnologie energetiche a ridotte emissioni di gas serra, rafforzano l'interesse sulla fusione e pongono la domanda sui tempi in cui essa potrà diventare disponibile.

Lo straordinario complesso di nuove acquisizioni scientifiche, sperimentali e tecnologiche ottenute, anche grazie all'ampia collaborazione internazionale, ha portato all'avvio della costruzione di ITER, un reattore a fusione sperimentale realizzato congiuntamente da Europa, Giappone, Russia, Stati Uniti, Cina, Corea e India, che produrrà 500 MW di potenza di fusione per decine di minuti, con guadagno di potenza di un fattore da cinque a dieci, e che integrerà alcuni componenti tecnologici chiave del reattore di potenza. ITER rappresenta quindi un decisivo passo in avanti sulla strada della fusione, ed è stato progettato in modo da poter costituire l'unico passo intermedio prima della realizzazione di un reattore dimostrativo in grado di generare energia elettrica da fusione (DEMO).



**Figura 1 (riprodotta da [1])** - I progressi ottenuti nella fusione magnetica, misurati in termini del parametro Q (guadagno di potenza) definito come il rapporto tra la potenza da fusione prodotta (DT equivalente) e la potenza fornita dall'esterno per scaldare il combustibile. I risultati mostrati sono stati ottenuti in varie macchine sperimentali. ITER è progettato per ottenere  $Q = 10$ , mentre il reattore di potenza opererà con  $Q = 30 - 50$ .

In analogia con la legge di Moore per la densità di transistor nei circuiti integrati, il parametro Q della fusione è costantemente raddoppiato ogni 1.8 anni nei 35 anni passati.

La fusione ha già richiesto l'impiego di grandi risorse a livello mondiale negli ultimi decenni, ed altre risorse dovranno essere investite per alcuni decenni ancora prima che l'energia da fusione possa essere utilizzata su larga scala. Al di là dell'importanza dell'obiettivo, e come avviene anche per le altre grandi imprese scientifiche, per progredire essa richiede e al tempo stesso produce progressi scientifici e tecnologici e ricadute industriali di grande valore in termini di nuove tecnologie e processi industriali, di know how, di crescita di qualità/affidabilità, di ampliamento dei settori di intervento per le industrie coinvolte, in misura sempre più rilevante, nella realizzazione dei grandi impianti sperimentali.

Obiettivo del presente volume è quello di riportare i progressi ottenuti, presentando i risultati più recenti, fare il punto sull'evoluzione attuale dell'impresa e illustrare la Roadmap per il raggiungimento dell'obiettivo finale, evidenziando al tempo stesso il crescente ruolo dell'industria e il valore delle ricadute tecnologiche e industriali del programma fusione.

## 1.1 La fusione nucleare: il meccanismo fisico

La fusione è una reazione nucleare in cui due nuclei leggeri si fondono in un nucleo più pesante con conseguente rilascio di energia. È la reazione che alimenta il sole e tutte le stelle, ed è alla base del processo di nucleosintesi che avviene all'interno delle stelle, cioè della produzione degli elementi naturali a partire dall'idrogeno.

I nuclei atomici sono composti di neutroni e protoni (nucleoni). La massa totale di un nucleo è minore della somma delle masse dei suoi costituenti perché nella sua formazione, a partire dai singoli nucleoni, si verifica una perdita di massa che è rilasciata sotto forma di energia, in accordo con la formula di Einstein  $E=mc^2$ . Più il nucleo è stabile, maggiore è l'energia che occorre fornire per romperlo o, in altre parole, maggiore è l'energia che viene rilasciata quando tale nucleo si forma.

Come mostrato in figura 2, si ha un grande rilascio di energia nella fusione di nuclei leggeri in nuclei più pesanti fino alla formazione del ferro – nickel. Per nuclei ancora più

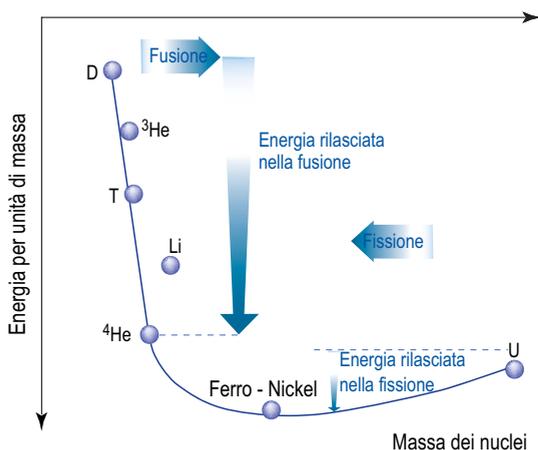
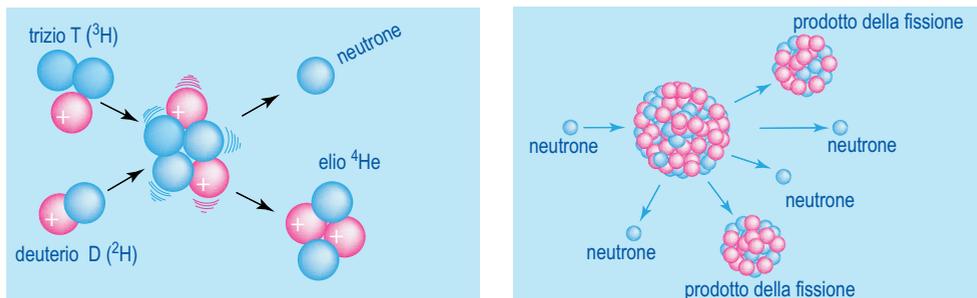


Figura 2 - Energia di legame dei nuclei per unità di massa.



**Figura 3 – A sinistra:** la reazione nucleare di fusione tra un nucleo di idrogeno pesante (deuterio,  ${}^2\text{H}$  o D) e un nucleo di idrogeno superpesante (trizio,  ${}^3\text{H}$  o T). Nella reazione vengono prodotti un nucleo di elio ( ${}^4\text{He}$ ) e un neutrone. La fusione è il processo opposto alla fissione nucleare, che consiste nella rottura di nuclei molto pesanti in frammenti più piccoli. **A destra:** reazione di fissione nucleare di un nucleo di Uranio ( ${}^{235}\text{U}$ ).

pesanti, l'inversione della curva descrive il rilascio di energia nel processo opposto, quello della fissione nucleare, che consiste nella rottura di nuclei pesanti in frammenti più piccoli.

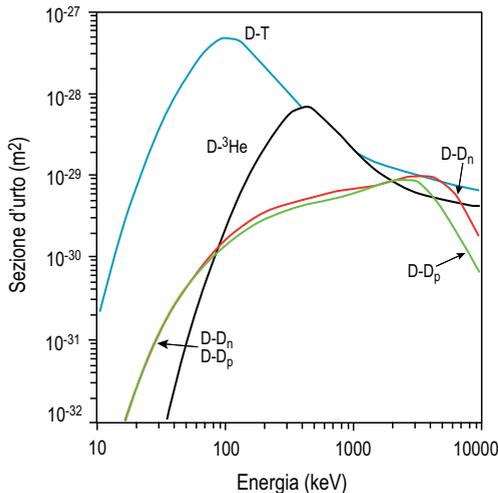
Mentre l'attivazione del processo di fissione richiede poca energia (può avvenire anche spontaneamente in nuclei molto pesanti), la fusione richiede una quantità considerevole di energia per avvicinare i due nuclei, entrambi carichi positivamente, a causa della repulsione elettrostatica. Una volta che i due nuclei si trovino a distanze dell'ordine della dimensione dei nuclei stessi, la forza nucleare forte, attrattiva tra nucleoni, rende possibile il processo di fusione. L'intensità della repulsione elettrostatica tra due nuclei dipende dalla loro carica, cioè dal numero di protoni contenuti. L'intensità della forza nucleare forte attrattiva, invece, dipende dal numero di nucleoni. Dalla combinazione di questi fattori risulta che l'energia da fornire è minima per gli isotopi pesanti dell'idrogeno, il deuterio  ${}^2\text{H}$  o D, il cui nucleo è formato da un protone e da un neutrone, e il trizio  ${}^3\text{H}$  o T, il cui nucleo è formato da un protone e da due neutroni (Fig. 3). Il nucleo dell'idrogeno comune è formato da un solo protone.

La figura 4 riporta le reazioni di fusione più interessanti ai fini applicativi con, a destra, le relative sezioni d'urto (probabilità di reazione) in funzione dell'energia relativa dei nuclei reagenti. Come si vede, tra queste la più favorita è la reazione D+T che presenta la "soglia" in energia più bassa ( $\sim 10$  keV) e la sezione d'urto più alta. Per questi motivi, il ciclo DT è quello su cui si concentrano gli attuali modelli di reattore a fusione. Mentre il deuterio è estremamente abbondante in natura, il trizio deve essere prodotto e consumato in un ciclo chiuso all'interno del reattore (si veda § 2.1). Negli esperimenti attuali si usano, per convenienza, miscele di solo deuterio (DD).

Una reazione interessante è quella che coinvolge un nucleo di D e uno di  ${}^3\text{He}$  (isotopo leggero dell'elio, il cui isotopo di gran lunga più abbondante è  ${}^4\text{He}$ ) in quanto presenta, la più alta sezione d'urto dopo la D+T ed ha il vantaggio di non produrre neutroni: in un ciclo D ${}^3\text{He}$ , la produzione di neutroni dalle reazioni tra nuclei di deuterio risulterebbe alquanto inferiore a quella che si ha nel ciclo D+T a parità di potenza e, quindi,

**Principali reazioni di fusione -  $Q$  è l'energia totale liberata nella reazione**

$D + T \rightarrow {}^4\text{He} (3.5 \text{ MeV}) + n (14.1 \text{ MeV})$	$Q = 17.6 \text{ MeV}$
$D + D \rightarrow T (1.01 \text{ MeV}) + p (3.02 \text{ MeV})$	$Q = 4.03 \text{ MeV}$
$D + D \rightarrow {}^3\text{He} (0.82 \text{ MeV}) + n (2.45 \text{ MeV})$	$Q = 3.27 \text{ MeV}$
$T + T \rightarrow {}^4\text{He} + 2 n$	$Q = 11.3 \text{ MeV}$
$D + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} (3.6 \text{ MeV}) + p (14.7 \text{ MeV})$	$Q = 18.3 \text{ MeV}$



**Figura 4 - Sezioni d'urto per le più interessanti reazioni di fusione ai fini applicativi.**

risulterebbero di gran lunga ridotti gli effetti negativi dovuti alle interazioni dei neutroni con i materiali del reattore (si veda § 6.2). Tuttavia, l' ${}^3\text{He}$  è estremamente raro sulla terra e (contrariamente al trizio) non producibile. Inoltre, la sezione d'urto  $D+{}^3\text{He}$  ha valori significativi per energie molto più grandi rispetto alla reazione  $D+T$ . Per questi motivi, sebbene vi siano studi di reattori basati sul ciclo  $D{}^3\text{He}$ , esso non è ritenuto al momento praticabile.

La sezione d'urto della reazione  $D+T$  passa da valori estremamente piccoli fino a valori significativi per energie dei nuclei reagenti dell'ordine dei 10-100 keV. Il modo più semplice per fornire questa energia è riscaldare i nuclei. La temperatura di una sostanza è, infatti, una misura dell'energia cinetica media delle particelle che la compongono. Per ottenere una significativa frequenza delle reazioni  $D+T$  occorre raggiungere temperature non inferiori a  $kT \sim 10 \text{ keV}^{(*)}$ . Essendo queste temperature ben al di sopra dell'energia di ionizzazione degli atomi (13.6 eV per l'idrogeno), le reazioni di fusione avvengono in un combustibile allo stato di plasma.

Il plasma può essere considerato come il quarto stato della materia, oltre agli stati solido, liquido e gassoso. Un plasma è un gas caldo ( $kT \geq 0.01 \text{ keV}$ ) ionizzato, i cui atomi

(\*)  $kT = 1 \text{ eV}$  corrisponde a  $T \approx 10^4 \text{ K}$ , quindi  $kT = 10 \text{ keV}$  corrisponde a  $T \approx 10^8 \text{ K}$ ,  $k$  è la costante di Boltzmann, (in seguito sottintesa)  $K$  indica gradi assoluti Kelvin.

hanno perso in parte o del tutto i loro elettroni. E' quindi costituito da elettroni e da atomi privati di uno o più elettroni (ioni positivi).

Le condizioni fondamentali per la fusione sono quindi essenzialmente tre:

- riscaldamento del plasma fino alle temperature necessarie a produrre reazioni di fusione in misura sufficiente;
- contenimento ad una densità sufficientemente elevata;
- isolamento termico del plasma (confinamento), per minimizzare le perdite di particelle e di energia.

Le condizioni per la fusione si verificano naturalmente nei nuclei delle stelle, dove il plasma è compresso ad alta densità sotto l'azione della propria forza gravitazionale (confinamento gravitazionale). In laboratorio, dove è necessario ricorrere ad altri meccanismi, si sono seguite principalmente due linee diverse, conosciute come confinamento inerziale e confinamento magnetico del plasma.

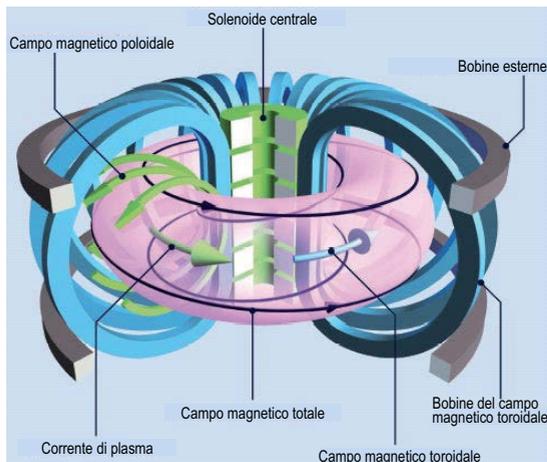
## **1.2 La fusione a confinamento magnetico**

Il confinamento magnetico si basa sul fatto che un campo magnetico influenza il moto delle particelle cariche del plasma. Un campo di induzione magnetica  $B$ , come quello prodotto da un solenoide lineare, confina le particelle cariche nelle direzioni ortogonali alla direzione del campo stesso, costringendo gli ioni e gli elettroni a girare intorno alle linee di campo magnetico. Tuttavia, le particelle cariche rimangono libere di muoversi parallelamente alle linee di campo magnetico, e il plasma può uscire alle estremità del solenoide. Da qui l'idea di piegare il solenoide su se stesso in una configurazione toroidale, cioè a forma di ciambella, per ottenere il confinamento del plasma. In tale operazione il campo non rimane uniforme: i gradienti del campo causano moti di deriva delle particelle che debbono essere annullati con campi correttivi. Affinché un plasma toroidale si trovi in condizioni di equilibrio e stabilità, le linee di campo magnetico devono avvolgersi in maniera elicoidale intorno al plasma stesso.

Mentre in un gas l'interazione tra gli atomi avviene per contatto diretto, nei plasmi l'interazione avviene tramite i campi elettromagnetici prodotti dalle particelle cariche, con effetti anche a lunga distanza, in cui si somma il contributo simultaneo di molte particelle (effetti collettivi). Solo una piccola parte degli urti porta al contatto ravvicinato fra due nuclei e quindi alla fusione.

I concetti di macchina attualmente più studiati riguardano i sistemi toroidali chiamati rispettivamente: Tokamak, Stellarator e Reversed Field Pinch (RFP). Di questi, la configurazione Tokamak è quella su cui sono state investite le maggiori risorse e che ha consentito i maggiori progressi dal punto di vista del riscaldamento e del contenimento e isolamento termico del plasma stesso.

La macchina Tokamak (Fig. 5) è costituita da una ciambella toroidale, entro cui si produce il vuoto spinto per eliminare i gas residui e si inietta il "combustibile" a bassa



**Figura 5 – Schema di confinamento magnetico del plasma tramite un solenoide toroidale (Tokamak).**

densità ( $10^{20}$  particelle per metro cubo). Le pareti della ciambella costituiscono un contenitore per il gas e devono assorbire il calore trasmesso dal plasma caldo durante il funzionamento. Un insieme di bobine, disposte simmetricamente attorno alla ciambella, genera un campo magnetico toroidale, destinato a guidare il moto delle particelle, mentre un solenoide posto nello spazio libero attorno all'asse del toro e con esso coassiale, costituisce il primario di un trasformatore, che induce nel plasma (secondario) una corrente parallela al campo magnetico principale, che riscalda per effetto joule e contribuisce alla configurazione magnetica di confinamento del plasma stesso. Altre bobine esterne sono utilizzate per il controllo della posizione e della forma del plasma.

Nei Tokamak attuali, la durata della configurazione di equilibrio è limitata dalla durata della corrente di plasma e quindi dal flusso magnetico disponibile nel solenoide centrale. Il funzionamento in regime stazionario, necessario per il reattore, richiede quindi l'adozione di meccanismi diversi di generazione di corrente nel plasma.

Inoltre, al crescere della temperatura del plasma la sua resistenza elettrica diminuisce e con essa la potenza di riscaldamento a parità di corrente, mentre aumentano le perdite per radiazione e per trasporto di calore. Considerando i limiti tecnologici si vede che non è possibile raggiungere le condizioni di fusione con il solo effetto joule. Perciò si usano anche sistemi di riscaldamento "ausiliari". Ad esempio: (i) iniezione di fasci di atomi neutri ad alta energia che penetrano entro il plasma e, cedendo la loro energia per urto, lo riscaldano; (ii) riscaldamento con onde elettromagnetiche a frequenze appropriate per un'efficace interazione con il plasma.

Fra le molte macchine europee e mondiali che hanno contribuito al successo dei Tokamak va segnalato in particolare la macchina JET (Joint European Torus - scheda n. 2), frutto di un'impresa comune europea. L'esperimento di punta della fusione a confinamento magnetico, il reattore sperimentale ITER (§ 5.1) attualmente in fase di costruzione, si inserisce nella linea Tokamak. In Italia gli esperimenti FTU all'ENEA (scheda n. 5) di Frascati e RFX presso il Consorzio RFX (scheda n. 6) di Padova danno un forte contributo al programma europeo ed internazionale sulla fusione.

## Le condizioni per la fusione

Le condizioni per la produzione di energia da fusione sono date dal cosiddetto criterio di Lawson [2], che definisce il valore minimo di potenza prodotta in un reattore dalle reazioni di fusione, necessario per pareggiare la potenza depositata dall'esterno per scaldare il plasma (punto di breakeven). Quando la potenza di fusione è abbastanza grande da riscaldare il combustibile circostante e mantenere la fusione senza ulteriore bisogno di fornire energia dall'esterno, si ha l'ignizione. I due valori non coincidono, in particolare il secondo è più grande del primo perché una parte della potenza di fusione esce dal plasma.

Nel caso del ciclo DT, solo le particelle alfa (nuclei di  $^4\text{He}$ ), in quanto elettricamente cariche, e non i neutroni, depositano la loro energia nel plasma (20% dell'energia di fusione). In altre parole, solo l'energia delle particelle alfa viene utilizzata per sostenere la temperatura del plasma, e quindi la fusione, mentre i neutroni sfuggono dalla camera di reazione. Ciò permette di raccogliere la loro energia (80% dell'energia di fusione) fuori della camera e di trasformarla in energia elettrica.

In generale, non si richiede che il reattore raggiunga l'ignizione ma che agisca da moltiplicatore di potenza con un fattore di moltiplicazione sufficientemente grande, dell'ordine di 30 - 50, quindi con una limitata frazione di potenza ricircolante per il funzionamento del reattore stesso. Il fattore di moltiplicazione della potenza  $Q$  (guadagno), è definito come il rapporto tra la potenza di fusione prodotta,  $P_{\text{fus}}$ , e quella fornita dall'esterno,  $P_{\text{est}}$ , necessaria per confinare e mantenere il plasma ai valori di temperatura richiesti:

$$Q = \frac{P_{\text{fus}}}{P_{\text{est}}}$$

Per quanto detto, si avrà  $Q = 1$  al breakeven,  $Q = \infty$  all'ignizione, e  $Q = 30 - 50$  nel reattore. In generale, si parla di *burning plasma* quando un plasma si avvicina alla condizione di ignizione ( $Q \gg 1$ ).

Allo stato stazionario, cioè nello stato in cui l'energia termica del plasma  $W$  non varia nel tempo ( $dW/dt = 0$ ), per un plasma DT, si avrà:

$$P_{\text{alfa}} + P_{\text{est}} = P_{\text{perdite}}, \quad P_{\text{perdite}} = \frac{W}{\tau_E}$$

dove  $\tau_E$  è il tempo tipico di confinamento dell'energia,  $P_{\text{alfa}}$  è l'energia che le particelle alfa prodotte nella fusione depositano nel plasma nell'unità di tempo,  $P_{\text{est}}$  è la potenza fornita dall'esterno e depositata nel plasma,  $P_{\text{perdite}}$  è l'energia che il

plasma perde verso l'esterno nell'unità di tempo. Si ha ignizione per

$$P_{\text{alfa}} = P_{\text{perdite}} = \frac{W}{\tau_E}, \quad P_{\text{est}} = 0$$

Sia  $W$  sia  $P_{\text{alfa}}$  possono essere espresse in funzione della densità e temperatura del plasma. Per una miscela DT (50% D + 50% T) di densità  $n$  e temperatura  $T$ , per  $T \sim 20$  keV (temperatura alla quale si è vicini al massimo della reattività per la reazione D+T) si ha

$$P_{\text{alfa}} = 0.2 P_{\text{fus}} \propto n^2 T^2 \\ W \propto nT$$

da cui si ottiene la condizione di ignizione:

$$nT\tau_E > 2.6 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keVs} \quad T \approx 20 \text{ keV}$$

$nT\tau_E$  è il cosiddetto prodotto triplo di fusione. Il massimo valore ottenuto è  $nT\tau_E \sim 1.5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keV s}$  (§ 3.1).

Per ottenere produzione netta di energia da fusione occorre quindi confinare plasmi con  $n\tau_E > 10^{20} \text{ s m}^{-3}$ , per  $T \sim 20$  keV (Figura 14).

Nei plasmi a confinamento magnetico, il componente più costoso del reattore è il solenoide che produce il campo magnetico toroidale. Perché il reattore sia economicamente competitivo, si dovrà massimizzare la potenza di fusione (proporzionale a  $n^2 T^2$ ) rispetto al campo magnetico necessario per confinare il plasma. Per misurare le performance di un plasma confinato magneticamente si usa il parametro  $\beta$ , definito come il rapporto tra la pressione di plasma e la pressione magnetica

$$\beta = 2\mu_0 \frac{p}{B^2} \approx \frac{nT}{B^2}$$

Nei Tokamak, il valore del parametro  $\beta$  è limitato dall'insorgere di instabilità nel plasma (il massimo valore ottenuto è 13%).

Inoltre, perché il reattore sia economicamente competitivo si dovranno minimizzare le sue dimensioni a parità di potenza di fusione prodotta. Tuttavia, la potenza di fusione per unità di superficie della camera di reazione è limitata dai carichi di potenza per unità di superficie e dagli effetti di danneggiamento da radiazioni sostenibili dai materiali dei componenti affacciati al plasma (Cap. 6).

### 1.3 La fusione a confinamento inerziale

Nel caso del confinamento inerziale, le condizioni necessarie per produrre energia da fusione sono determinate senza richiedere confinamento esterno e si basano su meccanismi indotti dall'energia trasferita al combustibile da un sistema remoto, "driver", secondo uno dei due schemi: *ignizione centrale* e *ignizione veloce*.

Nell'approccio a ignizione centrale la superficie esterna del bersaglio (Fig. 6), un guscio sferico contenente una miscela di nuclei di idrogeno (combustibile), viene uniformemente irraggiato con impulsi di energia caratterizzati da un precursore terminato da un plateau di potenza molto più alta. È possibile così, interessando soltanto gli strati più esterni del guscio, fare evaporare (ablazione) una quantità di materia programmata secondo un prescelto profilo temporale. Di conseguenza, sulla superficie del bersaglio risulta applicata una pressione (pressione di ablazione) determinata sostanzialmente dal concorso di due contributi, quello dovuto alla circostante materia calda ablata e quello derivante dal momento trasferito dal getto di materia in moto verso l'esterno. Questa pressione, a sua volta profilata nel tempo, accelera il combustibile verso il suo centro di simmetria e lo comprime. Meccanismi idrodinamici basati sull'interazione di onde d'urto con onde di rarefazione generate dai gradienti di densità alle interfacce strutturali del bersaglio (Fig. 6) fanno sì che, alla fine dell'impulso di energia, gli strati più interni del combustibile (alcuni % della massa totale destinati a diventare la regione di innesco) si trovino, rispetto al resto, in condizioni fisiche differenti (entropia per unità di massa più alta).

Una volta cessato l'impulso di energia, l'implosione procede per inerzia a partire da condizioni iniziali così determinate per l'evoluzione fisica del sistema. Perché si creino condizioni fisiche favorevoli all'innesco, la zona composta dagli strati più interni e la parte

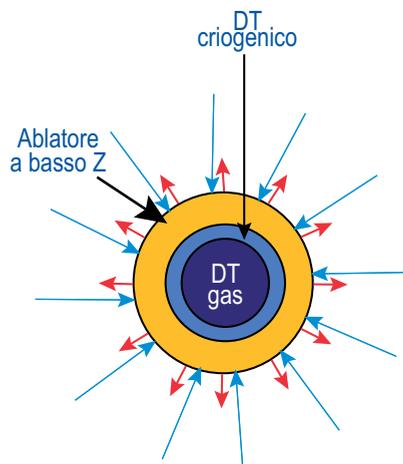
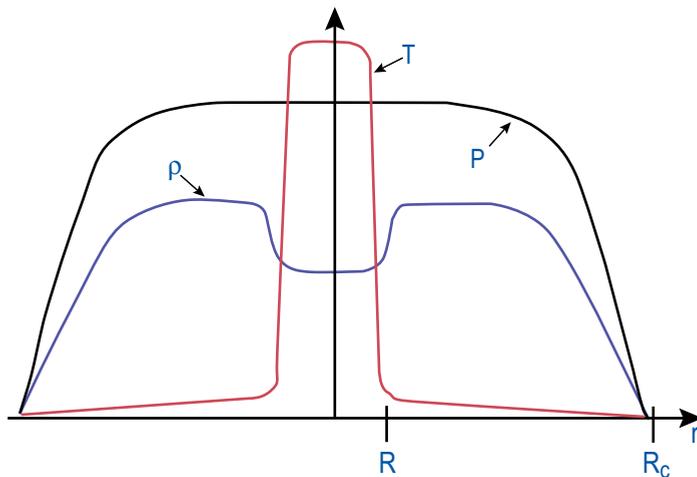


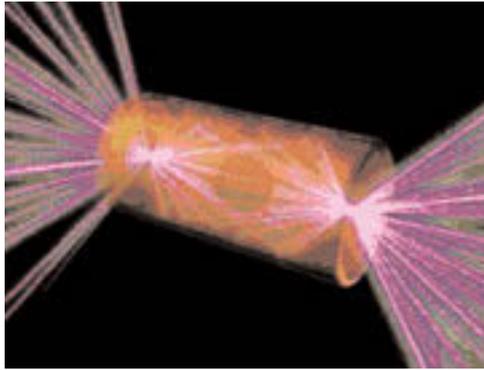
Figura 6 - Schema di bersaglio strutturato da utilizzare per l'ignizione centrale. Le frecce azzurre e rosse rappresentano rispettivamente l'impulso di energia e la materia ablata.



**Figura 7 – Distribuzione spaziale (al momento della stagnazione) della densità  $\rho$ , della temperatura  $T$  e della pressione  $P$  nella sfera di raggio  $R_c$  occupata dal combustibile compresso.  $R$  è il raggio della regione di innesco delle reazioni nucleari.**

restante del combustibile evolveranno lungo due trasformazioni fisiche differenti mantenendo costante il loro valore iniziale di entropia per unità di massa in modo che nella regione di innesco, alla fine dell'implosione, la temperatura sia dell'ordine di  $5\div 10$  keV ed il prodotto della densità  $\rho$  per il raggio  $R$  raggiunga valori dell'ordine di  $0.5 \text{ g/cm}^2$ . Esaurita l'energia cinetica inizialmente indotta dall'ablazione, il combustibile altamente compresso si ferma (stagnazione) per qualche decimo di nanosecondo. La regione al centro, meno densa e più calda (Fig. 7), funziona da innesco per le reazioni nucleari che, con meccanismo di auto-riscaldamento (ignizione), si propagano in tutte le direzioni come un'onda di combustione. Le particelle alfa prodotte dalle reazioni nucleari depositano per frenamento la propria energia entro un percorso tipico che può raggiungere gli strati di materia fredda attorno alla zona in cui sono state generate. Le perdite verso il combustibile freddo (bremsstrahlung, conduzione termica e lavoro compiuto sul combustibile circostante) sono così positivamente bilanciate nella zona in cui hanno luogo le reazioni nucleari mentre al di fuori di essa si vanno creando le condizioni per accenderne altre. Questo meccanismo interessa, alla fine, tutta la massa del combustibile che, in assenza di confinamento esterno, si espande sempre più rapidamente al crescere della temperatura. L'espansione diviene poi tale da abbassare la densità e di conseguenza la temperatura del sistema spegnendo le reazioni nucleari. Le altissime densità cui viene portato il combustibile rendono minima l'energia richiesta per l'innesco e consentono di ottenere il più alto grado di combustione possibile (tipicamente 30-40%).

Parametri tipici del progetto di un'implosione sono: raggio del bersaglio dell'ordine di alcuni mm, massa totale del combustibile di alcuni milligrammi e, sul bersaglio, densità



**Figura 8 – Bersaglio per ignizione centrale secondo lo schema indiretto. Il bersaglio è sospeso all'interno di un cilindro di materiale ad alto numero atomico e viene uniformemente illuminato da raggi X ottenuti per conversione dell'impulso di energia proveniente dal driver che è depositato direttamente sulla superficie interna del cilindro.**

di energia di milioni di Joules per centimetro quadrato. Nell'impulso profilato il plateau raggiunge una potenza fino a  $\approx 100$  volte quella iniziale del precursore ed ha una durata pari ad un tempo dell'ordine di  $1/4$  della durata totale dell'impulso di energia (qualche decina di nanosecondi, corrispondenti a circa la metà della durata dell'implosione).

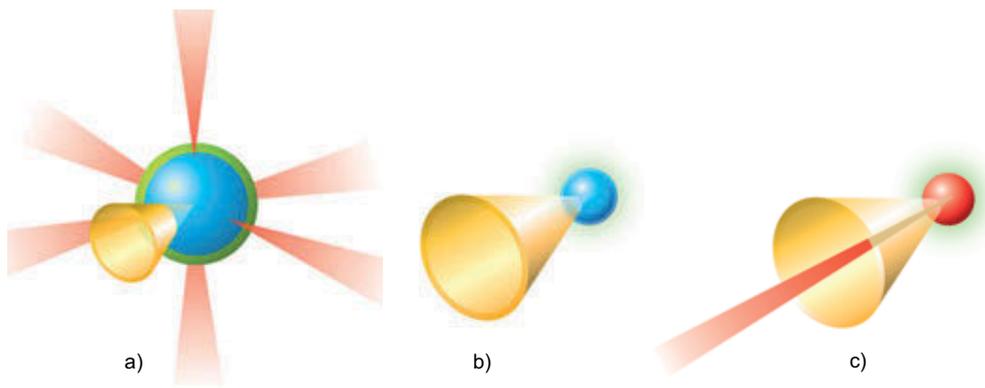
Il processo di ablazione può essere indotto secondo due differenti schemi: diretto ed indiretto. In entrambi i casi, l'innesco delle reazioni nucleari viene auto-generato al centro del combustibile compresso. Nello schema diretto l'energia fornita dal driver viene depositata direttamente sulla superficie esterna del guscio. Nello schema indiretto (Fig. 8), il guscio sferico contenente il combustibile è sospeso dentro un piccolo cilindro cavo di materiale ad alto numero atomico (per esempio oro). La sua superficie viene irraggiata con raggi X molli generati per conversione dell'energia primaria del driver deposta, attraverso fori, sulla superficie interna del contenitore cilindrico.

Scelte di profili temporali e di durata dell'impulso di energia differenti da quelle descritte o un cattivo accoppiamento radiazione-bersaglio producono fenomeni indesiderati (preriscaldamento di tutto il combustibile per onde d'urto forti o per elettroni veloci generati nell'interazione) che danno luogo a distribuzioni di entropia non ottimali per implosioni con guadagno energetico significativo. Il fallimento dell'implosione può anche essere dovuto a metodi di deposizione non uniforme dell'energia oppure ad irregolarità strutturali del bersaglio che, in fase di accelerazione, inducono instabilità idrodinamiche a danno della simmetria dell'implosione mentre, vicino alla stagnazione, possono impedire il formarsi della regione di innesco per via di un mescolamento fra il combustibile ad alta entropia con quello a bassa entropia.

Nel caso dell'*ignizione veloce* sono necessari due impulsi di energia indipendenti, uno (*compressore*) per comprimere il combustibile ed uno (*ignitore*) per la creazione dell'innesco. Il compressore, tipicamente un laser, ha caratteristiche simili a quelle degli

impulsi impiegati per l'*ignizione centrale*, ma viene utilizzato per comprimere il combustibile con modalità che non portano alle condizioni di auto-innesco (assenza della zona centrale ad alta entropia). L'*ignitore* è molto più breve, dell'ordine di dieci picosecondi, e viene utilizzato direttamente o convertito sotto forma di particelle cariche per creare l'innesco delle reazioni termonucleari. L'innesco viene creato in uno strato superficiale del combustibile compresso depositando l'energia dell'ignitore in una zona assimilabile al volume di un tronco di cono con diametro di base ed altezza entrambi dell'ordine di qualche decina di micron. Questo trasferimento di energia avviene per un tempo breve rispetto a quello necessario affinché la zona interessata possa espandersi abbassando la sua densità.

Per l'ignizione veloce, non essendo richiesta l'autogenerazione della zona di innesco al centro del combustibile, le richieste sulla simmetria dell'implosione risultano rilassate e, l'energia necessaria per l'innesco (che dipende dall'inverso del quadrato della densità) è inferiore a quella richiesta per l'ignizione centrale. Un aspetto cruciale, però, è legato alla circostanza che il combustibile compresso si trova al di là della corona composta da materia ablata, assimilabile ad un plasma molto denso con zone attraverso le quali il laser ignitore non si può propagare. Per questa ragione sono ancora oggetto di studio diversi metodi per superare questa barriera. Tra le soluzioni proposte la più diffusa utilizza il metodo del cono descritto in figura 9.



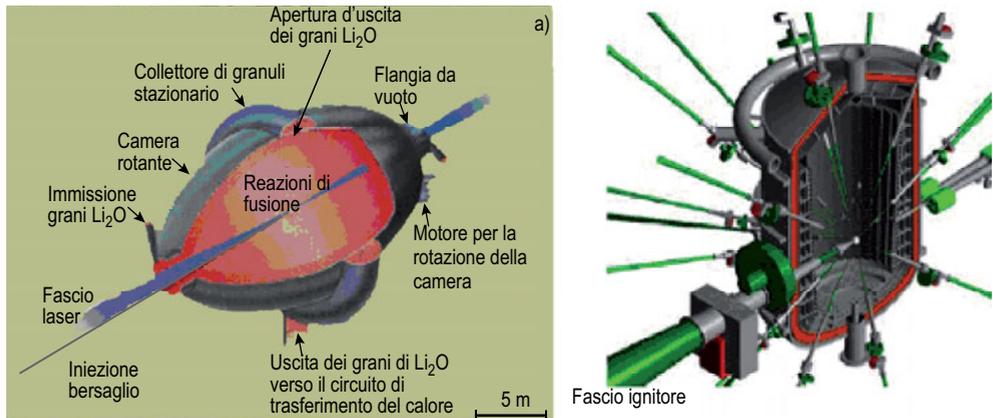
**Figura 9 – Bersaglio per studi sull'ignizione veloce con il metodo del cono. Il cono è fatto di oro e penetra all'interno della capsula contenente il combustibile.**

**a) l'energia del laser compressore viene depositata uniformemente sul bersaglio;**

**b) la materia converge attorno alla punta del cono raggiungendo densità pari a centinaia di volte quella del solido;**

**c) il fascio laser ignitore raggiunge la punta del cono dove crea elettroni molto energetici che sfuggono verso il combustibile e vi depositano la loro energia. Il combustibile raggiunge temperature sufficienti per l'innesco delle reazioni nucleari.**

**(R. Kodama, P. Norreys, K. Mima, et al, Nature, 412, 798 (2001), HiPER, Technical Background and Conceptual Design, RAL-TR-2007-008).**



**Figura 10 – Camere di reazione per reattore a confinamento inerziale. Le reazioni  $n+Li$  (si veda § 2.1) per la rigenerazione del trizio avvengono in uno strato aderente alla superficie interna della camera (mantello triziogeno) che viene così anche protetta dalle radiazioni energetiche presenti (raggi X, neutroni, ecc.).**

**a) Reattore CASCADE per l'approccio ad ignizione centrale. La camera di reazione viene fatta ruotare ( $\approx 0.25$  Hz) per mantenere aderente alla superficie interna il mantello composto da granuli di  $Li_2O$ .**

**b) reattore KOYO per schema di ignizione veloce. La centrale per la produzione di energia elettrica è composta da quattro camere di reazione servite dallo stesso sistema laser (32 fasci compressori e un fascio ignitore). Una cascata di  $LiPb$  (mantello triziogeno) fluisce lungo le pareti interne della camera.**

Una peculiarità del confinamento inerziale è la netta separazione fisica fra il driver e la camera di reazione (reattore propriamente detto). Ciò ha consentito di concepire schemi di centrale per la produzione di energia elettrica in cui lo stesso driver serve più camere di reazione. È stato anche possibile concepire differenti schemi di camere di reazione per lo stesso tipo di driver. Vengono riportati a titolo di esempio (Fig. 10) due dei tanti (circa 50) schemi di camere di reazione studiati per la fusione inerziale.

Per assicurare la continuità della produzione di energia e garantire le tipiche potenze medie richieste devono essere irraggiati circa cinque bersagli ogni secondo. È quindi necessario disporre di driver con la richiesta frequenza di ripetizione associata ad alta potenza (impulsi di milioni di Joules ciascuno della durata di alcuni nanosecondi emessi con frequenza di ripetizione di 5-10 Hertz).

## 2. I POTENZIALI VANTAGGI DELLA FUSIONE

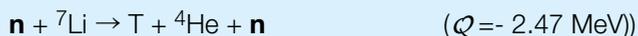
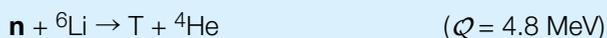
I potenziali vantaggi dell'energia da fusione rendono conto del valore strategico di questa tecnologia energetica dal punto di vista del rispetto dell'ambiente, della disponibilità del combustibile, della fattibilità economica e della sicurezza dell'approvvigionamento.

Il combustibile di base (deuterio e litio per il ciclo DT) è praticamente illimitato e omogeneamente diffuso sulla Terra, e non dà quindi luogo a problemi di approvvigionamento. La reazione non dà luogo a emissioni di gas a effetto serra e non produce scorie radioattive, le centrali sono intrinsecamente sicure. Infine con un'opportuna scelta dei materiali, la radioattività dei componenti a fine vita del reattore può decadere nell'arco di circa un secolo, evitando quindi la necessità di depositi permanenti in sito profondo e permettendo il riciclo dei materiali.

### 2.1 Il ciclo DT: disponibilità delle risorse

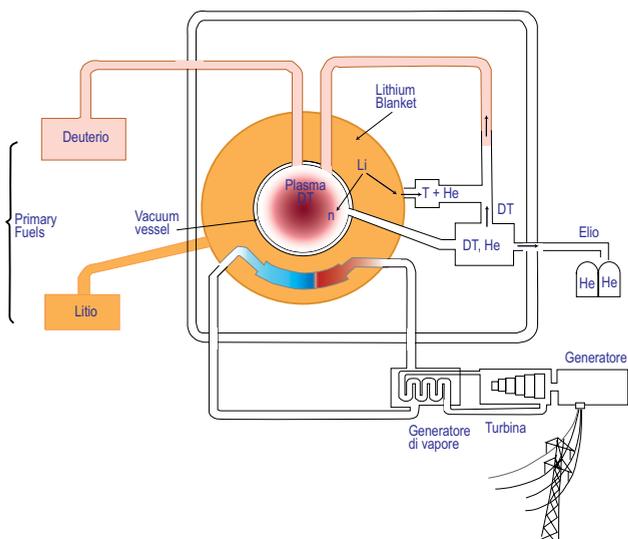
Il deuterio è presente in natura nella misura di 0.0115 nuclei di deuterio su 100 di idrogeno, corrispondenti a 25.5 mg di deuterio per litro d'acqua. La disponibilità di deuterio sulla terra è quindi praticamente illimitata.

D'altra parte il trizio non si trova in natura poiché è un isotopo radioattivo dell'idrogeno che decade con decadimento  $\beta^-$  in  $^3\text{He}$  con un tempo di dimezzamento pari a 12.32 anni. Occorre produrlo, possibilmente all'interno dello stesso impianto a fusione. A tal fine si possono sfruttare reazioni triziogene, a partire dai neutroni prodotti nella stessa reazione D+T, e dal litio (presente in natura con due isotopi stabili,  $^6\text{Li}$  per il 7.59 % e  $^7\text{Li}$  per il 92.41 %):



In questo modo, per ogni nucleo di trizio consumato, viene generato un neutrone e da questo, tramite una reazione con il litio, un nucleo di trizio il quale viene recuperato e inviato nella camera di reazione insieme al deuterio. Ciò avviene in uno speciale componente, il mantello triziogeno, posto a circondare la camera di reazione. Il *Breeding ratio* T/n, definito come il rapporto tra nuclei di trizio prodotti nel mantello e neutroni emessi dal plasma (pari ai nuclei di trizio consumati), deve essere superiore all'unità per assicurare l'autosufficienza del reattore, compensare eventuali perdite di trizio e disporre di una scorta per avviare altri reattori. Il valore generalmente richiesto è T/n ~ 1.15, (si veda scheda 3).

I combustibili sono dunque il deuterio e il litio, il prodotto finale è elio senza produzione di gas serra. Con il deuterio contenuto in 1 litro di acqua (25.5 mg) e 76.5 mg di  $^6\text{Li}$



**Figura 11 – Schema di funzionamento di un reattore a fusione.**

(circa 1g di litio naturale) si ottengono  $5970 \cdot \eta$  kWh tramite la reazione D+T, dove  $\eta$  è l'efficienza complessiva del reattore. Una centrale da 1000 MW di fusione basata sul ciclo DT consuma 37 kg di deuterio e 55.6 kg di trizio (111.2 kg di  ${}^6\text{Li}$ , 1464 kg di litio naturale) all'anno per produrre circa  $3 \times 10^8$  kWh supponendo un'efficienza complessiva del 35%. L'energia sviluppata per ogni grammo di materia reagente è equivalente a circa 5 tonnellate di petrolio.

Si noti che le riserve stimate di deuterio ammontano a  $4.6 \times 10^{16}$  kg nell'acqua di mare, e quelle di litio a circa  $10^{10}$  kg nelle rocce e  $\sim 10^{14}$  kg nell'acqua di mare. Tali riserve sono, come già detto, geograficamente distribuite in modo uniforme sulla Terra.

## 2.2 Sicurezza degli impianti a fusione

La fusione presenta vari elementi che la rendono a priori favorevole dal punto di vista della sicurezza e dell'ambiente. Essi sono:

- (i) piccola quantità di combustibile nella camera di combustione, che porta all'arresto quasi immediato della generazione di potenza al momento della chiusura dell'alimentazione del combustibile;
- (ii) prevalente produzione di isotopi a emissione gamma con tempo di decadimento relativamente breve, derivanti dall'attivazione dei materiali del reattore indotta dai neutroni;
- (iii) bassa densità di potenza nel nocciolo del reattore;
- (iv) assenza di materiale fissile.

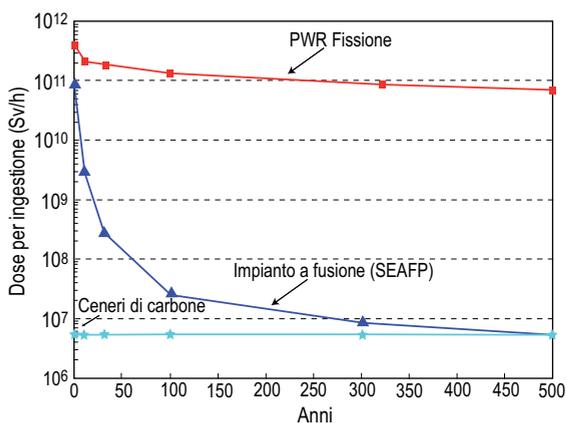
Gli studi attuali sulle centrali di potenza a fusione adottano, per ciò che concerne l'obiettivo della sicurezza, il principio chiamato "difesa in profondità" (*defence-in-depth*).

Tale principio, fissato dall'IAEA nel 1998, afferma che tutte le attività di sicurezza debbano essere soggette a molteplici livelli operativi, in modo da assicurare in ogni caso assenza di danno sia agli individui che alla collettività nel suo complesso. Il confinamento della radioattività nella centrale a fusione è assicurato nei progetti attuali da tre barriere successive. I risultati di questi studi [3] (§ 7.1) mostrano quanto segue:

- Durante *l'operazione normale* le dosi all'esterno della centrale degli effluenti radioattivi atmosferici e acquosi (trizio e prodotti di attivazione) sono molto al di sotto dei livelli permessi.
- Nel caso *d'incidente*:
  - non c'è possibilità di escursione incontrollata della potenza in quanto la reattività del plasma è limitata da processi intrinseci al sistema;
  - le strutture interne della macchina non possono fondere anche in caso di incidente con perdita di ogni raffreddamento attivo conseguente a una perdita improvvisa di potenza (sicurezza passiva);
  - il massimo incidente prevedibile di origine interna alla centrale condurrebbe a valori di esposizione del pubblico tali da non richiederne l'evacuazione.

## 2.3 Gestione dei materiali radioattivi

Nelle centrali a fusione le scorie radioattive provengono dall'attivazione neutronica dei componenti del reattore e dalla presenza del trizio. La parte dominante della radioattività indotta dai neutroni è generata nei componenti che si affacciano alla camera di combustione e nel mantello triziogeno. Questi componenti sono periodicamente sostituiti durante la vita della centrale mentre è previsto che altri componenti, quali la camera da vuoto e i componenti più esterni, restino per l'intero periodo operativo della centrale. La radiotossicità all'arresto della centrale a fusione decade entro 100 anni a valori che sono da diecimila a centomila volte inferiori a quelli della fissione, e paragonabili a quella delle ceneri di una centrale a carbone (Fig. 12).



**Figura 12 - Decadimento della radiotossicità per impianti a fissione (PWR) e fusione (strutture in acciaio a bassa attivazione) e raffronto con centrale a carbone, a parità di energia elettrica prodotta, in funzione del tempo trascorso dallo spegnimento dell'impianto [3].**

La classificazione delle scorie in vista del loro trattamento finale viene fatta in base alla dose gamma a contatto e alla produzione di calore. Si distinguono così, (a) le scorie che allo scarico possono essere utilizzate senza restrizione nell'industria, (b) quelle che per l'ulteriore utilizzazione richiedono un trattamento a distanza (telemanipolazione), e infine (c) quelle che necessitano un deposito geologico in sito profondo. I risultati ottenuti nell'ambito del programma europeo Power Plant Conceptual Study [3] hanno mostrato che dopo 100 anni dall'arresto della centrale il 40% circa delle scorie è da considerarsi adatto per il riutilizzo senza restrizioni, il 60% può essere riciclato nell'industria nucleare con trattamento a distanza, mentre non ci sono scorie che richiedono un deposito geologico permanente (Fig. 42). Tale risultato è ottenuto tramite l'impiego di materiali a bassa attivazione, appositamente sviluppati nell'ambito del programma fusione (si veda Fig. 18 e § 6.2).

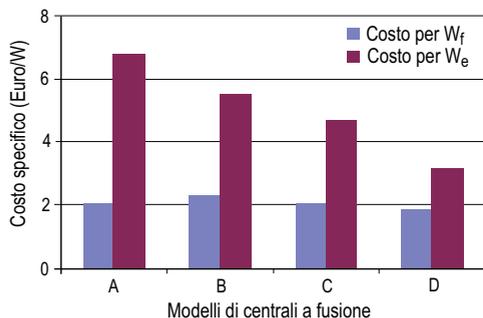
## 2.4 Costo dell'energia elettrica da fusione

Gli studi di progetto concettuale delle centrali di potenza a fusione, sviluppati nell'ultimo periodo negli USA, in Giappone e nel programma dell'UE, hanno permesso di identificare l'importanza relativa dei componenti della centrale sul costo del kWh, distinguendo i costi diretti da quelli esterni associati a danno ambientale o ad effetti negativi sulla salute.

Il costo diretto dell'energia elettrica (quotazione 2004) per i quattro casi di centrale a fusione considerati nell'ultimo studio europeo PPCS [3], e un fattore di apprendimento tecnologico di 0.4, varia tra 0.065 e 0.04 €/kWh, passando dai progetti di centrale più conservativi a quelli più avanzati. In tutti i casi, il costo capitale è la voce predominante, circa il 70%, cui contribuisce per circa il 40% il costo delle strutture magnetiche, mentre le parti rimpiazzabili durante la vita della centrale (mantello, schermo neutronico e divertore) rappresentano circa il 5%.

I costi esterni dell'energia da fusione sono molto bassi. Per le centrali considerate nello studio PPCS essi variano da 0.25 a 0.06 ¢cents/kWh. E sono dominati da costi legati a parti convenzionali, in particolare a incidenti convenzionali durante la costruzione.

I costi per unità di potenza sono mostrati in figura 13.



**Figura 13 - Costo capitale dei modelli di centrali a fusione considerati nello studio europeo PPCS normalizzato alla potenza di fusione,  $W_f$ , e alla potenza elettrica  $W_e$  (§ 7.1).**

### 3. STATO ATTUALE

#### 3.1 Stato delle ricerche sulla fusione magnetica

L'energia da fusione ha conosciuto uno sviluppo sistematico a partire dai primi esperimenti significativi degli anni 60 - 70 del secolo scorso (Fig. 14). Il triplo prodotto  $nT\tau_E$  ha raggiunto il valore di  $1.5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keV s}$  (Tokamak giapponese JT-60U, 1998). L'operazione in DT, sperimentata nel Tokamak statunitense TFTR e in JET, ha portato alla produzione rispettivamente di 11 MW e di 16 MW di potenza di fusione per alcuni secondi (1994, 1997). Le performance migliori sono ottenute con configurazioni magnetiche di tipo Tokamak sulla cui linea si colloca l'attuale esperimento di punta, ITER, il reattore sperimentale internazionale in fase di costruzione che opererà con un fattore di amplificazione di potenza  $Q = 5 - 10$  per tempi dell'ordine di decine di minuti.

Tale sviluppo è stato reso possibile grazie ad un notevole miglioramento della comprensione della fisica del plasma e allo sviluppo delle tecnologie. I progressi sono stati segnati in particolare da:

- La scoperta del cosiddetto modo H (nel Tokamak europeo ASDEX, 1982), poi messo a punto sul JET e su altre macchine, associato alla realizzazione di un migliore isolamento termico al bordo del plasma (formazione di una barriera al trasporto del calore) (Fig. 15). Nel modo H, il tempo di confinamento dell'energia  $\tau_E$  è da due a tre volte più alto che nei regimi di plasma ottenuti precedentemente (modi L).

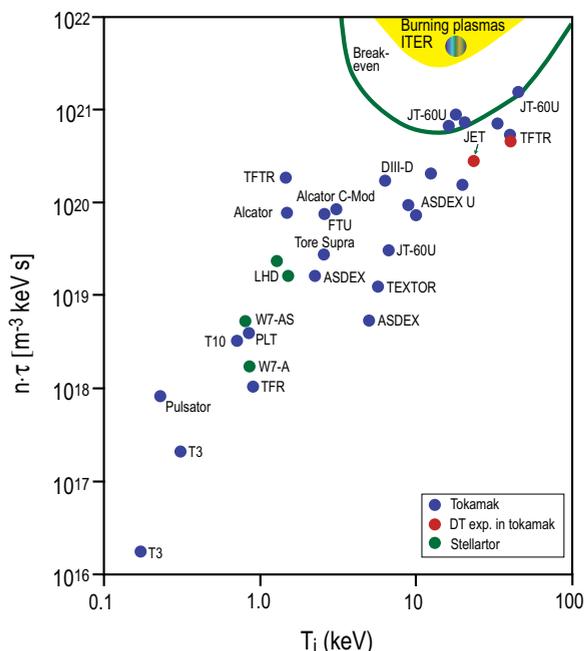


Figura 14 – I valori del triplo prodotto  $n\tau_E T$  in funzione della temperatura, ottenuti nei vari esperimenti di fusione nel mondo. La linea verde rappresenta la curva di breakeven, e la zona gialla rappresenta la regione dei parametri del reattore.

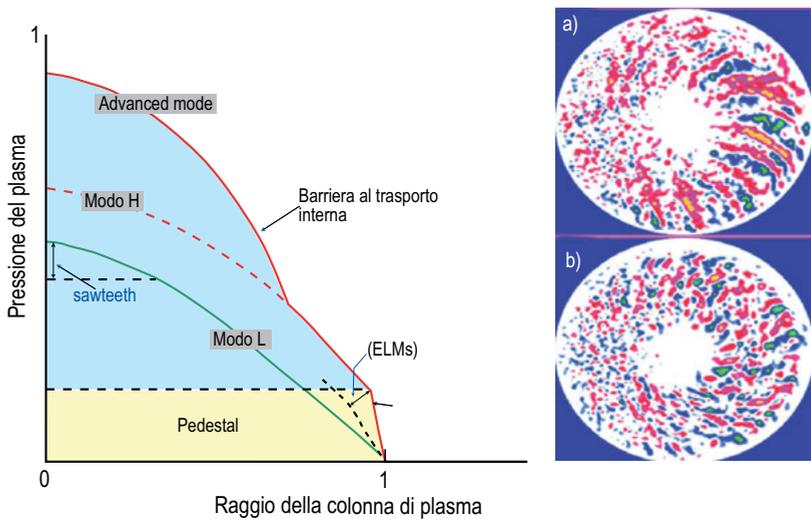


Figura 15 – A sinistra: profili radiali della pressione di plasma nei regimi con confinamento dell'energia migliorato. A destra: simulazioni (con modelli cinetici a particelle) di turbolenza nel plasma che mostrano: a) la formazione di strutture allungate che favoriscono il trasporto dell'energia dal centro verso l'esterno del plasma; b) la rottura di tali strutture con conseguente miglioramento dell'isolamento termico (confinamento dell'energia), ottenuta tramite opportune configurazioni di plasma (Z. Lin et al., Science 281, 5384, 1835 – 1837 (1998)).

- La scoperta ulteriore del modo H associato con i cosiddetti “modi localizzati al bordo” (ELMs), cioè getti di particelle ed energia localizzati al bordo del plasma dovuti a processi di trasporto turbolento. I modi “ELMy H” sono considerati i più adatti per i regimi di operazione del reattore, perché permettono il controllo della densità e del carico della potenza che esce dal plasma sui componenti a ciò dedicati (divertore).
- La scoperta di regimi con una ulteriore regione di isolamento termico in una zona più interna del plasma (detti “regimi avanzati” con barriere interne al trasporto di calore), osservati e studiati su molti Tokamak, in cui il coefficiente di diffusione termico si abbassa ai valori dovuti ai soli processi collisionali (Fig. 15).
- La possibilità di generare configurazioni di plasma con una frazione molto elevata di corrente “autoprodotta” dal plasma stesso (fino a circa 80% della corrente totale). Tale corrente, detta di *bootstrap*, è osservata in molte macchine sperimentali, e apre la strada al funzionamento dei Tokamak in stato stazionario.
- La comprensione teorica e la modellizzazione di diversi meccanismi del trasporto turbolento, che ha portato alla capacità di guidare gli esperimenti verso regimi caratterizzati da un trasporto turbolento dell'energia ridotto.
- La capacità di controllo delle performance del plasma (per es. stabilità, alta densità) attraverso l'ottimizzazione della forma (tori con sezione trasversale allungata, triangolare etc.).

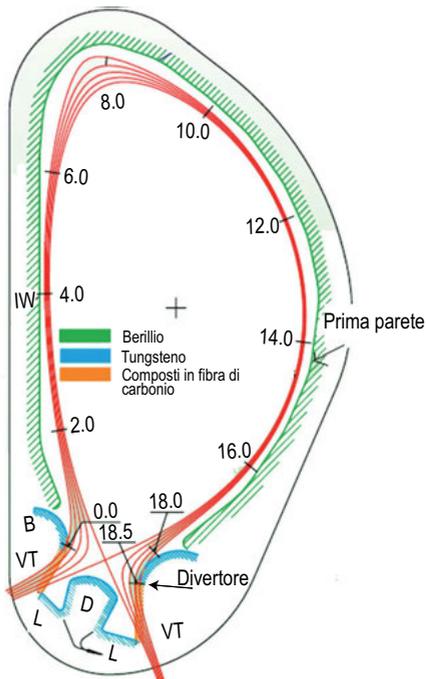


Figura 16 - Attraverso un'opportuna configurazione del campo magnetico che separa il volume di confinamento del plasma dal volume esterno, le particelle che escono da tale volume sono convogliate su un componente dedicato, il divertore, collocato in una zona appartata della camera da vuoto, e in grado di dissipare la potenza associata alle particelle non confinate, senza perturbare il plasma. Allo stato stazionario, tale potenza è pari a circa il 15% della potenza di fusione. In un reattore a fusione, le piastre del divertore dovranno sopportare carichi termici stazionari di oltre  $10 \text{ MW/m}^2$ .

- Lo sviluppo e la prova di diversi modelli di divertori, cioè di componenti rivestiti di particolari piastre dedicate allo smaltimento delle particelle e del calore emessi dal plasma in grado di dissipare elevati flussi di potenza senza perturbare il plasma, con l'uso di diversi materiali per il rivestimento delle piastre stesse (Fig. 16).
- Lo sviluppo di efficienti sistemi di riscaldamento del plasma (sistemi a onde elettromagnetiche a radiofrequenza, sorgenti di ioni negativi per fasci di neutri).
- La capacità di terminare in modo controllato il plasma all'insorgere di una instabilità distruttiva.
- Lo sviluppo di avanzati sistemi per il controllo in *feedback* delle instabilità del plasma, che consentono di raggiungere prestazioni migliorate.

Al di là di questi fatti particolarmente significativi, il progresso è stato segnato da un continuo miglioramento della comprensione della fisica del plasma e della capacità di modellizzazione e predizione, dalla messa a punto di metodi per il controllo della turbolenza e di vari modi di operazione ad alte performance (scenari) con l'uso crescente di mezzi di controllo attivi.

Tutto ciò rappresenta la base fisica su cui si è fondato il progetto di ITER e che permette di estrapolare dagli esperimenti attuali a ITER con un elevato livello di confidenza (Fig. 17).

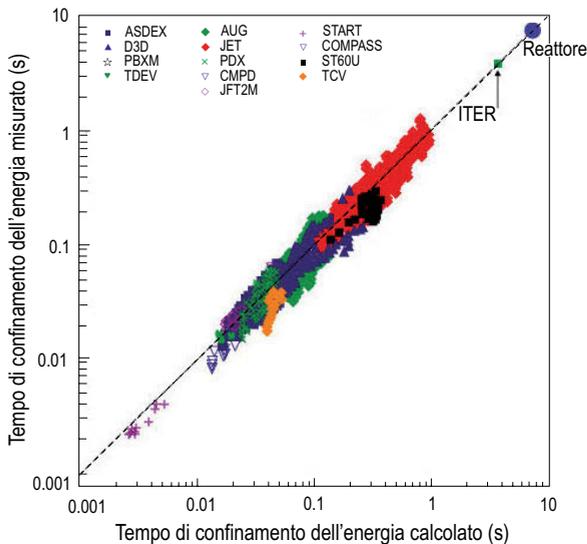


Figura 17 – Il tempo di confinamento dell'energia misurato in vari Tokamak, in funzione del tempo di confinamento dell'energia calcolato sulla base di una legge semiempirica (ITER 89-P). Si noti l'estensione dei dati sperimentali su tre decadi, e l'estrapolazione di circa un fattore 3 a ITER.

Simili e significativi progressi si sono ottenuti sul fronte delle tecnologie specifiche per la fusione:

- Durante la fase di progettazione di ITER, le tecnologie necessarie per la realizzazione della macchina sono state sviluppate e provate nelle condizioni di operazione con la realizzazione di prototipi per i magneti superconduttori, la camera da vuoto, i componenti affacciati al plasma ad alto flusso di calore, i sistemi ausiliari di riscaldamento e di produzione di corrente, i sistemi per il trattamento a distanza dei componenti attivati (telemanipolazione), ed i sistemi di controllo del plasma.
- In una prospettiva più a lungo termine, si sono ottenuti risultati significativi nello sviluppo dei materiali per il reattore a fusione, in cui i neutroni prodotti nella reazione di fusione hanno energia (14 MeV) significativamente più alta di quella dei neutroni da fissione (circa 1-2 MeV). I vari programmi sulla fusione comprendono lo sviluppo di materiali a bassa attivazione, la cui dose a contatto decada a livelli "hands-on" (10  $\mu\text{Sv/h}$ ) nell'arco di circa un secolo e, al tempo stesso, in grado di mantenere le caratteristiche termo-meccaniche per dosi di irraggiamento neutronico fino a 150 dpa<sup>(\*)</sup>. L'Europa ha prodotto l'acciaio martensitico Eurofer, le cui caratteristiche di bassa attivazione sono ottenute sostituendo gli elementi di lega ad alta attivazione, quali Ni, Mo e Nb, con W, V e Ta. Attualmente, questo materiale è in fase di caratterizzazione sotto irraggiamento neutronico con risultati alquanto promettenti (§ 6.2) (Fig. 18).

(\*) dpa (displacement per atom), è una misura dell'integrale nel tempo della densità di flusso neutronico (fluenza) su un materiale, ed è utilizzato come misura del danno provocato dai neutroni nel materiale stesso. Dipende dallo spettro in energia dei neutroni incidenti: per E=14 MeV, si ha 1 dpa  $\sim 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> in ferro.

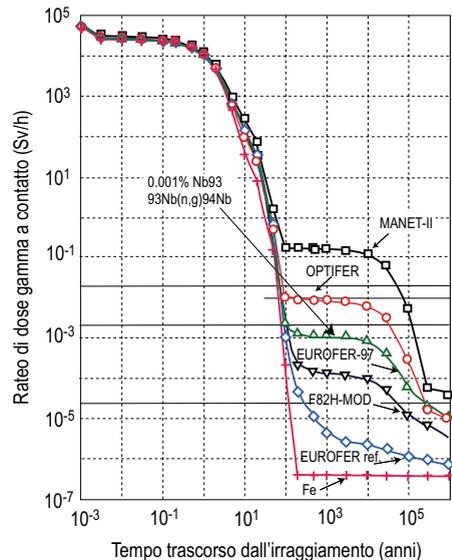


Figura 18 - *Sopra*: L'acciaio martensitico a bassa attivazione Eurofer-97 sviluppato dall'Europa come materiale strutturale per il reattore a fusione. *A destra*: la dose gamma calcolata per vari acciai a bassa attivazione, risultante dopo l'esposizione al flusso neutronico per cinque anni sulla prima parete del reattore a fusione: MANET (1985, Europa), Optifer (1990 Europa), F82H (1995, Giappone), Eurofer-97 (1997). Il plateau nelle varie curve è dovuto al radioisotopo  $^{94}\text{Nb}$  prodotto nelle reazioni  $^{93}\text{Nb}(n,\gamma)^{94}\text{Nb}$ . La differenza tra Eurofer-97 e F82H sta nel contenuto di Niobio (impurità presente nelle misure di 7 ppm in Eurofer-97, 1 ppm in F82H). "Eurofer ref." rappresenta l'obiettivo da raggiungere ( $\text{Nb} < 0.01$  ppm).

- Tutti i Paesi che partecipano al progetto ITER stanno sviluppando concetti di mantelli triziogeni per la produzione di trizio, basati su modelli solidi (con uso di composti ceramici solidi contenenti litio e berillio come moltiplicatore di neutroni) e liquidi (con uso di leghe eutettiche di LiPb o di sali fusi composti di litio). Un certo numero di moduli di prova di questi concetti sono in via di realizzazione e saranno integrati in ITER dove saranno condotti test di funzionalità elettromagnetica, termomeccanica e di produzione di trizio (si veda scheda 3).
- Sono stati condotti studi concettuali di reattori che hanno consentito di definire il ruolo e l'importanza delle varie tecnologie nel raggiungimento dell'obiettivo della sicurezza e della economicità del reattore (in particolare quelle relative ai materiali e ai mantelli triziogeni), e di definire la *Roadmap* da percorrere (§ 6.1).

Sulla base del complesso delle acquisizioni fin qui ottenute a livello internazionale, l'Europa, il Giappone, gli Stati Uniti, la Russia e, più recentemente anche la Cina, l'India e la Corea, hanno concordato di collaborare alla costruzione di ITER: ITER ha l'obiettivo di dimostrare la fattibilità dell'energia da fusione producendo 500 MW di potenza di fusione per 400 secondi, in condizioni in cui predominerà il riscaldamento del plasma da parte dei nuclei di elio prodotti dalle reazioni di fusione rispetto a quello generato dai circuiti esterni e, al tempo stesso, integrando tutte le tecnologie chiave per il funzionamento del reattore, dai magneti superconduttori, al divertore, ai mantelli triziogeni.

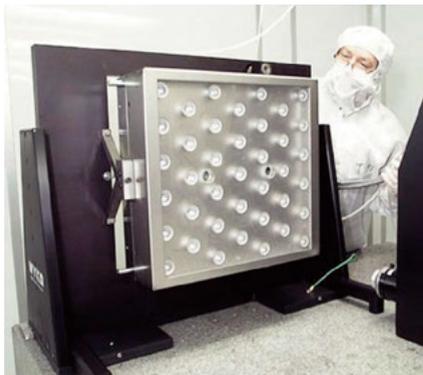
ITER è stato quindi progettato in modo da poter costituire l'unico passo intermedio prima della realizzazione di un reattore dimostrativo in grado di generare energia elettrica da fusione (DEMO). L'avvio della costruzione di ITER, iniziata nel corso del 2007 nel sito europeo di Cadarache (Francia), apre una nuova fase nello sviluppo della fusione, fase che richiede una notevole concentrazione degli sforzi nella realizzazione e operazione della macchina e, al tempo stesso, un deciso impegno per i passi successivi.

### **3.2 Stato delle ricerche sulla fusione a confinamento inerziale**

Nei primi anni 60 del secolo scorso, gli studi sull'interazione laser materia, iniziati con l'invenzione del laser e della tecnica di generazione di impulsi laser di alta potenza (Q-Switch), hanno portato alla formazione di un data base contenente molti concetti di base per la fusione inerziale secondo lo schema ignizione centrale. In quegli anni i laboratori del CNEN (ora ENEA) Frascati, con pubblicazioni prese come base o riportate integralmente su testi scientifici specializzati, hanno svolto un ruolo pionieristico riconosciuto dalla comunità scientifica internazionale.

L'interesse per queste ricerche ha stimolato lo sviluppo di laser potenti e con prestazioni diverse in termini di energia, durata e lunghezza d'onda della luce emessa. La scoperta della tecnica di mode-locking ha poi consentito di esplorare differenti regimi di interazione della luce con la materia sia con impulsi brevi (picosecondi) sia con impulsi lunghi (nanosecondi). Queste circostanze e la possibilità di affrontare una grande varietà di temi cambiando solo componenti marginali dello stesso impianto sperimentale (bersagli strutturati, sistema di deposizione della luce sul bersaglio, controllo del profilo temporale dell'impulso, ecc.), in meno di un decennio hanno portato anche alla caratterizzazione ed al dimensionamento del laser necessario per esperimenti dimostrativi. Il rapido progresso nelle conoscenze dei fenomeni fisici, favorito dalla possibilità di effettuare esperimenti significativi scalati da quelli di riferimento termonucleare, aveva consentito di individuare il percorso di ricerca e di sviluppo tecnologico necessario per il conseguimento dell'obiettivo.

Per poter effettuare esperimenti dimostrativi erano richiesti profili temporali dell'impulso laser controllati in modo flessibile ed appropriati sistemi per la deposizione uniforme dell'energia sul bersaglio. Le potenze laser necessarie rendevano indispensabile lo sviluppo di materiali e trattamenti superficiali per rendere più alte le soglie di danneggiamento onde limitare l'estensione dei componenti ottici esposti alla radiazione laser che avrebbe reso impraticabili le dimensioni dell'intero sistema, tempi e costi di realizzazione (Fig. 19). I componenti ottici ed i relativi supporti meccanici, malgrado il peso e le dimensioni richieste, dovevano rispettare esigenze funzionali molto spinte che garantissero la qualità del fascio laser, precisione micrometrica in ambienti ad alto grado di pulizia, ecc.. L'esigenza di un efficiente accoppiamento driver-bersaglio stimolava lo sviluppo di cristalli convertitori di frequenza da aggiungere alla fine della catena di amplificazione per cambiare la lunghezza d'onda senza dover cambiare sistema laser. La messa a punto di tecniche innovative per la crescita di cristalli convertitori con le dimensioni richieste, nel numero necessario di esemplari ed in tempi comparabili a quelli



**Figura 19** – Retro di uno specchio deformabile per una linea laser di alta potenza. Un sistema di attuatori controllati da computer crea una superficie deformabile che consente di correggere la fase del fronte d'onda modificata da aberrazioni introdotte nel fascio laser da distorsioni nelle ottiche (lavorazioni imprecise, effetti termici, stress meccanici, ecc.).



**Figura 20** – Cristallo (peso circa 360 kg) per conversione di lunghezza d'onda o applicazioni elettro-ottiche. Le nuove tecniche di crescita consentono di ottenere queste dimensioni in soli due mesi anziché nei due anni richiesti dai metodi convenzionali che avrebbero reso lunghissimi i tempi di realizzazione dei laser per la fusione che sono composti da molti fasci di potenza (talora anche più di 100).

di realizzazione degli altri componenti, ha rappresentato una vera e propria sfida tecnologica (Fig. 20).

Sin dall'inizio, la corsa allo sviluppo del driver per esperimenti dimostrativi, vedeva protagonisti i pochissimi laboratori al mondo già in possesso di un'elevata capacità di investimenti in attrezzature ed impianti ad alto contenuto tecnologico (Fig. 21). Negli altri laboratori interessati a queste ricerche sono state sviluppate le competenze necessarie per dotarsi di impianti laser per studi sulla fusione (ancora oggi non commerciali) con prestazioni idonee ad effettuare esperimenti scalati significativi per l'approfondimento di fenomeni fisici rilevanti.

In Giappone, nella prima metà degli anni 80, il laser GEKKO XII (12 fasci, 1-2 nanosecondi, 30 kJ totali), diveniva operativo per restare il più potente al mondo fino all'entrata in funzione a piena potenza del laser NOVA (10 fasci, 3 nanosecondi, 100 kJ totali) avvenuta negli USA alcuni anni dopo. GEKKO 12 ha rappresentato il primo importante banco di prova delle tecnologie sviluppate per driver per esperimenti dimostrativi al punto da promuovere l'industria Giapponese a principale fornitore di componenti laser per la realizzazione dei sistemi americani di successiva generazione, a partire dal laser NOVA.

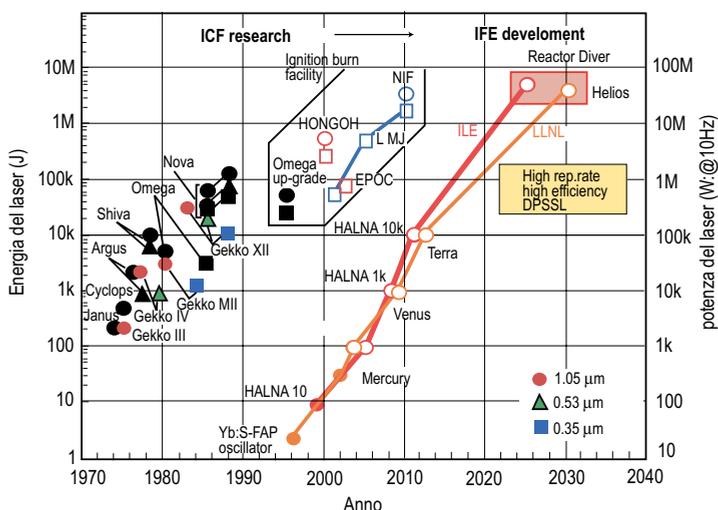
Le prestazioni di NOVA hanno consentito di generare sorgenti di raggi X con potenza adeguata per studi significativi secondo l'approccio ignizione centrale con il metodo indiretto. Negli anni 90 la comunità scientifica internazionale aveva costituito un data

base che, associato a tecnologie ormai mature, ha consentito di proporre in USA la realizzazione della NIF (National Ignition Facility - 192 fasci, 3.5 nanosecondi,  $2 \times 10^6$  Joule totali a  $\lambda=0.35$  micron). Questo impianto, già operativo a piena potenza, si prevede che nel 2010 dimostrerà in laboratorio l'ignizione con alto guadagno utilizzando il metodo dell'ignizione centrale secondo l'approccio indiretto.

Il data base disponibile per l'approccio ignizione veloce è ancora molto limitato. Questo metodo potrà essere studiato con l'impianto dimostrativo HiPER la cui proposta, originata in UK, è ora in fase preparatoria ed ha raccolto una larga adesione a livello internazionale.

Le attività di ricerca e sviluppo per esperimenti dimostrativi sono state accompagnate da studi e ricerche per il disegno concettuale del reattore a fusione inerziale e per individuare driver idonei per produrre processi di implosione con la frequenza di ripetizione necessaria a garantire le tipiche potenze medie richieste. Sono stati studiati circa 50 schemi di reattore per vari tipi di driver (laser 60%, 25% ioni pesanti, 15% ioni leggeri) ed i migliori candidati come driver per il reattore appaiono oggi i laser pompati a diodi capaci di operare con frequenza di ripetizione di alcuni Hz.

È già operativo nei laboratori di Livermore (USA) il laser Mercury (50 Joule, quindici nanosecondi, 10 Hz, 10% di efficienza dalla presa elettrica – dati 2007) che, nelle ultime prove effettuate, ha funzionato ininterrottamente per 270.000 spari consecutivi. Le architetture di questi laser adottano le stesse soluzioni sviluppate per i driver dimostrativi per la fusione (Fig. 21). Non sono ancora molto diffusi a causa dell'elevato costo delle matrici di diodi per il pompaggio dell'elemento attivo. Sono in corso attività di ricerca per soluzioni che consentano di abbattere i costi di questo componente.



**Figura 21 – Laser a stato solido per esperimenti di implosione e sviluppo previsto per i laser pompati a diodi (DPSSL) per il reattore a confinamento inerziale in USA e Giappone.**  
*S Nakai and K Mima, Rep. Prog. Phys. 67, 321–349 (2004).*

## 4. IL QUADRO EUROPEO DI RICERCA SULLA FUSIONE

In Europa le ricerche sulla fusione magnetica si sono sviluppate secondo un programma integrato e coordinato dalla Commissione europea nell'ambito del Trattato Euratom (Comunità europea dell'energia atomica). Attività sulla fusione magnetica sono condotte in tutti i paesi della Unione Europea. L'Italia fu tra i fondatori dell'Euratom ed è ancora oggi uno dei principali protagonisti dello sviluppo della fusione in Europa. L'ENEA rappresenta l'Italia nell'Associazione con Euratom.

Le ricerche sulla fusione inerziale hanno seguito percorsi indipendenti a livello delle singole nazioni e gli studi sull'interazione laser-materia sono stati finalizzati ad applicazioni fusionistiche solo nei pochi laboratori al mondo in grado di dotarsi di impianti con le prestazioni richieste. In Europa, fino alla fine degli anni 90, soltanto il Max-Planck-Institut fuer Quantenoptik- Garching in Germania e l'ENEA-Frascati, in Italia, svolgevano queste attività in ambito EURATOM con un supporto pari a circa 1% del relativo programma nazionale sulla fusione magnetica. Il supporto Euratom per queste attività, già da allora finalizzate al mantenimento di competenze per essere pronti a partecipare ad eventuali iniziative internazionali (Keep in Touch), ora è stato esteso a Francia, Inghilterra, Spagna, Portogallo, Repubblica Ceca, Ungheria e Polonia. Le installazioni più importanti in Europa si sono sviluppate al di fuori del coordinamento EURATOM, in parallelo ed in collaborazione con laboratori non Europei.

### 4.1 Il quadro organizzativo della fusione magnetica

La ricerca sulla fusione magnetica in Europa è coordinata dalla Commissione europea nell'ambito del Trattato Euratom ed ha come obiettivo la realizzazione comune di prototipi di reattori per impianti di potenza in grado di soddisfare i requisiti di sicurezza delle operazioni, rispetto dell'ambiente e fattibilità economica.

Il coordinamento avviene mediante tre meccanismi principali:

- Contratti di associazione tra Euratom e tutti gli Stati membri UE (o organizzazioni di tali Stati) e Stati terzi associati con l'Euratom (la Svizzera dal 1979).
- L'Accordo europeo sullo sviluppo della fusione (EFDA) tra gli Stati Membri e la Commissione Europea, inteso a rafforzare il coordinamento e la collaborazione su imprese comuni, quali l'utilizzazione scientifica dell'esperimento comunitario JET (Joint European Torus), la formazione e le collaborazioni internazionali.
- L' European Joint Undertaking for ITER and the Development of Fusion Energy (in breve Fusion for Energy, F4E), recentemente istituito (Aprile 2007) con lo scopo di attuare il contributo europeo a ITER, implementare l'accordo bilaterale di collaborazione tra Europa e Giappone (*Broader Approach*), preparare la costruzione del reattore dimostrativo DEMO.

Le Associazioni con i loro laboratori contribuiscono alla sperimentazione scientifica e allo sviluppo tecnologico con attività proprie che vengono definite sulla base del programma europeo.



**Figura 22 – Paesi europei che partecipano al programma comune sulla fusione. Il punto rosso indica la sede del tokamak comunitario JET a Culham (Abingdon, Regno Unito).**

I finanziamenti da parte della Commissione Europea sono erogati attraverso i Programmi Quadro (PQ) comunitari di ricerca e sviluppo tecnologico (Programma Euratom - Fusione), e contribuiscono mediamente, attraverso varie forme, a circa un terzo dei costi delle attività di R&S, il rimanente 75% essendo a carico dei Paesi associati.

Nell'ambito del settimo PQ sono stanziati 1947 M€ per il periodo 2007 – 2011 per la ricerca sull'energia da fusione. Tale stanziamento è circa 1.9 volte maggiore rispetto ai PQ precedenti e servirà a finanziare il contributo europeo a ITER, l'attività di ricerca e sviluppo nei campi della fisica e della tecnologia in preparazione del funzionamento di ITER, attività preparatorie per DEMO, attività a più lungo termine, la formazione di risorse umane.

Attualmente, circa 2000 tra ricercatori, ingegneri e tecnici, e alcune centinaia di dottorandi, lavorano ad attività di fisica e di sviluppo tecnologico per la fusione in più di 30 laboratori sparsi negli Stati Membri e associati. L'approccio coordinato e collaborativo adottato dall'Europa ha reso possibile l'attuazione di progetti congiunti, quali JET, ed ha collocato l'Europa all'avanguardia mondiale nella ricerca sulla fusione.

Quello della fusione può costituire a buon titolo un esempio da studiare e da seguire nel costruire lo Spazio Europeo della Ricerca. La fusione (certamente grazie al suo particolare status) ha goduto sin qui della disponibilità di buoni strumenti (quali ad esempio la mobilità dei ricercatori), della presenza di un esperimento leader comune (JET), di una governance risultante da un buon equilibrio di top-down (coordinamento-indirizzo della Commissione) e di bottom-up (partecipazione - indirizzo da parte degli istituti associati). Ciò ha garantito il libero sviluppo delle idee e, al tempo stesso, la focalizzazione su un obiettivo chiaro e condiviso.

## 4.2 Il programma europeo sulla fusione magnetica

La strategia adottata dal programma europeo sulla fusione magnetica è stata quella di far avanzare in maniera parallela la comprensione della fisica dei plasmi e il raggiungimento delle performance termionucleari, insieme allo sviluppo delle tecnologie chiave per la fusione. I due aspetti, infatti, sono strettamente legati tra di loro. I progressi sono stati periodicamente valutati da panel di esperti esterni [4,5,6] i quali, di volta in volta, hanno anche tracciato le linee guida e le priorità del programma.

Il programma ha seguito in maniera decisa la linea rappresentata dai Tokamak, dotandosi degli esperimenti necessari per la realizzazione del reattore basato su tale configurazione. Nel 1983 fu completata la costruzione della macchina comunitaria Joint European Torus (JET, scheda n. 2), installato a Culham (Regno Unito), che rappresenta ancora oggi lo strumento più avanzato tra quelli attualmente disponibili. JET ha condotto esperimenti in DT e sta giocando un ruolo di primaria importanza sia per la preparazione e ottimizzazione degli scenari di riferimento delle operazioni di ITER (ELMy H-mode), sia per lo sviluppo di scenari orientati verso i regimi stazionari.

Dopo l'entrata in funzione di JET, l'Europa ha condotto con un certo impulso il proprio progetto successivo a JET (NET, Next European Torus), con gli obiettivi di realizzare un burning plasma per almeno 100 s, e provare mantelli triziogeni. NET era giunto ad una fase avanzata di progettazione quando l'Europa aderì alla collaborazione internazionale per il reattore sperimentale ITER (§ 5), nel quale NET fu in buona parte traghettato.

Negli anni 90, il programma si è concentrato prevalentemente sul consolidamento della base scientifica e tecnologica di ITER. Il programma scientifico, in particolare, si è concentrato sul controllo ed eliminazione delle instabilità magneto-idrodinamiche, sull'accesso ai regimi con riduzione di turbolenza e a basso trasporto di calore, sullo smaltimento del calore e delle particelle perse dal plasma con prove di divertori (Fig.16), sul controllo del plasma in condizioni stazionarie. Inoltre, sono stati studiati i cosiddetti "scenari avanzati" caratterizzati dalla presenza di barriere interne al trasporto (Fig.15).

Al tempo stesso, si è tenuta aperta l'opzione dei concetti alternativi alla configurazione Tokamak, finalizzati al miglioramento delle performance attraverso l'ottimizzazione della configurazione magnetica, con alcuni esperimenti su Reversed Field Pinch (che operano con un campo magnetico toroidale un ordine di grandezza inferiore rispetto ai Tokamak, e contribuiscono ad una maggiore comprensione della fisica del confinamento nei sistemi toroidali), Stellarators (che operano in regime stazionario) e Tokamak sferici (cioè con un più basso rapporto tra il raggio maggiore del toro e il raggio della sezione, e che raggiungono valori del rapporto della pressione di plasma sulla pressione magnetica (parametro  $\beta$ ) molto più alti che nei Tokamak convenzionali).

Le macchine operative in Europa (o in costruzione) per la ricerca sulla fusione a confinamento magnetico, con i relativi parametri e i principali obiettivi scientifici, sono mostrate in Tabella 4.1.

Il programma tecnologico si è concentrato sullo sviluppo delle tecnologie necessarie

per la realizzazione di ITER e, più a lungo termine, del reattore, con gli obiettivi di fattibilità economica, sicurezza e rispetto dell'ambiente. A questo scopo, sono state condotte attività in tutti i settori richiesti: magneti superconduttori, sorgenti per riscaldamento ausiliario e la generazione di corrente con metodo non induttivo, materiali strutturali a bassa attivazione, materiali e componenti affacciati al plasma, mantelli triziogeni, ciclo del combustibile, neutronica e dati nucleari, remote handling, sicurezza e impatto ambientale. Il programma tecnologico si è avvalso della disponibilità a livello europeo di un parco di impianti (Tabella 4.2) per prove di materiali e componenti, e di un notevole coinvolgimento dell'industria, non solo per la realizzazione di componenti, ma anche per la dimostrazione e l'ingegnerizzazione delle tecnologie sviluppate nei laboratori.

**Tabella 4.1 - Esperimenti di fusione magnetica attualmente operativi (o in fase di costruzione) in Europa, con l'indicazione del Paese, delle linee principali di programma scientifico, delle dimensioni (R, raggio maggiore del toro), della corrente di plasma (I), del campo magnetico toroidale (B) e dell'anno di costruzione.**

Nome	Tipo	Paese		R (m)	I (MA)	B (T)	Anno
ASDEX-U	Tokamak	Germania	Divertore, modo H, interazione plasma parete, scenari avanzati, concept improvement	1.62	2	3.9	1991
Compass	Tokamak	Rep. Ceca	Modo H, plasma di bordo, riscaldamento a radiofrequenza	0.56	0.4	2.1	(1992) 2007
EXTRAP-T2	RFP	Svezia	Stabilità, fluttuazioni, scenari	1.25	0.26	-	1994
FTU	Tokamak	Italia	Confinamento ad alta densità e alta corrente, scenari avanzati, riscaldamento a radiofrequenza	0.93	1.6	8	1990
ISTTOK	Tokamak	Portogallo	Attività MHD, Operazioni AC	0.46	0.01	0.5	1992
JET	Tokamak	EU	Operazioni ad alta performance, materiali di prima parete, divertori, scenari operativi per ITER, operazioni DT, remote handling,	2.96	7	3.8	1983
MAST	Tokamak sferico	Gran Bretagna	Fisica dei tokamak sferici ad alta temperatura	0.7	>1	0.6	1999
RFX	RFP	Italia	Fisica dei Reversed Field Pinch, confinamento e trasporto, prospettive reattoristiche	2	<2	-	1991
TCV	Tokamak	Svizzera	Fisica dei plasmi a geometria variabile	0.88	<1.2	1.4	1992
TEXTOR-94	Tokamak	Germania	Plasma di bordo, interazione plasma parete, divertore ergodico	1.75	0.8	2.8	1981
TJ-II	Stellarator	Spagna	Confinamento ad alto con asse magnetico elicoidale	1.5	-	1	1997
TORE SUPRA	Tokamak	Francia	Impulsi lunghi e conseguenti condizioni di carico termico sulla parete, fuelling e generazione di corrente	2.4	1.7	4.5	1988
Wendelstein - 7X	Stellarator	Germania	Fisica e ingegneria degli Stellarator, prospettive reattoristiche	5.5	-	3	In costruzione

**Tabella 4.2 - Impianti attualmente operativi in Europa in supporto al programma tecnologico per la fusione.**

Tecnologia	Facility	Paese	Funzione
Magneti	Sultan Dipole	Svizzera Svizzera	Qualificazione conduttori in scala reale Test DC e AC di grandi superconduttori ad alto campo magnetico
	ASTEX	Italia	Test di cavi superconduttori
Interazione plasma-parete	Magnum PSI	Olanda	Studi di erosione e deposizione ad alti flussi di particelle e bassa energia
	Tandem PWI Nuova facility	Germania Spagna	Studi di erosione e deposizione Interazione plasma-parete e analisi delle superfici
Alti flussi di calore	Gladis	Germania	Test di componenti affacciati al plasma con alti flussi di calore
	FE200	Francia	Test di componenti affacciati al plasma con alti flussi di calore
	Judith I/II	Germania	Test di componenti affacciati al plasma con alti flussi di calore
Fatica termica		Rep. Ceca	Test di affidabilità a basso flusso di calore
Celle calde	FLM	Germania	Circuito dell'elio
Remote handling	DRP DTP2	Italia Finlandia	Simulazione delle operazioni di remote handling in cella calda Simulazione delle operazioni di remote handling del divertore
Mantello fertilizzante	HELOKA EBBTF	Germania Italia	Circuito dell'elio Test di modelli di mantelli triziogeni
Trizio	TLK	Germania	Laboratorio per il trizio
Riscaldamento e generazione della corrente	NBTF	Italia	Test facility per i fasci di ioni neutri per riscaldamento del plasma
	Gyrotron test facility	Svizzera	Sviluppo e test di gyrotrons (sorgenti di microonde per riscaldamento del plasma e generazione di corrente)
Irraggiamento materiali	FNG	Italia	Generatore di neutroni con energia di fusione (14 MeV) - Validazione dati nucleari
	HFR	Olanda	Reattore a fissione
	Osiris	Francia	Reattore a fissione
	BR2	Belgio	Reattore a fissione

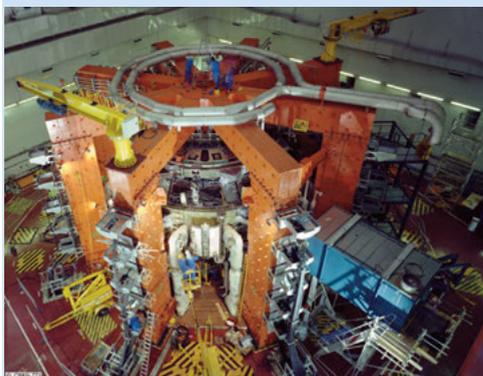
In questo quadro, sono stati molto importanti gli studi concettuali di reattori, condotti recentemente [3], che hanno permesso di verificare la validità delle linee di sviluppo adottate e di indirizzarle in modo più mirato.

Dopo la conclusione della fase di progettazione di ITER e l'avvio della sua costruzione, il programma Euratom - Fusione ha condotto un'analisi molto rigorosa dei requisiti per la definizione della strategia futura e la sua attuazione, ivi incluso una valutazione sulle facilities esistenti in Europa e su quelle necessarie nei prossimi anni per il migliore sfruttamento della sperimentazione in ITER e l'implementazione della *Roadmap* verso il reattore dimostrativo DEMO [7].

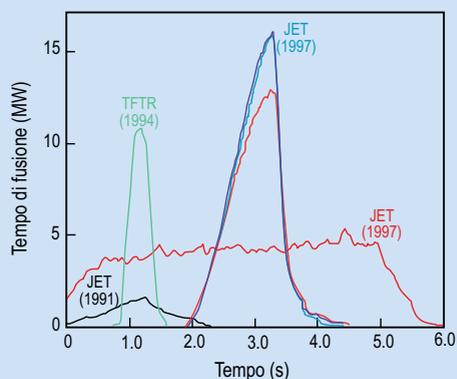
## Joint European Torus (JET)

La macchina comunitaria Joint European Torus (JET), installata a Culham (Regno Unito), dove ha cominciato a funzionare nel 1983, rappresenta ancora oggi la facility più avanzata tra quelle attualmente disponibili. JET ha condotto esperimenti in DT e sta giocando un ruolo di primaria importanza sia nella preparazione e ottimizzazione degli scenari di riferimento delle operazioni di ITER (ELMy H-mode), sia per lo sviluppo dei regimi di funzionamento pienamente stazionari.

Infatti il JET, per le sue dimensioni, per la configurazione del divertore, per la capacità di usare il trizio, per i sistemi ausiliari per il riscaldamento del plasma e la generazione di corrente, e per i sistemi di remote handling di cui è dotato, è la macchina esistente più vicina a ITER.



**Figura 23** - Joint European Torus (JET), installato a Culham (Regno Unito). JET è attualmente l'esperimento di fusione più grande al mondo e detiene il record di potenza di fusione prodotta (16 MW).



**Figura 24** - Potenza di fusione prodotta negli esperimenti DT condotti ad oggi. Il record è stato ottenuto in JET nel 1997 con 16 MW di potenza di fusione.

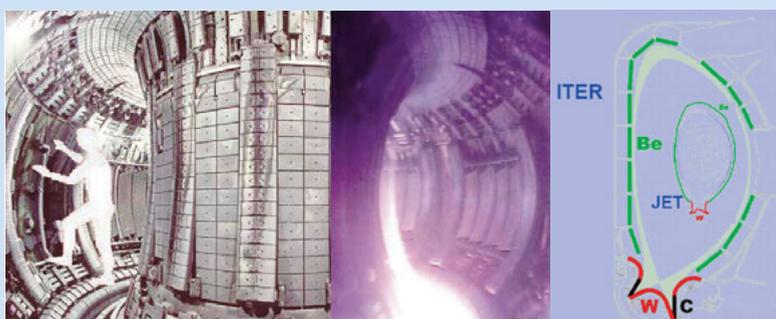
Grazie alla flessibilità consentita dal progetto iniziale, JET è anche in grado di integrare i più recenti sviluppi scientifici e tecnologici.

Attualmente, sono in via di attuazione modifiche della macchina e nuove installazioni per sfruttare al massimo le potenzialità di JET per il consolidamento di alcune scelte di progetto di ITER. A tal fine, è stata inserita una nuova antenna per l'invio di onde a radiofrequenza nel plasma (ICRH), prototipo dell'antenna che sarà installata in ITER. Inoltre, entro il 2010 JET sarà dotato di:

- una nuova parete di berillio e un nuovo divertore di tungsteno per studiare gli effetti della combinazione dei materiali dei componenti affacciati al plasma previsti in ITER. In ITER, infatti, il berillio è il materiale scelto per la prima parete, il tungsteno e carbonio per il rivestimento delle piastre del divertore. Tuttavia,

poiché il carbonio presenta un'elevata ritenzione di trizio, quest'elemento verrà probabilmente sostituito ancora da tungsteno. In JET saranno investigati la compatibilità con i carichi di potenza transienti dovuti agli ELMs, gli effetti dell'erosione superficiale sulla purezza del plasma e sulle performance globali.

- un aumento da 24 a 36 MW della potenza dei fasci di neutri utilizzati per il riscaldamento del plasma, per meglio studiare i regimi di plasma avanzati.
- un iniettore di pellet di deuterio ad alta frequenza per il controllo dei modi ELMs localizzati al bordo, che caratterizzano lo scenario di riferimento di ITER (§3.1)
- un sistema di controllo migliorato per consentire operazioni ai massimi valori della corrente di plasma e della potenza di riscaldamento ausiliario.



**Figura 25 – A sinistra: l'interno di JET. A destra: Sezione di ITER con l'indicazione dei materiali affacciati al plasma: berillio (Be) sulla prima parete, tungsteno (W) e compositi in fibre di carbonio (C) sul divertore. A causa dell'elevata ritenzione di trizio da parte del C, quest'ultimo potrebbe essere sostituito da W. In JET, la cui sezione è riportata per confronto, saranno utilizzati gli stessi materiali.**

Parametri principali del JET	Parametri di progetto (1975)	Valori massimi raggiunti (separatamente)
Raggio maggiore/minore (m)	2.96/1.25	3/1.25
Campo magnetico sull'asse (T)	3.4	4
Corrente di plasma (MA)	4.8	7
Durata del plateau di corrente (s)	10	60 (1 MA)
Modi operazione	L	L, H e ELMy H
Bordo del plasma	Limiter	Limiter (C, Be) - Divertore
Potenza di fasci di neutri iniettati nel plasma (MW)	Inizialmente 10, 25 previsti in seguito	24 (36)
Potenza a radiofrequenza ICRH immessa nel plasma (MW)	0	22
Potenza a radiofrequenza LHCD immessa nel plasma (MW)	Possibile	7.3
Corrente generata non induttiva (MA)	Non prevista	3 (LHCD)
Densità centrale (m <sup>-3</sup> )	> 1020	2x1020
Temperatura elettronica/ionica (keV)	>10/>10	20/40
Q in plasmi DT	0.1-2	0.65
Potenza/Energia di fusione (MW/MJ)	-	16/22 in 4 s

## 5. IL PANORAMA INTERNAZIONALE: L'EVOLUZIONE IN ATTO

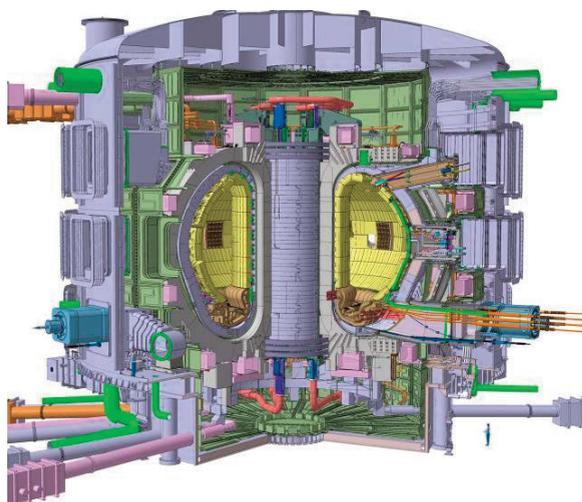
### 5.1 Il progetto internazionale ITER

ITER, dal latino "via", (Fig. 26) è stato progettato nell'ambito di una collaborazione internazionale da Europa, Giappone, Stati Uniti e Russia, a cui più recentemente hanno aderito anche Cina, India e Corea.

I gruppi di ricerca attivi sulla fusione in questi paesi hanno concordato sugli obiettivi scientifici-tecnologici e sul progetto di ITER come reattore sperimentale in grado di permettere, come passo successivo, la realizzazione di un reattore dimostrativo in grado di generare energia elettrica da fusione (DEMO).

La proposta della macchina fu avanzata nel 1985, seguita immediatamente da una attività di progettazione concettuale (Conceptual Design Activity, CDA) e poi, a partire dal 1992, da una attività di progettazione di dettaglio (Engineering Design Activity, EDA) conclusasi nel 1998 [8]. Tuttavia, già verso la fine della fase EDA, apparivano chiare le difficoltà di ottenere le risorse necessarie per procedere alla costruzione della macchina. Si avviò quindi un processo di revisione del progetto al fine di ridurre i costi ridimensionando i parametri e le performance del plasma senza tuttavia dover rinunciare agli obiettivi di fondo del progetto. Il nuovo disegno della macchina fu concordato nel 2000, con i seguenti obiettivi:

- ottenere  $Q \geq 10$  in un plasma induttivo (in cui la corrente nel plasma è indotta dal trasformatore), per tempi sufficientemente lunghi rispetto alle scale di tempo caratteristiche del plasma (regime quasi stazionario, durata dell'impulso di 400 s);
- dimostrare  $Q \geq 5$  in un plasma stazionario;
- esplorare le condizioni di ignizione controllata;



**Figura 26 – Il reattore ITER.** Dall'interno: i moduli del mantello schermante, la camera da vuoto con in basso il divertore (marrone), le bobine del magnete toroidale (superconduttore in  $Nb_3Sn$ ), al centro il solenoide centrale. Nello spaccato, a destra, si vedono le finestre di accesso attraverso la camera da vuoto, per l'alloggiamento dei sistemi di riscaldamento e di generazione della corrente, dei sistemi diagnostici e delle pompe per la creazione del vuoto.

La macchina è contenuta in un criostato alto 24 m e di 28 m di diametro, e racchiusa in uno schermo biologico.

- integrare le tecnologie essenziali per il reattore a fusione (magneti superconduttori, telemanipolazione);
- provare componenti del reattore a fusione (divertore);
- provare moduli di mantello triziogeno per DEMO.

Nel novembre del 2006 i rappresentanti di quelli che sono intanto divenuti i sette partner promotori e finanziatori di ITER (Unione Europea, Cina, Giappone, India, Repubblica della Corea, Russia, USA) siglano l'accordo per la costruzione della macchina, dopo una lunga fase di trattative durata quasi 6 anni.

ITER è la prima macchina avente per obiettivo la produzione di energia da fusione, in condizioni in cui predominerà il riscaldamento del plasma da parte dei nuclei di elio prodotti dalle reazioni di fusione rispetto a quello generato dai circuiti esterni. ITER è progettato per operare in regime di corrente indotta (400 secondi) ad alta potenza di fusione (500 MW). Con performance ridotte ( $Q \sim 5$ ), ITER esplorerà anche cicli operativi lunghi fino, se possibile, all'operazione stazionaria, utilizzando i sistemi esterni di riscaldamento e di generazione della corrente per il riscaldamento del plasma e il suo controllo.

Tabella 5.1 - Parametri principali di ITER

Potenza di fusione	MW	500
Raggio maggiore del plasma	m	6.2
Raggio minore del plasma	m	2.0
Volume del plasma	m <sup>3</sup>	840
Superficie del plasma	m <sup>2</sup>	678
Corrente del plasma	MA	15.0
Campo magnetico toroidale sull'asse	T	5.3
Potenza ausiliaria totale installata	MW	73
Durata dell'impulso	s	> 400

L'impianto è dimensionato per generare alcune migliaia di impulsi all'anno e verificare le soluzioni oggi ritenute idonee a sperimentare le tecnologie essenziali per una centrale a fusione, in particolare:

- l'uso di superconduttori per il sistema magnetico, necessario per limitare la dissipazione di potenza;
- il caricamento del "combustibile" nella camera di reazione e la contemporanea estrazione delle particelle prodotte;
- il riscaldamento del plasma e il suo controllo con potenza ausiliaria, in modo da provare condizioni per il plasma (scenari) tali da realizzare cicli operativi lunghi fino, se possibile, all'operazione stazionaria;
- lo smaltimento dell'energia generata e del combustibile bruciato e il recupero del trizio;
- il controllo del funzionamento e la sicurezza operativa.

Il programma della sperimentazione è definito per 10 anni con un'estensione di altri 10 anni per l'esplorazione della fase stazionaria.

Dal punto di vista nucleare, la fluenza neutronica totale sarà di 0.09 MW a/m<sup>2</sup> sulla prima parete dopo i primi 10 anni, corrispondenti a circa 1 dpa (*displacement per atom*), e circa 3 dpa dopo 20 anni.

Il flusso di neutroni da 14 MeV sulla prima parete, corrispondente a 0.2 – 0.8 MW/m<sup>2</sup>, avrà valori significativi per la conduzione di prove su mantelli triziogeni: ITER servirà infatti come banco di prova per diversi concetti di mantelli triziogeni attualmente in via di sviluppo. Sulla base dei test condotti in ITER sarà possibile selezionare la soluzione (o le soluzioni) più efficace per produrre il trizio, necessario per compensare quello utilizzato dalle reazioni di fusione, e per dimostrare la possibilità di funzionamento stazionario.

Il progetto di ITER si è basato sull'impiego di tecnologie provate o di prototipi, in molti casi in scala reale, per i componenti con maggiore contenuto innovativo e/o critici. A questo riguardo, le sfide più importanti sono state:

- La realizzazione dei superconduttori in Nb<sub>3</sub>Sn per il magnete del campo toroidale e in NbTi per il solenoide centrale, di dimensioni e prestazioni senza precedenti. Durante la fase di R&S e progettazione di ITER, è stata sviluppata la tecnologia necessaria per la produzione dei filamenti, del cavo, del condotto, delle giunzioni, per gli avvolgimenti e per la realizzazione delle bobine. Sono stati realizzati prototipi in scala 1:3 del solenoide centrale e 1:5 della bobina del magnete del campo toroidale (Fig. 27), e ne sono state provate le prestazioni nei regimi richiesti per ITER (40 kA a 13 T e 80 kA a 6 T, rispettivamente). La produzione di 29 tonnellate di Nb<sub>3</sub>Sn "ITER grade" in questa fase, ha permesso di dimostrare e qualificare la capacità produttiva dell'industria in vista della costruzione della macchina.
- La messa a punto della tecnologia di fabbricazione della camera da vuoto (composta da 9 settori alti 15 m e larghi 9 m) con particolare riguardo alla precisione, alle saldature e alla fattibilità delle tolleranze richieste. Sono stati realizzati prototipi in scala reale che hanno permesso di dimostrare la precisione richiesta, la tenuta di vuoto e di pressione, la fattibilità delle tecniche di saldatura adottate e delle relative tecniche di controllo non distruttive.

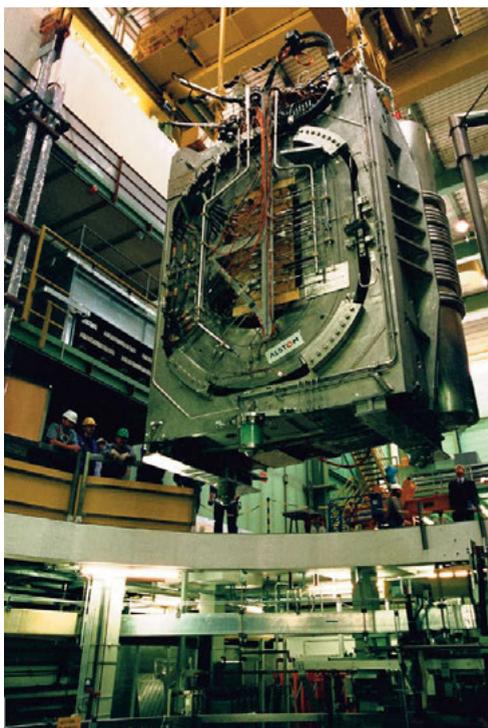


Figura 27 – Prototipo della bobina del magnete del campo toroidale di ITER (scala 1:5).

- Lo smaltimento di un elevato flusso di calore sulle piastre del divertore, il componente in cui viene convogliato e smaltito il calore emesso dal plasma sotto forma di particelle. Tale smaltimento deve essere condotto senza inquinare o perturbare il plasma, e il calore depositato, dell'ordine di  $10 \text{ MW/m}^2$  in regime stazionario e fino a  $20 \text{ MW/m}^2$  in fasi transienti, deve essere efficientemente rimosso. Sono state sviluppate tecnologie ad hoc e sono stati realizzati prototipi in scala reale per le soluzioni adottate, basate sull'impiego di tubi in lega di rame (scambiatori di calore) protetti da piastre di tungsteno e Carbon Fiber Composites (materiali sacrificali resistenti alle alte temperature) con un buon contatto termico con il tubo stesso (Fig. 28). Parti delle piastre sono state provate per migliaia di cicli ai valori di carico termico massimo che si verificano in ITER.
- La dimostrazione della manipolazione remota dei componenti interni alla camera da vuoto, cioè i moduli di mantello e le cassette del divertore. Alcuni di tali componenti potrebbero dover essere rimpiazzati per guasto. In tal caso, è necessario intervenire rapidamente ed efficacemente con manipolazione a distanza, per via dell'attivazione della macchina. Per dimostrare la fattibilità di tali operazioni (tagli, rimozione, sostituzioni, saldature) in ITER, sono state realizzate facilities per la telemanipolazione sia del divertore sia dei moduli di mantello con l'utilizzo di prototipi.
- Lo sviluppo di sistemi di riscaldamento e di generazione di potenza con caratteristiche, imposte dai parametri di plasma di ITER, significativamente più avanzati rispetto a quelli già in uso nelle macchine esistenti. Su ITER, infatti, saranno installati due iniettori di fasci di neutri, ciascuno con potenza pari a  $16.5 \text{ MW}$  per  $3600 \text{ s}$ , con  $40 \text{ A}$  di corrente, ed energia del fascio pari a  $1 \text{ MeV}$ , per poter depositare energia fino al centro del plasma. Ciò ha richiesto una intensa attività di sviluppo per la sorgente di ioni negativi, per l'accelerazione e l'ottica del fascio, per il sistema di deflessione degli ioni residui e per l'isolamento elettrostatico a  $1 \text{ MV}$ . Il sistema di riscaldamento e generazione di corrente basato su onde elettromagnetiche a radiofrequenza ha richiesto lo sviluppo di sorgenti ad alta potenza ( $2 \text{ MW} - \text{cw}$ ) ed alta frequenza ( $170 \text{ GHz}$ ).
- Altri sistemi hanno richiesto un particolare sviluppo e/o la costruzione di prototipi, ad esempio l'iniettore di pellet per l'alimentazione del combustibile, le pompe criogeniche, il sistema per il ciclo del combustibile.



La definizione del progetto ITER ha catalizzato negli ultimi 15 anni l'impegno di tutti i laboratori e gruppi di ricerca sulla fusione dei Paesi partner. La costruzione di ITER è iniziata a Cadarache (Francia) all'inizio del 2007. Il programma prevede la sua costruzione in circa 10 anni e lo sviluppo delle attività sperimentali in più fasi, in un arco

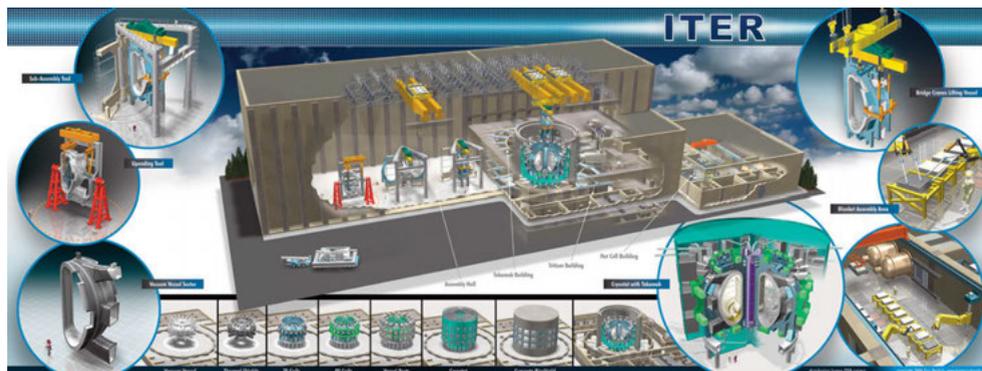


Figura 29 – L'edificio ITER, con la macchina in loco e la rappresentazione delle varie fasi dell'assemblaggio.

di tempo di 20 anni. Al termine si provvederà alla messa in sicurezza e successivamente, allo smantellamento e al trasporto delle scorie in un sito idoneo.

I costi di costruzione sono stimati in 5 miliardi € a valuta 2002 (tale valutazione è attualmente in fase di aggiornamento). I partner contribuiranno *in kind* per il 90% del costo totale, cioè con la fornitura di componenti realizzati direttamente dai partner stessi attraverso le rispettive Agenzie domestiche. Un ulteriore 10% sarà fornito in cash e sarà gestito direttamente da ITER.

L'Europa, che contribuirà per circa il 45% del costo totale di costruzione, ha stabilito a Barcellona (Spagna) la propria Agenzia domestica per ITER, "Fusion for Energy", che sarà responsabile delle forniture europee *in kind*, promuoverà e metterà in atto un programma di ricerca sulla fisica e l'ingegneria del plasma e di sviluppo tecnologico fortemente orientati al successo di ITER e ad accelerarne il risultato (programma di accompagnamento). L'attività sperimentale sulle macchine operanti nell'Unione Europea, ivi incluso JET, e la programmazione di aggiornamenti o costruzione di nuovi esperimenti sarà rivista ed allineata a questo obiettivo.

L'avvio della costruzione di ITER costituisce un punto di svolta per il programma a livello mondiale, da un lato per l'avvio della fase di realizzazione, dall'altro per la definizione del nuovo *Next Step*, cioè DEMO.

## 5.2 Il dopo ITER: le strategie nei Paesi che partecipano a ITER

Parallelamente alla costruzione e alla operazione di ITER, i sette Paesi partner sono impegnati a continuare i relativi programmi domestici di sviluppo della fusione con l'obiettivo di realizzare il reattore dimostrativo DEMO.

La strategia europea sarà descritta in dettaglio nei prossimi capitoli; qui di seguito sono brevemente riassunte quelle adottate dagli altri Paesi.

La ricerca sulla fusione magnetica negli Stati Uniti è condotta nell'ambito del *Fusion Energy Sciences Program del Department of Energy - Office of Science*. Il *Fusion Energy Sciences Advisory Committee (FESAC)*, con membri provenienti da università e laboratori di ricerca, ha un ruolo consultivo rispetto alla definizione e conduzione del programma. Attualmente, il programma è fortemente orientato alla partecipazione, costruzione e operazione di ITER, alla conduzione di un programma domestico finalizzato allo sfruttamento delle macchine sperimentali e allo studio di *burning plasmas*, e ad attività di R&S sui mantelli triziogeni e sui materiali per la fusione. Gli Stati Uniti stanno conducendo ricerche sulla fusione con tre macchine sperimentali: il Tokamak DIII-D, presso la General Atomics a San Diego; il Tokamak sferico NSTX (*National Spherical Torus Experiment*), presso il Princeton Plasma Physics Laboratory (PPPL); e Alcator C-Mod, un tokamak ad alto campo magnetico presso il Massachusetts Institute of Technology. L'ultimo rapporto FESAC (*A Report to the Fusion Energy Sciences Advisory Committee (October 2007) Priorities, Gaps and Opportunities: Towards A Long-Range Strategic Plan For Magnetic Fusion Energy*), pur non presentando una *Roadmap* precisa per la fusione, raccomanda di mantenere e far avanzare il programma americano in modo da prepararsi a costruire DEMO se e quando tale costruzione verrà decisa.

Un analogo atteggiamento viene tenuto in Russia dove la ricerca sulla fusione, condotta nell'ambito della Agency for Atomic Energy (FAAE, già Ministero per l'Energia Atomica), include la sperimentazione sul Tokamak superconduttore T-15 (Kurchatov Institute, Mosca) ed attività tecnologiche sui materiali superconduttori e sui materiali strutturali a bassa attivazione, in vista della progettazione di DEMO.

Il Giappone segue una strategia molto simile a quella europea. Ciò non stupisce dato lo strettissimo rapporto di collaborazione instaurato tra Europa e Giappone durante tutta la fase di progettazione di ITER, e il comune impegno nel programma *Broader Approach*, che vede la realizzazione comune di una sorgente intensa di neutroni per la caratterizzazione e qualificazione dei materiali (IFMIF), del Tokamak satellite JT60-SA, e di un centro internazionale per gli studi sulla fusione. Oltre ad un importante programma tecnologico, in Giappone è stato operativo fino all'anno scorso (2008) il tokamak JT-60U (con  $I = 6$  MA, che ha raggiunto il valore record per il triplo prodotto di  $nT\tau_E = 1.5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ keVs}$ ), ed è in operazione lo Stellarator superconduttore LHD (Large Helical Device, lo stellarator più grande al mondo).

E' interessante sottolineare che recentemente la Corea, la Cina e l'India hanno avviato o potenziato notevolmente i rispettivi programmi sulla fusione, e i relativi investimenti, con la costruzione di varie macchine sperimentali. Questi Paesi, che vedono una rapidissima crescita della domanda di energia, si rivolgono alla fusione con strategie di sviluppo estremamente aggressive, nell'ambito delle quali la partecipazione al progetto internazionale ITER è vista come un passo fondamentale per acquisire esperienze da mettere a frutto nelle attività domestiche.

La Corea ha recentemente completato (2008) la costruzione del Tokamak superconduttore KSTAR (*Korean Superconducting Tokamak Reactor*,  $I = 2$  MA), con l'obiettivo di lavorare in regime stazionario, e di procedere, dopo l'esperienza acquisita in ITER, alla costruzione di DEMO intorno al 2030 e alla produzione di energia da fusione intorno al 2040. A tale scopo, nel 2007 è entrato in vigore il *Fusion Energy Development Promotion Act*, per la definizione della strategia a lungo termine per la produzione di energia da fusione e per la sicurezza nazionale in materia di energia. La Corea sta conducendo inoltre un programma tecnologico orientato allo sviluppo del mantello triziogeno e dei materiali, con un forte coinvolgimento dell'industria nazionale.

Ugualmente aggressiva è la strategia perseguita dall'India che, dopo aver costruito il Tokamak ADITYA nel 1984, sta assemblando il nuovo Tokamak superconduttore SST-1 e si propone di costruirne un terzo (SST-2,  $I=11$  MA) intorno al 2022 per consolidare in un esperimento domestico l'esperienza acquisita nella partecipazione a ITER, prima di procedere alla costruzione di DEMO entro il 2040. A tal fine, l'India sta avviando in maniera decisa un programma tecnologico su tutte le tecnologie specifiche della fusione.

La Cina, che conduce attività di ricerca sulla fusione già dagli anni 60, conduce attività sperimentali con il Tokamak HL-2A, ed ha completato la costruzione del Tokamak superconduttore EAST (*Experimental Advanced Superconducting Tokamak*,  $I = 1$  MA) presso l'Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences (ASIPP) nella città di Hefei. Accanto alla linea di ricerca sulla fusione "pura", ha varato il programma nazionale di sviluppo di reattori ibridi fusione-fissione in cui un plasma di prestazioni modeste ( $Q = 3$ ) fornisce la sorgente di neutroni tramite la fusione per un mantello sottocritico. Il programma ha l'obiettivo di ovviare, intorno alla metà del secolo, ad una possibile carenza a livello mondiale di combustibile nucleare fissile derivante dal massiccio ricorso al nucleare da fissione da parte della Cina nei prossimi anni [9]. In questo quadro sono allo studio vari concetti che includono: i) un reattore sottocritico con sorgente di neutroni fornita dalla fusione, ii) un reattore a fusione "pura", iii) un reattore a fusione più avanzato, con materiali strutturali capaci di lavorare a più alta temperatura ( $1000^{\circ}\text{C}$ ) dedicato alla produzione di idrogeno, iv) un reattore a fusione compatto basato sulla configurazione a Tokamak sferico [10]. Gli obiettivi del reattore ibrido fusione-fissione sarebbero quelli di trasmutare le scorie radioattive prodotte nei reattori a fissione, produrre il combustibile fissile, produrre energia ed infine provare i materiali innovativi. Tale reattore ibrido, che utilizzerebbe tecnologie non lontane da ITER, contribuirebbe ad accelerare lo sviluppo della fusione "pura" entro la prima metà del secolo.

La collaborazione internazionale sviluppata per ITER è in sé stessa un fatto di grande rilievo e continuerà sul piano della ricerca, ma è probabile che il successivo passo, la realizzazione di DEMO, vedrà lo sviluppo competitivo di più macchine ad opera di alcuni dei partner. In tal modo il risultato tecnologico sarà così rafforzato ed accelerato, e contemporaneamente si preparerà la successiva commercializzazione.

## 6. LA ROADMAP EUROPEA DELLA FUSIONE MAGNETICA

### 6.1 I pilastri del programma: ITER, IFMIF e DEMO

I progressi compiuti nel corso degli ultimi decenni nella fisica del plasma e nelle tecnologie per la fusione sono, come si è detto, enormi. Allo stato attuale la dimostrazione della fattibilità scientifica e tecnologica della fusione a confinamento magnetico richiede tuttavia ancora alcuni tasselli fondamentali:

- il mantenimento di un grande volume ( $\sim 2000 \text{ m}^3$ ) di plasma DT ad alta temperatura ( $> 10 \text{ keV}$ ), in condizioni quasi-stazionarie, per un tempo sufficientemente lungo e ad un valore di pressione che consenta un elevato rapporto tra la potenza di fusione e la potenza ricircolante ( $Q > 10$ );
- il mantenimento di una corrente continua di plasma dell'ordine di diversi MA;
- la qualifica di materiali, per la costruzione della prima parete e del mantello, in grado di resistere un numero sufficiente di anni sottoposti a un carico neutronico di alcuni  $\text{MW/m}^2$  a 14 MeV e ad un elevato carico termico;
- la dimostrazione di affidabilità di numerosi componenti di elevata complessità.

In Europa una prima revisione delle tappe e della strategia è stata condotta nel 2000 (Airaghi Panel, [6]). Nel 2001, un gruppo di esperti elabora su richiesta della Presidenza dell'Unione Europea una proposta di programma verso lo sfruttamento commerciale della fusione. Gli elementi caratterizzanti e le tappe di questa strategia, che con successivi aggiornamenti [11] è divenuta la *Roadmap* di riferimento per l'Unione Europea, sono indicati di seguito (Fig. 30).

Le tappe di questo programma si possono definire come segue:

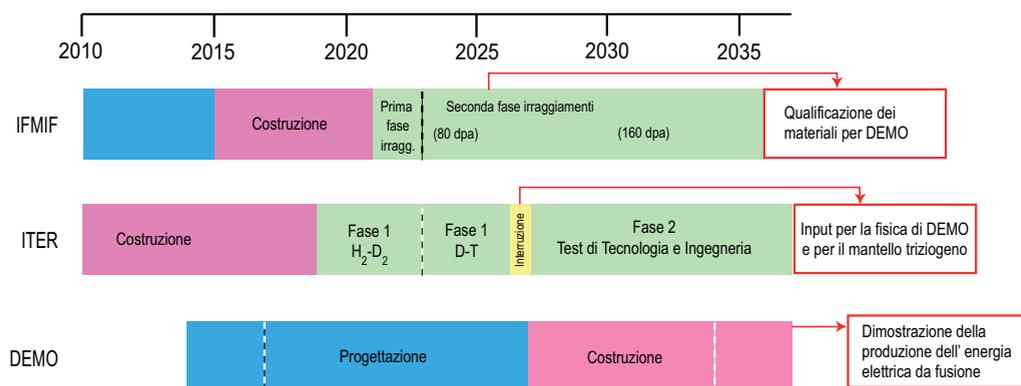
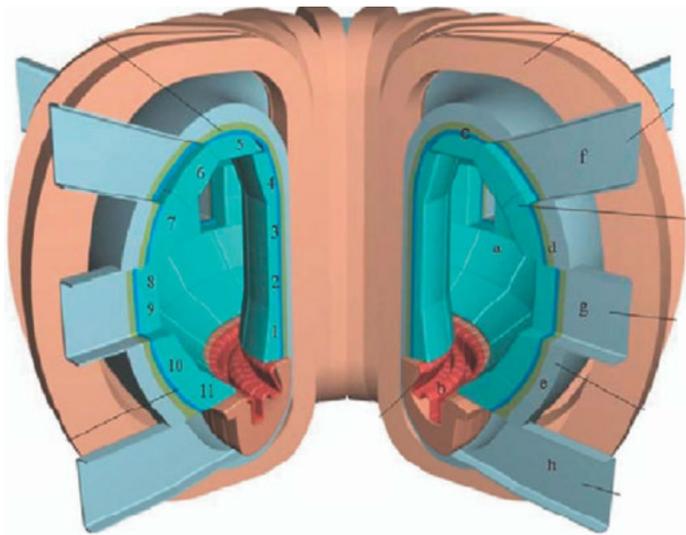
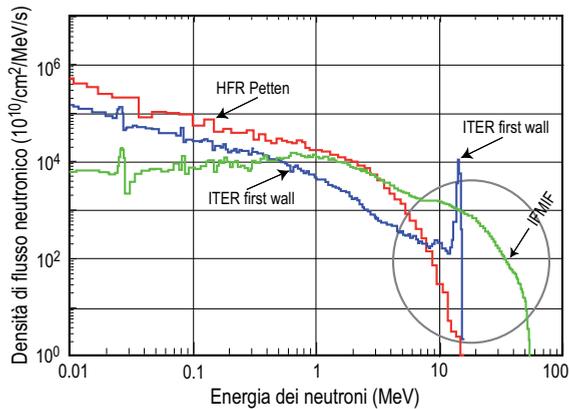


Figura 30 - Roadmap europea di riferimento della fusione.



**Figura 31 – Reattore dimostrativo DEMO**

- a) La costruzione e l'operazione dell'esperimento ITER è il passo fondamentale verso una centrale prototipo (DEMO). ITER, come già visto, è una macchina di taglia simile al futuro reattore, con il compito di dimostrare la fattibilità scientifica e tecnologica della fusione controllata, in condizioni di plasma che portino ad un guadagno  $Q=10$ . La macchina deve possedere la flessibilità operativa che consenta di integrare nell'attività sperimentale i risultati di esperimenti su macchine e dispositivi 'satelliti' sia in termini di fisica del plasma che di tecnologie. Al tempo stesso il programma sperimentale di ITER deve essere focalizzato per ottenere in un tempo relativamente breve le risposte cruciali per la definizione dei parametri di DEMO.
- b) Il passo successivo ad ITER, sarà il reattore prototipo (DEMO). Esso dovrà sperimentare tutte le operazioni di una centrale di potenza a fusione, in particolare la produzione continua di energia, con conversione in elettricità, e produzione, recupero e riciclo del trizio necessario per l'autosostentamento del reattore. DEMO avrà un funzionamento quasi-stazionario per lunghi periodi.
- c) Lo sviluppo di materiali idonei all'impiego in DEMO e nei reattori commerciali richiederà la continuazione delle ricerche per l'ottimizzazione delle proprietà elettromeccaniche e per la loro fabbricazione industriale. Per queste indagini si utilizzeranno, nella misura del possibile, gli impianti a fissione per la prova dei materiali già esistenti. Tuttavia la presenza di una maggiore percentuale di neutroni veloci nello spettro della fusione rispetto a quello della fissione (Fig. 32), determinerà nei materiali una diversa modifica della tenuta sotto irraggiamento. Questo richiederà delle prove in un nuovo impianto dove si potrà simulare l'effettivo spettro di fusione. Come già accennato, il progetto preliminare di questo impianto, chiamato IFMIF (International Fusion Material Irradiation Facility, si veda la scheda 4) è già stato elaborato. Il completamento del progetto dell'impianto e la realizzazione dei prototipi dei componenti principali sono previsti entro 6 anni, nel quadro dell'accordo *Broader*



**Figura 32 – Distribuzione in energia della densità di flusso neutronico sulla prima parete di ITER, nella cella ad alto flusso di IFMIF e nel nocciolo del reattore a fissione HFR (High Flux Reactor) di Petten (Olanda).**

**Tabella 6.1 – Carichi nucleari sui componenti interni di ITER, DEMO e della centrale commerciale**

	ITER	DEMO	Centrale Commerciale
Potenza di fusione	0.5-0.7 GW	2-4 GW	3-4 GW
Mantello (prima parete)			
Carico neutronico	0.5-0.7 MW/m <sup>2</sup>	2-3 MW/m <sup>2</sup>	2-3 MW/m <sup>2</sup>
Carico neutronico integrato	0.2-0.4 MW a/m <sup>2</sup>	8 MW a/m <sup>2</sup>	15 MW a/m <sup>2</sup>
Danneggiamento da irraggiamento	2-4 dpa	80 dpa	150 dpa
Divertore			
Flusso di potenza	10 MW/m <sup>2</sup>	10-15 MW/m <sup>2</sup>	10-15 MW/m <sup>2</sup>
Danneggiamento da irraggiamento	< 1 dpa	< 30 dpa	< 50 dpa
Modo di operazione	Pulsato (> 400 s) < 50000 cicli	Quasi continuo	Quasi continuo

*Approach* fra UE e Giappone. Quindi l'impianto IFMIF potrebbe essere costruito entro i prossimi 10-12 anni. La realizzazione e l'attività di ITER e di IFMIF procedono quindi in parallelo.

- d) Il coinvolgimento dell'industria è attualmente limitato alla progettazione esecutiva ed alla realizzazione di componenti, su commesse con fondi pubblici. Tuttavia il suo ruolo dovrebbe progressivamente crescere durante la fase di realizzazione di ITER ed IFMIF, per divenire determinante nella progettazione e realizzazione di DEMO. Esso dovrebbe consentire, in una successiva fase di sfruttamento commerciale, di affrontare aspetti come affidabilità, operabilità, facilità di manutenzione, disponibilità: in estrema sintesi economicità della fusione.

### DEMO

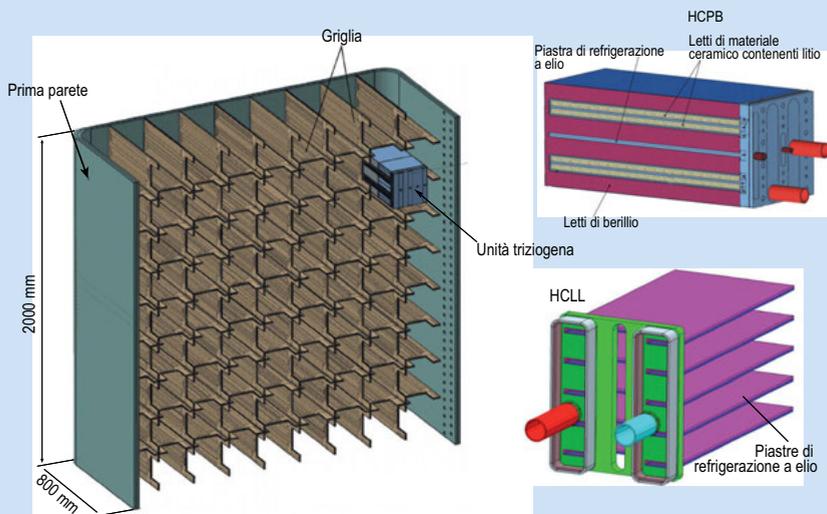
I Paesi partner di ITER stanno sviluppando concetti di reattori dimostrativi (DEMO), come ulteriore ed unico passo verso la produzione di energia da fusione dopo ITER. DEMO dovrà essere in grado di produrre energia elettrica in modo continuo, e di produrre in modo autosufficiente il trizio consumato con l'uso di un mantello triziogeno.

L'operazione in modo continuo richiede che la corrente di plasma, necessaria per il confinamento del plasma stesso, possa essere generata con metodi non induttivi. In DEMO, ciò si ottiene i) tramite la cosiddetta corrente di *bootstrap*, che si autogenera grazie a fenomeni interni al plasma, e ii) con l'uso di potenza ausiliaria tramite l'interazione con il plasma di onde elettromagnetiche a radiofrequenza o di fasci di atomi neutri iniettati dall'esterno. Per tale potenza ausiliaria, sarà utilizzata una parte della potenza elettrica prodotta. Tuttavia, per rendere minima la quantità di potenza ricircolante (e quindi massima l'efficienza complessiva), occorre ottenere valori i più alti possibili sia per la frazione di corrente di *bootstrap* (valori fino all'80% della corrente di plasma totale sono già stati osservati negli esperimenti attuali), sia per l'efficienza di generazione della corrente dall'esterno [3].

Il mantello triziogeno riveste un ruolo chiave in DEMO, dovendo assicurare la produzione di trizio, una barriera alla radiazione e la protezione dei componenti più esterni, la conversione della potenza di fusione in calore. Poiché non tutti i neutroni prodotti nelle reazioni di fusione D+T sono disponibili per le reazioni triziogene con il litio (a causa di perdite dovute ad assorbimento da parte dei materiali strutturali etc.), per riprodurre completamente il trizio consumato (breeding ratio  $T/n > 1$ ), si utilizzano nel mantello stesso dei materiali, quali il berillio e il piombo, nei quali i neutroni incidenti vengono moltiplicati per effetto di particolari reazioni nucleari (reazioni  $(n,2n)$ ).

I mantelli basati sull'uso di berillio (mantelli solidi), utilizzano composti ceramici solidi del litio, quali  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ,  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  o  $\text{Li}_2\text{O}$ . Nel caso del piombo, data la bassa temperatura di fusione di tale materiale ( $327^\circ\text{C}$ ), esso viene usato in fase liquida e in lega eutettica con il litio (mantelli liquidi), in modo tale che il materiale combini le due funzioni di moltiplicazione di neutroni e di produzione di trizio. In entrambi i casi, il materiale strutturale è generalmente un acciaio ferritico martensitico ad attivazione ridotta (si veda §6.2), e il fluido refrigerante è elio o acqua. Vi sono anche in fase di sviluppo mantelli liquidi che utilizzano sali fusi composti di litio (Li - Flibe ( $\text{LiF}$ ) $_n \cdot (\text{BeF}_2)$ , Flinabe ( $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{NaF}$ ), in USA), o Li liquido (questa soluzione, adottata dalla Russia, con vanadio come materiale strutturale, è particolarmente interessante perché non richiede l'uso di moltiplicatore di neutroni grazie al basso assorbimento neutronico da parte del vanadio ma, d'altra parte, pone seri problemi di sicurezza per la presenza di litio puro, altamente reattivo e corrosivo).

La selezione tra i vari concetti dovrà tenere conto, oltre al breeding ratio



**Figura 33 – Modulo di mantello triziogeno per DEMO (progetti europei) – A sinistra: struttura in Eurofer del modulo che include la prima parete e la griglia per l'alloggiamento delle unità breeder. A destra, in alto: unità breeder relativa al concetto HCPB, con i due letti di  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ , immersi in berillio; in basso: unità breeder relativa al concetto HCLL, con le piastre di refrigerazione in Eurofer attivamente raffreddate lungo le quali viene fatto circolare il LiPb.**

raggiungibile, della stabilità fisica e chimica dei materiali impiegati, della semplicità di estrazione del trizio, della conducibilità termica e della temperatura di lavoro permessa, della fattibilità tecnica, della robustezza dei componenti nelle condizioni di operazione, degli aspetti di sicurezza e manutenzione, della minimizzazione dei livelli di radioattività dei materiali di scarico a fine vita.

I mantelli solidi presentano buone caratteristiche di compatibilità chimica tra i materiali e di sicurezza, ma presentano limiti alla densità di potenza a causa della conducibilità termica relativamente bassa dei materiali breeder, e alla durata di vita a causa del danneggiamento e delle trasmutazioni indotte dai neutroni sia nel berillio sia nel breeder stesso. D'altra parte, i mantelli liquidi presentano maggiori problemi di compatibilità tra materiali, ma anche la possibilità di purificazione e rinnovamento on line dei materiali stessi. Nei mantelli liquidi, inoltre, il materiale breeder-moltiplicatore di neutroni potrebbe funzionare anche come refrigerante (mantelli liquidi autorefrigerati).

L'Europa sta sviluppando due di diversi concetti di mantello per DEMO:

**Helium Cooled Pebble Bed (HCPB)** – in questo concetto, il breeder triziogeno è litio ceramico (tra le diverse opzioni, quella attualmente di riferimento prevede  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ) in forma di sfere di diametro dell'ordine del millimetro (*pebbles*), mentre il moltiplicatore

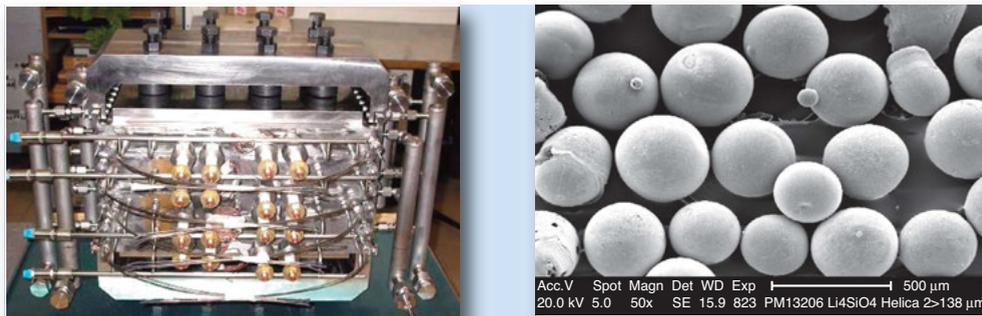


Figura 34 – Sezione di prova Hexcaliber per test di caratterizzazione termomeccanica di pebble beds di Be e di  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$  secondo il concetto HCPB (Centro ENEA – Brasimone).

neutronico è Be, anch'esso in forma di *pebbles*. L'estrazione del trizio generato dai letti di pebbles di litio ceramico avviene mediante "purging" di He a pressione poco più che atmosferica e a portata relativamente bassa. L'asportazione della potenza termica generata nel mantello ha luogo mediante He ad alta pressione, 8MPa, fluente attraverso piastre di refrigerazione che delimitano i letti di pebbles.

**Helium Cooled Lithium Lead (HCLL)** – il breeder triziogeno ed il moltiplicatore neutronico sono uniti in un unico materiale, la lega PbLi in composizione eutettica (Li al 15.6%at), fusa e fluente a bassa velocità attraverso le piastre di refrigerazione in cui scorre elio, nelle stesse condizioni di pressione del concetto HCPB. L'estrazione del trizio generato nella massa di metallo liquido avviene esternamente alla camera da vuoto.

Gli studi condotti su questi concetti mostrano che entrambi assicurano i valori di breeding ratio richiesti. Inoltre, sono state condotte prove di fabbricazione e di qualificazione con la costruzione di prototipi, prove di compatibilità dei materiali, prove termo-meccaniche e termo-idrauliche, prove di fabbricazione, di caratterizzazione termo-meccanica e sotto irraggiamento neutronico dei *pebble beds*. Infine, è stata sviluppata la tecnologia necessaria per l'estrazione e il controllo del ciclo del trizio e sono stati condotti esperimenti di neutronica per la verifica delle *performance* nucleari.

I due concetti HCPB e HCLL saranno provati in ITER, insieme ad altri concetti sviluppati dagli altri Partner. A tale scopo sono in fase di progettazione i moduli di prova da installare in ITER, i quali saranno realizzati incorporando le tecnologie richieste per il successivo funzionamento in DEMO. Le prove in ITER permetteranno di verificare le *performance* dei mantelli e la loro operabilità in presenza di campo magnetico, di flusso di calore dalla prima parete e di instabilità di plasma.

## IFMIF

La realizzazione di DEMO e dei reattori commerciali richiede la disponibilità di materiali idonei, cioè con caratteristiche di bassa attivazione e in grado di operare per tempi sufficientemente lunghi nei flussi neutronici tipici del reattore prima di dover essere sostituiti.

Per lo studio degli effetti da irraggiamento neutronico nei materiali in fase di sviluppo (§ 6.2) saranno utilizzati, nella misura del possibile, gli impianti a fissione. Tuttavia, la presenza di neutroni di più elevata energia nello spettro di fusione rispetto a quello di fissione (Fig. 32) dà luogo nei materiali irraggiati ad una produzione di gas idrogeno e elio circa 100 volte più elevata che nei reattori a fissione a parità di flusso neutronico. Per questo motivo, l'analisi degli effetti dovuti ai neutroni di fusione richiederà delle prove in un nuovo impianto dove si potrà simulare l'effettivo spettro di fusione. A tal fine si è progettata una sorgente intensa di neutroni ( $> 10^{17}$  n/s), chiamata IFMIF (International Fusion Material Irradiation Facility), che produrrà uno spettro neutronico confrontabile con quello di un reattore a fusione (Fig. 32), in un volume sufficiente per simulare il danno sui materiali dei componenti più vicini al plasma.

Ciò è ottenuto attraverso il bombardamento di un bersaglio di litio metallico in movimento con deutoni ad alta energia (40 MeV) accelerati in due acceleratori lineari, con 125 mA di corrente ciascuno (Fig. 35). Nel volume a più alto flusso di neutroni, davanti al bersaglio di litio, è possibile irraggiare materiali fino a 20 – 50 dpa/anno, con la possibilità quindi di ottenere dati utili per l'impiego di tali materiali in un reattore di potenza (DEMO) nell'arco di circa cinque anni (cfr. Tabella 6.1). In IFMIF saranno provati sia i materiali per DEMO (acciai ad attivazione ridotta, e.g. Eurofer l'acciaio giapponese F82H) sia i materiali da impiegarsi a più lungo termine ( $\text{SiC}_f/\text{SiC}$ ).

Il completamento del progetto dell'impianto e la realizzazione dei prototipi dei componenti principali sono previsti entro 6 anni, nel quadro dell'accordo "Broader Approach" fra UE e Giappone. Quindi l'impianto IFMIF potrebbe essere costruito entro i prossimi 10-12 anni, in parallelo con la realizzazione e l'attività di ITER.

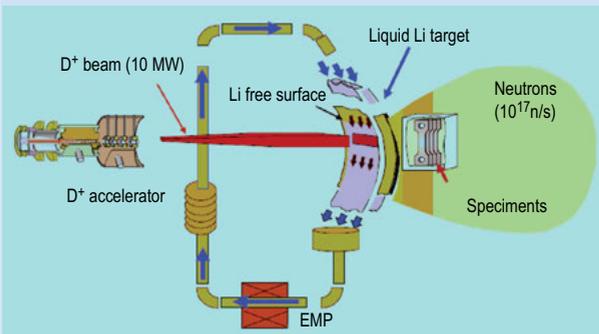
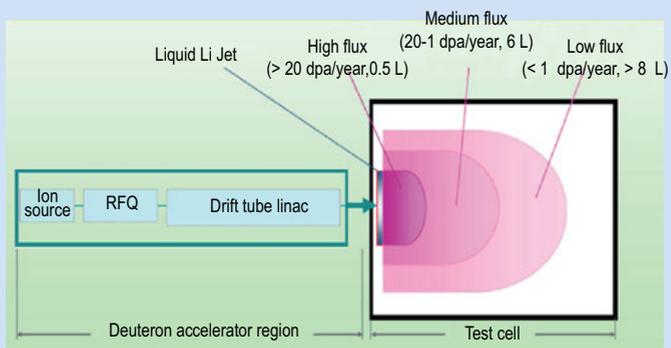


Figura 35 – Schema della sorgente di neutroni IFMIF: due fasci di deutoni, 125 mA di corrente ciascuno, accelerati in due acceleratori lineari a energia di 40 MeV incidono su un bersaglio di litio metallico liquido in movimento, producendo oltre  $10^{17}$  n/s attraverso reazioni nucleari  $\text{Li}(d,n)$ .

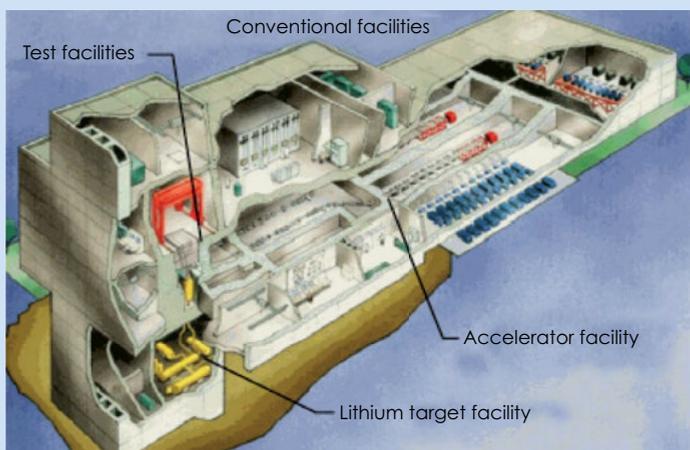
**Figura 36 – Volumi e ratei di danneggiamento (in displacement per atom, dpa) dei materiali nei moduli di prova di IFMIF: High Flux Test Module (0.5 litri, 50 – 20 dpa/anno), Medium Flux Test Module (6 litri, 20 – 1 dpa/anno), Low Flux Test Module (< 8 litri, <1 dpa/anno). I flussi nella High Flux Test Module permetteranno di provare i materiali alle dosi previste in DEMO in circa 5 anni.**



**Tabella 6.2 – Produzione neutronica, flusso neutronico e quantità rilevanti per il danneggiamento dei materiali esposti sulla prima parete in ITER, DEMO e in IFMIF**

	ITER	DEMO	IFMIF-HFTM
Intensità della sorgente (n/s)	$2 \times 10^{20}$	$10^{21}$	$10^{17}$
Flusso neutronico (n/cm <sup>2</sup> /s)	$4 \times 10^{14}$	$\sim 10^{15}$	$4 \times 10^{14} - 10^{15}$
Produzione di H (appm/FPY)	445	780	1000-2500
Produzione di He (appm/FPY)	114	200	250-600
Displacements per atom (dpa)	3	50-100	>150
H/DPA (appm/dpa)	44.5	40	35-50
He/DPA* (appm/dpa)	11.4	10.4	9.5-10.5

\* Si noti che il rapporto He/DPA in ferro nei reattori a fissione è circa 50 volte più basso



**Figura 37 – L'edificio e gli impianti di IFMIF.**

## 6.2 Lo Sviluppo dei materiali

La fattibilità della fusione in termini economici e sociali dipende dalla disponibilità di materiali idonei con i quali realizzare i componenti chiave del reattore. Da un lato, i materiali utilizzati debbono presentare caratteristiche di bassa attivazione indotta da neutroni in modo da non richiedere la necessità di depositi geologici permanenti in sito profondo: a questo riguardo, il programma fusione si è dato l'obiettivo di realizzare e utilizzare materiali riciclabili nell'arco di circa un secolo. In termini economici, gli stessi materiali debbono presentare caratteristiche di resistenza per tempi sufficientemente lunghi (almeno circa 5 anni per i mantelli triziogeni) nei flussi neutronici tipici del reattore prima di essere sostituiti, in modo da non pesare negativamente né sui costi di investimento né sulla disponibilità del reattore.

Oltre ad indurre attivazione, interagendo con i materiali i neutroni provocano profonde modifiche nella loro struttura reticolare a causa della formazione di difetti quali vacanze reticolari, nuclei in posizioni interstiziali, e dislocazioni con conseguente variazione della microstruttura. Tali variazioni si riflettono in una degradazione delle proprietà fisiche e meccaniche, quali la riduzione della conducibilità termica ed elettrica, indurimento, riduzione della duttilità, degradazione della resistenza alla frattura ecc. I livelli di flusso neutronico in DEMO, e più a lunga scadenza nel reattore, richiedono che i materiali impiegati mantengano buone caratteristiche fino a 80 dpa (150 dpa nel reattore) come mostrato in Tabella 6.1 (1 dpa = 1 *displacement per atom*, equivale a circa  $10^{25}$  n (14 MeV)/m<sup>2</sup> in ferro). Inoltre, gli stessi materiali debbono poter essere impiegati ad alte temperature di lavoro in modo da permettere buoni valori dell'efficienza complessiva dell'impianto.

I materiali richiesti possono essere divisi, secondo il loro impiego o funzione, come segue:

- materiali strutturali
- materiali di protezione dei componenti affacciati al plasma (divertore e prima parete)
- materiali funzionali come:
  - o superconduttori a bassa ed alta temperatura critica per i magneti
  - o materiali fertili (ceramici e metalli liquidi)

### **Materiali strutturali**

I materiali strutturali su cui l'Europa ha concentrato i suoi sforzi sono gli acciai ferritici martensitici ad attivazione ridotta (RAFMs) per i reattori di prima generazione e i compositi in fibra e matrice di carburo di silicio (SiC<sub>f</sub>/SiC) per quelli più avanzati. L'altro candidato, il vanadio, studiato in Russia e negli Stati Uniti, è molto attraente poiché potrebbe essere utilizzato nel mantello triziogeno con il litio liquido con funzioni sia di breeder sia di refrigerante, senza necessità di moltiplicatori di neutroni. Nonostante ciò, il vanadio è considerato ancora troppo problematico per questa applicazione a causa della estrema

sensibilità (infragilimento, indurimento) alle impurità (O, C, N) per temperature superiori a 550 °C. Inoltre, richiederebbe lo sviluppo di materiali di rivestimento e protezione contro gli effetti corrosivi e gli effetti magneto-idrodinamici del litio liquido circolante.

L'attuale strategia per lo sviluppo e dimostrazione dei materiali per la fusione prevede la realizzazione dei moduli di mantelli di prova con acciai RAFM (Eurofer per l'Europa, F82H per il Giappone) per l'uso e i test in ITER fino a 3 dpa. In parallelo si prevede la qualificazione per questi materiali fino a 80 dpa (poi fino a 150) in IFMIF. Sulla base dei risultati ottenuti si potrà procedere alla progettazione di DEMO con l'uso di RAFM. In IFMIF saranno irraggiati anche campioni di leghe di vanadio e di SiC<sub>f</sub>/SiC per la qualificazione di questo materiale in vista della sua applicazione nel reattore.

Gli acciai RAFM sono ottenuti dagli acciai ferritici martensitici convenzionali 8–12% Cr–MoVNb sostituendo Mo, Nb e Ni con W e Ta per ottenere le caratteristiche di bassa attivazione indotta da neutroni. Sulla base dell'esperienza europea, e tenendo conto anche di sviluppi simili negli Stati Uniti (lega 9%CrWVTa) e in Giappone (acciaio F82H), si è giunti negli anni 90 alla definizione dell'acciaio RAFM Eurofer [12] di cui, a oggi, sono state prodotte diverse tonnellate (rif. Eurofer-97) in forma di semilavorati di vario tipo e dimensione (sbarre forgiate, lastre, tubi). La Tabella 6.3 mostra la composizione chimica di Eurofer-97 (a) e, per confronto quella dell'acciaio giapponese F82H, con l'indicazione dei limiti superiori di concentrazione per le impurità indesiderate dal punto di vista radiologico (b).

Eurofer-97 è il materiale di riferimento per DEMO ed è già un materiale classificabile

Tabella 6.3 – Composizione chimica dell'acciaio EUROFER			
Radiologically desired (mass%)	EUROFER-97 specified (mass %)	EUROFER-97 achieved (mass %)	F82H mod: Heat 9741 (mass%)
(a) C	0.09-0.12 [0.11]	0.11-0.12	0.09
Cr	8.5-9.5 [9.0]	8.82-8.96	7.7
W	1.0-1.2 [1.1]	1.07-1.15	1.94
Mn	0.20-0.60 [0.4]	0.38-0.49	0.16
V	0.15-0.25	0.18-0.20	0.16
Ta	0.10-0.14 [0.12]	0.13-0.15	0.02
N <sub>2</sub>	0.015-0.045 [0.030]	0.018-0.034	0.006
P	< 0.005	0.004-0.0052	0.002
S	< 0.005	0.003-0.004	0.002
B	< 0.001	0.0005-0.0009	0.0002
O <sub>2</sub>	< 0.01	0.0013-0.0018	(0.01)
(b) Nb	< 0.00001	0.0002-0.0007	0.0001
Mo	< 0.0001	0.001-0.0032	0.003
Ni	< 0.001	0.007-0.028	0.02
Cu	< 0.001	0.0015-5-0.022	0.01
Al	< 0.0001	< 0.01	0.006-0.009
Ti	< 0.02	0.005-0.009	0.01
Si	< 0.04	0.04-0.07	0.11
Co	< 0.001	0.003-0.007	0.05

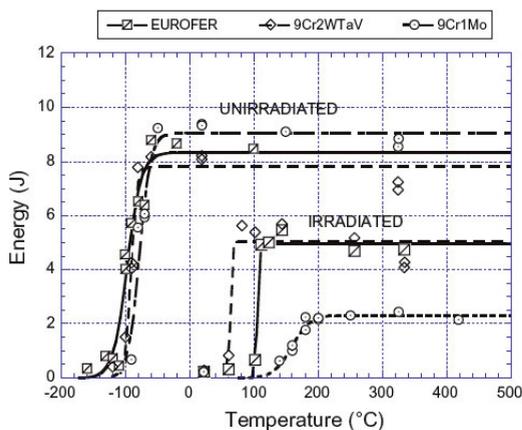


Figura 38 - Confronto tra la resistenza all'urto di Eurofer con quella di altri acciai 9%Cr (9Cr2W1TaV and 9Cr1Mo) non irradiati e dopo irraggiamento neutronico nel reattore BOR60 a 325 °C per 32–42 dpa. (A. Alamo et al., Mechanical properties of 9Cr martensitic steels and ODS-FeCr alloys after neutron irradiation at 325 °C up to 42 dpa J. Nucl. Mater. 367-370, Part 1, (2005)).

come “Low level waste” (Fig. 18) dopo circa 100 anni dallo spegnimento del reattore. Eurofer è già stato prodotto in grande quantità e caratterizzato utilizzando campioni di materiale non irraggiato, campioni di materiale irraggiato con neutroni (con spettro di fissione) a dosi medie (1–15 dpa) a temperature comprese tra 60 e 550°C e infine, campioni irraggiati fino a dosi di 40 e 70 dpa a temperature comprese tra 250–330°C [11]. I risultati ottenuti mostrano che gli effetti dell'irraggiamento neutronico (indurimento, riduzione della duttilità, degradazione della resistenza alla frattura) sono significativamente inferiori rispetto agli acciai FM convenzionali. I test sulla resistenza alla frattura condotti su campioni lavorati di Eurofer-97 mostrano una temperatura di transizione duttile – fragile (DBTT) pari a circa -90°C. Dopo irraggiamento neutronico a 340°C a 32 dpa, l'energia di frattura decresce del 40% e la temperatura di transizione aumenta di circa 200 °C (Fig. 38).

Sulla base dei test effettuati, EUROFER-97 è stato scelto per la costruzione dei TBM da installare in ITER. A tal fine sono state anche messe a punto varie tecniche di giunzione e saldatura. Attualmente, l'attività di sviluppo per questo materiale mirano al completamento (entro 10 anni per il materiale irraggiato) del database necessario per l'autorizzazione alla realizzazione e installazione dei TBM in ITER.

Il passo successivo consiste nell'ottimizzazione della composizione per il miglioramento delle caratteristiche termo-meccaniche del materiale sulla base delle prove su campioni di materiale irraggiato nei reattori a fissione. Infine, si punterà all'ulteriore riduzione delle impurità indesiderate, che non dovrebbe incidere sulle proprietà del materiale ma solo, eventualmente, sui costi di produzione. Per quanto riguarda gli effetti dovuti alla produzione di He, si avranno risultati solo dai test in IFMIF.

Il limite superiore di temperatura per gli acciai FM è imposto dalla degradazione della resistenza meccanica a 550°C. Una versione di Eurofer, denominato Eurofer-ODS, indurita per dispersione di ossidi (ODS), tipicamente  $Y_2O_3$  da 0.2 a 1 wt-%, ha la potenzialità di spostare tale limite fino a 650 – 700 °C, permettendo così di aumentare la temperatura di esercizio del reattore, migliorandone l'efficienza complessiva e la competitività economica. L'operazione ad alta temperatura consentirebbe anche la

produzione di idrogeno per via termochimica. Sono state prodotte alcune decine di kg di Eurofer – ODS che sono attualmente in fase di caratterizzazione. Ci sono evidenze che gli effetti della produzione di He da irraggiamento neutronico (infragilimento) siano mitigati dalla presenza degli ossidi dispersi.

Il SiC<sub>f</sub>/SiC è considerato il materiale più promettente per l'impiego nel reattore a fusione per l'elevata temperatura di lavoro (fino a 1100 °C), le caratteristiche di bassa attivazione, la compatibilità con il LiPb e la resistenza a shock termico. L'aspetto più critico di questo materiale è rappresentato dalla elevata produzione di He e dalla degradazione della conducibilità termica causate dall'irraggiamento neutronico. L'attività di sviluppo è orientata alla produzione di compositi ad elevate prestazioni termiche e meccaniche tramite l'impiego di fibre di elevata purezza e con un tipo di tessitura già orientata secondo la forma dei componenti finali. Sono stati realizzati campioni 2D e 3D di grandi dimensioni (20 cm × 20 cm × 0.4 cm) con cui sono state condotte prove termomeccaniche che hanno dato risultati promettenti. Gli effetti da irraggiamento neutronico sono in fase di studio con esposizioni fino a 5 dpa (Fe equivalenti) a 600 e 900 °C.

### **Materiali di protezione dei componenti affacciati al plasma**

I componenti affacciati al plasma debbono essere allo stesso tempo capaci di sopportare elevati flussi termici e compatibili con le condizioni di funzionamento del plasma. Tali componenti, raffreddati attivamente, sono costituiti da scambiatori di calore di materiale metallico ad alta conducibilità (tipicamente leghe di rame) e rivestiti con materiali sacrificali (*armour*). Il divertore è sottoposto a flussi di calore ben più elevati di quelli sulla prima parete/mantello (5-10MW/m<sup>2</sup>), ma a flussi neutronici inferiori (circa 1/3) e si prevede debba richiedere sostituzioni più frequenti (la vita del divertore, valutata in circa 2.5 anni nelle condizioni tipiche del reattore, è determinata principalmente dall'erosione del materiale di rivestimento e dal danneggiamento da irraggiamento neutronico). Attualmente, per i materiali *armour* sono considerati i compositi di grafite, il berillio ed il tungsteno. Alcuni studi prevedono anche l'uso del tungsteno come materiale strutturale, che permetterebbe l'operazione a temperature molto elevate.

I compositi in fibra e matrice di grafite (CFC), grazie alla loro alta resistenza ai flussi termici (altissima conducibilità termica, elevato calore specifico, basso modulo di Young) e alla loro elevata compatibilità con i regimi operativi dei plasmi (assenza di fase liquida, basso peso atomico), sarebbero quelli più interessanti. Tuttavia, la forte ritenzione del trizio da parte del carbonio, di fatto, ne limita l'utilizzo. Il tungsteno è un buon candidato in quanto presenta una temperatura di fusione molto alta, resistenza al creep, alta conducibilità termica, bassa pressione di vapore e alta resistenza alla corrosione.

Il berillio, che è stato scelto per ricoprire la prima parete di ITER, è anch'esso utilizzabile in macchine sperimentali con operazioni limitate nel tempo (fino a qualche centinaio di secondi), a causa della elevata sensibilità alla interazione con particelle energetiche. Il tungsteno, che al momento sembra essere l'unico candidato per l'utilizzo nei reattori, è oggetto di sperimentazione destinata a sciogliere i dubbi sulla sua compatibilità con alcune delle fasi operative del plasma e in particolare con quella di avviamento.

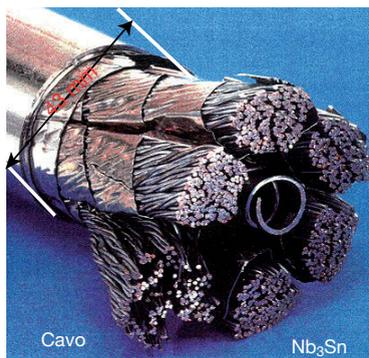
In ogni caso, l'utilizzo di tali materiali è subordinato alla capacità di realizzare delle giunzioni tra materiali dissimili (armour e scambiatori di calore) capaci di resistere alle sollecitazioni termo-meccaniche originate da flussi termici fino a 15 MW/m<sup>2</sup>.

## Materiali Funzionali

**Superconduttori.** A temperature sufficientemente basse, inferiori alla cosiddetta temperatura critica,  $T_c$ , i materiali superconduttori trasportano corrente elettrica senza dissipazione (resistenza elettrica nulla). L'impiego di magneti superconduttori, che usano cioè materiali superconduttori, consente quindi di ridurre la richiesta di potenza elettrica. I materiali superconduttori sono classificati in due gruppi in funzione della loro temperatura critica di transizione:

- LTC, bassa temperatura critica (circa 4.2-20 K);
- HTC, alta temperatura critica (tipicamente sopra 77 K).

Il primo gruppo è costituito essenzialmente da metalli e leghe intermetalliche. I più utilizzati sono il NbTi ed il Nb<sub>3</sub>Sn. Il NbTi ha una maggiore diffusione grazie al costo di produzione relativamente basso (80-150 €/kg) dovuto alla sua elevata lavorabilità ed è largamente impiegato nella realizzazione di magneti per la risonanza nucleare. Il Nb<sub>3</sub>Sn, più costoso (700 €/kg) ha però performance più elevate (maggiore corrente di trasporto e maggiore campo critico) e viene pertanto utilizzato in tutte quelle applicazioni che richiedono alte prestazioni, come per esempio i magneti di ITER. Inoltre, fra i superconduttori a bassa  $T_c$ , è quello che presenta maggiori margini di sviluppo, negli ultimi 3 anni i suoi valori di corrente critica sono più che triplicati. Tuttavia, il Nb<sub>3</sub>Sn, è un materiale piuttosto fragile e richiede tecniche particolari e procedure molto delicate di produzione dei fili e di avvolgimento delle bobine. La fattibilità di questo approccio è stata dimostrata in due bobine modello durante le fasi di R&S per il solenoide centrale e per il magnete del campo toroidale di ITER, ma vi sono ancora margini per ottimizzare le prestazioni di questo materiale in campo magnetico, quando le forze in gioco si combinano con la sua fragilità intrinseca.



**Figura 39 - Cavo in Nb<sub>3</sub>Sn sviluppato per il magnete del campo toroidale di ITER.**

Tra i materiali appartenenti al secondo gruppo spiccano i composti della famiglia del BiSrCaCuO (BSCCO) e del REBa<sub>2</sub>Cu<sub>3</sub>O<sub>7-x</sub> (REBCO, RE= terre rare e ittrio). La loro applicazione fino ad ora è stata limitata alle connessioni fra le bobine in superconduttore tradizionale e agli alimentatori di corrente. Il loro utilizzo per la fabbricazione di magneti è ancora non applicabile, in quanto la tecnologia è in una fase ancora embrionale, e lo studio di questi materiali è classificabile ancora come ricerca di base. Ma si auspica un rapido sviluppo tecnologico che ne consenta l'uso in reattori come DEMO ed oltre: il vantaggio principale che deriverebbe dalla loro applicazione nei magneti

per la fusione sarebbe quello di poter operare a campi molto elevati (circa 20 T) ma soprattutto a temperature medio alte (50-65 K), svincolando la fusione dall'obbligo di utilizzare come refrigerante l'elio liquido, con un significativo abbattimento dei costi di gestione dell'impianto.

## Materiali Triziogeni

I materiali che hanno lo scopo di produrre trizio devono soddisfare molti vincoli, quali:

- buone prestazioni neutroniche, in modo da dar luogo ad un valore di *Breeder Ratio*  $T/n$  ben sopra l'unità in configurazione reattoristica;
- compatibilità chimico-fisica con i materiali strutturali;
- compatibilità chimico-fisica con il fluido refrigerante;
- resistenza termo-meccanica alle condizioni di operatività.

Tabella 6.4 – Riassunto delle principali linee di sviluppo dei materiali strutturali e funzionali	
Acciai ferritici martensitici ad attivazione ridotta	Resistenza alla frattura per infragilimento di protezione in seguito ad irraggiamento Sviluppo del database Innalzamento della temperatura di lavoro con ODS
Leghe di vanadio	Sensibilità alle impurità (O,C,N) e infragilimento Resistenza alla frattura per infragilimento in seguito ad irraggiamento
Compositi SiC <sub>f</sub> /SiC	Miglioramento delle caratteristiche termo-meccaniche Risposta delle caratteristiche fondamentali all'irraggiamento Metodologie di fabbricazione e giunzione
Leghe di Tungsteno	Metodologie di fabbricazione e giunzione Caratteristiche di bassa attivazione Infragilimento in seguito ad irraggiamento Compatibilità con altri materiali
Materiali funzionali (Be, ceramici composti del Li, superconduttori)	Integrità strutturale sotto irraggiamento Produzione e rilascio/ritenzione di trizio Termomeccanica dei pebble beds Tecnologie di fabbricazione Caratterizzazione e qualificazione

Pertanto, la scelta di tali materiali deve essere fatta tenendo conto di diversi aspetti, talora in contrasto tra loro.

Le attività di ricerca e sviluppo in questo ambito si sono indirizzate in Europa verso due possibili soluzioni: l'una che prevede l'utilizzo di litio in forma ceramica (ortosilicato o metatitanato di litio), l'altra in forma di lega piombo-litio fluente in composizione eutettica (si veda Scheda n. 3). Sebbene in conseguenza della scelta di queste due tipologie di materiali triziogeni si generino problematiche progettuali diverse tra loro, la selezione di un comune tipo di sistema di asportazione della potenza termica (piastre di refrigerazione con sviluppo radiale-toroidale con refrigerante elio ad alta pressione) ha portato all'individuazione di aree sinergiche di investigazione, con conseguente accelerazione nello sviluppo complessivo dei due sistemi di mantello.

## 7. PROSPETTIVE PER L'ENERGIA DA FUSIONE

### 7.1 Studi europei di reattori a fusione

Già negli anni 1990-2001 furono condotti nell'ambito del Programma Fusione europeo vari studi per valutare gli aspetti di sicurezza, impatto ambientale e economicità della fusione, al fine di meglio indirizzare il programma stesso [13,14]. Questi studi confermarono le potenzialità della fusione come fonte di energia pulita, illimitata, e intrinsecamente sicura, e la produzione di energia elettrica da fusione con costi confrontabili con quelli di altre fonti a basso o ridotto impatto ambientale.

Nel 2001, fu varato un nuovo e più ampio studio concettuale su progetti di reattori a fusione, per tenere conto dei sensibili progressi effettuati negli anni recenti sia nell'ambito della comprensione della fisica del plasma sia in quello della tecnologia e dei materiali.

Il cosiddetto European Power Plant Conceptual Study (PPCS) [3], durato 3 anni e condotto con il coinvolgimento di buona parte della comunità scientifica, ha studiato quattro diversi modelli di reattori commerciali, tutti basati sul concetto Tokamak e su estrapolazioni di JET e ITER, e caratterizzati da particolari soluzioni tecnologiche adottate per il mantello triziogeno e il divertore. Dei quattro modelli, due (PPCS Model A e B) richiedono sviluppi di tecnologie ed estrapolazioni dei regimi di plasma limitati rispetto a ITER e realizzabili a breve termine, mentre gli altri (PPCS Model C e D) si basano su concetti tecnologicamente più avanzati.

In particolare, si assume la capacità di evitare disruzioni di plasma, e di generare in modo continuo (non induttivo) frazioni della corrente di plasma, tramite la cosiddetta corrente di bootstrap, per valori che vanno dal 45/43% nei modelli A/B al 63/76% nei modelli C/D [3].

I modelli A e B si basano sull'uso di mantelli triziogeni, rispettivamente, liquido (a Pb-17Li) raffreddato ad acqua e solido (a berillio) raffreddato ad elio. Una recente evoluzione del modello A adotta il raffreddamento ad elio (modello AB). Entrambi usano Eurofer come materiale strutturale. In PPCS A, il divertore, raffreddato ad acqua, è un'estrapolazione del divertore di ITER, con tungsteno come materiale sacrificale di rivestimento delle piastre, leghe di rame (CuCrZr) per gli scambiatori di calore e Eurofer come materiale strutturale. In PPCS B, il divertore è raffreddato ad elio e, lavorando a più alta temperatura, richiede lo sviluppo di leghe di tungsteno come materiale strutturale. Mentre il modello A si basa sulla tecnologia già disponibile e qualificata dei reattori a fissione di tipo PWR, il modello B adotta il raffreddamento ad elio, in via di sviluppo, con l'obiettivo di operare a temperature più elevate e quindi con una più alta efficienza termodinamica di conversione.

I modelli PPCS C e D si basano su tecnologie più avanzate per il mantello triziogeno, ovvero rispettivamente sulla tecnologia "dual coolant" (elio e Pb-17Li come refrigeranti, Eurofer come materiale strutturale), e "self cooled" (Pb-17Li come auto-refrigerante e SiC come materiale strutturale). In entrambi i casi, l'obiettivo è quello di raggiungere più alte

temperature di lavoro ed efficienze di conversione più elevate. Per quanto riguarda il divertore, in C si adotta lo stesso modello di B, mentre in D si adotta Pb-17Li come refrigerante.

I quattro modelli di reattori sono stati sviluppati tenendo conto in maniera integrata e consistente delle condizioni dettate dalla fisica del plasma e delle varie tecnologie adottate. Da ciò, imponendo in ogni caso una potenza elettrica fornita alla rete di circa 1500 MW<sub>e</sub>, risultano per i quattro modelli dimensioni e valori delle efficienze complessive piuttosto diversificati (Tabella 7.1 e Fig. 40). In particolare, la riduzione sostanziale delle dimensioni e della potenza di fusione a parità di potenza elettrica generata che si ottiene passando da A a D, è anche da attribuire all'aumento della frazione di corrente di plasma di bootstrap (cioè generata da fenomeni interni al plasma, che riduce la potenza ricircolante nell'impianto), e all'impiego dei materiali più avanzati in grado di lavorare a temperature più elevate. In tutti i modelli, i magneti sono realizzati con superconduttori a bassa temperatura. La disponibilità (qui non considerata) di materiali superconduttori ad alta temperatura potrebbe portare ad una notevole semplificazione degli impianti e ad un abbattimento dei costi.

Per ciascuno dei quattro modelli, sono stati valutati gli aspetti di sicurezza, impatto ambientale ed economicità, i quali dipendono prevalentemente dai materiali utilizzati e dal grado di maturità delle tecnologie adottate.

In particolare, i risultati di questi studi mostrano quanto segue:

- in caso di incidente con perdita di ogni raffreddamento attivo conseguente a una

Tabella 7.1 – Parametri principali dei quattro tipi di reattori commerciali valutati nello studio europeo PPCS [3]

Parametro	Mod. A	Mod. AB	Mod. B	Mod. C	Mod. D
Potenza di fusione (GW)	5.00	4.29	3.60	3.41	2.53
Elongazione (95% flux)	1.7	1.7	1.7	1.9	1.9
Raggio maggiore (m)	9.55	9.56	8.6	7.5	6.1
Campo magnetico sull'asse (T)	7.0	6.7	6.9	6.0	5.6
Corrente di plasma (MA)	30.5	30.0	28.0	20.1	14.1
Amplificazione della potenza Q	20	16.5	13.5	30	35
Carico neutronico sulla prima parete (MW/m <sup>2</sup> )	2.2	1.8	2.0	2.2	2.4
Carico di potenza sul divertore (MW/m <sup>2</sup> )	15	10	10	10	5
Potenza di pompaggio (MW)	110	400	375	87	12
Potenza ausiliaria installata (MW)	246	257	270	112	71
Potenza elettrica totale (MW)	2066	2385	2157	1696	1640
Potenza elettrica netta (MW)	1546	1500	1332	1449	1527
Efficienza dell'impianto	0.31/0.33	0.35	0.36	0.42	0.6

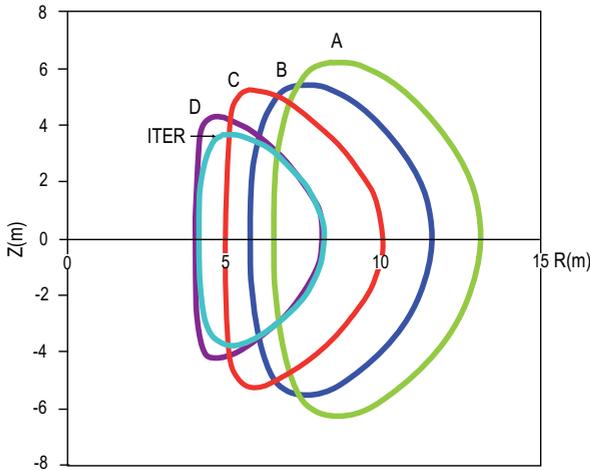
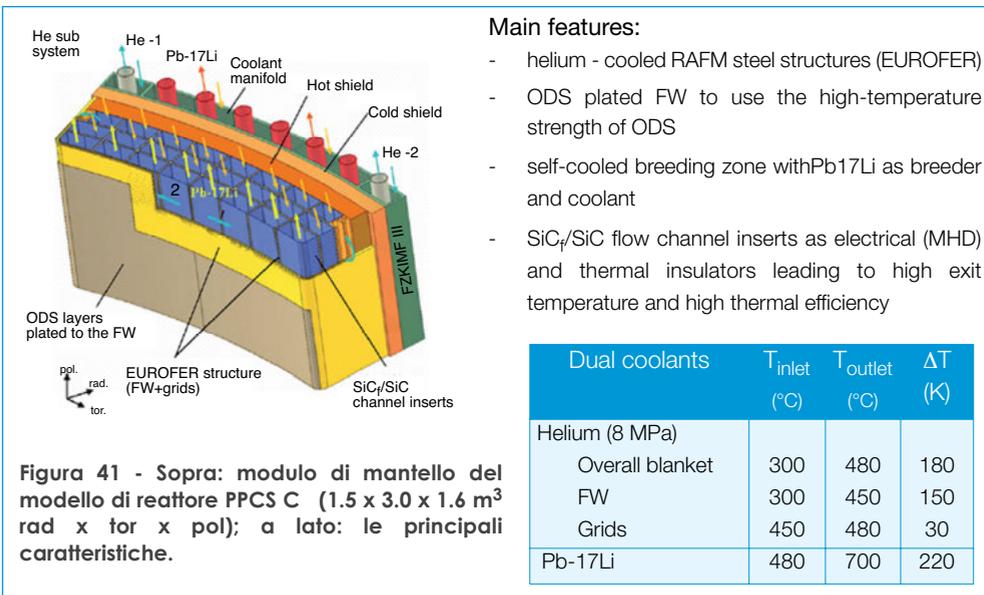


Figura 40 - Dimensioni e forme dei plasmi nei quattro modelli di reattori commerciali PPCS A,B,C e D e, per confronto, di ITER.



perdita improvvisa di potenza, i processi di fusione nel plasma verrebbero terminati a causa dell'influsso di impurità provenienti dalla parete riscaldata della camera di combustione. L'aumento di temperatura delle strutture dovute al calore di decadimento dei materiali radioattivi raggiungerebbe livelli tali da non portare alla fusione delle strutture interne del reattore (sicurezza passiva);

- il massimo incidente prevedibile di origine interna alla centrale non può portare a rotture della barriera esterna di contenimento e la massima dose di radiazione in

uscita con i materiali (triziati o attivati dai neutroni) che sono mobilizzati dall'incidente condurrebbe a valori di esposizione del pubblico (18 mSv) tali da non richiederne la sua evacuazione (raccomandata da *International Commission on Radiological Protection* (ICRP) per valori  $\geq 50$  mSv);

- la radiotossicità dei materiali impiegati nelle centrali (ovvero il potenziale rischio biologico associato alla loro attività) decade di circa cinque ordini di grandezza nell'arco di cento anni. All'arresto delle centrali, dopo essere stati tenuti in situ per alcuni decenni, tali materiali potranno essere trattati come non radioattivi o riciclabili con semplici procedure di telemanipolazione (rateo di dose gamma a contatto  $\leq 2$  mSv/h, calore di decadimento  $\leq 1$  W/m<sup>3</sup>) o riciclabili con procedure complesse (rateo di dose gamma a contatto  $\leq 20$  mSv/h, calore di decadimento  $\leq 10$  W/m<sup>3</sup>) (Fig. 42).
- tramite l'uso di metodologie testate indipendentemente, si è valutato che il costo diretto (costruzione, operazione, rifornimento, chiusura e smaltimento della centrale) dell'energia elettrica varia da 5-9 €cents/kWh per il modello A a 3-5 €cents/kWh per il più avanzato modello D, cioè in ogni caso nel range dei costi stimati per altre tecnologie. I costi esterni sono molto bassi e variano da 0.25 a 0.06 €cents/kWh, e sono dominati da costi legati a parti convenzionali, in particolare a incidenti convenzionali.

Lo studio ha permesso inoltre di evidenziare i parametri della centrale che influenzano il costo dell'energia elettrica (coe) ed in quale misura. Il coe da fusione è ben rappresentato dalla seguente espressione:

$$\text{coe} \propto \left(\frac{1}{A}\right)^{0.6} \frac{1}{\eta_{th}^{0.5}} \frac{1}{P_e^{0.4} \beta_N^{0.4} N^{0.3}}$$

dove

- A rappresenta la *availability* della centrale,
- $\eta_{th}$  l'efficienza di conversione termodinamica,
- $P_e$  la potenza elettrica netta,
- $N=n/n_G$  la densità di plasma normalizzata alla densità limite dei Tokamak ( $n_G$ , densità di Greenwald),
- $\beta_N$  è il valore di  $\beta$  (rapporto medio sul volume tra pressione del plasma e pressione del campo magnetico), opportunamente normalizzato.

La *availability* dipende principalmente dalla durata di vita del mantello triziogeno e del divertore, cioè dalla frequenza di riparazione e sostituzione, e dalla loro affidabilità.

Lo studio PPCS ha confermato la correttezza della strategia per lo sviluppo dei materiali (Eurofer, leghe di tungsteno, SiC, già in via di studio e sviluppo), ed evidenziato al tempo

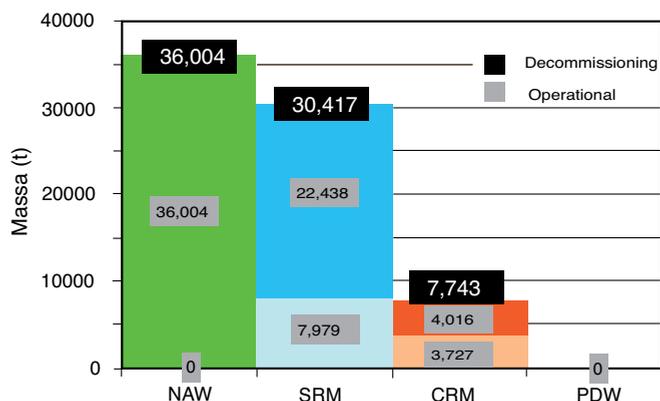


Figura 42 – Materiali prodotti nel reattore PPCS, modello B, classificati come non radioattivi (NAW), riciclabili con semplici procedure di telemanipolazione (SRM, rateo di dose gamma  $\leq 2$  mSv/h, calore di decadimento  $\leq 1$  W/m<sup>3</sup>), riciclabili con procedure di telemanipolazione complesse (CRM, rateo di dose gamma  $\leq 20$  mSv/h, calore di decadimento  $\leq 10$  W/m<sup>3</sup>), o come non riciclabili (PDW, rateo di dose gamma  $> 20$  mSv/h, calore di decadimento  $> 10$  W/m<sup>3</sup>), dopo 100 anni dall'arresto della centrale [3].

stesso la necessità di:

- aumentare gli sforzi per la realizzazione di divertori capaci di operare ad alti flussi di calore ed alta temperatura, quali elementi chiave nella determinazione dell'efficienza complessiva degli impianti;
- sviluppare e qualificare le procedure di telemanipolazione per la manutenzione dei componenti interni degli impianti, quali aspetti chiave per ottenere valori accettabili della *availability* degli impianti stessi.

Va infine notato che i risultati ottenuti negli studi europei su reattori commerciali a fusione sono in sostanziale accordo con studi simili condotti negli Stati Uniti [15,16] e in Giappone [17-19].

La realizzazione di un reattore DEMO, ad esempio basato sui modelli PPCS, cioè su estrapolazioni dei regimi di plasma e delle tecnologie adottate in ITER, richiede la soluzione dei seguenti aspetti, su cui si concentrerà il programma nei prossimi anni:

- 1) capacità di evitare o ridurre drasticamente le disruzioni o altre instabilità del plasma. Il verificarsi frequente di tali eventi ridurrebbe la *availability* dell'impianto;
- 2) capacità di operare in modo stazionario o per impulsi lunghi, con corrente di plasma generata con metodi non induttivi;
- 3) confinamento e stabilità del *burning plasma* con guadagno di potenza  $Q > 10$ ; verifica della fisica di tale plasma e del riscaldamento prodotto dalle particelle alfa (nuclei di elio) prodotte nelle reazioni di fusione;

- 4) produzione del trizio ed estrazione, dimostrazione dell'autosufficienza;
- 5) sviluppo dei materiali strutturali e per i componenti affacciati al plasma, sviluppo delle tecnologie di fabbricazione;
- 6) caratterizzazione e qualificazione dei materiali, necessaria per la progettazione e la licenziabilità degli impianti;
- 7) determinazione della vita dei materiali dei componenti affacciati al plasma (prima parete e divertore), e dei componenti nella loro interezza;
- 8) sviluppo delle tecnologie per il riscaldamento ausiliario e la generazione di corrente non induttiva del plasma (onde elettromagnetiche a radiofrequenza e fasci di atomi neutri), dimostrazione della affidabilità dei relativi impianti;
- 9) sviluppo e dimostrazione di sistemi di manipolazione a distanza veloci ed efficienti per la riparazione e sostituzione dei componenti interni.

Secondo la *Roadmap* illustrata nei capitoli precedenti, questi aspetti (già in fase di studio nelle macchine sperimentali oggi disponibili) dovrebbero trovare soluzione in ITER (1-3, 8-9 e in parte 4), in IFMIF (6 e in parte 7), ed essere confermati in DEMO. Lo sviluppo dei materiali (5) dovrà essere perseguito in parallelo.

In questo quadro, i “pilastri” del programma (ITER, IFMIF, DEMO) dovranno essere affiancati da esperimenti ed impianti complementari, più semplici e di dimensioni inferiori, allo scopo di ridurre i rischi, esplorare regimi alternativi, accelerare il programma di riferimento. La proposta italiana per il Tokamak satellite europeo FAST si inserisce in questa linea (scheda 8).

## **7.2 La fusione nel panorama europeo dell'energia**

La *Roadmap* del programma si propone di dimostrare la produzione di energia elettrica da fusione entro 35 anni (assumendo che non vi siano ritardi nella attuazione) a costi economicamente competitivi o confrontabili rispetto ad altre fonti di energia a bassa emissione di CO<sub>2</sub>.

Come già menzionato, è stata discussa una proposta [11] di ridurre tali tempi di dimostrazione della produzione di energia elettrica abbandonando, per la fase iniziale, la richiesta di competitività economica del costo del kWh da fusione. Tale proposta si fonderebbe sulla realizzazione di un reattore dimostrativo di prestazioni ridotte rispetto a DEMO, e che utilizzerebbe i materiali ad attivazione ridotta già disponibili (Eurofer). In tale caso, risulterebbero alquanto rilassati i vincoli di successione temporale tra ITER, IFMIF e DEMO. In questa prospettiva, dato che i combustibili per la fusione sono illimitati e a basso costo, e dato che non si ha emissione di CO<sub>2</sub>, anche la condizione sull'efficienza delle centrali potrebbe essere inizialmente meno stringente in quanto essa ha effetto solo sul costo del kWh e sulla competitività della tecnologia.

Sulla base della *Roadmap*, la fusione potrà giocare un ruolo nel mercato dell'energia a partire dalla metà del secolo. Come nel caso di altre fonti di energia, essa dovrà guadagnare il suo spazio nel mix energetico globale e dare un contributo complementare alle fonti rinnovabili, traendo vantaggio dalle sue caratteristiche specifiche, cioè la disponibilità del combustibile e la sicurezza del suo approvvigionamento, la sicurezza delle centrali, l'assenza di emissioni di gas ad effetto serra, l'assenza di produzione di materiali radioattivi a lunga vita, la capacità di fornire elettricità per il carico di base. Naturalmente, è difficile fare previsioni per il periodo in cui la fusione comincerà ad inserirsi nel mercato energetico, tuttavia ci si può ragionevolmente attendere che essa debba competere con altre fonti energetiche di larga scala e a bassa emissione di gas ad effetto serra, quali il carbone e il gas naturale (a condizione che la cattura e sequestro di CO<sub>2</sub> siano disponibili a costi competitivi), e il nucleare da fissione.

La fusione potrà trarre vantaggi dalle strategie di mitigazione dei cambiamenti climatici, e beneficiare di sinergie con altri programmi di sviluppo tecnologico. Un esempio, è costituito dai campi di interesse comune di fusione e fissione, quali quelli relativi alle leghe resistenti alle radiazioni e in grado di lavorare ad alta temperatura, ai sistemi di raffreddamento a elio e a metalli liquidi, agli studi sull'estensione della vita degli impianti nucleari esistenti, alla definizione di codici e standard, e in materia di sicurezza, in cui entrambe le tecnologie possono trarre vantaggio da collaborazioni.

In Europa la nuova strategia energetica da implementare – in due fasi successive – rispettivamente entro il 2020 e entro il 2050, è fissata dal “*European Strategic Energy Technology (SET) Plan*”, recentemente approvato dal Consiglio Europeo [20]. L'obiettivo del Plan è quello di consentire all'Unione Europea di transire verso un sistema energetico a bassa emissione di gas ad effetto serra, con un mix energetico complessivo che includa una considerevole quota di rinnovabili per la produzione di elettricità e di calore e per i trasporti, l'utilizzo di gas e carbone con sequestro della CO<sub>2</sub> e produzione di idrogeno, l'utilizzo del nucleare da fissione e, nel lungo termine, da fusione. Nel *Set Plan* viene confermato l'interesse strategico per la fusione come una delle pochissime tecnologie per la produzione su larga scala di energia elettrica per il carico di base e senza emissione di CO<sub>2</sub> disponibili per la seconda metà del secolo, pur ammettendo la difficoltà attuale di poterne valutare, per quel momento, il posizionamento nel mercato dell'energia.

### **7.3 Comunicazione e training**

L'accettazione della fusione da parte dell'opinione pubblica è un fattore chiave per il suo sviluppo come opzione energetica. Riconoscendo l'importanza di tale aspetto, il programma europeo già da tempo include studi di impatto ambientale quali la gestione del ciclo del combustibile, la gestione e il riciclaggio dei residui, e tutti gli aspetti legati alla sicurezza delle centrali.

Recentemente, si è dato impulso anche a studi sulle metodologie più opportune ed efficaci per la comunicazione dei risultati della ricerca sulla fusione e delle sue

caratteristiche. Come altre tecnologie basate su sistemi complessi, la cui governance coinvolge un vasto numero di attori e richiede conoscenze molto specialistiche, la fusione potrebbe essere percepita con diffidenza dall'opinione pubblica. Per questo motivo, opportune strategie di informazione e comunicazione dovranno essere messe a punto ed adottate in anticipo, prima che si ponga il problema dell'accettazione della fusione da parte dell'opinione pubblica, cioè nel momento in cui si deciderà la costruzione delle prime centrali a fusione. Naturalmente, in quel momento l'atteggiamento dell'opinione pubblica sarà grandemente influenzato anche dalla situazione energetica globale, dalle politiche per la riduzione di emissioni di gas ad effetto serra, e dal successo degli impianti a fusione sperimentali e dimostrativi (ITER e DEMO) realizzati nel frattempo.

Data la sua dimensione ed estensione temporale, il programma per lo sviluppo dell'energia da fusione richiede un continuo lavoro di formazione di personale altamente qualificato per la costruzione e la conduzione di impianti molto complessi. I laboratori e i gruppi universitari attivi nel campo svolgono con continuità attività di formazione scientifica di numerosi laureandi e giovani ricercatori nel campo della fisica del plasma e delle tecnologie della fusione. Tuttavia, riconoscendo la criticità di questo aspetto per i prossimi anni, la Commissione Europea ha recentemente avviato programmi finanziati per la formazione di giovani ricercatori e ingegneri, specificatamente nel campo della fusione, da attuare presso i numerosi laboratori e impianti esistenti in Europa.

La formazione richiede inoltre l'attivazione di meccanismi di collaborazione tra le Università e laboratori di ricerca, con l'istituzione di stage, tesi e dottorati, nonché di corsi specifici per far crescere l'interesse nel campo e realizzare, al tempo stesso, concrete possibilità di sviluppo professionale. A questo riguardo, sono in aumento in Italia e in Europa corsi universitari inerenti la Fisica e l'Ingegneria dei Plasmi, e la Tecnologia della fusione. Recentemente, l'Università di Padova ha promosso il primo Dottorato Europeo congiunto in Scienza e Ingegneria della Fusione, con la partecipazione di tre università europee (Università di Padova, Ludwig Maximilian Universität di Monaco di Baviera e Università di Lisbona). E' previsto che altre università europee si aggregino nei prossimi anni.

Nel solo laboratorio del Consorzio RFX sono state svolte negli ultimi 10 anni più di 200 tesi, in collaborazione con l'Università di Padova ed altri Atenei italiani. Nello stesso periodo, presso i laboratori dell'ENEA sono stati ospitati circa 150 tra laureandi, borsisti e giovani ricercatori.

## 8. IL RUOLO DELL'ITALIA

L'Associazione italiana per la fusione è rappresentata dall'ENEA (Associazione Euratom – ENEA sulla fusione) in qualità di coordinatore nazionale della fusione, secondo quanto sancito dalla delibera CIPE del 10.10.1983, e include, oltre all'ENEA, il Consorzio RFX e l'Istituto di Fisica del Plasma del CNR. Altri partner sono il Consorzio CREATE (Consorzio di Ricerca per l'Energia e le Applicazioni Tecnologiche dello Elettromagnetismo), il Politecnico di Torino e le Università di Catania e Roma Tor Vergata.

Le attività in Italia sono iniziate nel 1958 presso le Università di Roma (con il sostegno dell'allora CNEN), Milano e Padova (con il sostegno del CNR). Nel 1960, il CNEN ha stipulato un contratto di associazione con l'Euratom ed avviata la costruzione del laboratorio di Frascati, divenuto sede di numerosi e significativi esperimenti (tra cui Cariddi, Plasma Focus, Hot Ice).

Nel 1971, a Frascati, è stata avviata la costruzione di un primo Tokamak ad alto campo magnetico, FT, attorno a cui si è concentrata molta parte dell'attività del laboratorio. Nello stesso anno, anche il CNR ha stipulato un contratto di associazione con l'Euratom: il gruppo di Milano si è caratterizzato per significative ricerche teoriche, mentre il gruppo di Padova si è orientato verso ricerche sul confinamento magnetico nella configurazione Reversed Field Pinch. Nel 1982, è iniziata la costruzione di un secondo Tokamak ad alto campo, FTU, tuttora punto focale della ricerca ENEA, con la collaborazione del gruppo di Milano. Nel 1984, con la confluenza dell'Associazione CNR-Euratom nell'Associazione ENEA, a Padova è stata avviata la costruzione di RFX, principale esperimento nel mondo per la configurazione Reversed Field Pinch. Anch'esso è oggi pienamente operativo e fornisce, tra l'altro, risultati di particolare interesse sul controllo multimodale in tempo reale di instabilità MHD. Di rilievo, anche, le attività di sviluppo tecnologico, la partecipazione alle imprese europee JET e NET ed al gruppo internazionale di progetto per ITER.

In ambito ENEA, si sono sviluppati, a partire dal 1976, studi, progetti e prototipi di componenti per una macchina ad alto campo, mirante a produrre esperimenti di ignizione con impulsi di breve durata (IGNITOR). Il progetto è stato, in più riprese, ampliato e consolidato con un sostanziale contributo dell'industria (in particolare ANSALDO Ricerche).

Il settore della fisica e tecnologia della fusione e delle applicazioni sperimentali e teoriche ai plasmi di laboratorio, costituisce per gli Enti coinvolti, un elemento strategico non solo per la partecipazione al progetto ITER e per lo sviluppo della fusione in generale, ma anche in molti altri settori per le sue vaste e importanti ricadute scientifiche e tecnologiche. E' documentato che il contributo dei ricercatori formati in istituzioni italiane ai programmi sulla fusione in Europa e a livello internazionale è stato ed è di primo ordine.

## 8.1 Il quadro nazionale: risorse, competenze e risultati

L'Italia conduce attività di fisica della fusione con due grandi impianti per la fusione a confinamento magnetico ed uno per quella a confinamento inerziale. Altrettanto rilevante è l'attività di ricerca e sviluppo delle varie tecnologie specifiche della fusione.

Nel Centro dell'ENEA di Frascati (circa 230 addetti) opera dagli inizi degli anni 90 il Tokamak denominato Frascati Tokamak Upgrade (FTU, si veda scheda 5) che consente di studiare plasmi a campi magnetici medio alti e ad alta densità, di interesse per ITER. Nella linea dei concetti alternativi, in collaborazione con l'esperimento MAST della UKAEA (Regno Unito), è in via di completamento la realizzazione di un esperimento (Multipinch) nell'ambito del progetto del Tokamak sferico Protosphaera che si propone di investigare le proprietà dei Tokamak sferici, privi di trasformatore centrale.

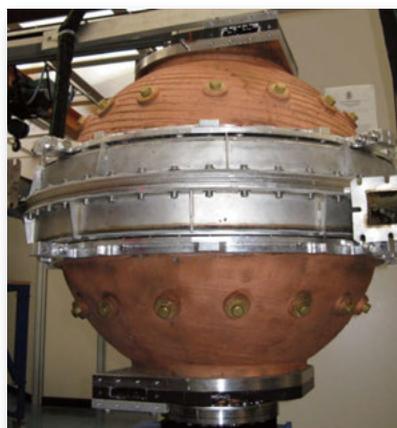
Oltre alla sperimentazione sugli impianti e alla partecipazione all'esperimento JET, si conducono attività rilevanti di studi di fisica teorica e simulazioni numeriche dei plasmi, con particolare riguardo alla teoria della microturbolenza nel plasma, all'analisi lineare e non lineare delle fluttuazioni magneto-idrodinamiche in presenza di riscaldamento ausiliare, all'analisi predittiva del trasporto del calore finalizzata all'ottimizzazione della performance, all'analisi dettagliata del riscaldamento con microonde e analisi degli effetti collettivi indotti dagli ioni energetici così generati.

ENEA è impegnato da tempo nel programma IGNITOR, ideato dal prof. Coppi (del Massachusetts Institute of Technology) con l'obiettivo di realizzare e studiare plasmi DT all'ignizione. IGNITOR si colloca come punto estremo di evoluzione delle macchine ad alto campo magnetico cui appartiene FTU e l'antecedente FT. L'attività svolta dall'ENEA, in collaborazione con l'industria elettromeccanica nazionale e con le Università, ha consentito di completare il progetto di dettaglio della macchina e dei principali sottosistemi dell'intero impianto. L'impegno ENEA su IGNITOR, sebbene ridotto di molto a seguito della definizione delle priorità programmatiche, è ancora attivo. Attualmente, l'attività di progettazione è soprattutto finalizzata a verificare la compatibilità della macchina con scenari operativi che adoperano regimi di sconfinamento migliorato e diagnostiche di interesse anche per ITER, vista la loro compatibilità con alte fluenze neutroniche.

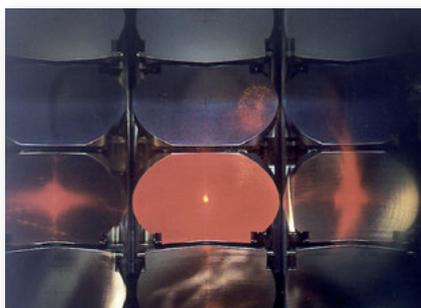
Il Consorzio RFX, con sede a Padova, è stato costituito nel 1996 da ENEA, CNR, Università, Acciaierie Venete SpA per gestire la crescente attività del gruppo di ricerca di Padova e vede oggi impegnate circa 150 persone nell'attività di sviluppo del progetto RFX (con il quale il Consorzio RFX ha sviluppato una posizione di leadership mondiale nell'ambito della ricerca sulla configurazione RFP e sul controllo in feedback - si veda scheda 6), di ricerca sulla fisica e tecnologia della fusione (in particolare le alimentazioni elettriche e gli iniettori di fasci di particelle energetiche per il riscaldamento del plasma), di partecipazione al progetto ITER e in attività di *Broader Approach*. In questo contesto, più recentemente, anche l'INFN è entrato tra i soci del Consorzio RFX, per apportare le sue specifiche competenze nel settore degli acceleratori di particelle, in vista delle nuove realizzazioni previste dal progetto ITER e *Broader Approach*.

L'Istituto di Fisica del Plasma "P. Caldirola" (IFP) fa parte del Dipartimento Energia e Trasporti del Consiglio Nazionale delle Ricerche e rappresenta l'Unità di Ricerca di Milano nell'Associazione italiana sulla fusione. L'IFP, assieme al gruppo dell'Università di Milano-Bicocca ad esso associato, comprende circa 50 persone e svolge la propria missione nel campo di alcuni settori chiave per la fusione. I campi di ricerca dell'IFP sono: (a) lo studio della fisica e delle tecnologie relative all'uso di radiofrequenza di potenza in plasmi da fusione per il loro riscaldamento e il loro controllo; (b) lo sviluppo di diagnostiche avanzate basate sia sulla raccolta della radiazione EM emessa dal plasma nel campo delle onde millimetriche, sia sull'analisi degli spettri di neutroni e raggi gamma; (c) attività di interazione plasma-parete e studio di materiali per la fusione. Le ricerche che vengono effettuate dall'IFP sono tradizionalmente accompagnate dallo sviluppo di teorie e modelli predittivi ed interpretativi di supporto. In questi ambiti, l'IFP collabora da anni con l'ENEA sullo sviluppo, sulla sperimentazione e sulla gestione del sistema ECRH di FTU e partecipa con proprio personale alla sperimentazione, all'analisi dati e alla realizzazione di diagnostiche in JET. Inoltre, nell'ambito delle attività di progettazione del sistema ECRH di ITER, l'IFP è coinvolto nello studio della fisica e nell'analisi delle prestazioni nonché nel progetto del sistema di controllo dell'Upper Launcher (UL) per la stabilizzazione dei modi MHD di tipo neo-tearing (NTM) e sta ultimando la realizzazione di un carico adattato bolometrico di nuova concezione per alte potenze RF, in continua, da utilizzarsi in combinazione con il gyrotron europeo (Fig. 43-44).

Parallelamente, l'Italia è stata protagonista nella partecipazione al programma di ricerca e sviluppo destinato ad acquisire le tecnologie ed i processi fabbricativi necessari per ITER e per DEMO. Fino dagli anni 80, nei laboratori ENEA di Frascati sono state sviluppate tecnologie per la fusione, privilegiando le linee basate sulle conoscenze più consolidate all'interno dei laboratori e, al tempo stesso, passibili di un robusto coinvolgimento dell'industria nazionale anche per applicazioni più vaste di quelle specifiche della fusione. Le linee sviluppate sono state, in particolare, la superconduttività, i materiali, la manutenzione remota, le alimentazioni di potenza, la neutronica e dati nucleari, il ciclo del



**Figura 43 – Esempio di prototipo di carico bolometrico da 2 MW sviluppato da IFP per l'impianto dei Gyrotron a 170 GHz di ITER. Per ITER serviranno 24 esemplari.**

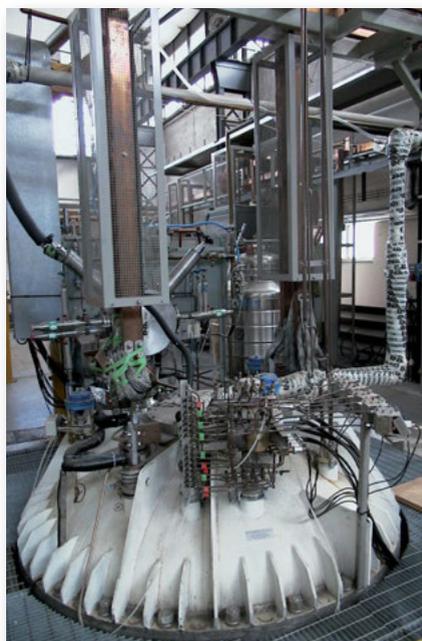


**Figura 44 – Immagine degli specchi orientabili del sistema di lancio delle onde a radiofrequenza per il sistema ECRH per FTU, presa dal lato del plasma.**

combustibile, la sicurezza. A partire dagli inizi degli anni 90 del secolo scorso, il coinvolgimento del Centro ENEA del Brasimone, dotato di un notevole parco di impianti e dispositivi sperimentali, ha permesso di avviare con notevole impulso attività di caratterizzazione sperimentale e supporto allo sviluppo dei mantelli triziogeni e dei componenti affacciati al plasma.

Le attività principali sviluppate sono le seguenti:

- **Magneti superconduttori** Le principali linee di attività riguardano lo studio di nuovi materiali, lo sviluppo e la caratterizzazione di dispositivi, fili e cavi superconduttori, la progettazione di conduttori e magneti per applicazioni di larga scala ad alti campi magnetici, nonché attività sperimentali per lo studio della stabilità e dei limiti operativi di prototipi di conduttori ed avvolgimenti (Fig. 45). In questo settore, le collaborazioni con l'Industria Italiana hanno significativamente accresciuto le competenze e potenziato le capacità di fabbricazione dei magneti superconduttori presenti nel Paese. ENEA ha avuto la responsabilità del coordinamento europeo per la realizzazione dei conduttori compositi superconduttori in  $Nb_3Sn$  e  $NbTi$  necessari alla fabbricazione delle bobine dei magneti di ITER. Si conducono anche attività di ricerca e sviluppo materiali superconduttori ad alta temperatura critica.



**Figura 45 – Facility per prove su magneti superconduttori – Centro ENEA di Frascati.**

- **Componenti affacciati al plasma:** Sono stati messi a punto processi per la brasatura e per la giunzione per diffusione di materiali diversi (Cu - W), mentre nell'ambito di collaborazioni industriali sono stati sviluppati processi di rivestimento per plasma spray. I processi di giunzione per diffusione sono stati brevettati e sono alla base dell'accordo con Ansaldo Ricerche per la partecipazione alla gara di fornitura del divertore di ITER.
- **Materiali:** Oltre ad estese campagne sperimentali di caratterizzazione meccanica e di compatibilità chimico-fisica di materiali strutturali per ITER, principalmente acciai ferritico-martensitici, un notevole sforzo è stato indirizzato da ENEA verso lo sviluppo del composito  $SiC_f/SiC$  per applicazioni agli studi di lungo termine. In particolare tale sforzo è stato focalizzato verso il miglioramento delle caratteristiche termomeccaniche e lo sviluppo di adeguate tecniche di giunzione. Vanno poi ricordate le attività di caratterizzazione termomeccanica del litio ceramico e del berillio del

mantello triziogeno in supporto allo sviluppo del mantello triziogeno di tipo HCPB, oltre che dei materiali di prima parete di ITER (struttura in Be/leghe di Cu/ AISI 316L). Infine, è da sottolineare il contributo dato da ENEA alla caratterizzazione ed allo sviluppo di barriere alla permeazione di trizio, di diversa tipologia e composizione chimica, da applicare principalmente (ma non esclusivamente) alle strutture di refrigerazione del mantello triziogeno allo scopo di abbattere il rateo di permeazione del trizio generato verso il refrigerante primario.

- **Tecnologia dei metalli liquidi per mantello triziogeno e IFMIF:** Le attività sui metalli liquidi, svolte presso il Brasimone, comprendono la messa a punto di sistemi di controllo dell'accumulo di impurità in metallo liquido, l'ottimizzazione delle tecnologie di estrazione del trizio dal mantello triziogeno a LiPb, lo studio della corrosione di materiali strutturali da lega LiPb, la caratterizzazione di diversi materiali strutturali soggetti a corrosione da litio puro fluente ad elevata velocità in presenza di impurità (Fig. 46).



**Figura 46 – Impianto EBBTF (Euroean Breeding Blanket Test Facility), costituito dall'accoppiamento di un circuito a lega metallica liquida fluente Pb-16Li (IELLLO) con l'impianto a elio in pressione He-FUS3. EBBTF rappresenta l'apparato sperimentale di riferimento in Europa per le attività di sviluppo e qualifica, fino alla scala 1:1, dei sistemi di TBM per ITER, inclusi i principali circuiti ausiliari per l'estrazione ed il trattamento del trizio (Centro ENEA Brasimone).**

- **Manutenzione remota:** Con le piattaforme sperimentali DTP (Divertor Test Platform) e DRP (Divertor Refurbishment Platform) del Brasimone sono state sviluppate e provate, rispettivamente, le procedure di montaggio e smontaggio del divertore e la sostituzione dei componenti ad alto flusso termico di ITER. A Frascati, oltre a contribuire alla attività del Brasimone con la realizzazione del sistema di controllo, si è sviluppato un sistema innovativo di visione e metrologia laser ad alta definizione che è diventato il sistema di riferimento per ITER.
- **Ingegneria elettrica ed elettronica:** Grazie all'esperienza acquisita con gli impianti realizzati in Italia, e alla partecipazione a JET e ITER, sono state sviluppate

competenze sui sistemi per la conversione ed il controllo di grandi potenze elettriche (dell'ordine di 1000 MW), per l'acquisizione ed il trattamento di dati real time ( $t \ll 1$  msec), per il controllo di alcuni parametri del plasma, nonché dello sviluppo di apparati elettronici per specifiche unità di diagnostica.

- **Neutronica e dati nucleari:** Per ovviare, almeno in parte, alla mancanza di sorgenti intense di neutroni per l'irraggiamento di materiali e componenti, ENEA si è dotato fin dall'inizio degli anni 90 di una sorgente di neutroni da 14 MeV di media intensità, Frascati Neutron Generator (FNG, intensità  $10^{11}$  n/s) per la caratterizzazione nucleare di materiali (sezioni d'urto, attivazione, calore di decadimento) e componenti. I numerosi esperimenti condotti a FNG hanno permesso di validare gli aspetti nucleari del progetto di ITER, e le librerie europee e internazionali di dati nucleari per la fusione.



**Figura 47 - Il generatore di neutroni da 14 MeV FNG - Centro ENEA di Frascati.**

- **Ciclo del combustibile:** Sono stati sviluppati reattori catalitici a membrana capaci di separare l'idrogeno con efficienze prossime al 100%. Durante questi sviluppi si sono brevettati sia sistemi di produzione dei reattori sia le membrane di PdAg su cui sono basati. (Queste tecnologie hanno una importante sinergia con quelle per la produzione di idrogeno e per l'alimentazione delle celle a combustibile).
- **Sicurezza ed impatto ambientale:** Sono stati sviluppati criteri di valutazione, effettuando analisi incidentali, valutando le dosi occupazionali e definendo i criteri di licensing. Un grosso contributo è stato dato alla definizione dei requisiti in termini di sicurezza di ITER e alla preparazione della documentazione per il licensing del sito di Cadarache.

A queste attività si aggiungono importanti contributi sui controlli del plasma e le misure magnetiche (CREATE), sulla modellistica per lo studio dei plasmi e sui codici predittivi per superconduttori (Politecnico di Torino), sullo sviluppo di rivelatori e modellistica (Università di Roma Tor Vergata) e sulla diagnostica per immagini (Università di Catania).

## FTU

FTU (Frascati Tokamak Upgrade Fig. 48) è un Tokamak compatto ad alto campo magnetico ed alta densità di particelle in cui viene studiato il riscaldamento del plasma con onde a radiofrequenza. FTU è la macchina per la fusione operante al più alto campo magnetico (8 T, più elevato di quello in ITER) e consente di studiare plasmi in condizioni fisiche non realizzabili in altre macchine e di interesse per ITER [21].

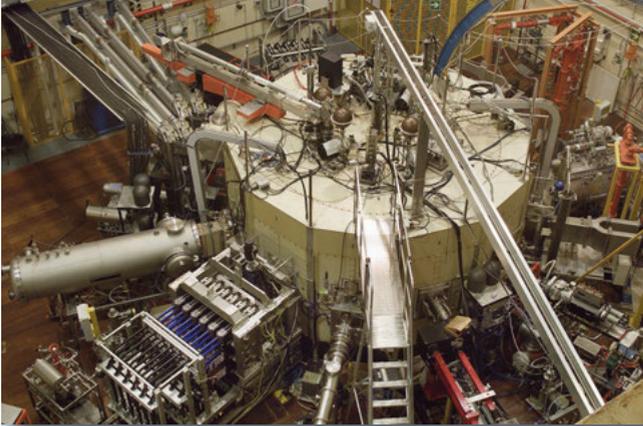


Figura 48 – Il Tokamak FTU Centro ENEA Frascati.

### Parametri

Raggio maggiore = 0.935 m  
 Raggio minore = 0.333 m  
 Campo magnetico = 8 T  
 Corrente di plasma = 1.6 MA  
 Densità  $\leq 8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$   
 Temperatura  $\leq 15 \text{ keV}$   
 Potenza ausiliaria = 9.2 MW  
 Durata dell'impulso = 1.5 s

A tale scopo, FTU è dotato di tre diversi sistemi di riscaldamento a microonde:

#### Lower Hybrid Radio Frequency (LHRF)

- Frequenza 8 GHz
- Potenza totale 6 MW
- 6 sorgenti (gyrotron) / 6 antenne

#### Ion Bernstein Wave (IBW)

- Frequenza 433 MHz
- Potenza totale 1.2 MW
- 2 sorgenti / 2 antenne

#### Electron Cyclotron Resonance Heating (ECRH) (Esperimento congiunto ENEA - CNR Istituto di Fisica del Plasma, Milano)

- Frequenza 140 GHz
- Potenza totale 2 MW
- 4 sorgenti



Figura 49 – Impianto di riscaldamento ausiliario a radiofrequenza LHRF installato su FTU: le guide d'onda (foto grande) e l'antenna attraverso la quale le onde vengono lanciate nel plasma (foto piccola).

FTU ha fornito importanti contributi ed ha riportato interessanti risultati, in particolare:

- nello studio di scenari avanzati, ha ottenuto plasmi con presenza di barriere al trasporto di calore con l'uso di potenza ECRH, con alte temperature (14 keV di picco) ad alta densità degli elettroni ( $0.4 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$  in media). Tramite l'uso combinato di potenza LHRF e ECRH sono state ottenute barriere interne molto ampie, localizzate a circa metà del raggio della sezione di plasma, con densità più alte rispetto ad altre macchine (fino a  $0.9\text{-}1.2 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$ ) (figura 50).
- ha ottenuto valori elevati della densità centrale degli elettroni ( $\sim 5 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$ ) e valori del triplo prodotto pari a  $nT \tau_E = 0.8 \cdot 10^{20} \text{ m}^3 \text{ keV s}$  (densità e temperature degli ioni) con l'iniezione multipla di pellet di deuterio.
- ha ottenuto una corrente di plasma pari a  $I = 0.5 \text{ MA}$ , al 100% non induttiva generata con potenza LHRF con densità pari a  $0.8 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$ , e al 75% con densità pari a  $1.2 \cdot 10^{20} \text{ m}^{-3}$
- ha ottenuto il controllo e stabilizzazione dei modi magneto-idrodinamici, l'eliminazione delle instabilità distruttive con potenza ECRH.

Recentemente, su FTU è stato installato e provato con successo un prototipo innovativo di antenna per LHRF, basata su un concetto (Passive Active Multijunctions) che potrà essere utilizzato in ITER.

Inoltre, in FTU viene studiato un concetto alternativo di prima parete basato sulla tecnologia innovativa del limiter a litio liquido. In presenza di tale limiter, sono stati ottenuti plasmi con correnti di plasma di 0.5 - 0.75 MA, con bassi livelli di impurità ed alte temperature di bordo. Inoltre, sono stati osservati valori della densità più alti di un fattore 1.6 del limite di densità dei Tokamak (Greenwald limit), ed un miglioramento del tempo di confinamento dell'energia di un fattore 1.2 da quanto predetto per i modi L (scaling ITER97 L-mode).

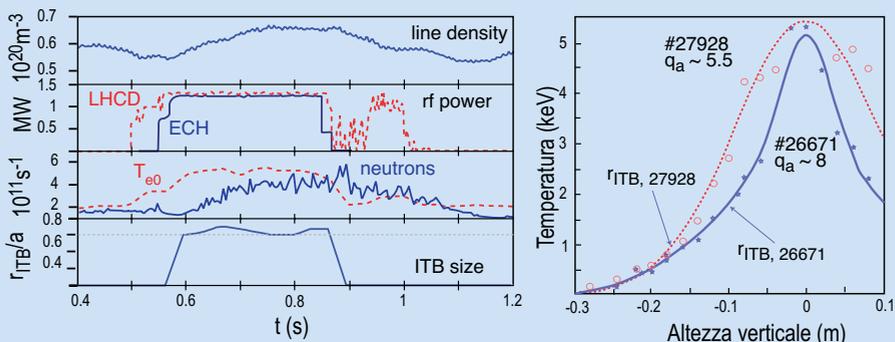


Figura 50 - A sinistra: profili temporali della densità degli elettroni, della potenza aggiuntiva ECRH e LHRF, della temperatura degli elettroni, dell'emissione di neutroni prodotti dalle reazioni di fusione DD e delle dimensioni radiali della barriera al trasporto di calore (plasma di FTU n. 27928). A destra: due esempi di profili radiali della temperatura degli elettroni mostranti barriere interne al trasporto di calore (ITB) localizzate a circa 1/4 e circa 1/2 del raggio del plasma.

In FTU sono stati osservati per la prima volta i modi cosiddetti " $\beta$  induced Alfvén Eigenmodes", eccitati in presenza di grandi isole magnetiche, e studiati con l'elaborazione di modelli teorici le cui predizioni sono in accordo con i dati sperimentali.

Inoltre, l'analisi dei modi magneto-idrodinamici (MHD) dei plasmi di FTU, innescati dagli elettroni veloci accelerati tramite l'interazione con le onde LH ("electron fishbones") ha dato risultati rilevanti per la stabilità dei plasmi termonucleari. Gli studi teorici su questi modi hanno permesso di interpretare i dati sperimentali e di riprodurli nelle simulazioni numeriche. Questi modi MHD possono essere utilizzati per studiare il trasporto delle particelle veloci in regimi reattoristici.

Sempre nell'ambito delle attività teoriche, a Frascati è stato realizzato il primo codice girocinetico di simulazione delle instabilità guidate dalle particelle alfa nei plasmi termonucleari.

## RFX

RFX è un esperimento in funzione presso il Consorzio RFX di Padova, basato sulla configurazione magnetica *Reversed Field Pinch* (RFP).

L'RFP differisce dal tokamak per la struttura del campo magnetico toroidale. Tale campo, nel RFP, è circa 10 volte meno intenso che nel tokamak, a parità di corrente nel plasma. Inoltre il suo verso al bordo del plasma è opposto rispetto a quella nel centro (da cui il nome inglese della configurazione). Ciò da origine ad un caratteristico "intreccio" delle linee di campo magnetico che contribuisce a stabilizzare il plasma. Grazie alla ridotta ampiezza del campo magnetico, sono necessarie bobine meno complesse per produrlo e gli sforzi elettromeccanici sui magneti sono complessivamente minori, a vantaggio quindi di una minore complicazione tecnologica.

L' RFP è una linea parallela al tokamak e viene studiato con due principali obiettivi:

- verificare se le sue proprietà di confinamento ed efficienza possano essere adeguate allo sviluppo di una filiera di futuri reattori RFP, contribuendo quindi ad un approccio diversificato, che garantisca una minimizzazione dei rischi ed un percorso più rapido verso lo sfruttamento commerciale dell'energia da fusione.
- Contribuire allo sviluppo della linea tokamak, ed in particolare del reattore sperimentale ITER, attraverso la soluzione di particolari problematiche di scienza e tecnologia della fusione e la formazione di giovani ricercatori.

RFX è il più grande esperimento RFP al mondo. In funzione dal

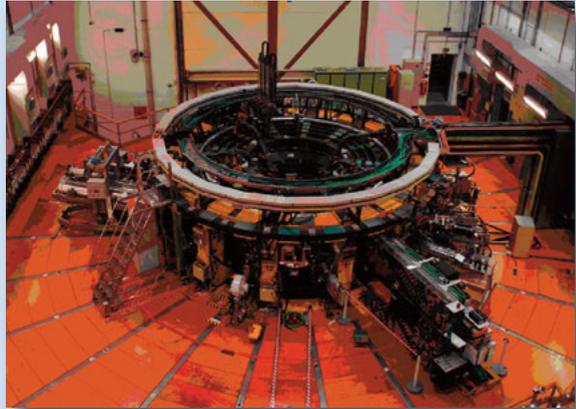


Figura 51 - Sala sperimentale di RFX con, in evidenza, la macchina toroidale e le apparecchiature per la diagnostica del plasma.



Figura 52 - Il montaggio del sistema di bobine controllate in feedback su RFX.

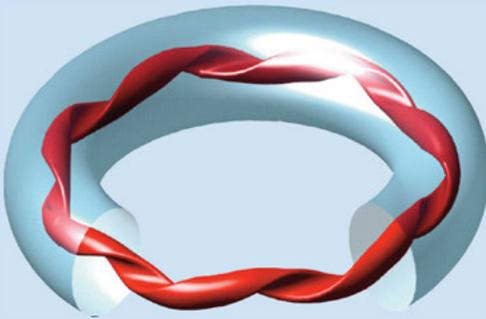


Figura 53 - La struttura elicoidale del plasma RFP nel regime SH.

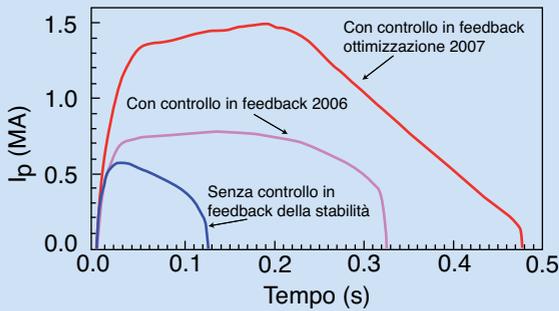


Figura 54 - Miglioramento delle prestazioni dell'esperimento grazie all'utilizzo del controllo in feedback della stabilità (le curve rappresentano la corrente di plasma per tre diverse scariche di RFX).

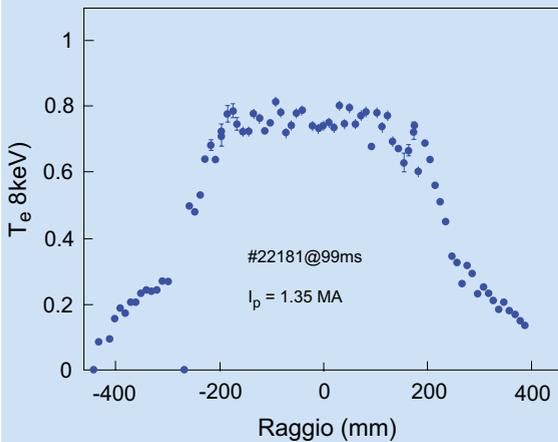


Figura 55 - Profilo spaziale di temperatura elettronica in RFX. Il valore massimo in questo caso (0.8 keV) corrisponde a circa 9.3 milioni di gradi.

1991, tra il 1999 ed il 2004 è stato oggetto di importanti innovazioni che gli consentono ora di essere l'esperimento di fusione con il più avanzato sistema di controllo in feedback della stabilità magnetica.

RFX ha forma toroidale, con raggi maggiore e minore pari rispettivamente a 2 m e 0.5 m. Nel plasma di RFX circola una corrente che ha raggiunto finora il valore di 1.8 MA (ma la potenzialità è di 2 MA). Tale corrente scalda il plasma fino a circa 15 milioni

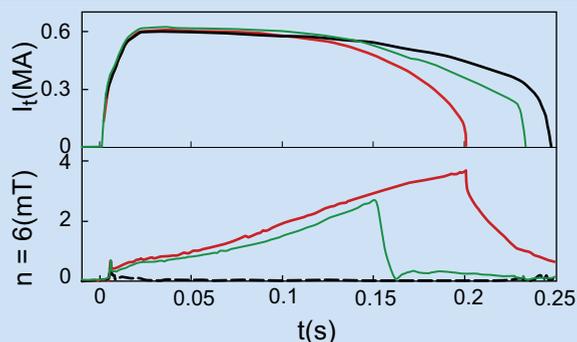


Figura 56 - Tre esempi di controllo attivo di un'instabilità RWM in RFX. Nel caso della curva rossa l'instabilità (pannello inferiore) non viene controllata e la corrente di plasma termina prematuramente (pannello superiore). Nel caso "verde" all'istante  $t=0.15$  s viene attivato il controllo in feedback: l'instabilità si azzerava e la scarica prosegue. Nel caso "nero" l'instabilità viene controllata sin dall'inizio (notare la curva nera sempre a zero nel pannello inferiore) e la corrente di plasma ha durata maggiore.

di gradi (1.3 keV). Una recente importante scoperta ha dimostrato che ai più elevati livelli di corrente il plasma tende naturalmente ad assumere una struttura con asse elicoidale (detta di *Single Helicity-SH*), che risulta particolarmente benefica per il confinamento. Nel regime SH la turbolenza magnetica viene sensibilmente ridotta. Il calore e le particelle vengono quindi meglio confinati all'interno del plasma e ciò si riscontra osservando i profili spaziali di temperatura elettronica, che evidenziano gradienti ("pendenze") molto "ripidi", ovvero barriere di trasporto. Tale scoperta rappresenta un fondamentale salto di qualità per il RFP, ed ha avuto ampio eco nella comunità internazionale. Essa è stata pubblicata nell'agosto 2009 in *Nature Physics*, una delle più prestigiose riviste di fisica nel mondo, ottenendo anche l'onore dell'immagine di copertina.

Con questi risultati RFX sta fornendo sia un importante contributo alla verifica delle potenzialità fusionistiche del RFP che un ampio *database*, che aiuterà la simulazione numerica di un reattore.

192 bobine "a sella", ciascuna individualmente alimentata, ricoprono completamente la superficie del plasma di RFX. Grazie ad un avanzato sistema di controllo, queste bobine possono cancellare i campi magnetici prodotti da instabilità, che sarebbero altrimenti dannosi. Il controllo avviene in tempi dell'ordine di millesimi di secondo ed ha consentito un notevole miglioramento delle prestazioni.

Gli esperimenti di controllo di stabilità in RFX sono un elemento assai importante del programma internazionale sulla fusione, in particolare a vantaggio di ITER. ITER infatti disporrà di un sistema di bobine controllate in feedback. RFX sta fornendo importanti informazioni sulla tecnologia e sulla fisica del controllo, sia per lo sviluppo di avanzati algoritmi che per la comprensione dell'interazione tra bobine di controllo e plasma. Grazie alle competenze del laboratorio ed alla flessibilità dell'esperimento, RFX ha in corso varie collaborazioni con i principali tokamak e con la comunità stellarator.

Le attività sul confinamento inerziale sono svolte, con impegno pari a circa 3% di quello sulla fusione magnetica, nell'ambito del Contratto d'Associazione EURATOM-ENEA sulla fusione.

Il Gruppo Confinamento Inerziale, utilizzando un sistema realizzato su proprio progetto originale, ha svolto di recente anche studi significativi sugli effetti dell'uniformità (smoothing) di deposizione dell'energia sul bersaglio. Accoppiando il sistema di smoothing alle ottiche di focalizzazione del laser fogli sottili (spessore qualche micron) sono stati accelerati (con velocità di  $10^7$  cm/s, valori di interesse termonucleare) fino a distanze circa 70 volte lo spessore del foglio in volo, senza subire deformazioni o danneggiamenti. Questo risultato, peraltro molto riproducibile (Fig. 57), dimostra che per l'ignizione centrale con il metodo diretto (§ 1.4), deponendo così l'energia, il raggio del guscio contenente il combustibile non deve necessariamente essere mantenuto al di sotto di certi limiti (20 -30 volte il suo spessore) fissati, in assenza di smoothing (Fig. 58), per evitare che l'insorgere di processi distruttivi dovuti ad instabilità idrodinamiche impedisca l'innesco delle reazioni di fusione.

In parallelo alle attività sperimentali viene svolta attività teorica e di sviluppo di codici numerici per il progetto di bersagli termonucleari e dei relativi metodi di deposizione dell'energia.

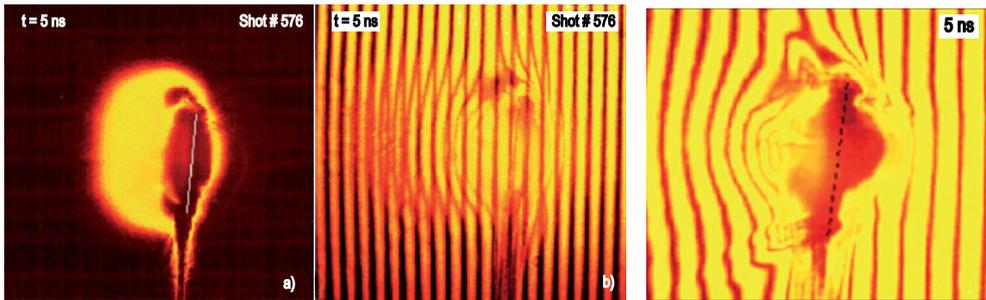


Figura 57 - Interferogramma di un foglio sottile irraggiato senza smoothing. La linea nera indica la posizione iniziale del bersaglio.

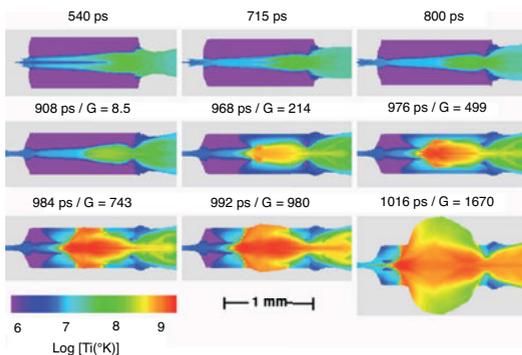


Figura 58 – Simulazione idrodinamica dell'ignizione di un cilindro di DT con il metodo di iniezione di entropia. Un fascio (20kJ -100 picosecondi) di ioni di Deuterio da 6 MeV viene iniettato per aumentare l'entropia della zona destinata a diventare quella di innesco delle reazioni nucleari.

Il metodo di iniezione di entropia [22] proposto e studiato dal Gruppo dell'ENEA di Frascati rappresenta, nel caso dell'ignizione veloce (sezione 1.4), una soluzione alternativa alla difficoltà di depositare l'energia per l'innesco delle reazioni nucleari sul combustibile compresso. Vengono utilizzati due laser: uno per comprimere il combustibile ed uno per l'innesco delle reazioni termonucleari. Il combustibile, di forma cilindrica, viene fatto implodere a velocità dell'ordine di  $3 \times 10^7$  cm/s, verso l'asse del cilindro, lungo un'adiabatica bassa. Prima della stagnazione, la frazione di combustibile, che si trova nella zona destinata a diventare l'innesco, viene portata su un'adiabatica più alta depositandovi energia in un tempo breve rispetto alla durata dell'implosione. In questo tempo le sue dimensioni rimangono immutate, il lavoro compiuto da questa regione o su di essa (in relazione al combustibile circostante) è trascurabile ed il calore derivante dall'energia depositata si traduce in aumento di entropia. Le condizioni di ignizione (temperatura e densità) sono raggiunte, alla fine dell'implosione, per il lavoro di compressione fatto dal combustibile freddo che implode sulla porzione che sta evolvendo sull'adiabatica più alta. Instabilità e mescolamento di zone ad entropia diversa nel combustibile destinato a diventare la zona di innesco appaiono meno favoriti in questo approccio e non ci sono più i problemi tipici dell'ignizione veloce. L'energia per l'innesco può essere depositata sotto forma di ioni veloci (Fig. 59) o altri vettori ottenuti per conversione del laser ignitore.

La possibilità di realizzare una sorgente di ioni veloci (molti MeV/nucleone) da utilizzare per queste applicazioni è stata studiata con l'esperimento FIGEX (Fast Ion Generation EXperiment) proposto ed effettuato nel 2006 dal Gruppo dell'ENEA di Frascati presso la Petawatt Facility del Rutherford Appleton Laboratory (UK). In questo esperimento sono stati prodotti ioni leggeri collimati (entro  $35^\circ$  -  $40^\circ$ ) attorno al normale bersaglio e con energie fino a circa 1 GeV. L'esperimento è stato scalato alle energie laser disponibili da quello di riferimento termonucleare.

Nell'ambito delle attività preparatorie delle Infrastrutture di Ricerca comprese nella *Roadmap* dell'ESFRI (The European Strategy Forum on Research Infrastructures) il Rutherford Appleton Laboratory (UK) ha proposto il progetto internazionale HiPER (High Power laser Energy Research) per la realizzazione di un sistema basato su laser di grandi dimensioni per studi sulla fusione inerziale ed altre applicazioni. Il Ministero della Ricerca Scientifica ha ritenuto di dover considerare con interesse la proposta e per ottenere il massimo ritorno sia scientifico che finanziario all'Italia ed alle Comunità Scientifiche interessate, ha affidato all'ENEA il coordinamento nazionale degli Istituti (ENEA, CNR, INFN, CNISM) delegati a partecipare alla fase preparatoria di HiPER. Per dare un contributo positivo a questo progetto, l'ENEA ha risposto alla raccolta delle proposte, avviata dal MUR per la definizione della *Roadmap* italiana, con una proposta di potenziamento dell'impianto ABC da utilizzare, per una frazione del tempo macchina, come open facility anche per attività di supporto ad HiPER. La proposta ENEA ha incontrato una larga adesione da parte di molte università e gruppi di ricerca che hanno fatto formale richiesta all'ENEA di essere inseriti nel circuito di HiPER attraverso le attività previste.

## ABC

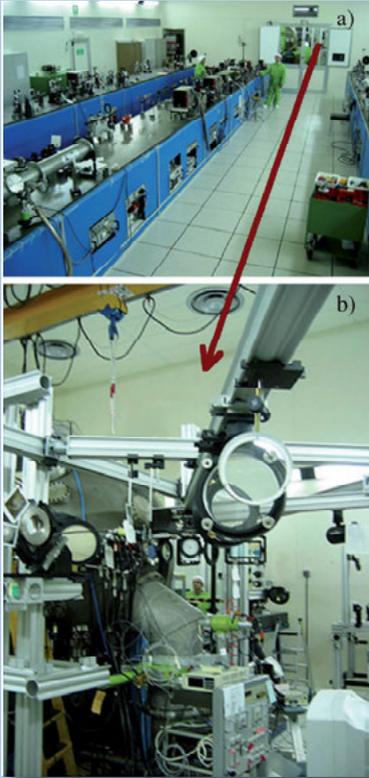


Figura 59 – Impianto ABC.

Esperimenti rilevanti per la fusione inerziale vengono svolti presso l'ENEA di Frascati con l'impianto ABC composto da un laser a due fasci (Fig. 59a) associato ad un'area sperimentale (Fig. 59b) che ospita camera di irraggiamento e diagnostiche. ABC è stato progettato e realizzato dall'ENEA con il coinvolgimento dell'industria nazionale per il sistema di alimentazione e trigger del laser, la meccanica degli amplificatori, la camera di irraggiamento ed il sistema di posizionamento del bersaglio sotto vuoto.

Il laser ha le seguenti caratteristiche:

- mezzo attivo            vetri al Neodimio
- Energia/fascio        100 J @  $\lambda=1.054$  micron
- Durata impulso      0.8÷3 ns (FWHM)
- Salita impulso        0.5÷1.5 ns
- Larghezza banda  
spettrale                0.15 THz

### Opzioni:

- conversione alla seconda armonica
- sistema per deposizione uniforme dell'energia.

Per lo studio dell'interazione del laser con la materia, un fascio secondario, estratto nello stadio di preamplificazione e trattato separatamente ( $\lambda=0.527$  micron, durata 0.5 nanosecondi), è predisposto per applicazioni diagnostiche. Per lo studio dei processi di interazione sono inoltre disponibili altre diagnostiche di routine (interferometria, misure ed immagini in raggi X, misure di particelle cariche, ecc).

## 8.2 Il quadro nazionale: obiettivi

L'accordo internazionale per la realizzazione di ITER e quello bilaterale Europa-Giappone per le attività di *Broader Approach* ad esso collegate, hanno portato a ridefinire anche il programma italiano. Accanto ad ENEA e CNR si è acquisita la collaborazione dell'INFN, in relazione alle sue competenze nel campo degli acceleratori di particelle.

L'iniziativa "di sistema" a livello nazionale, che aggrega ENEA, CNR, INFN e i numerosi gruppi universitari, è necessaria per poter partecipare con credibilità scientifica, tecnica ed industriale alla realizzazione di tali progetti mondiali, e per competere in campo internazionale nei confronti di analoghe aggregazioni già esistenti nelle gare internazionali per contratti di ricerca e di fornitura.

I campi di intervento, con le attività principali, durante il decennio della costruzione di ITER, sono stati definiti dal Coordinamento Nazionale Fusione (ENEA, CNR, INFN) nel gennaio 2006. Esso ha costituito la base per l'impegno reciproco di Italia ed Euratom alle realizzazioni di comune interesse. Le risorse umane necessarie ammontano complessivamente a circa 5.000 persone-anno, con un organico medio nel periodo di circa 500 persone (nel 2008 l'organico era di 492 persone), a cui si aggiungono circa altre 100 da CREATE e gruppi universitari.

I campi di intervento sono:

- 1) Partecipazione alla costruzione di ITER mediante: (i) qualificata e proporzionata presenza di ricercatori e tecnici italiani nelle organizzazioni preposte alla realizzazione (ITER, Fusion for Energy); (ii) supporto al sistema industriale italiano per la migliore realizzazione delle commesse relative ad ITER; (iii) assunzione di specifiche e dirette responsabilità per lo sviluppo e la realizzazione di componenti ad elevato contenuto scientifico (diagnostiche e sistemi di riscaldamento); (iv) realizzazione da parte del Consorzio RFX dell'impianto di sviluppo e prove per il sistema di riscaldamento del plasma in ITER, con iniezione di atomi neutri accelerati (NBI).
- 2) Svolgimento delle attività attribuite all'Italia nell'ambito dell'Accordo *Broader Approach*. In particolare, partecipazione alla realizzazione di IFMIF e del Tokamak JT-60SA, una macchina di prestazioni simili a quelle di JET ma con durata di impulso superiore (100s). Lo scopo della macchina è quello di preparare gli scenari di funzionamento stazionario del reattore DEMO da provare su ITER.
- 3) Progetto e costruzione, previa approvazione da parte Euratom, di un nuovo Tokamak non nucleare, FAST, come esperimento europeo satellite rispetto ad ITER con l'obiettivo di preparare e ottimizzare gli scenari operativi di ITER e DEMO, e di studiare la dinamica delle particelle alfa nei plasmi prossimi all'ignizione.
- 4) Intenso programma sperimentale di ricerca di fisica con il pieno sfruttamento degli esistenti impianti FTU e RFX. Parallelo sviluppo di ricerche teoriche e simulazioni numeriche.

- 5) Intenso programma di ricerca tecnologica, a supporto di ITER, del *Broader Approach* e per lo sviluppo del successivo reattore dimostrativo DEMO. Anche in questo settore piena utilizzazione degli impianti sperimentali esistenti e loro integrazione con eventuali nuovi impianti.
- 6) Formazione e training di nuovo personale, anche in vista della partecipazione alle attività internazionali.

### 8.3 Partecipazione alla costruzione di ITER

I laboratori di ricerca italiani contribuiranno alla costruzione di ITER con lo sviluppo, progettazione e realizzazione di componenti ad alto contenuto scientifico e tecnologico anche in collaborazione con altri laboratori europei. A questo scopo sono stati costituiti, o sono in fase di costituzione, numerosi Consorzi con altre Associazioni.

In questo ambito, i campi di intervento sono:

- **Sistemi di riscaldamento.** Il contributo italiano attualmente prevede la partecipazione alla R&S e realizzazione di due dei tre sistemi di riscaldamento previsti per l'inizio delle operazioni di ITER, i fasci di atomi neutri (NBI) e il sistema a onde a radiofrequenza (ECRH).

Il Consorzio RFX dovrà realizzare il laboratorio di prova dell'iniettore di fasci neutri per ITER (Fig. 60) dove verranno provati in maniera integrata componenti quali la nuova sorgente a radiofrequenza di ioni negativi (sviluppata in Germania), l'acceleratore, il neutralizzatore e il separatore di ioni residui. Ciascun iniettore di ITER dovrà iniettare nel plasma una potenza di 16.5 MW con un fascio accelerato all'energia di 1 MeV. Il fascio dovrà rimanere attivo per un'ora. Per confronto, gli attuali iniettori forniscono potenze di alcuni MW con energie inferiori a 500 kV e con durata di alcuni secondi. La grande estrapolazione necessaria nelle prestazioni comporta la soluzione di problemi tecnologici

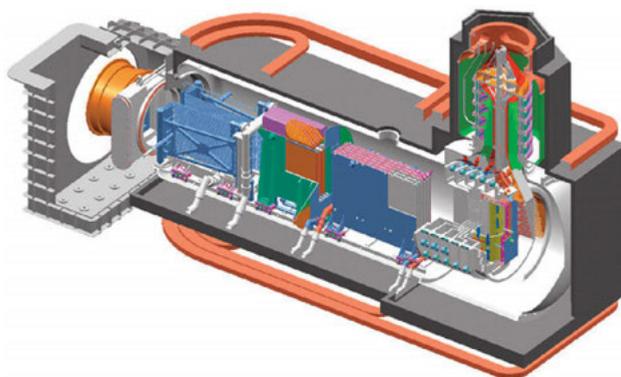


Figura 60 - Schema dell'iniettore di neutri NNBI di ITER che sarà sviluppato e provato a Padova presso il Consorzio RFX.

di frontiera, relativi in particolare all'ottica di fascio, al raffreddamento di componenti sottoposti ad elevatissimo carico termico continuo, alla tenuta ad altissime tensioni, alla protezione contro le scariche. La sperimentazione sarà condotta con la collaborazione dei laboratori del CEA, dell'IPP e dell'UKAEA. Parti importanti degli iniettori di ITER saranno realizzate dal Giappone. L'impianto rimarrà operativo per sperimentazione e sviluppi durante la vita di ITER e oltre. La *facility* dovrebbe essere utilizzata anche per lo sviluppo del sistema per DEMO.

Per la realizzazione di una parte del sistema di riscaldamento ECRH di ITER, l'IFP sta sviluppando un carico adattato per radiofrequenza capace di assorbire potenze di MW in continua alla frequenza di 170 GHz. Esso costituisce un componente fondamentale che dovrà essere in grado di convogliare complessivamente 20 MW nel plasma. Prima di giungere alla realizzazione del prototipo per il gyrotron europeo, l'IFP ha progettato e costruito diversi modelli di carichi, a diverse frequenze, potenze e durate di impulso, sviluppando idee originali per migliorare l'efficienza dello strumento, dalla messa a punto di particolari tipi di *coating* di film sottili in grado di assorbire la radiazione, all'introduzione di opportuni *phase-scrambler*, allo sviluppo e realizzazione del circuito idraulico di raffreddamento esterno al carico che rende possibile anche la misura calorimetrica della radiazione dissipata. Alcuni di questi carichi costruiti da IFP sono stati installati in diversi laboratori europei, CRPP-Losanna, IPP-Greifswald, FZ-Karlsruhe e si sono rivelati decisamente più efficaci rispetto ai carichi tradizionali.

- **Componenti affacciati al plasma.** Le attività di R&S si focalizzeranno da un lato sull'ottimizzazione delle procedure di integrazione meccanica di componenti di grandi dimensioni (moduli del divertore) mediante tecniche avanzate di movimentazione remotizzata e, dall'altro, sulla caratterizzazione e qualificazione termoidraulica in condizioni rilevanti per ITER dei componenti medesimi (moduli di divertore e pannelli di prima parete). E' in corso una collaborazione con l'industria con l'obiettivo di partecipare alle gare di fornitura del divertore.
- **Diagnostiche.** L'ENEA, in Consorzio con altre Associazioni, avrà la responsabilità della realizzazione della *Radial Neutron Camera*, un sistema di misura con risoluzione spaziale e temporale dell'emissione di neutroni dal plasma, e quindi della potenza di fusione.

Nell'ambito di un Consorzio, RFX collabora con le Associazioni svizzera, francese e spagnola per la realizzazione del sistema di sonde per la misura delle grandezze magnetiche. In particolare, RFX sarà responsabile del progetto dei sensori da installare all'interno della camera da vuoto.

- **Sistema di visione interna.** L'ENEA potrebbe fornire ad ITER il sistema di visione della camera interna, (indicato con IVVS, *In Vessel Viewing System*) avendo già completato il sistema prototipo (Fig. 61). IVVS è stato sviluppato per effettuare le operazioni di manutenzione ordinaria e straordinaria della macchina in condizioni ambientali incompatibili non solo con la presenza umana ma anche con il corretto funzionamento delle tecnologie elettroniche disponibili nel medio termine. La testa di



**Figura 61 - Prototipo da laboratorio di IVVS utilizzato per verificare le prestazioni ottenute con riferimento a quelle richieste da ITER.**

misura di IVVS è composta da materiali compatibili con le condizioni di alta temperatura (250°C), alto campo magnetico (5 T), alto vuoto ( $10^{-9}$  mbar), alto rateo di dose gamma (15 kGy/h), e tutte le restanti parti del sistema sono collocate in un ambiente lontano ed opportunamente schermato. La tecnica adottata consente di formare immagini tridimensionali (mettendo insieme l'immagine "fotografica" dell'oggetto con la misura delle sue dimensioni utilizzando una tecnologia laser (radar ottico).

- **Sistema di controllo.** L'Italia (ENEA con il Consorzio RFX e il Consorzio CREATE) potrebbe assumere il ruolo di fornitore di riferimento in Europa per la progettazione, la prova e la qualifica del sistema di controllo di ITER, che include il controllo degli impianti ed acquisizione dei relativi dati (vuoto, temperature, correnti negli avvolgimenti) e il controllo dei parametri del plasma (forma, stabilità verticale, stabilità magneto-idrodinamica ecc.). Tale sistema dovrà coprire un ampio insieme di funzioni con caratteristiche molto diverse (misure, acquisizione dal secondo al microsecondo, attuatori intelligenti, algoritmi di controllo, modelli di sistemi).
- **Moduli di prova di mantelli triziogeni (Test Blanket Modules, TBM).** E' stato costituito un Consorzio tra i più attivi centri di ricerca europei finalizzato alla progettazione, allo sviluppo, alla qualificazione sperimentale ed alla installazione in ITER dei moduli di prova dei due concetti di mantelli triziogeni sviluppati in Europa nell'ultimo decennio. ENEA partecipa al Consorzio contribuendo con prove neutroniche (presso FNG) e termofluidodinamiche in simulacri in scala rappresentativa dei TBM. Per lo scopo, presso il Brasimone, sono stati realizzati e potenziati un circuito a elio (HeFus3 Upgrade) e due circuiti a metallo liquido (*European Breeding Blanket Test Facility, EBBTF, e Tritium Extraction, Triex*) figura 46.
- **Telemanipolazione.** L'Italia svolgerà un ruolo di primo piano con l'attività sulla *Divertor Refurbishment Platform (DRP)*, che potrebbe essere utilizzata sia come piattaforma di test per nuove attrezzature sia per la formazione degli operatori di ITER.
- **Attività di progettazione.** L'Italia detiene importanti competenze nel campo della progettazione neutronica, delle analisi elettromagnetiche e strutturali, e della sicurezza.

In tutti questi campi, così come è stato fin qui, si continuerà a dare un contributo decisivo alla costruzione di ITER, e alla progettazione di IFMIF e DEMO. L'Italia ha il ruolo di leader nel Consorzio europeo per la validazione sperimentale dei dati nucleari per la fusione.

## **8.4 Broader approach**

Nel quadro del *Broader Approach*, l'ENEA e il Consorzio RFX partecipano alla progettazione e realizzazione di parte del magnete del campo toroidale e del sistema di alimentazione di JT-60SA, il Tokamak giapponese satellite di ITER. I laboratori INFN di Legnaro partecipano alla realizzazione dell'acceleratore a radiofrequenza dell'impianto IFMIF. Sempre nell'ambito del progetto IFMIF, ENEA coordina le attività di sviluppo e progettazione di uno dei concetti di riferimento del bersaglio di litio; inoltre conduce attività sperimentali di movimentazione remotizzata e assemblaggio del bersaglio, di sperimentazione sulla corrosione-erosione da litio dei materiali strutturali del bersaglio e del circuito che lo contiene, nonché sulle tecnologie di controllo e di monitoraggio delle impurità del litio stesso.

## **8.5 La proposta FAST**

Poiché le macchine sperimentali attualmente in operazione in Europa risulteranno obsolete al momento dell'avvio della sperimentazione in ITER, si renderà necessario costruire nuove macchine con missioni complementari: a questo scopo, il programma Euratom - Fusione sta conducendo in questi mesi una valutazione molto rigorosa sulle *facilities* esistenti in Europa e su quelle necessarie nei prossimi anni per il migliore sfruttamento della sperimentazione in ITER e l'implementazione della *Roadmap* verso DEMO.

In questo contesto si inserisce la proposta italiana di un esperimento studiato per contribuire in modo efficace a tali missioni. La macchina, denominata FAST (si veda scheda 8) e proposta dai tutti i gruppi di ricerca dell'Associazione Euratom – ENEA, rappresenterà non solo il punto di riferimento della sperimentazione per l'Italia ma anche per gli altri laboratori europei. FAST si propone come esperimento europeo satellite rispetto ad ITER, ed è progettato in maniera tale da preparare e ottimizzare gli scenari operativi di ITER e DEMO, e di studiare in plasmi di deuterio la dinamica delle particelle alfa che si produrranno nei plasmi prossimi all'ignizione.

Nel frattempo, il programma di accompagnamento prevede un'intensa attività sperimentale di ricerca con il pieno sfruttamento degli impianti esistenti FTU e RFX, di ricerche teoriche e simulazioni numeriche.

La realizzazione di FAST richiede un investimento totale di circa 320 milioni di euro, distribuiti su otto anni, di cui 116 milioni di euro di contributo comunitario.

## SCHEDA N.8

### FAST

FAST (Fusion Advanced Studies Torus) è un Tokamak proposto dagli enti e gruppi universitari che fanno parte dell'Associazione Euratom – ENEA come esperimento europeo di accompagnamento a ITER.

FAST si propone di investigare una serie di aspetti strategici per ITER preparandone e ottimizzandone gli scenari operativi, in un impianto più semplice ed economico, con plasmi di solo deuterio. I parametri adimensionali di FAST (ovvero normalizzati ai parametri fisici rilevanti) sono vicini a quelli di ITER e le condizioni operative spaziano da regimi ad altissime prestazioni ( $Q = 3$ , equivalente DT), a regimi ad impulsi lunghi, fino a 200s di durata (scenari avanzati).

In particolare FAST si propone di:

- Studiare fenomeni di dinamica non lineare legati alla presenza di particelle veloci (come le alfa) tipici di un burning plasma
- Ottenere un plasma con caratteristiche molto simili a quelle di ITER
- Provare e qualificare soluzioni innovative di divertore e prima parete, rilevanti sia per ITER sia per DEMO, ad esempio con l'impiego di tungsteno come materiale strutturale e di rivestimento, o con l'impiego di metalli liquidi per le piastre
- Preparare scenari di plasma 'avanzati' rilevanti per il reattore e contribuire allo sviluppo del progetto di DEMO
- Sviluppare le diagnostiche necessarie per ITER e DEMO

Corrente di plasma (MA)	6.5
Campo magnetico (T)	7.5
Raggio maggiore R (m)	1.82
Raggio minore (m)	0.64
Elongazione $k_{95}$	1.7
Triangolarità $\delta_{95}$	0.4
Densità media ( $m^{-3}$ )	$2 \times 10^{20}$
Durata dell'impulso (s)	13
Potenza ausiliaria P (MW)	40
ICRH (MW)	30
ECRH (MW)	4
LH (MW)	6
P/R (MW/m)	22

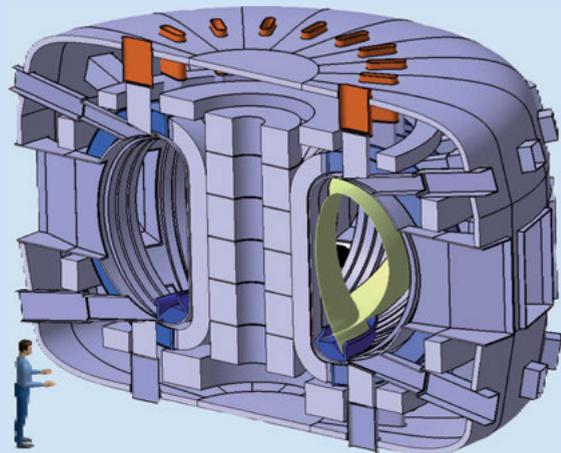
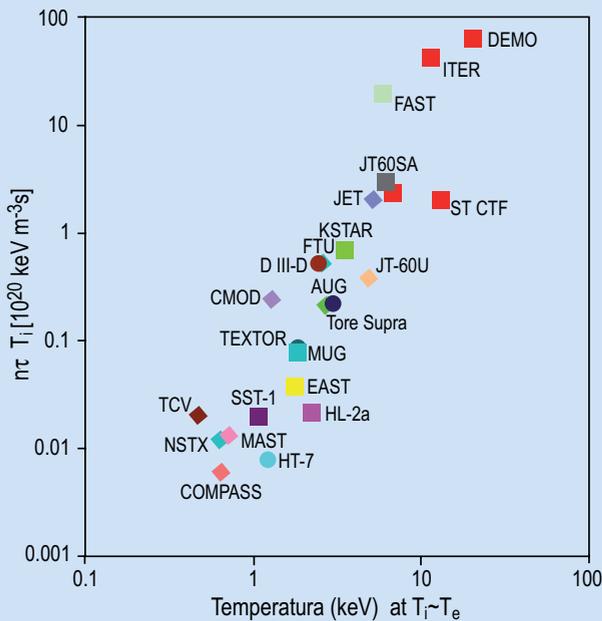


Figura 62 – Il Tokamak FAST proposto dall'Associazione EURATOM-ENEA come esperimento europeo di accompagnamento per ITER. A destra, i parametri principali della macchina.



**Figura 63 - Triplo prodotto della fusione  $n\tau T$  in funzione della temperatura per gli esperimenti di fusione attualmente funzionanti e per quelli attualmente in fase di costruzione (ITER) o progettazione (FAST, JT-60SA, DEMO). Tra questi ultimi, FAST si propone come il più avanzato e il più vicino a ITER e DEMO (Da ITPA Confinement data base - Estrapolazione basata sulla legge di scala  $H98=1$ ,  $n_G=0.5$  and  $T_i = T_e$ .)**

A questo scopo, FAST sarà dotato di sistemi ausiliari di riscaldamento e generazione di corrente, tali da generare nel plasma popolazioni di ioni veloci che simulino le particelle alfa prodotte nelle reazioni di fusione.

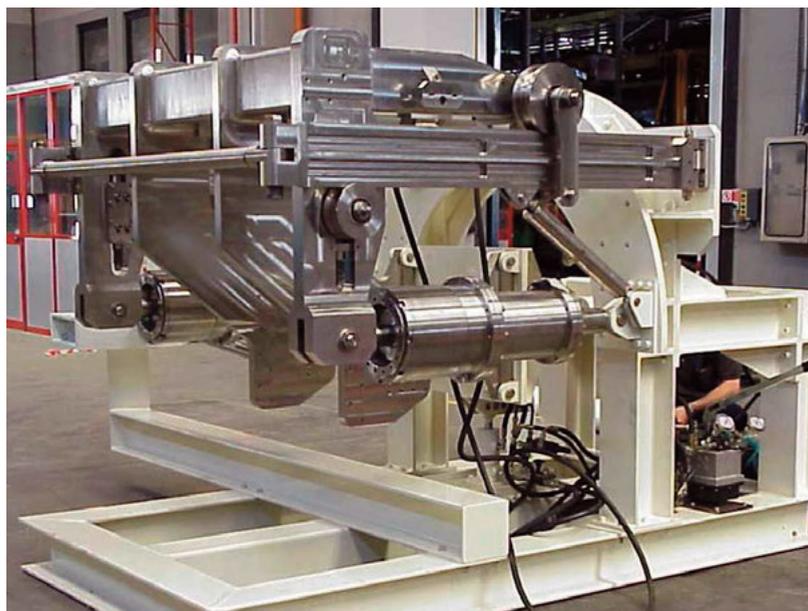
FAST rivestirebbe un'importanza strategica nel programma europeo, in quanto permetterebbe di disporre di una macchina tecnologicamente molto più avanzata di quelle attuali, (già in operazione da circa 20 anni in media, e che risulteranno obsolete al momento dell'avvio delle operazioni di ITER intorno al 2018). FAST è molto più semplice e flessibile di ITER e al tempo stesso in grado di simularne i regimi di plasma. In questo senso, giocherebbe un ruolo importante per il miglior sfruttamento della sperimentazione in ITER e per l'accelerazione della realizzazione di DEMO.

## 9. FUSIONE E INDUSTRIA

### 9.1 Il ruolo dell'industria

Fin dall'inizio delle ricerche sulla fusione, l'industria ha avuto un ruolo fondamentale nella realizzazione delle macchine sperimentali e delle apparecchiature per lo studio dei plasmi ad alta temperatura. Frascati Tokamak Upgrade (FTU) è stato realizzato dall'ENEA avvalendosi di tutte le competenze disponibili in Italia. Durante la progettazione sono stati stipulati più di trenta contratti di studio con industrie e con università per risolvere problemi specifici e alcune decine di imprese hanno partecipato alla costruzione. L'industria italiana ha realizzato la maggior parte dei componenti e degli impianti di FTU e di RFX partecipando a gare aperte a livello europeo e, talvolta, mondiale. Le industrie italiane, grazie all'attività di promozione svolta dai laboratori di ricerca e all'esperienza acquisita nella partecipazione alle realizzazioni nazionali, hanno potuto inserirsi con successo nel mercato europeo realizzando componenti importanti sia per altre macchine nazionali sia per il JET (Figure 64-69).

Sebbene la progettazione delle grandi macchine sperimentali per la fusione, compresa ITER, sia ancora condotta in buona parte dalla comunità scientifica, l'industria sta



**Figura 64** - Struttura di supporto (esterna alla camera da vuoto) degli smorzatori idraulici per il sistema di riscaldamento del plasma a radiofrequenza ICRH (Ion Cyclotron Resonance Heating) realizzata per il JET dalla Fantini Sud (Anagni, Roma).



Figura 65 - Corpo principale dell'antenna ITER-like installata in JET per il sistema di riscaldamento del plasma a radiofrequenza ICRH, realizzata in Inconel 625/718 completa dei sistemi radianti di Inconel 625 con deposito elettrolitico di rame.



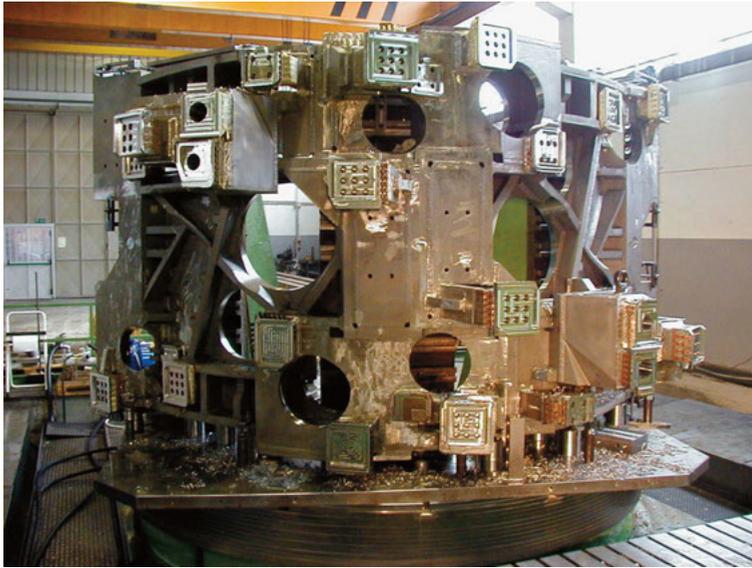
Figura 66 - Sistema di supporto dell'antenna realizzato in Inconel 625 con superfici interne argentate per una migliore conducibilità. L'antenna (Fig. 65) e il relativo sistema di supporto sono stati realizzati da Ettore Zanon S.p.A. (Schio, Vicenza)

assumendo un ruolo crescente anche in questa fase, specialmente per la dimostrazione di soluzioni tecnologiche adottate per la fabbricazione dei componenti e sistemi più complessi e/o innovativi. Le tecnologie richieste, altamente sofisticate, abbracciano diversi settori quali i magneti superconduttori, i materiali, le tecnologie di fabbricazione e di giunzione, la tecnologia del vuoto, l'elettronica di potenza, la telemanipolazione.

Durante la fase di ricerca e sviluppo di ITER, un ruolo importante dell'industria è stato quello di sviluppare l'ingegnerizzazione e l'industrializzazione delle tecnologie, passando dalla loro dimostrazione, spesso ottenuta dai laboratori di ricerca, alla definizione di tecnologie industrialmente valide, affidabili e di costo accettabile. In genere, ciò è ottenuto prima con la qualifica e poi con il controllo di tutte le fasi del processo di realizzazione in regime di garanzia di qualità. Un esempio è quello dei materiali superconduttori e dei sistemi di riscaldamento del plasma il cui sviluppo, a livello prototipale, è stato condotto principalmente dai laboratori di ricerca. In alcuni casi, affiancando i laboratori nelle attività di ricerca e sviluppo, l'industria ha contribuito allo sviluppo delle soluzioni tecnologiche applicabili. In Italia ciò è accaduto, ad esempio, per i componenti del divertore ad alto flusso termico, che necessitano di particolarissime tecnologie di giunzione, originariamente sviluppate in ENEA, ma ottimizzate ed industrializzate con un sostanziale contributo industriale. In alcuni settori di eccellenza, l'industria ha svolto direttamente l'attività di innovazione di prodotto/processo necessaria ad assicurarne la fattibilità industriale. E' questo il caso, ad esempio, dei componenti che richiedono lo sviluppo e qualifica di tecnologie di saldatura innovative, quali il TIG *narrow gap* automatico o la saldatura a fascio elettronico.

Tenuto conto del ruolo preminente dell'Europa, la costruzione di ITER costituisce una buona occasione per l'industria per operare in un settore tecnologicamente molto avanzato e in un ambiente internazionale. Grazie al programma di sviluppo tecnologico condotto in Europa, l'industria europea dispone oggi delle competenze necessarie sia per quanto riguarda le tecnologie e i processi industriali per la realizzazione di sistemi e componenti, sia per la fornitura di servizi di ingegneria.

Il fatto che ITER sia un prototipo e non un "*first of the kind*" in senso industriale, l'elevato livello di innovazione contenuto nel progetto ed i rischi ad esso associati, e la lunghezza dei tempi decisionali tipici di un progetto internazionale, stanno inducendo l'industria ad assumere un'attitudine cooperativa piuttosto che puramente competitiva, soprattutto per la realizzazione dei componenti che presentano maggiore complessità. Tuttavia, nonostante i rischi, l'incertezza su ulteriori future commesse e la necessità di impiegare personale prezioso (con elevatissimo livello di professionalità e competenza), le industrie di ogni dimensione sono molto interessate alla partecipazione a ITER. Ciò è dovuto innanzitutto alla dimensione economica del progetto, all'esistenza di programmi collegati (*Broader Approach*, programmi nazionali), ed infine alla prospettiva di uno sviluppo industriale della fusione. L'interesse industriale è anche determinato dal valore aggiunto che ne può derivare in termini di immagine, di dimostrazione verso l'esterno di elevata qualità/affidabilità, di arricchimento professionale di tutto il personale impiegato, e dalla convinzione che alcune tecnologie possono essere applicate anche in altri settori.



**Figura 67** - Uno dei cinque moduli che compongono la struttura centrale di supporto delle bobine toroidali dell'impianto Wendelstein 7-X in costruzione a Rossendorf (Germania). La lavorazione meccanica è stata realizzata dalla Rovera Costruzione Meccaniche (Borgo San Dalmazzo, Cuneo).



**Figura 68** - Bobine del magnete superconduttore per Wendelstein 7-X realizzate da ASG Superconductors di Genova (Gruppo Malacalza).



Figure 69 - Presso le officine di ASG Superconductors sono stati realizzati 30 avvolgimenti super conduttivi per le bobine del magnete superconduttore di Wendelstein 7-X

Il ruolo dell'industria, fin qui coinvolta con commesse con fondi pubblici, crescerà ulteriormente per divenire, in una prospettiva a più lungo termine, determinante nella fase di progettazione e realizzazione di DEMO, che vedrà lo sviluppo competitivo di più macchine in alcuni dei Paesi che oggi collaborano in ITER. La crescita del ruolo dell'industria dovrebbe consentire, in una successiva fase di sfruttamento commerciale, di affrontare aspetti come affidabilità, operabilità, facilità di manutenzione, availability degli impianti, in altri termini di economicità della fusione, aspetti essenziali per attrarre l'interesse e gli investimenti delle società elettriche e dell'industria dell'energia.

## 9.2 Partecipazione dell'industria italiana a ITER e al *Broader Approach*

Durante la fase di progettazione di ITER (1993-2005), l'Europa ha assegnato più di 500 contratti industriali per supporto alla progettazione e per attività di R&S e dimostrazione, per un valore totale di circa 170 M€, con un ottimo ritorno per l'industria italiana.

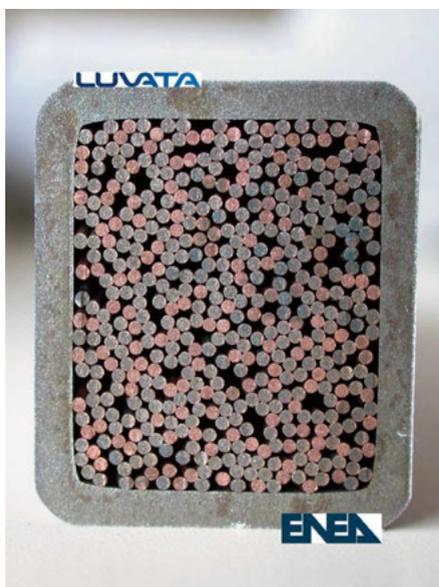
Nell'attuale fase di costruzione, il contributo europeo al costo di ITER è pari a circa il 45% del totale, mentre tutti gli altri Paesi contribuiranno per circa il 10% ciascuno. I contributi verranno versati attraverso la fornitura *in kind* dei componenti del reattore. Solo una piccola frazione dell'investimento, pari a circa il 10%, verrà gestita direttamente dal team centrale di ITER di Cadarache (ITER International Organization). Il valore dei componenti che l'Europa dovrà fornire è di circa 1.5 miliardi di euro secondo una valutazione fatta nel 2002 (attualmente in fase di revisione). Le forniture europee e le relative gare saranno gestite dall'agenzia *Fusion for Energy* (F4E), appositamente fondata nel 2007 a Barcellona (Spagna). Un ulteriore contributo europeo, relativo alla preparazione del sito di Cadarache, è gestito dal Paese ospite attraverso l'agenzia ITER France. Grazie alle attività di ricerca e sviluppo condotte durante la fase di progettazione in collaborazione con i laboratori di ricerca, l'industria italiana è ben qualificata per la realizzazione di componenti meccanici ed elettromeccanici, dei magneti superconduttori, delle

alimentazioni, dei sistemi di riscaldamento ausiliari e diagnostici, dei sistemi per il *remote handling* e per il controllo, e punta ad acquisire circa il 20% delle commesse europee.

Inoltre, il programma *Broader Approach*, collegato ad ITER, prevede la partecipazione europea alla realizzazione del tokamak satellite (JT-60SA), alla progettazione di IFMIF, e alla creazione del *International Fusion Energy Research Centre* (IFERC) per un totale di 339 milioni di €. In particolare, l'Italia partecipa con lo stanziamento di circa 90 milioni di € per la realizzazione di 9 delle 18 bobine del magnete toroidale superconduttore e parte delle alimentazioni elettriche di JT-60SA, dello stadio a bassa energia dell'acceleratore e del bersaglio per IFMIF.

Al di là del volume economico, la partecipazione a ITER e *Broader Approach* rappresenta l'opportunità di operare in un settore ad alta tecnologia che richiede alta qualità e affidabilità, e può quindi migliorare la competitività e produrre ricadute anche in altri settori high-tech, come mostrato negli esempi che seguono.

L'industria italiana ha acquisito le competenze necessarie per partecipare alla costruzione dei cavi superconduttori e del magnete del campo toroidale di ITER. L'ENEA ha coordinato l'attività europea per la realizzazione e i test di prova dei conduttori dei prototipi di due bobine dei magneti di ITER, che utilizzano un conduttore in Nb<sub>3</sub>Sn raffreddato a circolazione forzata di elio liquido, in scala 1:1. Il cavo superconduttore in Nb<sub>3</sub>Sn per il prototipo del magnete toroidale (Fig. 70) è stato interamente fabbricato dalla Europa Metalli (ora Luvata), mentre quello per il solenoide centrale è stato cablato dalla Europa Metalli ma rivestito con guaina di acciaio presso l'Ansaldo Superconduttori (ora ASG Superconductors) che ha anche partecipato al Consorzio europeo per la costruzione del prototipo del magnete toroidale (Figure 71-74). Tale prototipo ha



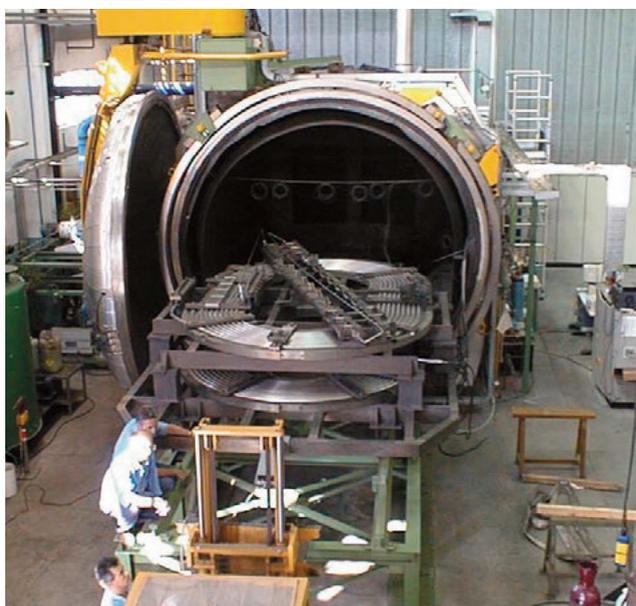
**Figura 70 - Sezione del conduttore di tipo CICC (Cable-in-Conduit-Conductors) che sarà realizzato in Europa per le bobine del campo magnetico toroidale per JT-60SA. Quello mostrato in figura è il campione di qualifica prodotto da Luvata di Fornaci di Barga (LU) ed ENEA, contenente 162 fili in rame puro e 324 in rame contenente il superconduttore NbTi. I passi fondamentali per l'ottenimento di un conduttore con le prestazioni richieste sono le fasi di cordatura nel rispetto dei passi di avvolgimento, la qualità di ognuna delle saldature dei tubi in acciaio e la compattazione della corda nel condotto alle dimensioni definitive. In questo caso, date le ridotte dimensioni del reattore JT-60SA rispetto a quelle di ITER, le lunghezze di conduttore sono tali da non richiedere un canale centrale.**

superato i test cui è stato sottoposto fino a raggiungere una corrente massima di 80 kA (record mondiale di corrente in un magnete), superiore a quella prevista in ITER. Successivamente, è proseguito in Europa lo sviluppo di conduttori avanzati con utilizzo di fili superconduttori in  $Nb_3Sn$  con prestazioni migliorate (densità di corrente critica pari a  $1100 \text{ A/mm}^2$  rispetto al valore di riferimento di  $800 \text{ A/mm}^2$  a 12 T, 4.2 K) (Fig. 75), con il coinvolgimento di alcune industrie italiane.

Un altro importante esempio è fornito dallo sviluppo di componenti affacciati al plasma capaci di sostenere gli alti flussi termici (fino a  $20 \text{ MW/m}^2$  in modo stazionario sul divertore, in fasi transitorie carichi di  $60\text{-}100 \text{ MJ/m}^2$  per pochi ms) provenienti dal plasma



**Figura 71 - Trasferimento del conduttore nella doppia galletta del prototipo delle bobine del campo magnetico toroidale per ITER realizzata da ASG Superconductors (Genova). La saldatura dei coperchi delle sedi del conduttore è stata effettuata con un sistema completamente automatizzato basato su saldatura laser con controllo di direzione dalla RTM di Vico Canavese (Ivrea).**



**Figura 72 - Impregnazione sottovuoto della doppia galletta del prototipo delle bobine del campo magnetico toroidale per ITER realizzata da ASG Superconductors (Genova).**

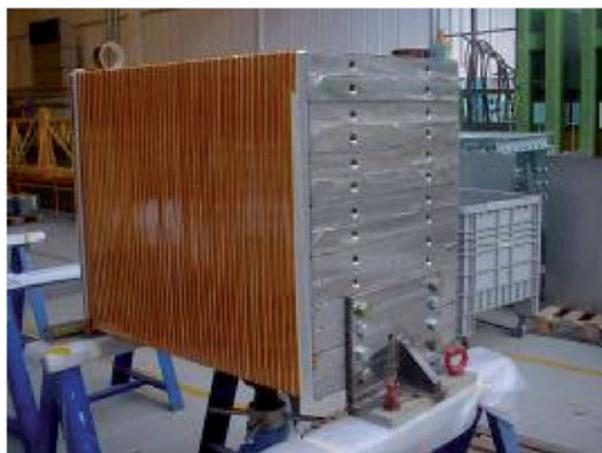


Figura 73 - Campioni impregnati di una nuova resina (cyanate ester) resistente a irraggiamento da neutroni per l'isolamento delle bobine del campo magnetico toroidali di ITER. Le prove di caratterizzazione sono state recentemente completate con successo da ASG Superconductors, unica ditta al mondo ad aver esperienza nell'uso di questo nuovo composto.

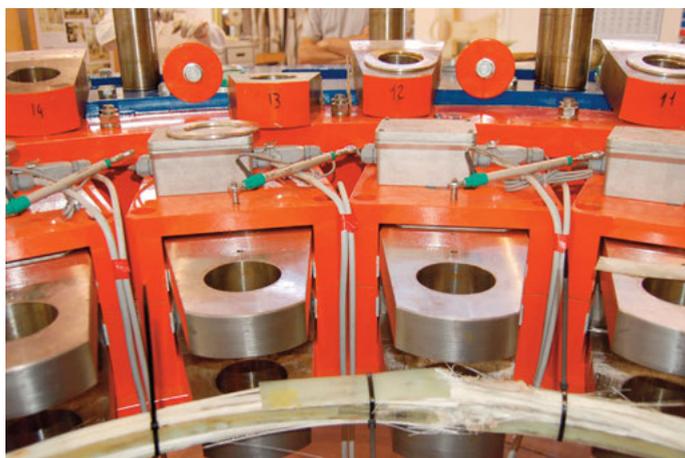


Figura 74 - ENEA ha sviluppato un materiale composito basato su un avvolgimento di fibra di vetro e successiva impregnazione con resina sotto vuoto, per gli anelli di precompressione per i magneti toroidali ITER. Le prove di trazione su provini lineari hanno dato una resistenza a rottura a temperatura ambiente di 2200 MPa e a 77 K di 2766 MPa. ASG Superconductors di Genova ha poi realizzato, su specifiche fornite da ENEA, cinque anelli in scala 1/5 con diametro di 1 metro, grazie ad uno stampo opportunamente progettato e realizzato dalla CECOM (Guidonia, Roma). I test sono stati effettuati su un impianto di prova appositamente progettato da ENEA e realizzato da Fantini Sud (Anagni, Roma) per la parte meccanica, da Oleodinamica Service (Roma) e Cedrone Oleodinamica (San Giovanni in Carico, FR) per la parte idraulica. La resistenza a rottura degli anelli si è dimostrata molto elevata con un valore massimo di resistenza a trazione pari a 1827 MPa e un valore medio superiore a 1400 MPa.



**Figura 75 - Sezione di un conduttore per le bobine del campo magnetico toroidale di ITER, fabbricato dalla TRATOS Cavi di Pieve Santo Stefano (AR) sotto la supervisione ENEA, costituito da una corda di 522 fili di rame puro e 900 fili di rame contenente filamenti di superconduttore in  $Nb_3Sn$ . Nella sequenza delle fasi di cablaggio deve essere rispettato il passo di avvolgimento caratteristico per ognuna di esse, mentre la spirale di acciaio su cui viene avvolto il cavo deve essere mantenuta al centro. Il cavo così ottenuto viene inserito in un condotto di acciaio con funzione meccanica ed idraulica per il raffreddamento a circolazione forzata di elio. Infine, il conduttore viene compattato in modo da rendere la corda stabile e ben ingaggiata con il condotto. Un punto cruciale nella fabbricazione è rappresentato dalla qualità delle saldature dei tubi in acciaio, inevitabili date la lunghezza (circa 800 m), e la necessità di contenere l'elio alle temperature criogeniche. Poiché il  $Nb_3Sn$  è piuttosto fragile, nel processo di produzione si utilizzano fili in cui il niobio e lo stagno sono contenuti separatamente e non reagiti. Solo dopo che il magnete è avvolto nella sua forma definitiva viene sottoposto al trattamento termico per la formazione del conduttore in forma di composto  $Nb_3Sn$ .**

sotto varie forme (irraggiamento, conduzione, convezione, particelle energetiche). L'integrità di tali componenti e la compatibilità col plasma obbligano a rivestire gli scambiatori (raffreddati ad acqua) con materiali di sacrificio idonei (*armour*) caratterizzati da alta diffusività termica e/o resistenza a erosione, quali i composti a fibre di carbonio (CFC) nelle zone ad altissimo flusso termico (parte bassa divertore), tungsteno nelle zone ad alto flusso di particelle (parte alta divertore), e berillio nella zona più esposta al plasma (prima parete). L'ENEA, in collaborazione con il Centro Sviluppo Materiali (CSM), ha contribuito alla messa a punto sia delle tecnologie di giunzione necessarie alla fabbricazione di tali componenti con soluzioni originali (*Hot Radial Pressing*) (Fig. 76), sia dei controlli non distruttivi. Ha inoltre contribuito alla caratterizzazione a fatica termica della prima parete. Nell'ambito di questa collaborazione sono stati realizzati numerosi prototipi (Fig. 77) su cui sono stati condotti numerosi test di fatica ai flussi termici previsti in ITER. Il prototipo della piastra verticale interna (*Inner Vertical Target*) del divertore di ITER realizzato da Ansaldo Ricerche e ENEA, ha superato con successo le prove di elevato flusso termico delle reali condizioni di esercizio, eseguite per la qualifica europea. Sulla base di questi risultati l'ENEA ha stipulato con Ansaldo Ricerche (oggi confluita in Ansaldo Energia) un Accordo di Collaborazione per lo sviluppo e fornitura del divertore di ITER su scala industriale.

Nel settore delle fabbricazioni meccaniche di grandi componenti saldati, l'industria italiana ha una lunga tradizione, confermata nel caso di ITER dalla realizzazione con



Figura 76 - Dispositivo per HRP-Hot Radial Pressing, procedimento messo a punto e brevettato da ENEA in collaborazione con il Centro Sviluppo Materiali (CSM) per la messa in forma complessa e simultanea saldatura per diffusione allo stato solido a caldo di oggetti coassiali, sulla loro superficie cilindrica di contatto, utilizzato per la saldatura di componenti del divertore (alternativo al processo di tipo isostatico HIPping – Hot Isostatic Pressing). L'aspetto innovativo consiste nella realizzazione sperimentale del sistema di riscaldamento accoppiato ad un sistema di pressurizzazione del tubo più interno e di un sistema da vuoto in collegamento con l'interfaccia tra le facce da saldare per diffusione.



Figura 77 - Prototipo del Inner Vertical Target del divertore di ITER, dopo le prove di elevato flusso termico (fino a 20 MW/m<sup>2</sup>) delle reali condizioni di esercizio, eseguite per la qualifica europea (realizzato da Ansaldo Ricerche e ENEA nell'ambito di un Accordo di Collaborazione per lo sviluppo e fornitura del divertore di ITER).

successo dei prototipi della camera da vuoto (Fig. 78) e dei componenti strutturali del divertore da parte di Ansaldo (Fig. 79). Anche in questo settore, l'Italia mira ad avere importanti contratti per la realizzazione della camera da vuoto, dei moduli schermanti e



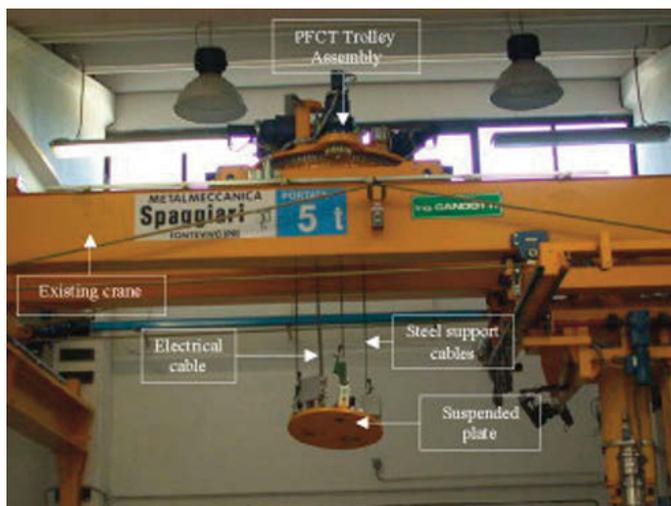
**Figura 78 - Prototipo della camera da vuoto di ITER durante la fase di fabbricazione, realizzato da ANSALDO Ricerche (Genova) e da SIMIC di Camerana (Cuneo).**



**Figura 79 - Prototipo della cassetta del divertore di ITER realizzato da ANSALDO Ricerche (Genova) e da SIMIC di Camerana (Cuneo).**

delle strutture meccaniche dei magneti.

In settori high-tech, quali quelli dei sistemi di manipolazione remota (Figure 80, 81), di



**Figura 80** - Il sistema di trasporto e di posizionamento delle piastre della cassetta del divertore di ITER. (Plasma Facing Components Transporter, PFCT), sviluppato e costruito presso il Centro ENEA - Brasimone, e integrato nell'impianto DRP (Fig. 81). Il montaggio delle piastre richiede un'elevata precisione di posizionamento ( $<0.25$  mm) e la possibilità di inclinare tali componenti nello spazio. Mentre la prima di queste funzionalità è facilmente raggiungibile, il secondo requisito non può essere garantito dai normali carri ponte di tipo cartesiano che consentono solamente la traslazione lungo gli assi X,Y e Z, ma non la possibilità di inclinare nello spazio i componenti connessi al proprio gancio. Il PFCT è stato progettato per risolvere quest'ultimo problema, ed è frutto della collaborazione tra ENEA, l'Ing. Candotti - impianti industriali di Gradisca d'Isonzo (GO) e la Metalmeccanica Spaggiari di Fontevivo (PR).

integrazione e controllo sensoristico, dell'acquisizione e gestione dei dati, le industrie italiane hanno una rilevante esperienza, spesso acquisita in settori diversi dalla fusione ma ugualmente impegnativi, quali quelli dello spazio, della difesa, del petrolchimico offshore.

Nell'ambito dello sviluppo dei sistemi di riscaldamento di plasmi, un'importante occasione per l'industria italiana è costituita dall'impianto di prova dell'iniettore di fasci di neutri NBI per ITER (*Neutral Beam Test Facility*, Figura 60), che sarà realizzata in Italia presso il Consorzio RFX di Padova, sulla base di gare europee gestite da *Fusion for Energy*.

Per quanto concerne i sistemi di riscaldamento mediante onde a radiofrequenza di potenza, il coinvolgimento dell'industria può spaziare dalla realizzazione di numerosi componenti di tipo "radaristico", dalle linee di trasmissione alle antenne, dalle alimentazioni (Figure 82, 83), alle diagnostiche di radiazione in linea, agli elementi polarizzatori, agli specchi, ma non solo. Nello sviluppo di apparecchiature originali, come i carichi bolometrici per alte potenze, l'Istituto di Fisica del Plasma di Milano (IFP) ha inventato una nuova tecnica di deposizione di film sulla parete interna del carico che ha



Figura 81 - Piattaforma sperimentale per la manutenzione remotizzata del divertore di ITER (Divertor Refurbishment Platform, DRP) e del bersaglio di IFMIF. La piattaforma è dotata di attrezzature di manipolazione appositamente progettate per l'esecuzione delle operazioni remotizzate previste in ITER e in IFMIF, e di un sistema di controllo capace di memorizzare le posizioni degli attuatori e di eseguire sequenze di operazioni in modo semiautomatico. Dispone inoltre di un sistema di realtà virtuale che supporta l'operatore durante le operazioni.

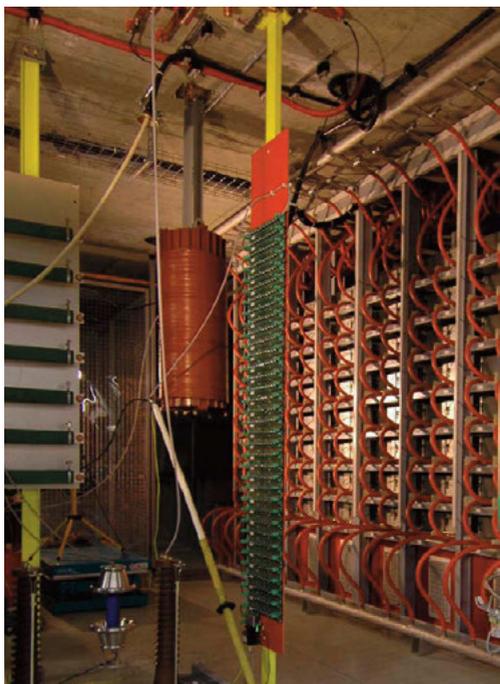


Figura 82 - Alimentatore elettrico ad alta tensione per la European Test Facility per il sistema di riscaldamento a radiofrequenza Electron Cyclotron di ITER di Losanna (CRPP-EPFL, Svizzera). Il sistema, progettato, realizzato e collaudato con successo dalla OCEM (San Giorgio di Piano, Bologna), è composto da due convertitori di potenza e dall'alimentatore principale ad alta tensione, che forniscono la corrente e la tensione richieste (100 kV/80 A) per la sorgente di onde a radiofrequenza di tipo gyrotron (2 MW, 170 GHz). Per questa fornitura, è stato utilizzato un limitatore di tensione passivo di nuova concezione, capace di tollerare il tasso di variazione della tensione caratteristico dell'alimentatore, per poter spegnere l'alimentatore in 2 microsecondi in caso di sovratensione.



**Figura 83 - Magnete superconduttore in NbTi, criostato e sistema di controllo criogenico per il prototipo della sorgente del sistema di riscaldamento a radiofrequenza Electron Cyclotron (EC) di ITER, realizzato da ASG Superconductors. La densità di corrente nominale è  $\pm 88.3 \text{ A/mm}^2$  per la generazione di un campo magnetico di 7.2 T al centro della cavità e di 8.2 T sul conduttore.**

permesso di migliorare sensibilmente la capacità di assorbimento della radiazione di potenza rispetto ai carichi sviluppati in precedenza. La realizzazione dei carichi stessi, dei diversi tipi di coating di varia granulosità e di vario spessore, degli specchi interni per eliminare la possibile potenza riflessa in linea, del sistema di rimozione del calore, viene eseguita da industrie private in stretta collaborazione con l'IFP, che detiene il *know-how* delle specifiche cui il carico deve soddisfare per essere accettato da ITER e dell'uso finale dell'apparecchiatura realizzata. L'industria dovrà necessariamente intervenire anche quando si tratterà di costruire un gran numero di queste unità.

L'Italia è anche coinvolta nella costruzione di alcuni sistemi diagnostici. ENEA realizzerà il multicolliamatore (*Radial Neuron Camera*, parte meccanica, elettronica e sensoristica) per la misura dell'emissione neutronica, di cui ha sviluppato il progetto, e parteciperà al Consorzio europeo per l'integrazione, nel relativo modulo, di tutti gli altri sistemi diagnostici ivi alloggiati. L'IFP ha sviluppato tecniche di deposizione al plasma di film sottili per ricoprire con strati micrometrici di rodio le superfici metalliche degli specchi delle diagnostiche di ITER. Tale tecnologia ha un ampio spettro di applicazioni: in passato, si è mostrato come la deposizione di film sottili in ambiente plasma in bassa pressione, prodotto da onde a 13.56 MHz, possa essere impiegata in campo optoelettronico per depositare film semiconduttivi utilizzando alkythiophene come monomero e nel settore del *packaging*, per produrre film *titania-like* con proprietà fotocatalitiche.



Figura 84 - Impianto pilota per la produzione di idrogeno ultrapuro mediante reforming di etanolo. E' visibile il reattore a membrana costituito da 19 tubi in lega Pd-Ag a parete sottile realizzati mediante una tecnica di laminazione e saldatura per diffusione sviluppata presso i laboratori ENEA di Frascati. Questo dispositivo è in grado di produrre 5 litri/min di idrogeno ultrapuro a partire da miscele acqua-etanolo (bio-etanolo). Recenti applicazioni dei tubi permeatori a parete sottile riguardano la purificazione di idrogeno prodotto da celle elettrolitiche. Collaborazioni sono in via di definizione con ditte che producono generatori di idrogeno ultrapuro per laboratorio.

ENEA, infine, è attiva nello sviluppo di tecnologie per il recupero dell'idrogeno e dei suoi isotopi nel ciclo del combustibile (Fig. 84), e partecipa al Consorzio europeo per lo sviluppo e la costruzione dei *Test Blanket Module* (TBM) da installare e provare in ITER. In particolare, presso ENEA-Brasimone sono in corso diverse attività di ricerca riguardanti le tecnologie del blanket a metallo liquido del tipo *Helium Cooled Lithium Lead* (HCLL) per ITER e DEMO, mirate allo sviluppo del sistema di raffreddamento ad elio, di opportuni rivestimenti per la protezione dei materiali strutturali dall'erosione/corrosione indotta dal Pb-17Li fluente ad alta temperatura, e al controllo delle impurità che si formano e si accumulano nei punti freddi dei circuiti. L'industria italiana potrebbe essere coinvolta nello sviluppo e realizzazione dei rivestimenti che richiedono ulteriore ottimizzazione per raggiungere gli standard di protezione e durata richiesti. Un'altra importante linea di sviluppo riguarda i sistemi di recupero del trizio, tanto dal breeder quanto dal refrigerante (Figure 85, 86). La separazione del trizio dall'elio refrigerante o dal gas di recupero si basa su processi di purificazione fisico-chimica consolidati, che devono però essere profondamente rivisti per rispondere ai requisiti stringenti previsti dalle normative nucleari. Lo sviluppo di tali sistemi richiede la selezione di tecnologie anche innovative, e profonde sinergie con il settore industriale, per ridurre tempi e costi di sviluppo. Queste attività presentano anche rilevanti ricadute industriali e trovano importanti sinergie con il programma fissione Gen-4 (Fig. 87).

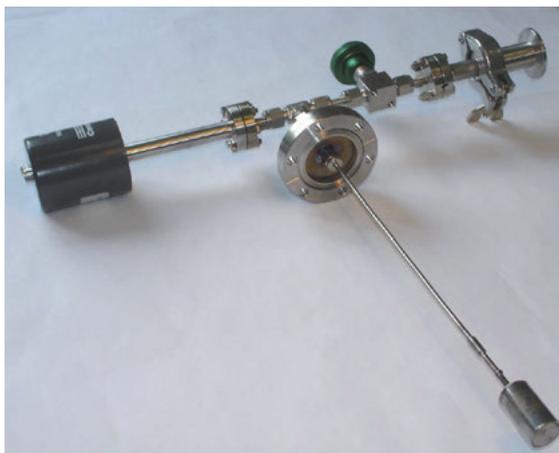


Figura 85 - Sensore sviluppato in ENEA - Brasimone per la misura della concentrazione dell'idrogeno e dei suoi isotopi nel circuito ove fluisce la lega PbLi in composizione eutettica. Tale sensore si basa sulla proprietà che ha l'idrogeno di permeare attraverso membrane metalliche in condizioni di alta temperatura. Una ricaduta industriale importante di questo sensore è costituita dalla metallurgia dell'alluminio e sue leghe ed in particolare dal settore della produzione dei getti. Infatti, le più diffuse tecniche di produzione dei getti di alluminio, come la pressocolata, comportano durante la fase di raffreddamento-solidificazione del manufatto l'inclusione di gas (essenzialmente idrogeno) la cui presenza riduce le caratteristiche meccaniche finali del pezzo. Un sistema costituito dal sensore d'idrogeno abbinato ad un'opportuna tecnica di degasaggio, può monitorare e ridurre in continuo la percentuale d'idrogeno presente nei forni fusori delle leghe d'alluminio, producendo una migliore qualità del manufatto finale.



Figura 86 - Per la separazione del trizio dall'elio refrigerante o dal gas di recupero, una soluzione interessante viene dai moderni sistemi getter a temperatura ambiente o alta temperatura. Questi dispositivi, originariamente sviluppati per catturare in maniera stabile le impurezze contenute in un gas, si sono recentemente evoluti in veri sistemi di filtraggio rigenerabili. È in particolare in corso una analisi di getter rigenerabili in grado di fissare in maniera irreversibile le principali impurezze contenute in un gas inerte rilasciando, quando rigenerati, solo idrogeno e suoi isotopi. Tale soluzione consente di integrare in un solo stadio una unità di purificazione e di separazione, idonea anche al cracking dell'acqua triziata nei suoi componenti atomici. L'analisi e la selezione di questi sistemi vedono il coinvolgimento diretto di un gruppo italiano, proprietario di importanti brevetti in materia, attraverso la cui collaborazione si sta procedendo alla definizione della soluzione di riferimento da utilizzare nei mantelli triziogeni raffreddati ad elio.



**Figura 87 - La realizzazione dell'impianto ad elio in pressione, He-FUS3, presso il Centro ENEA di Brasimone ha visto il forte coinvolgimento dell'industria italiana sia per la progettazione, sia per la realizzazione dei prototipi dei componenti ad alta pressione e temperatura. La collaborazione ha consentito all'industria italiana di migliorare il proprio know-how nell'ambito delle tecnologie dell'elio. Tale know-how sarà fondamentale per il possibile futuro coinvolgimento nella costruzione dei reattori a fusione di quarta generazione di tipo VHTR (Very High Temperature Reactor).**

Il potenziale industriale sin qui descritto potrà trasformarsi in realtà se si verificheranno condizioni favorevoli al superamento delle difficoltà dovute alla complessità delle forniture e ai rischi associati, alla necessità, talvolta, di notevoli investimenti iniziali, e all'incertezza sui tempi del loro recupero. Tali condizioni, che possono avere grande importanza nel favorire o scoraggiare la partecipazione delle imprese, dipendono principalmente dalle regole con le quali l'Agenzia Europea Fusion for Energy condurrà le gare per le forniture europee. E' quindi auspicabile che tali regole tengano ragionevolmente conto delle istanze industriali affinché ITER ed il programma ad esso collegato costituiscano per l'Europa una vera occasione di valorizzazione delle proprie competenze scientifiche-tecnologiche, e si stabilisca un asse di "politica industriale", necessario per gli sviluppi ulteriori del programma fino alla realizzazione di DEMO e delle centrali commerciali.

Recentemente Fusion for Energy ha costituito una rete di *Industry Liaison Officers* responsabili di tenere informate le imprese nazionali sulle opportunità offerte dal programma ITER e di promuoverne la partecipazione. In coerenza con la propria missione istituzionale, e ad integrazione del proprio ruolo di coordinamento delle attività sulla fusione a livello nazionale, ENEA ha assunto per l'Italia questo compito di raccordo con l'industria italiana.

Infine, la realizzazione in Italia di FAST, l'esperimento satellite proposto dall'Associazione italiana nell'ambito del programma europeo di accompagnamento a ITER, per un investimento di circa 320 M€, costituirà una significativa opportunità in termini economici e di innovazione per numerose imprese e società di servizi, sia in settori ad alto contenuto tecnologico sia in settori più convenzionali.

## 10. CONCLUSIONI

La fusione presenta grandi potenzialità come fonte di energia primaria di larga scala. Le sue caratteristiche ne determinano l'alto valore strategico dal punto di vista del rispetto dell'ambiente, della disponibilità del combustibile e della sicurezza dell'approvvigionamento. Tali caratteristiche sono:

- disponibilità praticamente illimitata del combustibile (deuterio e litio per il ciclo DT) e diffusione omogenea sulla Terra;
- nessuna emissione di CO<sub>2</sub> né di altri inquinanti atmosferici durante l'esercizio dell'impianto;
- sicurezza intrinseca in tutte le fasi operative e di arresto della centrale;
- recupero dei materiali attivati (che non contengono né prodotti di fissione né attinidi) entro un periodo di 100 anni.

Le attività sviluppate negli scorsi decenni hanno consentito di comprendere e risolvere gran parte dei problemi scientifici del confinamento magnetico e del riscaldamento del plasma, ed hanno determinato un significativo progresso nei risultati ottenuti con i plasmi sperimentali. Allo stato attuale la dimostrazione della fattibilità scientifica e tecnologica rappresenta una impegnativa sfida che richiede ancora alcuni passi fondamentali. A tal fine, l'Europa ha elaborato una *Roadmap* con l'obiettivo di completare il percorso e realizzare il primo reattore commerciale entro la metà del secolo.

ITER permetterà di conseguire la verifica della fattibilità della fusione a livello scientifico e fornirà elementi utili per lo sviluppo, entro 30 anni, di un prototipo di impianto (DEMO) capace di produrre con continuità energia elettrica. La sorgente intensa di neutroni IFMIF permetterà di caratterizzare e qualificare i materiali da impiegare in DEMO e quindi nella centrale di potenza.

La collaborazione internazionale sviluppata per ITER è in se stessa un fatto di grande rilievo e continuerà sul piano della ricerca, ma è prevedibile che il successivo passo, la realizzazione di DEMO, vedrà lo sviluppo competitivo di più macchine ad opera di alcuni partners di ITER. In tal modo il risultato tecnologico sarà così rafforzato ed accelerato, e contemporaneamente si preparerà la successiva commercializzazione.

Per la fusione inerziale, l'impianto NIF, operativo a piena potenza, effettuerà nel 2010 esperimenti dimostrativi dell'ignizione con alto guadagno utilizzando il metodo dell'ignizione centrale secondo l'approccio indiretto. Questi esperimenti saranno effettuati con energia dell'ordine dei MJ in impulsi singoli. Per l'approccio a ignizione veloce, che richiede impulsi con energia notevolmente inferiore, è stato proposto l'impianto dimostrativo HiPER per esperimenti di alto guadagno (previsto in funzione per il 2020).

Ignizione centrale ed ignizione veloce presentano aspetti comuni per ciò che riguarda

le soluzioni tecnologiche del reattore. Le problematiche tecnologiche relative alla camera di irraggiamento sono comuni a quelle relative alla fusione magnetica, a parte aspetti (ad es. l'interazione plasma parete) assenti nel caso della fusione inerziale. Per quanto riguarda le tecnologie del driver, è già operativo il laser Mercury che lavora alla frequenza di ripetizione di 10 Hz (circa quella richiesta per il reattore).

La fusione sta diventando sempre più un settore strategico nel quale l'Italia ha conquistato un ruolo da protagonista, sia nelle attività di ricerca fisica e tecnologica, sia nelle competenze industriali. Per mantenere questo ruolo occorre, tuttavia, dimostrarsi pronti a raccogliere le sfide e le opportunità offerte dall'avvio della costruzione di ITER. Il programma di ricerca e sviluppo individuato insieme ai partner che partecipano all'Associazione Euratom-ENEA è stato costruito per raccogliere queste sfide e trarre il maggior profitto dalle opportunità che si presentano. Tale programma, che ha nel tokamak satellite FAST e nell'impianto di prova dell'iniettore di fasci di neutri NBI per ITER i punti di forza, è ambizioso e di grande rilievo per l'intero programma europeo. Per essere attuato con la necessaria incisività, richiede impegno e adeguate risorse, soprattutto quelle umane. La formazione avrà quindi un ruolo fondamentale per garantire, in un programma così vasto, il necessario ricambio generazionale.

Il programma fusione, nel suo insieme di iniziative nazionali e internazionali, costituisce una grande opportunità per le imprese italiane sia in termini economici sia in termini di crescita tecnologica. Grazie alla tradizionale collaborazione tra industria e laboratori di ricerca, punto di forza del programma, le imprese italiane sono oggi ben qualificate per partecipare da protagoniste a tale programma e a trarne tutti i vantaggi, anche in termini di crescita di competitività, che derivano dal lavorare per progetti scientifici internazionali con forte contenuto innovativo ed elevati requisiti di qualità e affidabilità.

## REFERENCES

- [1] "The european fusion research programme: positioning, strategic outlook and need for infrastructure towards DEMO – Part I". Positioning and Strategic Outlook, EFDA, 15.1.2008.
- [2] J. D. Lawson, Proc. Phys. Soc. B **70**, 6, (1957).
- [3] "A Conceptual study of commercial fusion power plants, Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS)", EFDA(05)-27/4.10, [http://www.efda.org/eu\\_fusion\\_programme/downloads/si\\_veda\\_anche](http://www.efda.org/eu_fusion_programme/downloads/si_veda_anche):  
D. Maisonnier et al., "The European power plant conceptual study", Fusion Eng. Des., **75-79**, 1173-117 (2005).
- [4] U. Colombo et al., "Fusion program evaluation", Commission of the European Communities, Luglio 1990.
- [5] S. Barabaschi et al., "Fusion program evaluation", EUR 17521, Dicembre 1996.
- [6] A. Airaghi et al., "Five year assessment report related to the specific programme: nuclear energy", Giugno 2000.
- [7] "R & D needs and required facilities for the development of fusion as an energy source - Report of the fusion facilities review panel" - European Commission (Euratom) Report, Ottobre, 2008.
- [8] "ITER final design report", Cost Review and safety Analysis.
- [9] Qiu Lijian, "Perspective on fusion research in China with special intonation on hybrid reactor program" Fusion Eng. Des, **55**, 4, 535-540 (2001).
- [10] Y. Wu and FDS Team, "Conceptual design activities of FDS series fusion power plants in China", Fusion Eng. Des., **81**, 23-24, 2713-2718 (2006).
- [11] "European strategic energy technology plan (SET Plan), Report on the Hearing of the Nuclear Fusion platform", Petten, 23.5.2007 Outlook, EFDA, 15.1.2008.
- [12] R. Lässer et al., "Structural materials for DEMO: The EU development, strategy, testing and modelling" Fusion Eng. Des., **82**, 5-14, 511-520 (2007).
- [13] I. Cook, G. Marbach, L. Di Pace, C. Girard and N. Taylor, "Safety and environmental impact of fusion" - SEIF, EFDA-S-RE-1, April 2001.
- [14] "Socio-economic aspects of fusion power - SEAFP", EUR (01) CCE-F10/6.2.2, April 2001.

- [15] R. W. Conn et al., "ARIES-I: a steady-state, first-stability tokamak reactor with enhanced safety and environmental features", Nucl. Fusion Suppl., **3**, 659–60 (1991).
- [16] F. Najmabadi et al., "ARIES-AT: an advanced tokamak, advanced technology fusion power plant", Proc. 18th IAEA International Conference on Fusion Energy Sorrento, Italy, Oct. 2000).
- [17] M Kikuchi et al., "Recent directions in plasma physics and its impact on tokamak magnetic fusion design", Fusion Eng. Des. 253 (1991).
- [18] M Kikuchi et al., "The advanced SSTR", Fusion Eng. Des., **48**, 265 (2000).
- [19] K. Tokimatsu et al., "Studies of breakeven prices and electricity supply potentials of nuclear fusion by a long-term world energy and environmental model", Nucl. Fusion **42** 1289 (2002).
- [20] Commission Staff Working Document - Accompanying document to the "Communication from the Commission to the Council, the European Parliament, the European economic and social committee and the committee of the regions" - A European strategic energy technology plan (SET-Plan), COM(2007) 723 final, Brussels, 22.11.2007, SEC(2007) 1510, [http://ec.europa.eu/energy/res/setplan/doc/com\\_2007](http://ec.europa.eu/energy/res/setplan/doc/com_2007).
- [21] "Special issue on Frascati Tokamak Upgrade (FTU)" Fusion Sci. Techn., **45**, 3 (2004), Guest Editor: Claude Gormezano.
- [22] A. Caruso, C. Strangio, "The injected entropy approach for the ignition of high gain targets by heavy ion beams or incoherent x-ray pulses", IFSA99 Proceedings, 88-93 (1999); vedi anche: A. Caruso, C. Strangio, Laser Particle Beams, **19**, 295–308 (2001).

Edito dall'ENEA  
Unità Comunicazione  
Lungotevere Thaon di Revel, 76 - 00196 Roma  
*www.enea.it*

Edizione e grafica del volume a cura di Lucilla Crescentini  
Copertina: Cristina Lanari, Bruno Giovannetti

Stampa: Laboratorio Tecnografico ENEA Frascati  
Finito di stampare nel mese di dicembre 2009