

# SENATO DELLA REPUBBLICA

————— XVI LEGISLATURA —————

Doc. XVII

n. 2

## DOCUMENTO APPROVATO DALLE COMMISSIONI 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup> RIUNITE

7<sup>a</sup> (Istruzione pubblica, beni culturali)

10<sup>a</sup> (Industria, commercio, turismo)

nella seduta del 10 giugno 2009

*Relatore* POSSA

### A CONCLUSIONE DELL'INDAGINE CONOSCITIVA

*proposta dalla 7<sup>a</sup> Commissione nella seduta dell'11 giugno 2008 e dalla 10<sup>a</sup> Commissione nella seduta dell'11 giugno 2008; svolta nelle sedute del 10 luglio 2008, 17 luglio 2008, 24 luglio 2008, 25 settembre 2008, 22 aprile 2009, 13 maggio 2009, 20 maggio 2009 e conclusasi nella seduta del 10 giugno 2009*

### SULLE RICERCHE ITALIANE RELATIVE ALLA FUSIONE NUCLEARE

*(Articolo 48, comma 6, del Regolamento)*

—————  
**Comunicato alla Presidenza il 1° luglio 2009**  
—————



## INDICE

CAPITOLO 1 – <i>Presentazione</i> .....	Pag.	5
CAPITOLO 2 – <i>Le reazioni di fusione nucleare</i> .....	»	9
CAPITOLO 3 – <i>Le macchine per la produzione delle reazioni nucleari di fusione</i>		
3.1 Principi generali .....	»	13
3.2 Le macchine tipo tokamak .....	»	14
3.3 Considerazioni energetiche sulla fusione .....	»	21
CAPITOLO 4 – <i>ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor)</i>		
4.1 Presentazione di ITER .....	»	25
4.2 Descrizione del reattore ITER .....	»	28
4.3 Programma di attività .....	»	33
CAPITOLO 5 – <i>La Road Map - IFMIF - DEMO</i>		
5.1 <i>La Road Map</i> .....	»	34
5.2 Cenni sulle attività per lo sviluppo dell'energia da fusione nucleare dell'Unione Europea .....	»	37
5.3 <i>Il Broader Approach</i> .....	»	38
5.4 IFMIF .....	»	39
5.5 DEMO .....	»	42
5.6 La prima centrale elettronucleare industriale a fusione (PROTO) .....	»	46
CAPITOLO 6 – <i>Il programma di ricerche italiane nel settore della fusione</i>		
6.1 Quadro generale .....	»	48
6.2 FAST .....	»	53
6.3 Ignitor .....	»	55
CAPITOLO 7 – <i>Osservazioni conclusive</i> .....	»	59
APPENDICE N. 1 – <i>Documenti allegati agli Atti dell'indagine conoscitiva</i> .....	»	71
APPENDICE N. 2 – <i>Una breve rassegna delle macchine tokamak (a cura di Raffaele Conversano)</i> .....	»	74



## CAPITOLO 1

### *Presentazione*

- Questo Documento conclusivo presenta i risultati dell'indagine conoscitiva sulle ricerche italiane relative alla fusione nucleare, svolta nel 2008-2009 congiuntamente dalle Commissioni permanenti del Senato della Repubblica 7<sup>a</sup> (Istruzione Pubblica, Beni Culturali, Ricerca Scientifica, Spettacolo e Sport) e 10<sup>a</sup> (Industria, Commercio, Turismo).

Le delibere delle Commissioni riguardanti tale indagine conoscitiva sono state assunte nelle rispettive riunioni delle Commissioni tenutesi l'11 giugno 2008. Il 17 giugno 2008 il Presidente del Senato Renato Schifani ha concesso la prescritta autorizzazione a svolgere l'indagine conoscitiva.

- L'energia prodotta in processi di fusione nucleare (principalmente la complessa fusione di idrogeno in elio) riveste nell'Universo un ruolo di fondamentale importanza. Sono questi i processi che presiedono al funzionamento del Sole e determinano la sua enorme irradiazione di energia (da cui, tra l'altro, dipende la vita sul nostro pianeta). L'energia potenzialmente ottenibile mediante reazioni nucleari di fusione è elevatissima, di gran lunga maggiore di quella ottenibile nei processi di combustione dei combustibili fossili e superiore anche – a parità di massa – di quella ottenibile nei processi di fissione nucleare (di uranio, torio, eccetera).
- La reazione di fusione considerata attualmente la più conveniente per la produzione di energia elettrica è la seguente:



dove:

– D è il simbolo dell'isotopo dell'idrogeno denominato deuterio (il cui nucleo è costituito da un protone e da un neutrone)

– T è il simbolo dell'isotopo dell'idrogeno denominato trizio (il cui nucleo è costituito da un protone e da due neutroni)

– n è il simbolo del neutrone

– He4 è il simbolo dell'elio 4 (il cui nucleo è costituito da due protoni e da due neutroni); l'elio 4 è detto anche «particella alfa».

La suddetta reazione di fusione di deuterio e trizio è esoenergetica. L'energia termica prodotta dalla fusione di un singolo nucleo di deuterio con un singolo nucleo di trizio è pari a 17,6 MeV (di cui 14,08 MeV

l'energia del neutrone e 3,52 MeV l'energia della particella alfa). Il MeV (Mega-elettron-Volt), cioè un milione di eV, è una unità di energia; rappresenta un'energia pari a  $1,60219 \times 10^{-13}$  joule.

Quanto sia enorme tale produzione di energia termica (17,6 MeV) può comprendersi dal seguente esempio. Un solo kg di miscela di D e T (costituito in termini di massa da 1/3 di D e 2/3 di T), portato a completa fusione, genererebbe l'energia termica equivalente a quella prodotta dalla combustione di 8200 tonnellate di petrolio. Come vedremo in seguito, il deuterio è abbondante in natura e ottenibile per separazione isotopica a costi estremamente limitati. Il trizio è invece rarissimo in natura, ma ottenibile dal litio mediante reazioni nucleari che utilizzano gli stessi neutroni prodotti dalla reazione di fusione. Anche il litio è relativamente abbondante in natura.

- All'energia elettrica eventualmente prodotta da fusione nucleare non sarebbe associata né immissione di anidride carbonica nell'atmosfera, né creazione di imponenti scorie radioattive a lunga vita, difficili da gestire: l'energia da fusione è un'energia sostanzialmente «pulita». Inoltre il costo dei materiali necessari per la reazione di fusione, e cioè il deuterio e il litio, è veramente limitato.
- Non suscita meraviglia, quindi, che da oltre cinquant'anni vengano dedicate nei principali Paesi imponenti risorse di ricerca volte a mettere a punto una utilizzazione pacifica di questa forma di energia. Negli ultimi anni è l'Unione Europea ad aver sostenuto il maggiore impegno in questo settore (circa il 45%), seguita a distanza da Giappone (30%), Stati Uniti (15%), Russia (5%), altri (5%). In Europa l'impegno maggiore è stato finora sostenuto dalla Germania seguita da Regno Unito, Francia e Italia (più o meno appaiate, anche se con una lieve prevalenza del Regno Unito). Ultimamente sono attivi nel settore Cina, India e Corea del Sud.
- L'indagine conoscitiva ha avuto per obiettivo principale quello di fare il punto sulle attività italiane di R&S nel settore. Dato lo stretto intreccio tra le attività nazionali e quelle internazionali, l'indagine è stata necessariamente allargata al quadro internazionale.
- Le fasi principali in cui si è svolta l'indagine possono essere così distinte. Nella prima fase (luglio-settembre 2008) sono stati auditi i presidenti degli enti di ricerca italiani impegnati nel settore (il presidente dell'ENEA professor Luigi Paganetto, il presidente dell'INFN professor Roberto Petronzio, il presidente del CNR professor Luciano Maiani, il presidente del Consorzio RFX professor Giorgio Rostagni), i responsabili dei programmi di fusione nucleare della Commissione Europea (il direttore per l'energia dell'Euratom dottor Octavi Quintana Trias, responsabile presso la Commissione Europea del programma di ricerche sulla fusione nucleare, e il dottor David Maisonnier, rappresentante dello *European Fusion Development Agreement* (EFDA), nonché il professor Bruno Coppi del *Massachusetts Institute of Technology*, grande esperto di fisica dei plasmi e di macchine per la fusione nucleare. Nella seconda fase (ottobre-dicembre 2008) sono stati approfonditi i tanti elementi conoscitivi presentati nelle audizioni, anche con ulteriori chiarimenti ottenuti mediante lettere *ad*

*hoc* e con lo studio di documenti reperiti in letteratura. La terza fase (gennaio-giugno 2009) è stata dedicata all'elaborazione di una bozza di Documento conclusivo, al suo esame nelle due Commissioni riunite del Senato 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup>, alla sua modifica e alla sua definitiva approvazione.

- L'indagine ha consentito di mettere a fuoco i seguenti principali punti:
  - la grande iniziativa internazionale costituita dall'impianto sperimentale di fusione ITER, attualmente in costruzione a Cadarache (Francia);
  - la *Road Map*, ossia il programma di azioni a lungo termine elaborato a livello internazionale per pervenire in qualche decina d'anni alla messa a punto delle conoscenze necessarie per la realizzazione di una centrale elettronucleare commerciale basata sull'utilizzazione dell'energia da fusione nucleare;
  - il quadro delle ricerche italiane attuali e future nel settore della fusione nucleare, in buona parte strettamente riferite ad esigenze di ITER e della *Road Map*.
- Il Documento conclusivo presenta in modo organico gli elementi conoscitivi ottenuti nel corso delle audizioni e dei successivi approfondimenti, che hanno consentito di acquisire in termini sufficientemente precisi il programma di attività nel settore. Il Documento evidenzia inoltre gli aspetti più importanti dei principali obiettivi di tale programma e ne mette a fuoco i punti problematici con considerazioni e valutazioni anche critiche.
- Il Documento conclusivo è così articolato:
  - 1. Presentazione
  - 2. Le reazioni di fusione nucleare
  - 3. Le macchine per la fusione nucleare
  - 4. ITER
  - 5. La *Road Map*
  - 6. Le attività di ricerca italiane
  - 7. Osservazioni conclusive
  - Appendice n. 1
  - Appendice n. 2
- Nell'Appendice n. 1 sono elencati i materiali che compongono (unitamente al Documento conclusivo) gli Atti dell'indagine conoscitiva:
  - i resoconti stenografici delle audizioni e i documenti consegnati dagli auditi
  - le lettere di richiesta di chiarimento e le lettere di risposta ottenute
  - i resoconti stenografici delle riunioni dedicate all'esame e all'approvazione del Documento conclusivo
  - ulteriori documenti utilizzati nella stesura del Documento conclusivo.

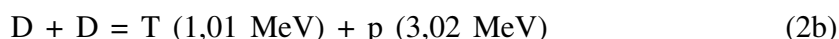
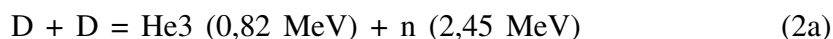
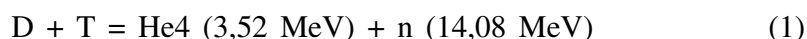
- Nell'Appendice n. 2 (redatta a cura di un esperto del settore, il dottor Raffaele Conversano) viene presentata una breve rassegna delle principali macchine tokamak.
- Sulla tematica dell'utilizzazione civile dell'energia da fusione nucleare è disponibile (anche in Internet) una sterminata bibliografia, a cui si rimanda per ulteriori approfondimenti o chiarimenti.



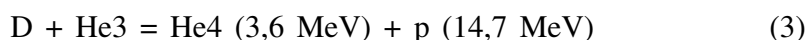
## CAPITOLO 2

*Le reazioni di fusione nucleare*

- Le reazioni di fusione nucleare che presentano qualche interesse per utilizzazioni dell'energia di fusione sono alcune decine. Tuttavia le reazioni di fusione effettivamente utilizzate nei laboratori di ricerca sono limitate alle seguenti:



(le due reazioni 2a e 2b sono all'incirca equiprobabili)

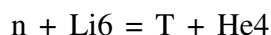


- I simboli hanno questo significato:
  - D indica il nucleo di deuterio (isotopo dell'idrogeno avente un protone e un neutrone)
  - T indica il nucleo del trizio (isotopo dell'idrogeno avente un protone e due neutroni)
  - He4 indica il nucleo dell'isotopo 4 dell'elio (costituito da due protoni e due neutroni)
  - la particella He4 viene anche emessa nel decadimento di molti nuclei radioattivi (tra cui ad esempio l'uranio) e viene spesso denominata «particella alfa»
  - n indica un neutrone
  - He3 indica il nucleo dell'isotopo 3 dell'elio (costituito da due protoni e un neutrone)
  - il numero in MeV, indicato tra parentesi a fianco della singola particella fuoriuscente dalla reazione di fusione, rappresenta l'energia cinetica conferita a quella particella per effetto dell'energia liberata nella reazione di fusione.

La temperatura di un gas o di un plasma costituisce un indice dell'energia delle particelle del gas. Nella fisica del plasma si suole esprimere la temperatura sia in gradi Kelvin (pari alla temperatura espressa in gradi Centigradi, aumentata di 273°C) sia in keV (kilo-elettron-Volt), cioè mille eV. Per passare dalla temperatura di un plasma espressa in keV alla tem-

peratura espressa in gradi Kelvin basta moltiplicare per l'inverso della costante di Boltzmann  $1/k$  ( $1/k=11,604$  milioni di gradi Kelvin / keV). In un plasma in cui le particelle componenti hanno una energia di 10 keV, la temperatura è di 116,04 milioni di gradi Kelvin.

- L'idrogeno naturale è costituito per il 99,985% dall'isotopo «idrogeno» (il cui nucleo è costituito unicamente da un protone) e per lo 0,015% dall'isotopo (deuterio). In 1000 kg di acqua naturale pura sono perciò contenuti 125 kg di idrogeno e 18,75 g di deuterio. Il deuterio è quindi un «materiale» molto abbondante sulla Terra. Esso è inoltre separabile dall'idrogeno naturale con costi limitati.
- Il trizio T è rarissimo in natura ed è radioattivo (decade a He3 con l'emissione di un elettrone con un tempo medio di dimezzamento di 12,33 anni). Il trizio può essere prodotto sia per assorbimento di un neutrone da parte del deuterio in reattori a fissione moderati ad acqua pesante (D2O), sia con apposite reazioni nucleari, tra cui in particolare:



dove il simbolo Li6 indica l'isotopo del litio avente un nucleo costituito da 3 protoni e 3 neutroni ( $3 + 3 = 6$ ) e il simbolo Li7 l'isotopo del litio avente un nucleo costituito da 3 protoni e 4 neutroni ( $3 + 4 = 7$ ). Queste reazioni nucleari verranno utilizzate per la produzione di trizio nei reattori a fusione qui considerati. I neutroni necessari saranno prodotti dalle reazioni di fusione nucleare (direttamente e tramite altre opportune reazioni nucleari, come sarà chiarito meglio in seguito).

- La reazione di fusione nucleare che verrà utilizzata in ITER è la reazione di  $D + T$ , la più facile da ottenere avendo una soglia energetica più bassa. Un grosso problema di questa reazione è costituito dalla radioattivazione delle strutture attornianti il plasma in cui ha luogo la reazione di fusione, provocata dai neutroni di 14,08 MeV. I neutroni infatti, diversamente dalle particelle elettricamente cariche, non possono essere confinati da campi magnetici in un determinato volume. Inoltre i neutroni prodotti da questa reazione  $D + T$  hanno un'energia assai elevata (14,08 MeV), producono un forte danneggiamento dei materiali su cui impattano e sono in grado di attivare reazioni nucleari a soglia relativamente alta, non invece attivabili dai neutroni di 2,45 MeV emessi da una delle due reazioni  $D + D$ . Qualche problema è anche legato all'uso del trizio, che è radioattivo e può permeare i materiali strutturali con cui entra in contatto, deteriorandone le proprietà fisiche e meccaniche.
- Una caratteristica molto importante della reazione nucleare  $D + T$  è che circa l'80% dell'energia è veicolato dal neutrone e fuoriesce quindi dal volume del plasma dove è avvenuta la reazione. Solo il 20% dell'energia liberata nella fusione è associato con la particella alfa (He4) e rimane a riscaldare il plasma dove la fusione si è generata.

- I neutroni ad alta energia prodotti dalla reazione  $D + T$ , fuoriuscenti dal volume del plasma (in cui è avvenuta la reazione di fusione) nel circostante «mantello», possono essere utilizzati mediante opportune reazioni nucleari per la produzione di trizio, per la produzione di altri neutroni, come abbiamo segnalato sopra, e anche per la produzione di ulteriore potenza termica. Con questi neutroni, risulta inoltre possibile, inserendo nel «mantello» uranio, realizzare reattori ibridi fusione-fissione.
- La reazione di fusione (3),  $D + He3$ , è particolarmente attraente, perché non coinvolge trizio e non dà luogo all'emissione di neutroni. Tuttavia l'elio 3 ( $He3$ ) è estremamente raro sulla Terra (mentre al contrario è ben reperibile sulla Luna, cosa che a suo tempo aveva destato qualche interesse da parte della NASA).
- In un plasma  $D + D$ , oltre alle reazioni nucleari sopra citate (2a) e (2b), finiscono per essere presenti, sia pure in misura estremamente ridotta, anche le reazioni (1) e (3), il che pone qualche problema di radioattività anche nelle esperienze di fusione  $D + D$  in plasmi in cui solo il deuterio è presente.
- Tra le reazioni di fusione nucleare i cui prodotti siano particelle cariche e per le quali siano estremamente piccole le probabilità di reazioni collaterali accompagnate da emissione neutronica, una delle reazioni interessanti è rappresentata dalla fusione dell'idrogeno con il boro:  $H + B11 = 3He4$  (8,68 MeV). Il simbolo H rappresenta l'isotopo di idrogeno avente il nucleo costituito da un solo protone e il simbolo B11 rappresenta l'isotopo del boro avente il nucleo costituito da 5 protoni e 6 neutroni.
- Tutte le reazioni di fusione sopra indicate sono caratterizzate dal fatto che i nuclei che si vogliono far fondere sono costituiti tutti da particelle cariche positivamente. Portate a distanza ravvicinata, queste particelle si respingono per effetto della repulsione coulombiana dovuta a cariche elettriche di segno uguale. Per ottenere la fusione di due nuclei è necessario, pertanto, conferire loro la velocità relativa occorrente per vincere la repulsione coulombiana e consentire alle forze nucleari (che sono attrattive e hanno un raggio d'azione molto piccolo) di esplicare la loro reazione.
- Per aumentare la velocità delle particelle che si vogliono far interagire con reazioni di fusione, si ricorre al loro riscaldamento. In condizioni normali, il deuterio e il trizio si trovano allo stato di gas. Il loro riscaldamento provoca dapprima la rottura degli eventuali legami molecolari, poi la separazione degli elettroni orbitali dai rispettivi nuclei. Si perviene così ad uno stato di gas completamente ionizzato, in cui si muovono ioni con cariche elettriche positive ed elettroni con cariche elettriche negative. Questo gas particolare viene chiamato «plasma».
- Il plasma, riscaldato, tende a perdere la propria energia con vari meccanismi di perdita energetica, il più importante dei quali è l'emissione di radiazione elettromagnetica da parte degli elettroni (bremsstrahlung) e da parte degli ioni.
- La fisica del plasma è certamente una delle branche più complesse della fisica. In essa intervengono l'elettromagnetismo, la termodinamica, la teoria cinetica dei gas, la meccanica quantistica, la magnetoidrodinamica, la

meccanica delle collisioni tra particelle, la teoria delle probabilità, la teoria del trasporto di particelle... Le particelle cariche di cui è costituito il plasma gli conferiscono proprietà marcatamente diverse da quelle dei gas in cui sono originate: in particolare sono diverse conducibilità elettrica, diamagnetismo, autoschermo da campi elettrici applicati, modalità inusuali di propagazione di onde elettromagnetiche. Nel plasma elettroni e ioni sono liberi di muoversi sotto l'azione dei campi elettromagnetici presenti, che d'altra parte essi stessi generano muovendosi collettivamente.

- La temperatura a cui bisogna portare il plasma perché abbia luogo la reazione (1),  $D + T$ , quella attualmente considerata non solo per ITER ma anche per le future centrali a fusione nucleare, è di almeno 100 milioni di gradi. La velocità degli ioni di deuterio e degli ioni di trizio a questa temperatura è dell'ordine di decine di migliaia di chilometri al secondo.

## CAPITOLO 3

### *Le macchine per la produzione delle reazioni nucleari di fusione*

#### *3.1 Principi generali*

- Le reazioni di fusione nucleare hanno luogo se i due nuclei che devono fondersi, entrambi con carica elettrica positiva, riescono ad avvicinarsi l'uno all'altro fino a collidere, nonostante che le forze elettriche agenti su di essi tendano a respingerli. Per questo è necessario che la loro energia cinetica sia così elevata da consentire il superamento della barriera coulombiana. La forza elettrica di repulsione tra i due nuclei (detta appunto coulombiana) è proporzionale all'inverso del quadrato della loro distanza e perciò, quando tale distanza tende a zero, tende a valori elevatissimi. Solo se le energie cinetiche dei nuclei che collidono sono molto elevate (frazioni di MeV), i due nuclei riescono ad avvicinarsi a distanze molto piccole (dello stesso ordine di grandezza della dimensione del nucleo,  $10^{-15}$ cm), entro cui è attiva la potente forza attrattiva nucleare (quella che lega i nucleoni nel nucleo), rendendo così possibile la fusione.
- Per conferire ai nuclei che devono interagire e fondersi la necessaria elevata energia cinetica, il mezzo più naturale è quello di portare la temperatura del plasma costituito da questi nuclei a valori molto alti (centinaia di milioni di gradi). Anche a queste altissime temperature è molto più probabile (circa un milione di volte più probabile) che due nuclei interagenti subiscano una diffusione coulombiana piuttosto che dare adito a una reazione di fusione.
- Poiché a queste altissime temperature non vi è alcun materiale che possa resistere, diventa indispensabile realizzare un'opportuna separazione del plasma in cui avviene la reazione di fusione dalle pareti metalliche della camera di reazione, separazione detta «confinamento» del plasma. In questo mezzo secolo di ricerche per ottenere tale confinamento sono state sviluppate decine di macchine diverse, che si possono raggruppare in due categorie: macchine a confinamento inerziale e macchine a confinamento magnetico.
- Le macchine a confinamento inerziale puntano a realizzare rapidissime compressioni dei nuclei da portare a fusione, fino a raggiungere elevatissime densità (pari a 100-1000 volte la densità dello stato liquido) per tempi molto brevi. In tempi così brevi la repulsione coulombiana non è in grado di respingere i nuclei che collidono, data la loro inerzia, prima che almeno per una parte di essi si abbia la fusione. Nel seguito, queste

macchine a confinamento inerziale non verranno prese in esame, perché non utilizzabili, almeno allo stato attuale delle conoscenze, per la produzione di energia elettrica. Il principio del confinamento inerziale è quello adottato nelle bombe all'idrogeno.

- Nelle macchine a confinamento magnetico il plasma formato dai nuclei da portare a fusione ha la consistenza di un gas rarefatto con densità di oltre 100.000 volte meno elevata dell'aria in condizioni normali (alla temperatura di 20°C e alla pressione di 760 Torr l'aria ha una densità di circa 3 per 10<sup>19</sup> molecole al centimetro<sup>3</sup>). È con tali macchine che si punta a realizzare, per tempi compresi tra frazioni di secondo fino a decine o centinaia di secondi, i necessari plasmi ad altissima temperatura. Come si è detto, a queste temperature le velocità dei nuclei che compongono il plasma sono così elevate da riuscire a superare la repulsione coulombiana e far avvenire reazioni di fusione.
- In tali macchine il plasma ad alta temperatura è confinato entro un ben determinato volume delimitato da pareti metalliche, mediante un opportuno campo magnetico che tiene lontano le particelle elettricamente cariche del plasma dalla parete metallica del volume. Di fatto, il contenitore del plasma diventa il campo magnetico che è in grado di trattenere al suo interno le particelle elettricamente cariche del plasma, contenendo la pressione del plasma verso il contenitore metallico, a contatto del quale perderebbe energia e produrrebbe gravi danneggiamenti della parete.
- Tra i vari tipi di macchine a confinamento magnetico sviluppati in questi decenni di ricerca ci si concentrerà nel seguito sulle macchine a configurazione toroidale tipo tokamak (acronimo russo che significa «Camera toroidale con bobine magnetiche»); si veda al riguardo la sintetica rassegna sulle principali macchine tokamak finora sperimentate presentata in Appendice n. 2. La macchina che verrà sperimentata in ITER sarà un tokamak. Inoltre le previsioni attuali sono di far funzionare con tokamak sia il reattore prova componenti per la centrale a fusione nucleare denominato DEMO, sia la centrale a fusione nucleare prototipica dimostrativa denominata PROTO.

### 3.2 Le macchine tipo tokamak

- Il tokamak risponde alla duplice simultanea esigenza di confinare il plasma e riscaldarlo. I componenti principali di una macchina tokamak sono:
  - una camera tubolare chiusa, a forma di anello o di ciambella (vedi figura 1), entro le cui pareti metalliche è racchiuso il plasma (detta camera toroidale); la sezione di questa camera toroidale, originariamente circolare, è in genere a forma di lente o di D (con il lato ricurvo della lettera rivolto all'esterno);
  - opportuni dispositivi elettrici atti a determinare all'interno della camera toroidale un campo magnetico di intensità e forma tale da tenere lontane dalle pareti metalliche della camera le particelle elettricamente cariche che costituiscono il plasma.

- Questi dispositivi elettrici sono costituiti da conduttori percorsi da corrente elettrica avvolti a spira a formare «bobine». Si illustrano nel seguito i due principali tipi di bobine impiegati nei tokamak.
- Le bobine «toroidali»: queste bobine (di numero tipicamente compreso tra 15 e 30) sono applicate distanziate una dall'altra ad opportuni intervalli lungo tutto l'arco della camera toroidale, avvolte su di essa come indicato nella figura 1; alimentate in corrente continua, inducono un campo magnetico all'interno della camera toroidale avente le linee di forza parallele all'asse della camera toroidale; il campo magnetico così realizzato, detto campo magnetico toroidale, costituisce una sorta di "tubo" magnetico all'interno della camera toroidale. Nella figura sono indicate la direzione della corrente elettrica nelle bobine toroidali e le linee di forza del campo magnetico toroidale (simbolo  $B_{TOR}$ ).

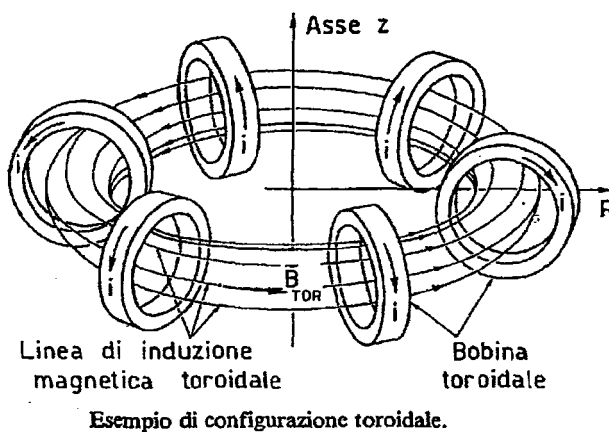


Figura 1 - Camera toroidale e bobine toroidali

- Le bobine «poloidali»: queste bobine sono disposte su piani paralleli al piano principale della camera toroidale (come indicato in figura 2) e sono perciò ortogonali alle bobine toroidali; esse modificano il campo magnetico esistente all'interno della camera toroidale, dando alle linee di forza risultanti un andamento a spirale, che si presta meglio a confinare il plasma (figura 3). Vi sono diversi tipi di bobine poloidali: quelle del solenoide centrale sono descritte più sotto; altre bobine poloidali, disposte esternamente alla camera toroidale, servono a generare un campo magnetico verticale (parallelo all'asse z della figura 1) al fine di controllare l'equilibrio, la forma e la posizione del plasma confinato. Tale funzione è assoluta dosando le correnti nei vari avvolgimenti. Ovviamente l'intervento di queste bobine poloidali va fatto con una opportuna programmazione, curando il sincronismo con l'alimentazione dell'avvolgimento primario del solenoide.

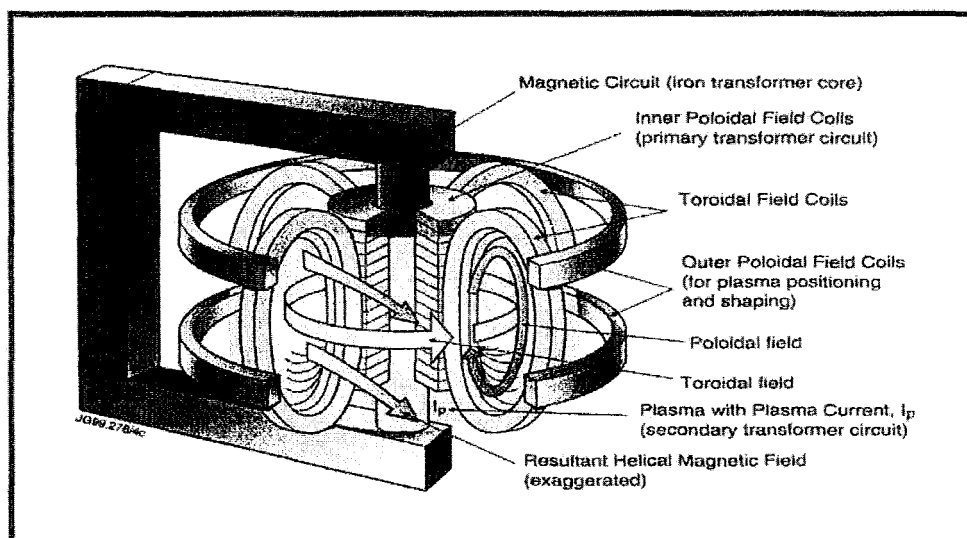
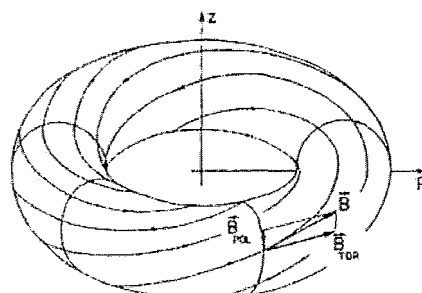


Figura 2 - Schema di tokamak



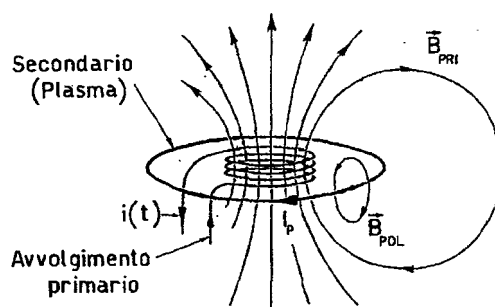
- Andamento delle linee del campo di induzione magnetica  $B = B_{TOR} + B_{POL}$ .

Figura 3 - Andamento a spirale delle linee di forza del campo magnetico

- Il solenoide centrale: il solenoide centrale (vedi figura 2) è costituito da una colonna verticale di bobine poloidali posta al centro dell'anello costituito dalla camera toroidale. L'insieme del solenoide centrale e del plasma nella camera toroidale costituisce un trasformatore, di cui il primario è il solenoide centrale e il secondario è il plasma nella camera toroidale (il plasma, essendo un conduttore elettrico chiuso ad anello, è in sostanza un secondario ad una spira, vedi figura 4). Inviando una corrente variabile nell'avvolgimento primario del trasformatore (ossia nelle bobine del solenoide centrale), si crea un campo magnetico variabile che induce nel plasma una corrente elettrica (composta da ioni che si muovono in una direzione e da elettroni che si muovono nella direzione opposta). Tale corrente elettrica genera un campo magnetico poloidale che si aggiunge a quello



toroidale. Si raggiungono così due risultati: da una parte la corrente elettrica indotta nel plasma determina per effetto Joule un suo riscaldamento, dall'altra parte il campo magnetico poloidale determinato da questa corrente elettrica, sovrapponendosi al campo magnetico toroidale, genera un campo risultante le cui linee di forza si avvolgono in modo elicoidale sulla camera toroidale.



Principio di funzionamento del Tokamak:

Figura 4 – Funzionamento come trasformatore del tokamak

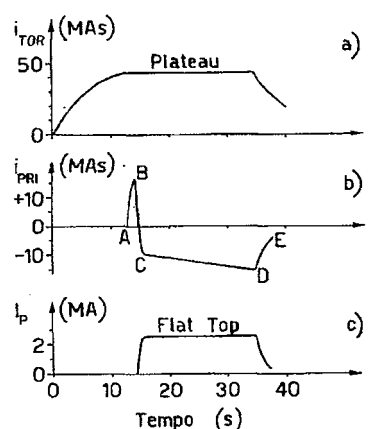
- Funzione primaria di un tokamak è ovviamente quella del riscaldamento del plasma fino a portarlo a temperature di fusione (ad almeno cento milioni di gradi per la reazione  $D + T$ ; a temperature ben superiori per le altre reazioni di fusione). Tale riscaldamento può essere attuato con diversi metodi, tutti però presentanti seri problemi:
  - il riscaldamento ohmico
  - l'iniezione nel plasma di atomi neutri
  - il riscaldamento mediante onde elettromagnetiche
  - il metodo della corrente di «bootstrap»
  - il metodo della compressione adiabatica del plasma
  - il riscaldamento mediante l'energia delle particelle di  $He4$  (particelle alfa) prodotte nella reazione di fusione  $D + T$ .
- Il riscaldamento ohmico è prodotto dalla corrente elettrica  $I$  nel plasma, diretta lungo l'asse circolare della camera toroidale, indotta per effetto trasformatore tramite l'alimentazione elettrica del solenoide centrale. A tale corrente elettrica è associata per effetto Joule la generazione di una potenza termica nel plasma pari a  $RI^2$ , dove  $R$  è la resistenza elettrica del plasma. Purtroppo tale resistenza elettrica diminuisce con il crescere della temperatura e ciò limita grandemente le possibilità di questo metodo di riscaldamento alle altissime temperature del plasma. Si è riscontrato nel caso di tokamak di grandi dimensioni con campi magnetici toroidali non elevatissimi (come in JET e in ITER) che la temperatura del plasma non riesce con questo metodo di riscaldamento a superare il valore di 3 keV (circa 33 milioni di gradi), rendendo quindi necessario un riscalda-

mento ausiliario onde conseguire temperature più elevate. Tuttavia nel caso di campi magnetici elevati (oltre i 10 Tesla), come ad esempio in Ignitor, la temperatura del plasma conseguita mediante riscaldamento ohmico può giungere a 6-7 keV, temperatura alla quale diventa importante il riscaldamento dovuto alle reazioni di fusione. Va altresì segnalato che questo riscaldamento ohmico, dipendendo dalla corrente indotta nel plasma per effetto trasformatore dalla corrente variabile iniettata nel solenoide centrale, ha una durata limitata nel tempo. È questa la modalità di funzionamento «pulsato» del tokamak. È opportuno sottolineare che il funzionamento pulsato, mentre non pone problemi per le macchine di ricerca, non si presta affatto al funzionamento di una centrale termonucleare commerciale, in particolare per la fatica termica indotta sui materiali e per la non ottimale utilizzazione del tempo.

- Un metodo efficace di riscaldamento del plasma è l'iniezione nel plasma di un fascio di atomi neutri (*neutral beam injection*). Il dispositivo consiste in un acceleratore di particelle cariche, seguito da una apparecchiatura che neutralizza le particelle cariche accelerate senza diminuirne troppo la velocità. Attraverso finestrelle aperte nella camera toroidale, queste particelle neutre (atomi) ad alta velocità vengono iniettate nel volume del plasma. Essendo neutre, le particelle penetrano senza deflessioni attraverso il campo magnetico di confinamento del plasma e cedono la loro energia cinetica al plasma riscaldandolo. I dispositivi possono utilizzare nel processo di generazione di atomi neutri sia sorgenti di ioni positivi (NPBI), che hanno però un'efficienza accettabile fino all'energia di 100 keV, sia sorgenti di ioni negativi (NNBI), con i quali gli atomi possono raggiungere l'energia di un MeV, avendo quindi una maggiore efficienza di penetrazione nel plasma, essenziale nel caso di plasmi ad alta densità e di tokamak di grande dimensione. Questo metodo di riscaldamento ausiliario del plasma può essere utilizzato in continua. L'adozione dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma mediante iniezione di neutri negli impianti ITER, DEMO e PROTO pone problemi molto complessi di aumento del rendimento, aumento dell'affidabilità, elevata potenza complessiva.
- Il riscaldamento del plasma può essere effettuato anche per via elettromagnetica. Vengono per questo utilizzati dispositivi tra loro assai diversi, in particolare per la frequenza delle onde elettromagnetiche. I dispositivi elettromagnetici centrati sulle frequenze ciclotroniche degli ioni (che ricadono nella gamma delle onde radio da 1 a 100 MHz) vengono indicati con la sigla ICRH. I dispositivi elettromagnetici centrati sulle frequenze ciclotroniche degli elettroni (100-200 GHz) vengono indicati con la sigla ECRH. Vi sono anche altri dispositivi di riscaldamento elettromagnetico centrati su frequenze proprie del plasma, intermedie tra quelle ciclotroniche degli ioni e degli elettroni, chiamate «ibrida inferiore» e «ibrida superiore».
- Un certo riscaldamento del plasma può essere ottenuto anche mediante la sua compressione adiabatica (nel motore diesel la compressione adiabatica della miscela aria-gasolio la riscalda fino a portarla alla temperatura di

scoppio). La compressione adiabatica del plasma viene ottenuta variando rapidamente (in tempi dell'ordine del millesimo di secondo) l'intensità e la configurazione dei campi magnetici attivi nella camera toroidale, in modo da ridurre sensibilmente il volume del plasma confinato.

- La corrente cosiddetta di «*bootstrap*» (citata come fondamentale metodo di riscaldamento del plasma per ITER e DEMO dal dottor David Maisonnier nel corso della 4<sup>a</sup> audizione) è una corrente di ioni che si muove nel plasma lungo l'asse dell'anello toroidale, come la sopra citata corrente  $I$ , anch'essa riscaldando il plasma per effetto Joule. Tale corrente viene generata da fenomeni di trasporto di particelle cariche nel plasma con un meccanismo assai complesso, qui non riassumibile. Si tratta di una corrente toroidale autoindotta potenzialmente stazionaria, la cui ampiezza dipende dal profilo della pressione e della temperatura del plasma. Si ritiene di poter realizzare con opportuni accorgimenti correnti elettriche di «*bootstrap*» molto elevate, consentendo così di operare in condizioni stazionarie o quasi stazionarie (superando perciò la limitazione del funzionamento pulsato sopra indicata).
- Il metodo di riscaldamento del plasma più ovvio è quello prodotto dall'energia liberata dalla reazione di fusione. Nel caso della reazione di fusione  $D + T$  il 20% circa dell'energia prodotta nella reazione si manifesta come energia cinetica della particella alfa ( $He_4$ ), particella che rimane nella camera toroidale e riversa nel plasma la sua energia (3,5 MeV). Questo metodo di riscaldamento è ovviamente tanto più importante quanto più numerose sono le reazioni di fusione.
- Il funzionamento tipico fino ad oggi di una macchina tokamak è pulsato e può essere così sinteticamente descritto (vedi figura 5, tratta dal rapporto Eur-JET-R7 agosto 1975).



Ciclo di funzionamento del Tokamak. Variazione temporale delle correnti elettriche: a) nelle bobine toroidali; b) nell'avvolgimento primario; c) nel plasma.

Figura 5 – Tipici andamenti di corrente nel funzionamento pulsato di un tokamak

Dopo aver creato un vuoto adeguato nella camera toroidale, si invia nelle bobine toroidali una corrente  $I_{TOR}$  atta a creare il campo magnetico toroidale costante per un certo intervallo di tempo («plateau»). All'inizio del plateau si immette nella camera toroidale vuota una piccola quantità di deuterio e trizio (in modo da realizzare la densità voluta) e contemporaneamente si lancia nelle bobine del solenoide centrale una corrente variabile caratterizzata da un andamento indicato in figura con b). Al ramo AB corrisponde la creazione del campo elettrico che determina la ionizzazione preliminare del gas immesso. Al tratto BC corrisponde la salita della corrente di plasma  $I_p$ , che riscalda il plasma con il metodo ohmico. Al ramo CD corrisponde il mantenimento della corrente di plasma su un valore costante (*flat top*). Infine al tratto DE corrisponde l'estinzione della corrente del plasma, con il ché ha termine il ciclo di funzionamento. Durante il *flat top* (in figura della durata di circa 20 secondi; in generale la durata del *flat top* dipende dalla macchina: ad esempio nel tokamak Tore Supra del CEA Cadarache sono già stati ottenuti impulsi di diversi minuti) il plasma si riscalda e se la temperatura raggiunta è sufficientemente elevata si producono le reazioni di fusione, che a loro volta riscaldano il plasma. È ovvio l'interesse ad ottenere un *flat top* di lunga durata. Ciò tuttavia dipende dalla massima variazione del flusso d'induzione magnetica (*flux swing*) realizzabile nella macchina. La frequenza di ripetizione del ciclo dipende dal tempo necessario a ripristinare le condizioni di partenza.

Per ITER e DEMO al riscaldamento del plasma concorreranno anche metodi ausiliari quali il riscaldamento mediante iniezione di atomi neutri e mediante onde elettromagnetiche; ad alta temperatura diventerà importante il riscaldamento operato dalle particelle alfa prodotte nella fusione D + T.

Per Ignitor invece si prevede che il solo riscaldamento ohmico sia sufficiente a raggiungere temperature in cui diventa importante il riscaldamento mediante le particelle alfa da fusione, sia sufficiente cioè a far pervenire alle condizioni di ignizione. I tokamak di dimensioni compatte consentono alte densità di plasma ed alti campi magnetici e presentano un più efficace autoriscaldamento che può giungere fino all'ignizione del plasma (dove, come si vedrà successivamente, la reazione di fusione è in grado di autosostenersi). I tokamak di grandi dimensioni operano invece con densità e campi magnetici inferiori e richiedono l'adozione di metodi di riscaldamento ausiliario per raggiungere livelli di bruciamento del plasma significativi.

- Il plasma va continuamente riscaldato, perché tende a perdere energia. Tale perdita avviene mediante vari meccanismi, quali convezione termica, radiazioni elettromagnetiche di bremsstrahlung da parte degli elettroni (associate ai loro cambiamenti di direzione nelle interazioni con i campi magnetici all'interno della camera toroidale), radiazioni elettromagnetiche emesse dagli ioni del plasma nelle loro interazioni e nelle interazioni con i suddetti campi magnetici, radiazioni elettromagnetiche emesse dalle impurezze presenti nel plasma (tipicamente distaccate dalla parete metal-

lica della camera toroidale), eccetera. Le perdite di energia (di potenza) del plasma aumentano rapidamente con il crescere della temperatura.

- Per diminuire tali perdite occorre tenere «pulito» il plasma, eliminando sia le impurezze, sia le particelle prodotte nella fusione (particelle di elio nel caso della reazione  $D + T$ ), una volta che hanno ceduto al plasma la loro energia. A ciò provvede una apposita sagomatura del campo magnetico all'interno della camera toroidale. Le impurezze e le particelle prodotte nella fusione vengono fatte defluire dalla camera toroidale attraverso una apposita sua parte, denominata «divertore», come mostra la figura 6 a pagina seguente.
- Il plasma nella camera toroidale non è affatto sempre stabile in tutte le sue condizioni. Anzi. In esso si possono sviluppare vari tipi di instabilità, sia macroscopiche (ossia di tutto il plasma, ad esempio del tipo a salsiccia e del tipo *ballooning*), sia localizzate. Queste instabilità vanno evitate o eliminate (con vari accorgimenti) sia perché portano a rapidi e perniciosi contatti del plasma ad altissima temperatura con la parete metallica della camera toroidale, sia perché aumentano molto le perdite termiche.

### 3.3 Considerazioni energetiche sulla fusione

Per quanto segue possono essere utili le seguenti considerazioni energetiche, che si riferiscono in particolare alla reazione di fusione  $D + T$  e ad un funzionamento continuo (non pulsato) del tokamak. In effetti, per un reattore termonucleare finalizzato alla produzione di energia elettrica la modalità di funzionamento continuo è assolutamente necessaria, in particolare per evitare processi di degrado delle caratteristiche meccaniche dei componenti strutturali, dovuti alla fatica termica dei materiali di tali componenti che sarebbe prodotta dal funzionamento pulsato, e per ottimizzare l'utilizzazione del tempo.

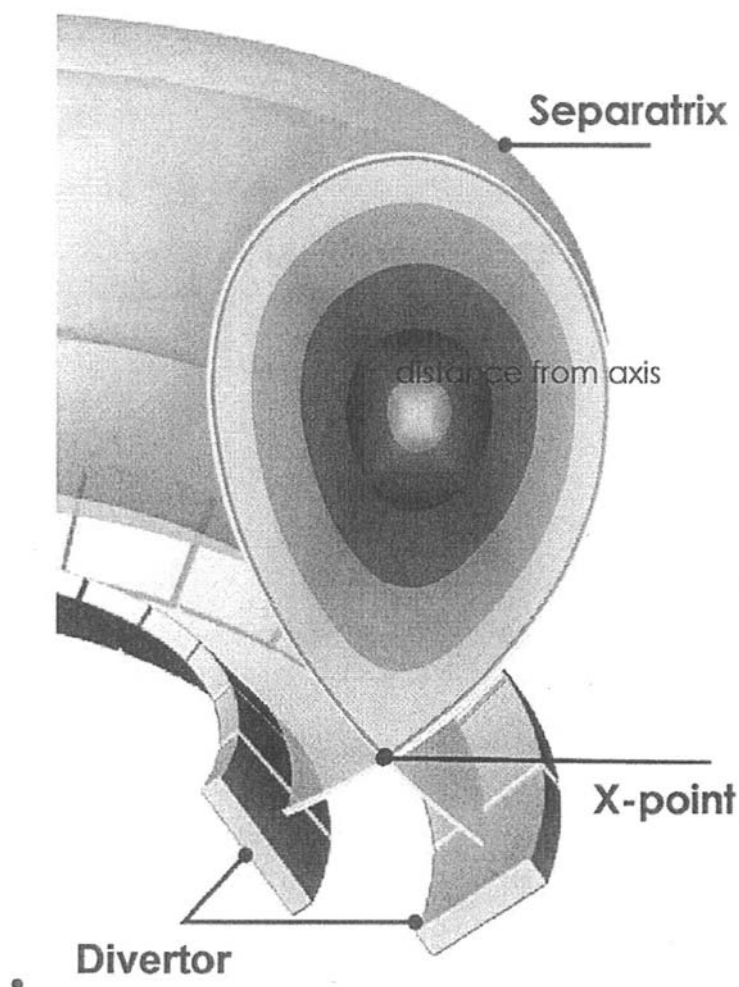


Figura 6 - Distribuzione radiale del campo magnetico e in un tokamak con divertore

Per quanto si è detto nel capitolo 2, la potenza  $W_{FUS}$  prodotta dalla fusione è somma della potenza  $W_{HE}$  generata nel plasma dalle particelle alfa prodotte nella fusione (pari a circa il 20% di  $W_{FUS}$ ) e della potenza  $W_{NEUTR}$  veicolata all'esterno del volume del plasma dai neutroni prodotti nella fusione (pari a circa l'80% di  $W_{FUS}$ ):

$$W_{FUS} = W_{HE} + W_{NEUTR} \quad (1)$$

dove:

$$W_{HE} = 20\% W_{FUS} \quad (2)$$

$$W_{NEUTR} = 80\% W_{FUS} \quad (3)$$

Ad ogni istante, il bilancio energetico del plasma è caratterizzato dall'immissione di potenza ausiliaria  $W_{AUS}$  per il suo riscaldamento, dalla energia termica di fusione  $W_{HE}$  prodotta dalle particelle alfa confinata nel plasma e dalla potenza  $W_{PERD}$  perduta in varie forme dal plasma. Se la potenza totale di riscaldamento del plasma eccede il tasso di perdita di energia, la temperatura del plasma cresce e viceversa.

In condizioni di equilibrio si ha:

$$W_{PERD} = W_{AUS} + W_{HE} \quad (4)$$

Aumentando la temperatura del plasma, aumentano sia le perdite del plasma, sia la potenza prodotta nella fusione, ma quest'ultima più rapidamente. La condizione di temperatura e di confinamento del plasma in cui la potenza  $W_{HE}$  prodotta dalle particelle alfa nel plasma eguaglia o eccede la potenza dissipata dal plasma, che non ha perciò più la necessità di essere riscaldato con metodi ausiliari, è detta di «ignizione» del plasma:

$$\underline{W}_{PERD} \leq \underline{W}_{HE} \quad (\text{alla «ignizione»})$$

Attualmente si prevede che il funzionamento dei reattori termonucleari per la produzione di energia elettrica avverrà ad una temperatura del plasma inferiore a quella di ignizione (vedi in particolare la 4ª audizione, del dottor David Maisonnier). Per individuare la condizione effettiva di funzionamento viene correntemente utilizzato il parametro  $Q$ , definito dal rapporto tra la potenza generata nel processo di fusione e la potenza di riscaldamento ausiliaria:

$$Q = W_{FUS} / W_{AUS} \quad (5)$$

Il progetto di ITER prevede di conseguire in funzionamento quasi stazionario il valore  $Q = 5$ .

In queste condizioni di  $Q = 5$ , per l'equazione 5 si ha:

$$W_{AUS} \text{ (per } Q = 5) = 1/5 \text{ di } W_{FUS} \text{ (per } Q = 5).$$

Ma, per l'equazione 2, anche la potenza  $W_{HE}$  (per  $Q = 5$ ) generata nel plasma dalle particelle alfa prodotte dalla fusione è eguale a 1/5 di  $W_{FUS}$  (per  $Q = 5$ ):

$$W_{HE} \text{ (per } Q = 5) = 1/5 \text{ di } W_{FUS} \text{ (per } Q = 5)$$

Si ha cioè:

$$W_{AUS} \text{ (per } Q = 5) = W_{HE} \text{ (per } Q = 5),$$

ossia per  $Q = 5$  la potenza generata nel plasma dal riscaldamento ausiliario è eguale alla potenza generata nel plasma dalla fusione. Un plasma che si trovi in queste condizioni è molto diverso da quello nelle condizioni

di ignizione, dove tutto il riscaldamento del plasma è prodotto dalle particelle alfa risultanti dalla fusione.

Alla ignizione, per quanto si è detto, la potenza di riscaldamento ausiliaria non è più necessaria e quindi  $W_{AUS}$  (ignizione) = 0. Dalla (5) consegue immediatamente  $Q$ (ignizione) = infinito.

Può essere infine utile definire anche per i reattori a fusione, in analogia ai reattori a fissione, il coefficiente di moltiplicazione della potenza termica nel plasma  $K_{eff}$ . Tale coefficiente è definito come rapporto tra la potenza termica sviluppata dalla fusione del plasma (=  $W_{HE}$ ) e la potenza termica dissipata dal plasma (=  $W_{PERD}$ ):

$$K_{eff} = W_{HE} / W_{PERD} \quad (6)$$

Ma, come sappiamo dall'equazione (4), la potenza termica dissipata dal plasma è somma della potenza termica generata nel plasma dalla fusione e della potenza termica generata nel plasma dai dispositivi di riscaldamento ausiliario:

$$W_{PERD} = W_{HE} + W_{AUS}$$

Dividendo numeratore e denominatore dell'equazione (6) per  $W_{HE}$  si ottiene con facili passaggi, tenendo conto delle equazioni (2) e (5):

$$K_{eff} = 1 / (1 + W_{AUS} / W_{HE}) = 1 / (1 + W_{AUS} / 0,2 W_{FUS}) = 1 / (1 + 5 / Q) =$$

$$K_{eff} = Q / (Q + 5)$$

Per  $Q = 5$  si ha  $K_{eff} = 0,5$ .

Per  $Q = 10$  si ha  $K_{eff} = 0,67$ .

All'ignizione si ha  $K_{eff} = 1,0$ .



## CAPITOLO 4

### *ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor)*

#### *4.1 Presentazione di ITER*

- L'iniziativa ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) costituisce oggi, di gran lunga, la più rilevante azione di R&S a livello mondiale relativa all'utilizzazione civile dell'energia da fusione nucleare.
- La storia di ITER è piuttosto travagliata, per l'intreccio tra avvenimenti politici e vicende di carattere scientifico e tecnologico. ITER nasce a seguito di un accordo tra il Presidente USA Reagan e il Capo del Governo dell'URSS Gorbachev, conseguente ad un incontro del 1985, seguendo le linee di un precedente ambizioso progetto, INTOR (*International Tokamak Reactor*), promosso dall'IAEA nel 1978. Le circostanze politiche particolari e il valore altamente simbolico di quell'accordo al massimo livello mondiale determinarono un clima di grande apertura, in cui si ritennero possibili finanziamenti generosi. ITER venne perciò pensato con obiettivi ambiziosi di fisica e di ingegneria, nell'esplicita prospettiva di un reattore commerciale. La prima fase progettuale, dedicata al progetto concettuale, si svolse negli anni 1988-1990 (ITER CDA *Conceptual Design Activities*, coordinatore professor E. Salpietro; raggio maggiore del tokamak 6,0 metri). La seconda fase progettuale, dedicata al progetto ingegneristico, si svolse negli anni 1992-1998 (ITER EDA, *Engineering Design Activities*, coordinatore Dr. R. Aymar). Il progetto prevedeva una macchina molto grande basata su un tokamak avente un raggio maggiore di circa 8 metri e un campo magnetico toroidale di intensità doppia rispetto a quella del JET, dotato di «mantello» per la produzione di trizio, in grado di raggiungere condizioni assai prossime a quelle di ignizione di un plasma di deuterio-trizio. Il suo costo era valutato pari a circa 10 miliardi di dollari (di allora). La sua realizzazione sarebbe stata curata da un'organizzazione internazionale assai importante.
- I costi molto elevati e soprattutto il venir meno dell'interesse politico con il disfacimento dell'Unione Sovietica alla fine degli anni Ottanta determinarono tuttavia l'abbandono del progetto da parte degli USA e il conseguente ridimensionamento dell'iniziativa internazionale. In tale circostanza giocò anche un ruolo una motivazione scientifica e cioè la constatazione dell'impossibilità di conseguire le condizioni del plasma previste dal progetto, a causa di instabilità del plasma in precedenza non sospettate.

- Alla fine degli anni Novanta si iniziò a lavorare ad un nuovo progetto ITER, denominato ITER FEAT (*Fusion Energy Amplifier Tokamak*), una versione ridotta e meno costosa del precedente. Vennero abbandonati importanti obiettivi tecnologici e ridimensionati gli obiettivi di fisica. L'obiettivo ambizioso dell'ignizione del plasma, in cui il fattore di guadagno  $Q$  assume un valore infinito ( $Q$ , come sappiamo, è il rapporto tra la potenza termica totale generata dalla fusione e la potenza termica ausiliaria fornita dall'esterno al plasma per il suo riscaldamento), è sostituito nel nuovo ITER da quello assai più modesto del conseguimento di un valore di  $Q$  pari ad almeno 10 in funzionamento pulsato e di un valore di  $Q$  pari a 5 per funzionamento continuo o quasi continuo.
- La nuova versione del progetto ITER, portata a termine in ambito internazionale nel 2001, venne approvata nello stesso anno da *ITER Council*. Iniziò poi una serie di trattative internazionali per configurare un accordo per l'avvio dell'iniziativa e il suo sostegno. L'Unione Europea si accordò al proprio interno nel secondo semestre del 2003 sulla scelta del sito di Cadarache (Francia) da proporre ai *partner* internazionali del nuovo ITER. Fu una decisione tutt'altro che facile, raggiunta per merito dell'azione di mediazione del ministro Letizia Moratti, allora Presidente del Consiglio dei Ministri della Ricerca nel semestre italiano di Presidenza della Comunità Europea.
- La lunga trattativa tra l'Unione Europea e altri 6 Paesi per la stipula di un accordo internazionale avente per obiettivo la realizzazione di ITER, difficile in particolare per il contrasto tra l'Unione Europea e il Giappone, entrambi aspiranti ad ospitare l'impianto in un proprio sito, si concluse felicemente. Per inciso, l'Unione Europea e il Giappone sono i due *partner* che storicamente al mondo si sono maggiormente impegnati in ricerche sulla fusione nucleare. Va in particolare segnalata la promettente linea di ricerca giapponese sullo «Stellarator», una variante dei dispositivi chiusi per il confinamento magnetico, diversa dal tokamak per le modalità di generazione del campo magnetico poloidale (il LHD - *Large Helical Device* - rappresenta il più grande ed altamente sofisticato Stellarator attualmente funzionante al mondo; soltanto la macchina europea tedesca W7-X sarà di dimensioni simili).
- L'impianto ITER verrà realizzato in Europa nel sito di Cadarache (nel sud della Francia).
- I Paesi che oggi partecipano ad ITER sono l'Unione Europea, la Cina, la Corea del Sud, il Giappone, l'India, la Russia e gli Stati Uniti. Il costo di realizzazione di ITER (progetto esecutivo, costruzione e *commissioning*) è stato valutato all'inizio degli anni 2000 pari a circa 5 miliardi di euro, un costo piuttosto elevato nonostante il ridimensionamento degli obiettivi rispetto al primo ITER. È in corso una nuova valutazione di tale costo. Le voci correnti sono di un suo notevolissimo incremento (almeno il raddoppio). Tale incremento è in parte dovuto alla profonda recente revisione del progetto, effettuata per ottenere quei miglioramenti che garantissero le migliori *chances* di conseguimento degli obiettivi (in particolare miglioramenti sui dispositivi di controllo di instabilità locali del plasma). Al costo

- di realizzazione dell'impianto va aggiunto il costo della sua sperimentazione (prevista svolgersi in due fasi per una durata complessiva di 20-25 anni), costo valutato (sempre nel 2000) pari a circa 5 miliardi di euro.
- I costi sono così ripartiti: all'Unione Europea il 45,46% (il 20% a carico della Francia); a ciascuno degli altri *partner* il 9,06%. Alla costruzione della macchina i *partner* contribuiranno *in kind* per il 90% del costo totale, fornendo direttamente i componenti, attraverso le Agenzie nazionali e secondo uno schema concordato.
  - ITER costituisce la maggiore impresa scientifica e tecnologica dei prossimi anni, impresa che richiederà il massimo dell'impegno dei ricercatori coinvolti ed una notevole partecipazione dell'industria, sia in aree specialistiche, sia in aree più convenzionali. Rappresenta una grande sfida scientifica e tecnologica, nonché una cospicua opportunità per le imprese che partecipano alla sua costruzione, in un clima di collaborazione e competizione internazionale. Il valore dei componenti che l'Europa dovrà fornire per la costruzione di ITER è stato stimato (nel 2001) pari a circa 1750 milioni di euro (di cui l'industria italiana potrebbe aggiudicarsi un buon 20%).
  - Lo scopo di ITER è di acquisire elementi molto importanti per la dimostrazione della fattibilità scientifica e tecnologica della fusione nucleare D + T per la produzione di energia elettrica in una grande macchina di tipo tokamak. In particolare i principali obiettivi della sperimentazione sono i seguenti: 1) la piena comprensione della fisica del plasma in cui hanno luogo le reazioni di fusione fino a  $Q = 10$  (in condizioni pulsate) e fino a  $Q = 5$  (in condizioni semi stazionarie o continue), in tutti i suoi aspetti: geometria del confinamento, stabilità, turbolenza, interazione del plasma con la parete, effetti delle particelle veloci, effetti delle impurezze; 2) il conseguimento della reazione di fusione D + T fino alla produzione di potenze rilevanti (potenza massima 500 MW); 3) il controllo della stabilità del plasma mediante computer; 4) la sperimentazione di dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma di grande potenza; 5) il funzionamento dei magneti a superconduttore in condizioni operative prossime a quelle prevedibili per un reattore commerciale; 6) la sperimentazione di diversi moduli di «mantello» (*blanket*) della camera toroidale dove ha luogo la reazione di fusione, atti ad assicurare una adeguata produzione di trizio (mediante i neutroni veloci creati nella reazione di fusione); 7) la sperimentazione di diversi moduli di «mantello» (*blanket*), atti a realizzare lo scambio termico dell'energia prodotta nella fusione dal «mantello» al fluido refrigerante (acqua in pressione o gas elio) in condizioni di temperatura e pressione simili a quelle previste per la centrale di potenza; 8) la sperimentazione di apparecchiature robotizzate manovrate a distanza, in grado di effettuare interventi manutentivi anche importanti sulle parti interne della macchina rese radioattive dai neutroni di fusione.
  - Il numero limitato di ore di funzionamento a piena potenza di ITER consentirà solo una assai ridotta sperimentazione del comportamento a lungo termine dei componenti e dei materiali delle parti «calde» dell'impianto

(prima parete della camera toroidale, divertore, e così via). Questi materiali sono, come sappiamo, sia estremamente sollecitati dall'elevato flusso termico irradiato dal plasma operante a temperature superiori a 100 milioni di gradi, sia progressivamente danneggiati dal flusso di neutroni ad alta energia prodotti dalle reazioni di fusione.

#### 4.2 Descrizione del reattore ITER

- ITER è un impianto sperimentale di grandi dimensioni, vedi figura 1 (tratta dal documento n. 1c) in Appendice n. 1).

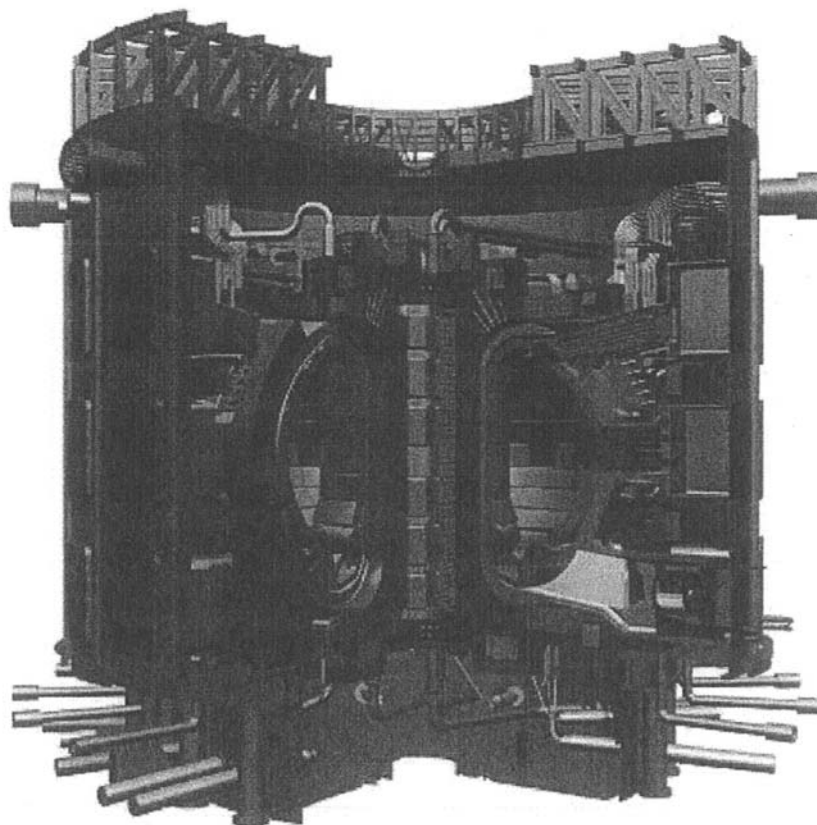


Figura 1 - Spaccato dell'impianto ITER

ITER	
Potenza totale di fusione	500 MW
$Q = \text{Pot. Fusione/Pot. Riscald.}$	10
Durata della scarica	300 s
Raggio maggiore del toro	6,2 m
Raggio minore del toro	2 m
Corrente di plasma	15 MA
Intensità campo toroidale BT	5,3 T
Volume del plasma	837 m <sup>3</sup>
Superficie del plasma	678 m <sup>2</sup>
Temperatura tipica	20 keV
<b>Costo totale: 5 miliardi di euro</b>	

- Le dimensioni di ITER sono poco inferiori a quelle dell'isola nucleare dei futuri impianti commerciali a fusione per la produzione di energia elettrica. La parte centrale di quest'impianto è un grande tokamak, caratterizzato da un raggio maggiore di 6,2 metri e un raggio minore di 2,0 metri. Il volume del plasma è di 837 metri<sup>3</sup>, con una superficie di 678 metri<sup>2</sup>. Tutto l'impianto è racchiuso all'interno di un contenitore a tenuta, costituito da un cilindro di acciaio di 28 metri di diametro, alto 24 metri, termicamente schermato dalle parti interne calde.
- Il reattore dovrà raggiungere una potenza di 500 MW (milioni di watt) nel corso di scariche della durata di almeno 400 secondi (si prevedono alcune migliaia di scariche l'anno). Tale obiettivo andrà conseguito con funzionamento pulsato del tokamak, realizzando un guadagno  $Q$  almeno pari a 10 tra la potenza termica generata nella fusione e la potenza ausiliaria iniettata nel plasma per il suo riscaldamento. Il conseguimento di un guadagno  $Q = 10$  è oltremodo difficile e richiede che la corrente di plasma raggiunga il livello di 15 milioni di ampère. È problematico che tale valore di corrente possa essere raggiunto e mantenuto per un impulso di durata molto lungo. In effetti nella progettazione sono stati adottati valori piuttosto bassi dei fattori di sicurezza nei confronti delle instabilità macroscopiche del plasma. Se, ad esempio, a causa di tali instabilità la massima corrente di plasma conseguibile fosse di 13,5 milioni di ampère, il massimo valore di  $Q$  conseguibile si limiterebbe a 6. Il tokamak dovrà inoltre poter operare in condizioni stazionarie con l'ausilio di metodi di riscaldamento adatti per tali condizioni (ad esempio utilizzando l'iniezione di atomi neu-

tri), conseguendo un fattore di guadagno  $Q$  almeno pari a 5. Anche questa condizione è molto difficile da conseguire, data l'impossibilità di fruire del riscaldamento dovuto alla corrente di plasma indotta tramite l'attivazione del solenoide (un trasformatore non può funzionare in condizioni stazionarie).

- I componenti principali dell'impianto sono: il sistema dei magneti, la camera toroidale o camera a vuoto (dove ha luogo nel plasma la reazione di fusione) e il sistema dei dispositivi per il riscaldamento ausiliario del plasma.
- Il sistema dei magneti comprende: 1) i magneti superconduttori che generano il campo magnetico toroidale (18 bobine equidistanziate disposte ad anello sulla camera toroidale); 2) i magneti superconduttori che generano il campo magnetico poloidale (6 bobine esterne); 3) un solenoide centrale (essenziale nel funzionamento pulsato); 4) le bobine di correzione. I magneti superconduttori toroidali e poloidali confinano, modellano e controllano il plasma all'interno della camera a vuoto. Il campo magnetico toroidale ha una intensità pari a 5,3 Tesla. La corrente di plasma che si ritiene di poter raggiungere alla scarica è di 15 milioni di ampère.
- La camera a vuoto è a doppia parete, con piatti di schermaggio interni, suddivisa in 9 settori. La prima parete comprende 421 moduli sostituibili (moduli «mantello»), ciascuno del peso massimo di circa 4,5 tonnellate. In essi la parte più interna, a contatto col plasma, è costituita da uno strato di berillio di 1 cm di spessore, seguito da uno strato di un centimetro di spessore di rame (per agevolare la diffusione del carico termico) e da uno strato dello spessore di 10 centimetri in acciaio. All'esterno il modulo presenta una parte schermante, costituita da acciaio e acqua, di 30 centimetri di spessore radiale.
- Nella parte inferiore della camera a vuoto è situato il divertore (vedi figura 6 del capitolo 3). Così viene chiamata la parte della camera a vuoto da cui vengono fatte fuoriuscire dal plasma, con un complesso gioco dei campi magnetici, le particelle di elio prodotte nella fusione e le impurezze che si generano nel plasma. L'eliminazione attraverso il divertore delle impurezze presenti del plasma è assai importante per il buon funzionamento dell'impianto. Tali impurezze infatti aumentano molto la potenza termica dissipata dal plasma per irraggiamento, rendendo più difficile il raggiungimento delle altissime temperature necessarie per la fusione.
- All'interno della camera a vuoto vi sono vari componenti (tutti sostituibili perché soggetti a danneggiamento termico e neutronico), tra cui le cassette del divertore, i tappi delle porte di accesso, le antenne per il riscaldamento elettromagnetico, gli strumenti per la diagnostica del plasma, le bobine per il controllo di instabilità locali del plasma.
- Il flusso di potenza nella camera toroidale è previsto dell'ordine di  $1 \text{ MW/m}^2$  sulla prima parete e di almeno  $10 \text{ MW/m}^2$  sul divertore (almeno  $20 \text{ MW/m}^2$  quando insorgono le instabilità locali del plasma dette ELM, *Edge Localized Modes*).
- All'esterno di questa doppia parete vi è il cosiddetto «mantello». Per i primi dieci anni di sperimentazione il «mantello» avrà essenzialmente

una funzione di schermaggio per contenere i neutroni ad alta energia prodotti nella reazione di fusione. La parte schermante è costituita da uno spessore di acciaio e acqua di 30 centimetri. Nei successivi dieci anni verranno sperimentati, attraverso la sostituzione di alcuni tratti della camera toroidale con moduli *test*, vari tipi di «mantello» sia per la generazione del trizio (mediante reazioni nucleari attivate dai neutroni prodotti nella fusione), sia per il trasferimento della potenza termica al fluido termoconvettore (acqua o elio) che dovrebbe poi essere utilizzato nella centrale commerciale per trasportare la potenza termica prodotta nella fusione dall'isola nucleare alla parte convenzionale dell'impianto (scambiatori di calore e turboalternatore).

- Il sistema dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma prevede l'utilizzazione dei seguenti quattro diversi dispositivi:
  - NNBI (*Negative Neutral Beam Injection*), iniezione nel plasma di atomi neutri ad alta energia (1 MeV) ottenuti tramite accelerazione di ioni negativi,
  - ECRH (*Electron Cyclotron Resonance Heating*), riscaldamento del plasma mediante accoppiamento di onde elettromagnetiche alla frequenza di risonanza degli elettroni,
  - ICRH (*Ion Cyclotron Resonance Heating*), riscaldamento del plasma mediante accoppiamento di onde elettromagnetiche alla frequenza di risonanza degli ioni,
  - LHCD (*Lower Hybrid Current Drive*), riscaldamento del plasma mediante accoppiamento di onde elettromagnetiche a frequenza intermedia tra quelle di risonanza degli ioni e degli elettroni.

Le potenze di iniezione sono presentate nella seguente tabella:

ITER - Sistemi di riscaldamento

	NNBI (1MeV)	EC (170GHz)	IC (~50MHz)	LH (5GHz)
Potenza iniettata per unità (MW)	16,5	20	20	20
Numero di unità nella prima fase sperimentale	2	1	1	0
Potenza totale nella prima fase (MW)	33	20	20	0

Nella prima fase di sperimentazione la somma delle potenze di questi sistemi di riscaldamento del plasma sarà di 73 MW. Nella fase successiva verranno installati anche il sistema LHCD e una ulteriore unità NNBI, portando la somma delle potenze dei sistemi di riscaldamento ausiliario a 110 MW. L'installazione di un cospicuo aumento di potenza (37 MW) in questa seconda fase di sperimentazione è stata prevista in termini prudenziali per essere sicuri di disporre di una adeguata potenza di riscaldamento.

- Per rendersi conto delle gigantesche dimensioni di questi dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, può essere utile la seguente figura 2 (tratta dal documento n. 1c) in Appendice n. 1) relativa al dispositivo di iniezione di neutri nel plasma.

## ITER NBI system: main components

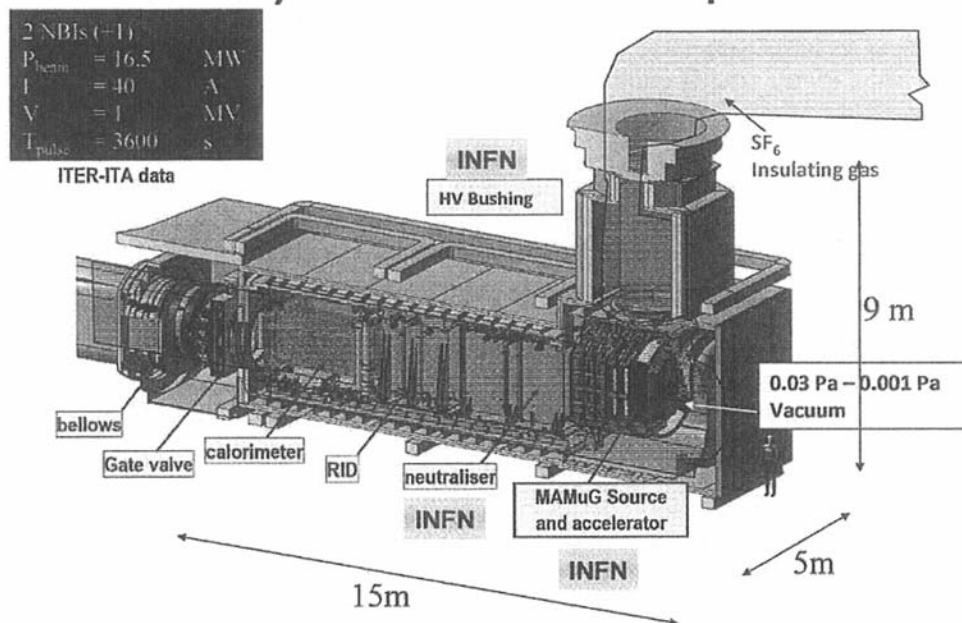


Figura 2 - Schema del dispositivo di riscaldamento ausiliario del plasma mediante iniezione di atomi neutri

- Uno dei problemi principali affrontati nella recente revisione generale del progetto ha riguardato le instabilità del plasma dette ELM, in precedenza sottovalutate dai progettisti. Si tratta di instabilità al bordo del plasma di natura magnetoidrodinamica che sono causa di esplosivi rilasci di energia, con grandi carichi termici impulsivi sia sulla parete della camera a vuoto sia soprattutto sul divertore, le cui tegole protettrici rischiano pesanti danneggiamenti. L'energia termica rilasciata durante questi ELM può arrivare a valori superiori del 20% dell'energia complessiva, in tempi inferiori al millesimo di secondo. Sono allo studio vari modi per attenuare tali esplosive instabilità.
- ITER è un impianto nucleare contenente materiali radioattivi e per la sicurezza dei lavoratori e della popolazione va ovviamente gestito secondo le regolamentazioni previste per questi impianti. I materiali radioattivi contenuti in ITER sono di due tipi: 1) il trizio, necessario per la reazione di fusione (come sopra si è detto, il trizio è un isotopo instabile dell'idrogeno, che decade ad elio emettendo un elettrone con tempo di dimezzamento di 12,3 anni); 2) le strutture del reattore rese radioattive perché rag-



giunte dai penetranti neutroni veloci prodotti dalla fusione. In complesso la quantità di radioattività contenuta in ITER (e nei futuri reattori commerciali a fusione) è inferiore a quella dei reattori a fissione e i suoi tempi di dimezzamento sono molto più rapidi. Il trizio è un gas e come tale può in caso di incidente fuoriuscire dalla camera a vuoto; ma all'esterno della camera a vuoto vi è un grande contenitore d'acciaio a tenuta; inoltre la quantità di trizio presente in ITER sarà assai limitata (al massimo 3 Kg). Il materiale strutturale (essenzialmente acciaio) reso progressivamente radioattivo con il funzionamento di ITER è in quantità rilevante (molte migliaia di tonnellate). In condizioni normali è allo stato solido e la sua radioattività decade in tempi non lunghi (in gran parte entro 100 anni). In complesso il contenimento della radioattività di ITER anche in caso di incidente non presenta seri problemi.

#### 4.3 Programma di attività

- L'organizzazione internazionale che sta procedendo alla realizzazione di ITER (IO, *ITER Organization*) è da tempo stata costituita e ha iniziato a lavorare. A fine 2008 contava 350 unità (di cui il 50% dell'Unione Europea).
- I lavori sul sito di Cadarache sono iniziati. Si è già proceduto al disboscamento e al livellamento di 70 ettari di terreno, nonché allo spostamento di terra per la piattaforma di base.
- Il Consiglio, massimo organo decisionale di ITER, ha approvato nella seduta del 18 giugno 2008 le nuove specifiche di progetto (che definiscono globalmente gli scopi scientifici e i parametri tecnici) e una nuova pianificazione del progetto.
- La costruzione di ITER avrà una durata di 10 anni. Il primo plasma è previsto per il 2019.
- L'attività sperimentale su ITER – che è essenzialmente una grande *facility* di ricerca – si prevede avrà una durata di 20-25 anni, suddivisa in 2 parti: la prima, della durata di una decina d'anni, sarà centrata sulle problematiche di fisica del plasma; la seconda parte, separata dalla prima di circa un anno (in cui l'impianto rimarrà chiuso), sarà centrata sulle problematiche tecnologiche e sui *test* di ingegneria.

## CAPITOLO 5

### *La Road Map – IFMIF - DEMO*

#### 5.1 *La Road Map*

- Contestualmente alla stipula dell'accordo internazionale per la realizzazione del grande impianto a fusione ITER, l'Unione Europea ha voluto configurare l'ampio percorso di ricerca e sviluppo, articolato su una durata di parecchi decenni (almeno 40-50 anni), al termine del quale sarà garantito il conseguimento di tutte le conoscenze necessarie per la realizzazione di una centrale elettronucleare dimostrativa: tale percorso è stato denominato *Road Map*. Lo scopo della *Road Map* è quello di inquadrare in un sistema coerente ed organico le varie attività volte all'obiettivo dell'utilizzazione della fusione nucleare per la produzione di energia elettrica, per dare ad esse prospettiva e completezza.
- Nella *Road Map* sono stati individuati i seguenti tre passi fondamentali: ITER, IFMIF e DEMO, necessari per potere realizzare la prima centrale elettronucleare industriale a fusione (a suo tempo denominata PROTO).
- Il primo fondamentale passo della *Road Map*, l'unico finora definito, approvato e finanziato, è costituito da ITER. Il complesso accordo internazionale ad esso relativo (a cui partecipano Unione Europea, Giappone, Stati Uniti, Russia, Cina, Corea del Sud e India) è da qualche tempo operativo. A Cadarache (Francia) sono ormai iniziati i lavori per la costruzione del grande impianto. Le prime esperienze con plasma ad alta temperatura sono previste nel 2019 (vedi la 3<sup>a</sup> audizione, del dottor Quintana Trias). La sperimentazione su questo grande impianto è prevista richiedere una durata di 20-25 anni. Suo obiettivo sarà la verifica, sia dal punto di vista fisico sia dal punto di vista tecnologico, del funzionamento di importanti sistemi e sottosistemi dell'isola nucleare di un impianto a fusione nucleare, in condizioni prossime a quelle della centrale dimostrativa di potenza. Verranno così acquisite preziose informazioni indispensabili per le future applicazioni commerciali. In particolare ITER dovrebbe fornire tutte le informazioni necessarie relative alla fisica del plasma, al controllo o all'eliminazione delle instabilità del plasma, al funzionamento dei magneti a superconduttore e al funzionamento dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma. Nella seconda fase della sperimentazione su ITER verrà inoltre verificato il funzionamento di due essenziali sistemi della centrale dimostrativa: il sistema di produzione del trizio nel «mantello» e il sistema di raffreddamento del «mantello» da parte del fluido termovettore primario.

- L'iniziativa ITER di Cadarache è supportata anche da una cospicua attività di R&S, in svolgimento nel quadro del «Programma di accompagnamento ad ITER» nei vari Paesi dell'Unione Europea nell'ambito dei contratti di associazione con la Commissione Europea su finanziamento parziale o totale della stessa Commissione.
- Il secondo fondamentale passo della *Road Map* sarà costituito dalla *facility* IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*). Si tratta di una complessa struttura di ricerca finalizzata allo studio del danneggiamento dei materiali provocato da flusso di neutroni di alta energia, quali quelli generati nella reazione di fusione. La piena conoscenza del comportamento a lungo termine dei materiali dei componenti dell'isola nucleare di una centrale a fusione nucleare che si troveranno esposti a flusso neutronico costituisce una ovvia essenziale esigenza progettuale. Tale esigenza non può assolutamente essere soddisfatta mediante ITER: data la sua natura di impianto di ricerca, infatti, ITER funzionerà a piena potenza per un numero di ore troppo limitato e la fluenza neutronica complessiva che si realizzerà nella sua vita sarà troppo ridotta per consentire una effettiva verifica del comportamento a lungo termine dei materiali sotto radiazione neutronica. IFMIF è attualmente in fase di progettazione. Ad essa partecipano congiuntamente cinque Paesi europei (tra cui l'Italia) e il Giappone in una specifica associazione che si chiama EVEDA. La sperimentazione durerà una ventina d'anni. Le attività di progettazione riguardanti IFMIF si svolgono nel quadro di un Accordo tra Unione Europea e Giappone denominato *Broader Approach*, brevemente presentato nel seguito, a totale finanziamento pubblico. Non è stato ancora stipulato alcun accordo riguardante il finanziamento della costruzione e della sperimentazione di IFMIF. C'è da chiedersi se la disponibilità di questa *facility* riuscirà a coprire tutte le esigenze di studio, caratterizzazione e qualificazione relative ai materiali necessari per i componenti dell'isola nucleare dei reattori a fusione.
- Il terzo passo fondamentale della *Road Map* sarà costituito dal reattore a fusione nucleare DEMO. DEMO ha per obiettivo la qualifica a lungo termine dei componenti dell'isola nucleare e dei principali subsistemi d'impianto, nonché la qualifica delle operazioni ad esse relative. Questo grande impianto dovrà sperimentare e qualificare tutte le operazioni proprie di una centrale elettroneucleare a fusione, in particolare la produzione continua di energia elettrica e la produzione del trizio necessario per l'autosostentamento del reattore (vedi figura 1 tratta dal documento n. 7b) in Appendice n. 1).

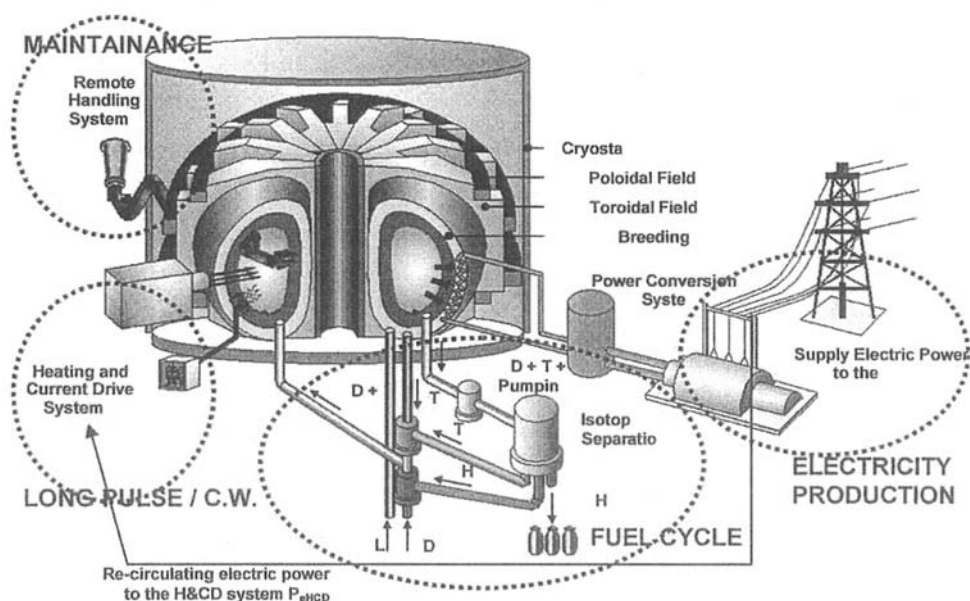


Figura 1 - Schema del reattore DEMO

Al fine di realizzare davvero le suddette qualifiche, occorrerà che condizioni operative, materiali e componenti di DEMO siano gli stessi di quelli previsti per la centrale elettronucleare commerciale. Uno dei punti critici di questa sperimentazione e verifica riguarderà il comportamento dei materiali metallici della camera toroidale entro cui avviene la reazione di fusione, che saranno sottoposti sia ad un elevato flusso di neutroni di alta energia sia ad un elevato flusso di potenza termica. Attualmente la realizzazione di DEMO non è prevista da nessun accordo internazionale. Il suo finanziamento dovrebbe essere pubblico. Il dottor Maisonnier nella sua audizione ha sottolineato che potrebbero essere realizzati in futuro più reattori DEMO: al limite, ciascuno dei Paesi che hanno sottoscritto l'accordo per ITER potrebbe realizzarne uno. Il reattore DEMO verrà realizzato dopo che le sperimentazioni su ITER e su IFMIF avranno reso disponibili le informazioni necessarie per la scelta dei materiali e la definizione dei progetti esecutivi dei componenti e dei sistemi dell'isola nucleare. La sua entrata in servizio avverrà non prima di trentacinque-quaranta anni. Saranno poi necessari almeno dieci anni di funzionamento per conseguire il numero di ore a piena potenza occorrenti per una prima qualificazione dei componenti e dei processi.

- La *Road Map* si concluderà nel futuro a lungo termine con la realizzazione della prima centrale elettronucleare industriale a fusione avente per obiettivo la produzione di energia elettrica in termini competitivi con le altre produzioni, centrale nucleare a suo tempo denominata PROTO. L'inizio della progettazione di tale centrale avverrà durante la sperimentazione di DEMO, non prima di 40-50 anni da oggi.

## 5.2 Cenni sulle attività per lo sviluppo dell'energia da fusione nucleare dell'Unione Europea

- Tra tutti i *partner* che hanno sottoscritto l'accordo per la realizzazione di ITER l'Unione Europea è certamente quello che ha effettuato finora i maggiori investimenti in R&S su questa fonte nuova energetica. Nell'Unione Europea i Paesi che si sono maggiormente impegnati in questo settore sono Germania, Regno Unito, Francia e Italia.
- Il coordinamento delle attività per la fusione nucleare svolte nei vari Paesi dell'Unione Europea viene realizzato mediante tre formali inquadramenti:

1. L'inquadramento formale di più antica data è quello dei contratti di associazione tra Euratom e i Paesi membri (o organizzazioni di tali Paesi) e Paesi terzi associati con l'Euratom (la Svizzera dal 1979). Sono attualmente in essere 26 contratti di associazione bilaterale. Nel contratto di associazione con l'Euratom l'Italia è rappresentata dall'ENEA. Tali contratti di associazione bilaterale prevedono finanziamenti da parte della Commissione Europea (erogati attraverso il programma Euratom Fusione), che coprono mediamente in varie forme circa il 25% dei costi delle attività di R&S, essendo il rimanente 75% a carico dei Paesi associati.

2. Recentemente è stato stipulato un accordo per lo sviluppo della fusione tra i Paesi membri dell'Unione e la Commissione Europea denominato EFDA, *European Fusion Development Agreement*. Tale accordo è volto a rafforzare il coordinamento e la collaborazione tra i Paesi membri in imprese comuni, quale in particolare l'esperimento comunitario JET (*Joint European Torus*).

3. Per la partecipazione ad ITER è stato sottoscritto nell'aprile 2007 uno specifico accordo: si tratta dell'*European Joint Undertaking for ITER and the Development of Fusion Energy* (detto in breve «*Fusion for Energy*», F4E). Gli obiettivi sono: attuare il contributo europeo ad ITER, implementare l'accordo bilaterale di collaborazione tra Europa e Giappone (*Broader Approach*) e preparare la costruzione del reattore dimostrativo DEMO. L'accordo in questione ha portato alla costituzione di una apposita Agenzia denominata appunto F4E, con sede in Barcellona. Ad essa partecipano la Commissione Europea, i Paesi facenti parte dell'Euratom e i Paesi terzi associati all'Euratom (fondamentalmente la Svizzera). Questa impresa comune, per avere maggiore flessibilità, è autonoma e non è sotto il controllo della Commissione.

- Il *budget* che la Commissione Europea ha stanziato per il periodo 2007-2011 nell'ambito del settimo programma quadro di ricerca è di circa 2 miliardi di euro. Tale stanziamento servirà in buona parte (per 1,35 miliardi di euro) a finanziare il contributo europeo ad ITER, nonché le attività di R&S nel campo della fisica e della tecnologia di supporto ad ITER e le attività preparatorie per DEMO.
- Il valore dei componenti che l'Europa dovrà fornire in natura («*in kind*») per la costruzione di ITER è di circa 1750 milioni di euro (la valutazione

è a prezzi 2001 e riferita al progetto di ITER disponibile in tale data). Del totale delle commesse per ITER affidate all'Unione Europea si stima che l'Italia possa acquisire circa il 20%, in particolare per la fornitura di magneti superconduttori, di componenti meccanici di grandi dimensioni ad elevata precisione, di componenti esposti ad elevati flussi di calore, di sistemi per controllo e telemanipolazione, di sistemi di riscaldamento ausiliari e diagnostici, di elettronica di potenza.

- La sperimentazione effettuata su ITER sarà supportata da sperimentazioni e attività di R&S svolte presso altri impianti e *facility* secondo quanto previsto sia dal cosiddetto «Programma di Accompagnamento» (varato nell'ambito della Comunità Europea) sia dal programma di collaborazione in R&S tra Unione Europea e Giappone denominato *Broader Approach*, più avanti brevemente descritto. In particolare, a supporto di ITER verrà realizzato un sistema di macchine tokamak cosiddette satelliti, la cui attività sperimentale sarà finalizzata ad ottimizzare le prestazioni di ITER. Su queste macchine satelliti verranno studiate specifiche operazioni di ITER che potrebbero porre problemi. Saranno così per ITER evidenziati eventuali malfunzionamenti, riscontrata la necessità di modifiche dell'*hardware*, evitati interventi sull'impianto possibili cause di ritardi, evidenziate necessità di controllo remoto nella camera a vuoto. Le due macchine satelliti principali saranno il JET (il noto grande tokamak, punta di diamante fino ad oggi dello sforzo di ricerca europeo, realizzato in Regno Unito) e JT-60SA (un grande tokamak giapponese che sarà profondamente modificato nel quadro dell'Accordo *Broader Approach*). Al momento JET, la macchina tokamak più grande esistente al mondo, è la sola in grado di usare il combustibile deuterio-trizio e quindi di fare sperimentazione con produzione di particelle  $\alpha$ . Il valore di JET in supporto alla fisica di ITER è evidente, dato che solo con JET potranno essere studiati gli effetti della presenza di particelle alfa con la loro distribuzione isotropica all'interno del plasma che brucia (distribuzione impossibile da simulare generando ioni veloci con sistemi a radiofrequenza). L'impianto giapponese JT-60SA potrà utilizzare solo plasmi di deuterio; attualmente si prevede che dopo le modifiche, tra cui l'adozione di magneti superconduttori e la capacità di generare una *current drive* significativa (con una frazione di corrente di «*bootstrap*» fino al 70%), inizierà ad operare nel 2016.

### 5.3 Il Broader Approach

- Il *Broader Approach* è un accordo di cooperazione internazionale tra Unione Europea (Euratom) e Giappone avente lo scopo di integrare il progetto ITER ed accelerare i tempi per la realizzazione dell'energia da fusione, attraverso attività di R&S relative a tecnologie avanzate per i futuri reattori dimostrativi. Tale Accordo è da considerare un accordo accessorio strettamente collegato a quello per ITER, resosi necessario per offrire al Giappone una contropartita al suo consenso alla scelta del sito di Cadarache per ITER.

- L'accordo è stato firmato il 5 febbraio 2007 e ratificato dall'Unione Europea nel giugno 2007. L'entità dei finanziamenti previsti ammonta a 680 milioni di euro (50% a carico dell'Europa e 50% a carico del Giappone), di cui una parte importante del contributo europeo sarà *in kind*. I contributi europei più importanti sono quelli di Francia (180 milioni di euro), Italia (90 milioni di euro), Spagna, Svizzera, Germania. L'Italia si è impegnata a svolgere in tale ambito le seguenti azioni: 1) la progettazione e realizzazione di nuovi magneti a superconduttore (e di parte delle alimentazioni elettriche) per il tokamak giapponese JT-60SA; 2) lo sviluppo del bersaglio (*target*) di IFMIF; 3) la progettazione e la costruzione di componenti del prototipo di acceleratore per IFMIF (a cura dell'INFN).
- Il *Broader Approach Agreement* prevede in particolare:
  - l'attività ingegneristica di progettazione e sviluppo di IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*) che sarà coordinata in Rokkasho (Giappone) e dovrebbe concludersi entro il 2011;
  - l'*upgrade* del sistema di magneti del tokamak giapponese JT-60, con l'adozione di magneti superconduttori; la macchina prenderà il nome JT-60SA (*'Super Advanced'*) e funzionerà come tokamak satellite di ITER;
  - la realizzazione in Giappone di un centro internazionale di ricerca sulla energia di fusione (IFERC), dotato in particolare di un centro di calcolo ad alta velocità (finanziato in buona parte mediante fondi europei).

#### 5.4 IFMIF

- La *facility* IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*) è una complessa struttura di ricerca finalizzata allo studio del danneggiamento dei materiali provocato da flusso di neutroni di alta energia, quali quelli generati nella reazione di fusione. I neutroni infatti determinano nei materiali su cui impattano alterazioni delle caratteristiche microstrutturali, che con il tempo causano deterioramenti nelle proprietà chimico-fisiche e termo-strutturali dei materiali. Come abbiamo sottolineato sopra, l'esigenza che muove alla realizzazione di IFMIF – lo studio del comportamento a lungo termine dei materiali strutturali dei componenti dell'isola nucleare sottoposti a flusso di neutroni veloci – è assolutamente essenziale per lo sviluppo dell'energia da fusione e non può in nessun modo essere soddisfatta mediante ITER, che avrà nell'arco della sua vita un troppo limitato numero di ore di funzionamento a piena potenza.
- IFMIF è attualmente in fase di progettazione. Ad essa partecipano congiuntamente cinque Paesi europei (tra cui l'Italia) e il Giappone in una specifica associazione che si chiama EVEDA (*Engineering Validation Engineering Design Activities*) nel quadro dell'Accordo *Broader Approach*. L'attività di EVEDA comprende anche la realizzazione di prototipi a piena scala dei componenti principali di IFMIF (l'acceleratore di ioni di deuterio, il *target* di litio, le *facility* di prova). L'Italia si è impegnata a

finanziare EVEDA con un contributo di 29,11 milioni di euro e con contributi volontari *in kind* per un valore complessivo pari al 30% del contributo europeo.

- IFMIF sarà una struttura di ricerca di cospicuo rilievo, con una lunghezza fuori tutto di oltre 200 metri, come indica la seguente figura n. 2 (tratta dal documento n. 1c) in Appendice n. 1), presentato dal professor Petronzio), progettata *ad hoc*, non avente uguali in tutto il mondo. I suoi componenti principali (vedi la seguente figura n. 3, tratta dal documento n. 2b) in Appendice n. 1), presentato dal professor Maiani) saranno: 1) una sorgente di ioni (tipicamente ioni di deuterio); 2) due acceleratori lineari, di grande potenza (complessivamente 10 MW), che accelerano gli ioni di deuterio fino all'elevatissima energia di 40 MeV, facendo convergere i fasci di ioni sullo stesso bersaglio (*target*); 3) un *target* costituito da litio fuso in circolazione forzata ad alta velocità, su cui gli ioni di deuterio accelerati impattano, sviluppando neutroni di elevata energia mediante opportune reazioni nucleari con i due isotopi del litio naturale, il litio 6 e il litio 7; si tratta delle reazioni nucleari  $\text{Li7} (d, 2n) \text{Be7}$  (che produce due neutroni ogni deuterone assorbito da un nucleo dell'isotopo 6 del litio) e  $\text{Li6} (d, n) \text{Be7}$  (che produce un neutrone ogni deuterone assorbito da un nucleo dell'isotopo 7 del litio); verranno così prodotti  $10^{17}$  neutroni/secondo; 4) la stazione di prova in cui vengono alloggiati i campioni di materiale da sottoporre ad irraggiamento neutronico (di volume pari a 0,5 litri); il flusso neutronico sul volume della stazione di prova è di  $10^{14}$  neutroni per secondo e per cmq; il danneggiamento accelerato conseguibile in IFMIF non è inferiore a 20 dpa per anno. L'espressione «dpa» sta per *displacement per atom*, cioè «dislocazione per atomo». Il numero delle dislocazioni per atomo, ossia il numero delle «dpa», è un indice del danno da radiazione neutronica subito dal materiale. I materiali strutturali impiegati nell'isola nucleare di un reattore a fusione dovranno poter sopportare fino a 80 dpa.



### The "grand" IFMIF (2015 ?) (International Fusion Materials Irradiation Facility)

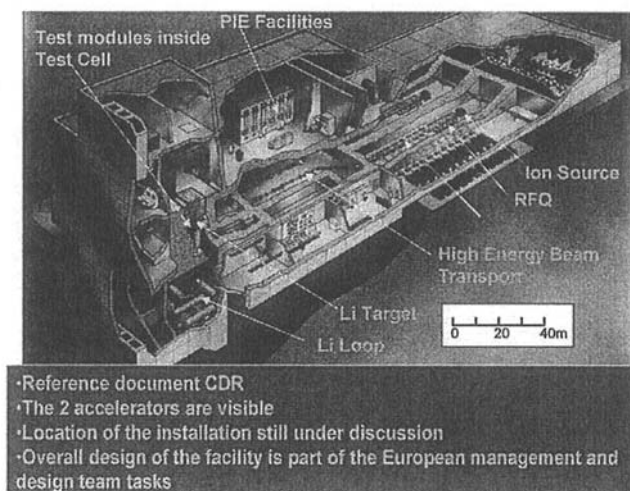


Figura 2 - La Facility IFMIF

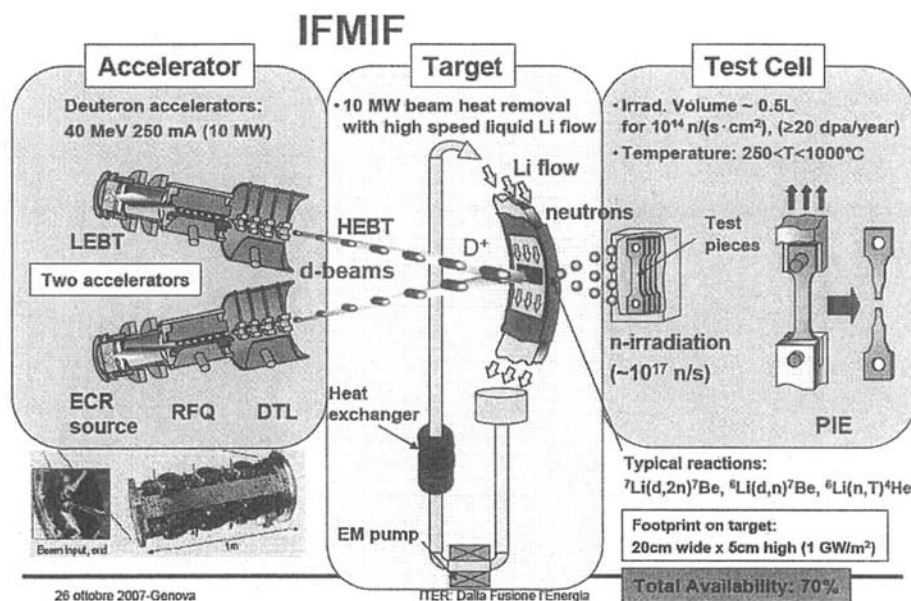


Figura 3 - Schema del funzionamento di IFMIF

- La costruzione di IFMIF dovrebbe terminare entro il 2020 (attualmente tuttavia non è stato ancora stipulato l'accordo internazionale per la sua realizzazione). Non è disponibile una stima aggiornata del costo di IFMIF (che comunque non dovrebbe essere inferiore a un miliardo di euro).
- La sperimentazione durerà una ventina d'anni. IFMIF consentirà prove accelerate di vita dei materiali, nonché la caratterizzazione e la qualificazione di questi materiali per l'impiego nei componenti e nelle strutture

dell'isola nucleare di DEMO (e di PROTO). C'è da chiedersi se IFMIF sarà in grado di fornire con adeguata tempestività e precisione l'enorme quantità di conoscenze su questi materiali speciali indispensabili per l'industrializzazione dei reattori a fusione. Il paragone tra le limitate possibilità di sperimentazione offerte da IFMIF e l'enorme attività sperimentale sviluppata per i materiali dei reattori a fissione induce ad una risposta non favorevole.

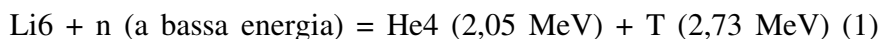
- Attualmente il Giappone non sembra più intenzionato a localizzare IFMIF sul proprio territorio. Se tale atteggiamento sarà confermato, IFMIF verrà ubicata in Europa. In questo caso potrebbe essere interessante per il nostro Paese candidarsi ad ospitare questa importante infrastruttura.

### 5.5 DEMO

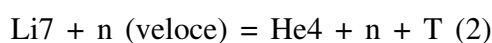
- Il terzo fondamentale passo della *Road Map* sarà costituito dalla centrale a fusione DEMO, che avrà lo scopo di verificare e qualificare per il funzionamento industriale i materiali, le procedure, i processi, i componenti, i subsistemi, i sistemi, nonché ogni altro elemento della futura centrale elettronucleare commerciale a fusione. In sostanza DEMO avrà il compito estremamente impegnativo di dimostrare la fattibilità tecnologica della fusione. La costruzione e la sperimentazione di DEMO saranno effettuate con fondi pubblici.
- Il dottor Maisonnier ha chiarito nella sua audizione che attualmente su DEMO non è in corso alcuna attività di progettazione, nemmeno a livello di *conceptual design*. La progettazione di DEMO potrà iniziare solo dopo la positiva conclusione della prima fase della sperimentazione su ITER, dedicata alla risoluzione dei problemi della fisica del plasma (cioè, se tutto va bene, tra una ventina d'anni) e richiederà, per poter essere completata, che sia giunto a felice conclusione un imponente programma di R&S e sperimentazione riguardante le principali scelte progettuali di una centrale a fusione nucleare, in particolare quelle relative: ai dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, ai magneti a superconduttore, ai materiali per la prima parete della camera toroidale, ai materiali di rivestimento del divertore, ai materiali strutturali del divertore, alla scelta del fluido termovettore (acqua pressurizzata o elio ad alta temperatura), al modulo per la produzione di trizio, ai dispositivi di isolamento termico dei superconduttori, alle apparecchiature per la manutenzione robotizzata telecomandata di parti radioattive dei componenti dell'isola nucleare, e così via.
- Punti particolarmente critici nella realizzazione di DEMO saranno: 1) il conseguimento di una soddisfacente fisica del plasma con un'alta frazione di corrente autogenerata (corrente di «*bootstrap*») nella corrente toroidale totale e con alto valore del fattore di guadagno Q; 2) la scelta del o dei sistemi di riscaldamento ausiliario del plasma; 3) le scelte progettuali relative al «mantello», dove opportune reazioni nucleari dei neutroni di fusione con il litio consentiranno la produzione di trizio (poi utilizzato come materiale primario per la reazione di fusione) e dove anche avrà luogo una non trascurabile amplificazione della produzione di potenza (per effetto

delle suddette reazioni nucleari con il litio, che sono esotermiche); 4) la scelta del fluido termoconvettore; 5) il conseguimento di una produzione di energia elettrica netta soddisfacente; 6) il mantenimento nel corso dell'esercizio di elevati valori della disponibilità dell'impianto (cioè della frazione di tempo in cui l'impianto funziona a piena potenza).

- Per la produzione di trizio nel «mantello» verranno utilizzate le seguenti reazioni nucleari con il litio:

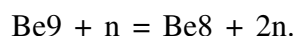


La reazione (1) è esoenergetica e produce 4,78 MeV; il neutrone n che attiva questa reazione deve essere a bassa energia (meno di 1 eV).



La reazione (2) è endoenergetica; il neutrone veloce che attiva questa reazione ha una energia maggiore della somma delle energie dei 3 prodotti della reazione; la differenza tra le energie cinetiche dei componenti prima e dopo la reazione è di 2,47 MeV (Prima meno Dopo).

- Il litio naturale è composto per 7,42% dall'isotopo 6 (Li6) e per il 92,58% dall'isotopo 7 (Li7). Le due reazioni nucleari sopraindicate mostrano che ad ogni assorbimento di un neutrone corrisponde la creazione (a spese di un nucleo di litio) di un nucleo di trizio. Poiché vi sono altri processi di cattura dei neutroni da fusione che avvengono nel «mantello», per assicurare la ri-creazione di almeno un nucleo di trizio ogni nucleo di trizio bruciato nella reazione di fusione, è necessario introdurre una qualche forma di moltiplicazione neutronica, ad esempio utilizzando la seguente reazione nucleare con il berillio:



- È importante segnalare che nel «mantello», per effetto della produzione di trizio con le sopraindicate reazioni nucleari, viene generata una ulteriore potenza: il «mantello» è per merito del litio un amplificatore di potenza. Se le due equazioni 1 e 2 fossero equiprobabili, ad ogni assorbimento di neutrone da fusione si genererebbe una energia netta pari a 2,31 MeV ( $2,31 = 4,78 - 2,47$ ). Si tratterebbe di una assai rilevante amplificazione della potenza generata nella fusione, pari al 13% ( $2,31 / 17,6 = 0,13$ ). Per potere valutare se prevale l'effetto esoenergetico della reazione (1) o l'effetto endotermico della reazione (2), bisognerebbe disporre del progetto dettagliato del «mantello», comprensivo dei dispositivi, ad esempio a berillio, di moltiplicazione dei neutroni e dell'andamento del flusso neutronico nel «mantello».
- Una parte di estrema importanza del reattore DEMO è ovviamente costituita dal circuito di raffreddamento del «mantello». La scelta principale che determina il progetto del circuito è quella del fluido termoconvettore. Le due opzioni sono: acqua in pressione a temperatura massima di 300°C o gas elio a temperatura massima di 500°C. Nel primo caso (acqua in

pressione) il rendimento termodinamico della conversione della potenza termica in potenza elettrica scende a valori intorno al 30%; inoltre vi possono essere problemi per l'utilizzazione del materiale Eurofer che sotto i 300°C si infragilisce in modo inaccettabile. Nel secondo caso (elio a temperatura fino a 500°C) il rendimento termodinamico può salire oltre il 45% e non vi sono più problemi per l'utilizzazione di Eurofer, almeno fino a 500°C.

- L'energia termica ceduta dal «mantello» al fluido termoconvettore (acqua in pressione o elio ad alta temperatura) viene poi trasferita mediante il fluido termoconvettore ad appositi scambiatori di calore situati all'esterno dell'isola nucleare. In questi scambiatori viene prodotto vapore ad alta pressione e temperatura. L'energia termica del vapore viene poi trasformata (in parte) in energia elettrica mediante un consueto impianto composto da turbina, alternatore e condensatore.
- Una buona disponibilità di DEMO è indispensabile per fare avvenire in tempi ragionevoli le qualificazioni dei componenti sottoposti a radiazione neutronica: si ritiene che la progettazione di PROTO non possa iniziare prima che i materiali dei componenti testati in DEMO non abbiano superato i 50 dpa e la costruzione dei componenti di PROTO non possa avvenire prima che la sperimentazione di DEMO non abbia raggiunto per tali componenti i 100 dpa. Ad esempio, per conseguire in DEMO i 50 dpa sui materiali della camera toroidale occorreranno 5,5 anni se la disponibilità a piena potenza è del 50% e ben 8 anni se tale disponibilità scende al 33%.
- Per conseguire elevati valori di disponibilità, DEMO dovrà essere dotato di un adeguato sistema meccanico con comando remotizzato, in grado di effettuare rapidamente interventi di manutenzione ordinaria e straordinaria sui componenti irraggiati (e quindi radioattivi) dell'isola nucleare. Per inciso, il sistema di manutenzione robotizzato sviluppato per ITER purtroppo non potrà essere adottato per DEMO.
- Pur avendo sottolineato che non vi è allo stato alcun progetto per DEMO, il dottor Maisonnier nella sua audizione, alla *slide* n. 27 dell'allegato n. 4b), ha comunque fatto riferimento a «un DEMO possibile». La base tecnologica indicata per questo DEMO possibile è uno dei 5 modelli di reattore elettronucleare su cui si è concentrato lo studio della Comunità Europea denominato PPCS (*Power Plant Conceptual Studies*), studio terminato nel 2005, precisamente il modello AB. Per una breve presentazione dello studio PPCS si rimanda al seguente paragrafo 5.6 dedicato a PROTO.
- Le caratteristiche principali di questo «possibile» DEMO sono: potenza termica di fusione pari a 2.400 MW, frazione autogenerata della corrente toroidale pari al 54%, rapporto Q tra potenza termica di fusione e potenza di riscaldamento ausiliaria pari a 12,5 (con funzionamento in continua), potenza di riscaldamento ausiliario pari a ben 192 MW, potenza di pompaggio dell'elio (il fluido scelto per il raffreddamento) pari a 194 MW. La potenza termica complessiva trasmessa al fluido termoconvettore (elio) è stimata pari a 2.880 MW. Questo dato è ottenuto come somma di tre termini: 1) la potenza di fusione (2.400 MW); 2) la potenza iniettata nel plasma dai dispositivi di riscaldamento ausiliario (circa 200 MW); 3) la po-

tenza addizionale sviluppata nel «mantello» per effetto delle reazioni nucleari (in media esotermiche) di assorbimento dei neutroni con il litio (valutata pari a 280 MW). La potenza elettrica generata ai morsetti dell'alternatore è valutata pari al 45% della potenza termica complessiva trasmessa al fluido termoconvettore e cioè pari a  $0,45 \times 2.880 = 1.296$  MW elettrici. Parte di questa potenza elettrica è però necessaria per i dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma ( $192/0,60 = 320$  MW, avendo assunto per questi dispositivi un rendimento complessivo del 60%), per la circolazione dell'elio (194 MW) e per gli altri sistemi ausiliari d'impianto (60 MW). In complesso quindi la potenza elettrica netta prodotta dall'impianto sarebbe di  $1.296 - 320 - 194 - 60 = 722$  MW e il rendimento complessivo di questo DEMO «possibile» è circa pari al 30%.

- A riguardo di questi dati una sola osservazione. Mentre il valore 0,45 assunto per il rendimento della trasformazione in potenza elettrica della potenza termica complessiva trasportata dal fluido termovettore appare ragionevole, dato l'uso di elio, verosimilmente a temperatura non inferiore a 500°C, molto ottimistica appare invece l'adozione di un rendimento pari a 0,60 per i dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma. Attualmente i rendimenti per macchine di questo tipo non superano i valori 0,15-0,20, come ha indicato il professor Petronzio nel documento 5c) in Appendice n. 1 (anche se il dottor M. Gasparotto nel documento 5f) in Appendice n. 1 e il professor G. Rostagni in una recente comunicazione ritengono che per i dispositivi a iniezione di neutri siano attualmente conseguibili rendimenti pari a circa il 30%). Se ad esempio si assumesse il realistico valore 0,25 per il rendimento dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, per produrre nel plasma una potenza di riscaldamento ausiliario pari a 192 MW, occorrerebbe una potenza elettrica ai morsetti dei dispositivi di riscaldamento ausiliario pari a 768 MW ( $=192/0,25$ ). La potenza elettrica netta scenderebbe a 274 MW, con un rendimento complessivo della centrale pari a 0,11 ( $=274/2400$ ), un valore assolutamente inaccettabile. In sostanza la centrale funzionerebbe in gran parte solo per autoalimentarsi. Sarebbe una assurdità, da attribuire in ultima analisi alla scelta di operare con un fisica del plasma caratterizzata da un valore di Q troppo basso ( $Q = 12,5$  in continua). D'altra parte è questa la scelta che è stata fatta per ITER. DEMO non si può discostare troppo da ITER per quanto riguarda la fisica del plasma. Valori bassi di Q comportano inevitabilmente grandi potenze di riscaldamento ausiliario del plasma. Ma i rendimenti dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma sono attualmente bassi. I valori dei rendimenti ipotizzati per tali dispositivi nel citato PPCS sono molto elevati (oltre il triplo di quelli attualmente conseguibili). Quanto siano realistiche queste ipotesi è difficile dire. Comunque sia, è evidente l'estrema importanza per DEMO di un adeguato programma di R&S sui dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, volto in particolare ad aumentare di molto i valori dei loro rendimenti rispetto agli attuali, nonché a garantire il conseguimento di elevati valori di affidabilità.

- Adeguata attenzione merita il grosso problema del raggiungimento da parte dei dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma degli elevatissimi valori di affidabilità necessari per il buon funzionamento di una centrale elettronucleare a fusione. Questi dispositivi sono macchine molto complesse (composte come sono di acceleratori di ioni, neutralizzatori di ioni, dispositivi elettronici a frequenze elevate o elevatissime, e così via) finora realizzate nel mondo solo per sperimentazioni di ricerca (che per loro natura non richiedono elevati valori di MTBF, *mean time between failure*) e per di più di dimensioni molto inferiori a quelle necessarie per DEMO.
- Due parole sulla tempistica. Al riguardo il dottor Maisonnier ha presentato in una apposita *slide*, la n. 11 del documento n. 4b), lo scenario cosiddetto *Fast Track*, cioè il programma di azioni che prevede il conseguimento dell'energia da fusione nel tempo più rapido. In base a questo scenario le qualificazioni dei componenti e dei processi di una centrale elettronucleare a fusione necessarie per iniziare la progettazione di PROTO, la centrale dimostrativa (anche dal punto di vista economico), dovrebbero essere ultimate all'inizio del 2046. Questo scenario *Fast Track* appare già ora in ritardo, dato che prevede per il gennaio 2017 l'inizio della sperimentazione su ITER (contro le attuali previsioni del giugno 2019). Al riguardo dei tempi realisticamente prevedibili per DEMO, si rimanda alle considerazioni del punto 11 del capitolo 7.
- Va però sottolineato che nella sua esposizione al Senato il dottor Maisonnier è stato molto più prudente di quanto indicato nello scenario *Fast Track*. A suo avviso, la progettazione di DEMO avrà una durata di circa dieci anni e potrà iniziare solo successivamente al conseguimento di vari importanti risultati positivi nelle sperimentazioni su ITER e su IFMIF (non certo nel 2017, come invece previsto dallo scenario *Fast Track*). Altri dieci anni saranno poi necessari per la costruzione di DEMO.

### 5.6 La prima centrale elettronucleare industriale a fusione (PROTO)

- La *Road Map* si concluderà con la realizzazione della prima centrale elettronucleare industriale a fusione (a suo tempo denominata «PROTO»; questa denominazione negli ultimi documenti della Commissione Europea non è più in uso). Competerà a questa prima centrale a fusione il compito della produzione di energia elettrica a costi competitivi rispetto alle altre fonti energetiche, nonché, più in generale, il compito della dimostrazione della fattibilità complessiva, fisica, tecnologica e anche economica, della generazione di energia elettrica mediante fusione nucleare.
- Attualmente non vi è alcuna attività progettuale in corso riguardante questa prima centrale elettronucleare industriale (che per semplicità continuiamo a denominare PROTO). L'unico studio che può avere un qualche riferimento al riguardo è il PPCS (*Power Plant Conceptual Study*), svolto per conto della Commissione Europea e conclusosi nel 2005 (vedi il documento n. 4b) del dottor Maisonnier). Nel PPCS sono stati studiati 5 mo-

delli di reattore di potenza, di cui 3 (A, AB e B) con estrapolazioni limitate rispetto ad ITER e 2 (C e D) più avanzate.

- Questi 5 modelli differiscono tra loro per vari importanti aspetti: per la potenza di fusione (massima nel modello A - 5.00 GW e minima nel modello D - 2.53 GW); per la dimensione del raggio maggiore della camera toroidale (massima nei modelli A e AB - 9,55 metri e minima nel modello D - 6,1 metri); per la frazione della corrente di plasma autogenerata (frazione di «*bootstrap*») (minima nei modelli B e AB - 43% e massima nel modello D - addirittura 76%); per il materiale generatore di trizio (per quattro modelli LiPb (litio-Piombo)); per il fluido di raffreddamento (acqua pressurizzata nel modello A, litio-Piombo nel modello D, elio negli altri tre modelli); per il materiale strutturale della prima parete (Eurofer in tutti i modelli eccetto il modello D, che utilizza SiC/SiC).
- La grande diversità esistente tra questi 5 modelli di centrale a fusione su fondamentali elementi, in particolare su primarie scelte tecnologiche, evidenzia molto bene che per PROTO si è ancora in una fase molto preliminare.

## CAPITOLO 6

### *Il programma di ricerche italiane nel settore della fusione*

#### *6.1 Quadro generale*

- Il nostro Paese dedica ormai da decenni cospicue risorse ad attività di ricerca nel settore della fusione nucleare. Il contributo dell'Italia al programma di ricerca sulla fusione è anzi uno dei più rilevanti europei. Un indicatore dell'impegno italiano è dato dal numero delle persone impiegate a tempo pieno, che è stato compreso in questi anni tra 400 e 500 persone, buona parte delle quali a livello di fisico o ingegnere. L'esame critico delle attività finora svolte dall'Italia in questo settore e dei risultati raggiunti esula dagli obiettivi di questa indagine conoscitiva.
- Fino al 2006 la quasi totalità delle ricerche è stata effettuata dagli enti di ricerca pubblici ENEA e CNR ed è stata inquadrata in un programma coordinato dalla Commissione Europea nell'ambito dell'Associazione bilaterale per la fusione tra Euratom e Italia. In tale Associazione l'Italia è rappresentata dall'ENEA in qualità di coordinatore nazionale. Tale ruolo è stato formalmente conferito all'ENEA nella delibera del CIPE del 26 luglio 1990. Anche in precedenza l'ENEA aveva esercitato questo ruolo, ma sostanzialmente in termini di un accordo con il CNR, condiviso dai Ministeri vigilanti. In particolare una nota del Ministero della ricerca scientifica del 7/10/83 riferiva su un'intesa raggiunta tra ENEA e CNR circa l'affidamento all'ENEA del coordinamento delle ricerche sulla fusione. Nei giorni successivi il 12/10/83 il Ministero dell'industria trasmetteva al CIPE un parere positivo circa la responsabilità dell'ENEA sui programmi fusionistici italiani.
- Dopo il 2006, in aggiunta alle attività svolte nell'ambito di questa Associazione (ora inquadrate nel programma di accompagnamento ad ITER), vengono svolte anche altre attività, tutte direttamente o indirettamente collegate ad ITER. Si tratta di commesse di R&S riguardanti subsistemi per ITER e di attività nell'ambito dell'Accordo denominato *Broader Approach*. Ad esse partecipa anche un altro ente di ricerca pubblico, l'Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN).
- L'Associazione italiana per la fusione, rappresentata dall'ENEA, comprende il Consorzio RFX di Padova e l'Istituto di fisica del plasma del CNR di Milano. Altri *partner* sono il Consorzio universitario CREATE del Politecnico di Torino e le Università di Catania e di Roma Tor Vergata.



- Il Consorzio RFX di Padova è stato costituito oltre trent'anni fa dall'ENEA, dal CNR (in particolare dall'Istituto dei Gas Ionizzati - IGI), dall'Università di Padova e dalle Acciaierie Venete S.p.A. Ha avuto per obiettivo la realizzazione e la sperimentazione di RFX (sigla per *Reversed Field eXperiment*), una macchina toroidale in cui il plasma è confinato da opportuni campi magnetici nella configurazione *reversed field pinch*, alternativa alla configurazione tokamak. Il Consorzio RFX ha sede presso l'Area di ricerca del CNR di Padova. Conta 150 persone (di cui 80 ricercatori); tra queste 48 sono i dipendenti dell'Istituto dei Gas Ionizzati del CNR, asse portante del Consorzio RFX. A queste 150 persone vanno ora aggiunte circa 20 persone dell'INFN, entrato nel consorzio RFX nel 2006.
- Il finanziamento delle attività di ricerca italiane nel settore della fusione è stato effettuato finora mediante i fondi propri di funzionamento di ENEA e CNR e mediante finanziamenti della Commissione Europea (a carico dei programmi quadro di ricerca). I finanziamenti europei sono di due tipi: a copertura parziale (fino al 40%) dei costi di specifiche azioni inserite nei programmi dell'Associazione bilaterale Euratom-Italia e a parziale copertura mediante "Fondi di Rotazione" relativi alla partecipazione a programmi di ricerca europei.
- In Italia le attività di ricerca sulla fusione sono svolte presso i seguenti principali Centri di ricerca:
  - il Centro di ricerca ENEA di Frascati (dove sono situati i tokamak FT e FTU)
  - il Centro di ricerca tecnologica ENEA del Brasimone (dove sono in funzione i laboratori e le *facility* sperimentali *Divertor Refurbishment Platform*, He FUS3 e Li FUS3)
  - il Consorzio RFX di Padova (dove nella sperimentazione su RFX è stata tra l'altro acquisita una importante esperienza nella tecnologia del controllo attivo delle instabilità magnetoidrodinamiche del plasma, realizzato mediante opportuno apparato di bobine magnetiche disposte sulla camera toroidale)
  - l'Istituto di Fisica dei Plasmi - IFP - «Piero Caldirola» del CNR di Milano (dove si sviluppano la fisica e le tecnologie del sistema di riscaldamento ECRH e dove vengono effettuati studi sui modelli fisico-matematici dei plasmi).
- L'attività svolta ha consentito in particolare l'acquisizione delle seguenti competenze scientifiche e tecnologiche di alto livello:
  - nel campo della fisica del plasma e del controllo del plasma (in particolare per le sperimentazioni effettuate sul tokamak FTU-ENEA di Frascati e sull'impianto RFX del Consorzio RFX di Padova, per la partecipazione all'attività del JET e per gli studi sui modelli fisico-matematici del plasma svolti presso l'IFP-CNR di Milano)
  - sui materiali per superconduttori (una grossa esperienza anche industriale in questo campo è maturata nell'ambito di programmi CERN;

- per ITER è in atto il progetto e la supervisione della costruzione di un cavo da 80 mila ampère)
- sui magneti a superconduttori
  - sulla robotica per telemanipolazione (vedi in particolare la *facility Divertor Rerfurbishment Platform* per la manutenzione robotizzata del divertore di ITER presso il Centro ENEA del Brasimone)
  - sulla fisica e sull'ingegneria degli acceleratori di particelle nucleari (questo importante *know how* sarà applicato nello sviluppo del dispositivo NBI di riscaldamento del plasma a iniezione di neutri per ITER e nello sviluppo degli acceleratori di deuteroni per IFMIF)
  - sulla fisica e sulle tecnologie relative all'ECRH.
- Più in dettaglio, per quanto riguarda l'ENEA vanno ricordate in particolare le seguenti attività:
    - la realizzazione e la sperimentazione nei laboratori di Frascati dell'impianto Frascati Tokamak (FT) per lo studio di plasmi confinati con campi magnetici elevati (impianto ideato dal professor Bruno Coppi, esperto a livello mondiale nel settore delle macchine ad alto campo)
    - la realizzazione e la sperimentazione nei laboratori di Frascati dell'impianto Frascati Tokamak Upgrade (FTU) per lo studio di plasmi confinati con campi magnetici elevati
    - la partecipazione alla realizzazione della macchina europea *Joint European Torus* (JET) e la partecipazione alla sperimentazione scientifica su tale macchina
    - l'impegno nello sviluppo di tecnologie necessarie per la realizzazione di reattori a fusione, tra cui le tecnologie per la realizzazione di cavi a superconduttori, la robotica per manutenzione telecomandata, le alimentazioni elettriche di potenza, i sistemi di riscaldamento del plasma a radio frequenza, lo sviluppo di mantelli triziogeni, lo sviluppo di componenti affacciati al plasma (presso il centro ENEA del Brasimone).
  - Va inoltre segnalato che l'ENEA è da tempo impegnato nello sviluppo e nella realizzazione di Ignitor, un tokamak D + T ad alto flusso magnetico e alta densità del plasma, che prevede di conseguire (per la prima volta al mondo) condizioni di ignizione del plasma (*Burning Plasma*, Q pari ad infinito). Il *principal investigator* di Ignitor è il professor Bruno Coppi del MIT di Boston. Il programma Ignitor non fa parte del programma europeo sulla fusione e pertanto non è oggetto di finanziamenti comunitari (vedi in dettaglio il paragrafo 6.3).
  - Per quanto riguarda il CNR le attività principali sono state:
    - lo sviluppo della complessa modellistica riguardante la fisica dei plasmi, lo sviluppo della fisica e delle tecnologie dell'ECRH, la partecipazione all'installazione dell'impianto ECRH in FTU e alla relativa sperimentazione (da parte dell'IFP di Milano)
    - la progettazione, la realizzazione e la sperimentazione dell'impianto RFX a Padova; recentemente questa sperimentazione ha riguardato

in particolare lo sviluppo della tecnologia di controllo attivo delle instabilità magnetoidrodinamiche del plasma (controllo realizzato mediante un sistema di quasi duecento bobine magnetiche ciascuna in grado di reagire prontamente a perturbazioni locali del campo magnetico del plasma), nonché lo studio delle turbolenze al bordo del plasma con strumenti sofisticati di misura e la messa a punto di raffinate metodologie di analisi dei dati.

- Dopo questa breve sintesi del passato, passiamo al futuro. È opportuno al riguardo citare innanzitutto il documento programmatico relativo alle attività del decennio 2006-2015 presentato al Ministro Moratti nel 2006 congiuntamente dai presidenti di ENEA, CNR e INFN (vedi il documento n. 2c<sub>2</sub>) in Appendice n. 1). Le attività italiane sulla fusione previste in quel documento per questo periodo sono:

1. La partecipazione alla realizzazione di ITER mediante: a) qualificata presenza di ricercatori e tecnici italiani nelle organizzazioni preposte alla realizzazione di ITER; b) supporto al sistema industriale italiano per la migliore realizzazione delle commesse relative ad ITER; c) assunzione di diretta responsabilità per lo sviluppo di componenti ad elevato contenuto scientifico di ITER, in particolare diagnostiche e dispositivi di riscaldamento del plasma (tra queste azioni di sviluppo la principale è la realizzazione da parte del Consorzio RFX del dispositivo NBI di riscaldamento del plasma mediante iniezione di atomi neutri).

2. Lo svolgimento delle attività attribuite all'Italia nell'ambito dell'Accordo *Broader Approach*.

3. Un programma sperimentale di ricerche di fisica del plasma riferito ad ITER basato sulla utilizzazione degli impianti FTU e RFX.

4. Un programma di ricerche tecnologiche a supporto sia di ITER, sia di esigenze nell'ambito del *Broader Approach*, sia del reattore dimostrativo DEMO.

5. La formazione e il *training* del nuovo personale, anche in vista della partecipazione alle attività internazionali.

6. Il progetto e la costruzione a cura dell'ENEA nel Centro di Frascati di un nuovo tokamak denominato FAST (descritto in dettaglio nel paragrafo 6.2), concepito esplicitamente come «satellite» di ITER, anche se abilitato solo alla sperimentazione con plasmi di deuterio, avente lo scopo di simulare con particelle accelerate mediante radiofrequenza i fenomeni prodotti in ITER dalle particelle alfa create nella fusione.

Le risorse umane complessive ritenute necessarie per tale programma decennale sono valutate nel documento pari a 5 mila anni-persona, con un organico medio nel periodo di circa 500 persone. Le risorse finanziarie necessarie nei 10 anni sono valutate pari a 850 milioni di euro, di cui 280 milioni di euro previsti come contributo dell'Euratom, 450 milioni di euro provenienti dai bilanci ordinari di ENEA, CNR e INFN e il resto da stanziamenti governativi *ad hoc* per FAST e per le azioni del *Broader Approach*.

- Nell'ambito dell'Accordo *Broader Approach* tra Unione Europea e Giappone, in cui la spesa prevista a carico del nostro Paese ammonta a 90 milioni di euro (il 25% del contributo europeo), l'Italia si è impegnata alle seguenti azioni:
  - progettazione del primo stadio dell'acceleratore di deuteroni per IFMIF e realizzazione di un prototipo (a cura dell'INFN)
  - partecipazione alla realizzazione del «bersaglio» di litio liquido in convezione forzata per IFMIF (a cura dell'ENEA)
  - partecipazione, unitamente all'industria italiana, al progetto e alla realizzazione dei magneti toroidali a superconduttori per il tokamak giapponese JT-60SA, il principale satellite previsto per ITER, impresa comune tra l'Unione Europea e il Giappone (a cura in particolare di ENEA)
  - sviluppo e realizzazione di buona parte dell'alimentazione elettrica dei magneti per il tokamak JT-60SA (a cura di ENEA e CNR)
  - partecipazione all'attività di progettazione di IFMIF nell'ambito di EVEDA
  - partecipazione all'attività per la realizzazione del centro di ricerca IFERC in Giappone (a cura dell'ENEA).
  
- Per queste azioni sono stati previsti i seguenti finanziamenti:
  - 25 milioni di euro all'INFN (Laboratorio Nazionale di Legnaro) per la progettazione e la costruzione del primo stadio RFQ dell'acceleratore di deuteroni per IFMIF
  - 5 milioni di euro all'ENEA per la realizzazione del bersaglio a litio liquido in convezione forzata per IFMIF
  - 44 milioni di euro all'ENEA, al CNR e all'industria italiana per varie azioni di *upgrading* dell'impianto giapponese JT-60SA, impresa comune tra l'Unione Europea e il Giappone, il principale satellite di ITER a complemento del JET; di particolare rilevanza tra queste azioni il progetto e la realizzazione dei magneti per il campo toroidale, di sistemi di riscaldamento del plasma e di sistemi di alimentazione elettrica per i magneti; il finanziamento delle attività del CNR in questo ambito sarà di 15 milioni di euro (nel quinquennio 2007-2011)
  - 1 milione di euro per la partecipazione dell'ENEA alla realizzazione in Giappone del Centro di calcolo IFERC.
  
- Si è inoltre deciso che presso il Consorzio RFX di Padova verrà sviluppato e realizzato il principale dispositivo previsto in ITER per il riscaldamento ausiliario del plasma, basato sulla iniezione di atomi neutri di alta energia (dispositivo denominato NBI, *Neutral Beam Injection*). La parte più importante di questo dispositivo sarà costituita da un acceleratore di grande potenza. L'impegno finanziario di questa azione di sviluppo e fornitura è previsto pari a circa 100 milioni di euro. Su questo progetto lavorano il Consorzio RFX e l'INFN. Quanto ai finanziamenti, al momento sono stati assegnati al CNR (nel Consorzio RFX) 15 milioni di euro, che saranno impiegati prima di tutto per gli edifici e gli impianti necessari per l'assemblaggio e le prove di questo grande dispositivo. Altri 5 milioni

- di euro sono stati assegnati all'INFN per lo studio dell'acceleratore del NBI.
- L'impegno di personale del CNR sulla fusione nucleare è così riassumibile:
    - presso l'Istituto Fisica del Plasma «Piero Caldirola» di Milano sono impegnate 32 persone di cui 19 ricercatori
    - presso l'Istituto dei Gas Ionizzati di Padova (che fa parte del Consorzio RFX) sono impegnate 48 persone di cui 25 ricercatori
    - in totale quindi lavorano su problematiche della fusione nucleare al CNR 80 persone di cui 44 ricercatori.
  - Il Consorzio RFX è impegnato nell'ambito del programma italiano sulla fusione nelle seguenti azioni:
    - sviluppo, realizzazione, sperimentazione e fornitura ad ITER del fondamentale dispositivo NBI per il riscaldamento ausiliario del plasma mediante iniezione di atomi neutri NBI
    - realizzazione di componenti per JT-60SA
    - azioni del programma di accompagnamento ad ITER (in particolare apposite sperimentazioni su RFX)
    - un ulteriore grosso impegno deriverà dalla realizzazione del tokamak FAST (se approvato), ovviamente in stretta collaborazione con ENEA.
  - L'attività dell'INFN nel settore della fusione nucleare è così sintetizzabile:
    - collaborazione con il Consorzio RFX per la realizzazione dell'acceleratore del dispositivo NBI di riscaldamento del plasma mediante iniezione di atomi neutri
    - sviluppo di parti fondamentali dell'acceleratore che sarà impiegato nella *facility* IFMIF
    - messa a disposizione di esigenze nel settore della fusione nucleare della grande esperienza dell'INFN nei campi della criogenia, dei magneti a superconduttori e delle apparecchiature speciali in radiofrequenza.

## 6.2 FAST

- La proposta della *facility* FAST (*Fusion Advanced Studies Torus*), avanzata dall'ENEA all'Euratom, attualmente all'esame presso la Commissione Europea, si riferisce ad un tokamak utilizzante solo deuterio, da installare nel Centro ENEA di Frascati (vedi documento 7a) in Appendice n. 1), strettamente finalizzato alle esigenze programmatiche di ITER. FAST sarebbe quindi un terzo tokamak satellite di ITER, dopo JET e JT-60SA. Per operare davvero come impianto satellite di ITER, FAST dovrebbe essere realizzato al più presto ed entrare in servizio non più tardi di ITER, quindi entro il 2019.
- I progettisti di FAST ritengono che questa *facility*, nonostante il suo plasma sia costituito solo da deuterio, potrà egualmente consentire la simula-

zione del comportamento nel plasma delle particelle alfa prodotte dalle reazioni D + T in ITER. Per tale simulazione verrebbero utilizzati deuteroni veloci, opportunamente accelerati da apposito dispositivo di riscaldamento ausiliario. FAST potrebbe inoltre verificare soluzioni tecnologiche di interesse per ITER relative ad alcuni componenti critici interagenti con il plasma, come l'utilizzazione del tungsteno per la prima parete e per il divertore e l'uso della tecnologia di raffreddamento a litio liquido per il divertore. Le caratteristiche di FAST dovrebbero anche consentire di accedere ai regimi avanzati caratterizzati da impulso lungo rispetto al tempo di diffusione della corrente.

- I principali dati di progetto di FAST (compresi i valori di potenza dei sistemi ausiliari di riscaldamento) sono presentati nella seguente Tabella:

Principali dati di progetto di FAST e dei sistemi ausiliari di riscaldamento

Ro (m)/a (m)	1,82/0,64
B <sub>t</sub> , Campo magnetico toroidale (Tesla)	7,5
I <sub>p</sub> , Corrente di plasma (MA)	6,5
P <sub>ICRH</sub> (MW)	30
P <sub>NBI</sub> (MW)	0 (10*)
P <sub>eNBI</sub> (MW)	0
P <sub>ECRH</sub> (MW)	4
P <sub>LHCD</sub> (MW)	6
P <sub>tot</sub> / Ro (MW/m)	22
Durata della scarica (s)	

\* Dispositivo ausiliario da installare in un secondo momento

- Anche solo questi pochi dati di FAST, in particolare le sue dimensioni, l'intensità del suo campo magnetico toroidale (superiore a quello di ITER) e la potenza dei sistemi di riscaldamento ausiliari, evidenziano la notevole rilevanza di questa *facility*. Il suo costo è stato valutato in via preliminare pari a 326 milioni di euro. Ma è probabile che un'analisi di costo aggiornata, comprensiva altresì di tutto quanto necessario per questo impianto (ad esempio, comprensiva anche dei costi del potenziamento della rete elettrica di connessione del Centro di Frascati con la rete elettrica nazionale), porti a cifre maggiori. Ad esempio, un costo che potrebbe essere stato ampiamente sottostimato è quello del dispositivo di riscaldamento a radiofrequenza ICRH (tali dispositivi attualmente non vengono a costare meno di 2 milioni di euro a MW e la potenza di questo dispositivo che verrebbe installata in FAST è di 30 MW).

- Il *Panel* internazionale che ha effettuato una *review* delle possibili macchine satelliti europee di ITER ha indicato come elementi di FAST da valutare: la scelta di non operare con miscele deuterio-trizio; la limitata durata dell'impulso alle prestazioni più elevate (che non consente di affrontare su FAST il problema dello stato stazionario per ITER) raccomandando di migliorare questo aspetto; infine il volume piuttosto compatto (che limita la potenza massima applicabile con il riscaldamento a radiofrequenza e le disponibilità di accesso delle diagnostiche).
- I proponenti sostengono che su FAST sarà possibile simulare il comportamento delle particelle alfa risultanti dalla fusione D + T. Verrebbero per questo utilizzati ioni deuterio accelerati a grande energia (0,5 MeV) tramite il dispositivo di riscaldamento del plasma a radiofrequenza ICRH. Come indica la tabella, in FAST è previsto l'utilizzo di un dispositivo ICRH di grande potenza (30 MW), con radiofrequenza centrata attorno alla frequenza di risonanza degli ioni e cioè a 70-80 MHz. Solo in un secondo tempo potrebbe venire installato un dispositivo di riscaldamento NBI, basato cioè sull'iniezione di atomi neutri. A riguardo della possibilità di questa simulazione sperimentale, l'esperienza finora acquisita con il riscaldamento ICRH fa ritenere da un lato assai problematica l'iniezione di una potenza così elevata in aggiunta a quella degli altri sistemi di riscaldamento proposti in una macchina di dimensioni relativamente piccole, dall'altro praticamente impossibile la realizzazione di una distribuzione spaziale ed energetica degli ioni veloci simile a quella delle particelle alfa in ITER, ciò a causa del comportamento altamente non lineare del plasma (sia per il riscaldamento, sia per le perdite). Tentativi di simulazione di questo tipo, effettuati in passato in altre macchine, non hanno dato risultati positivi.

### 6.3 Ignitor

- Ignitor è la prima (e finora unica) macchina progettata per raggiungere regimi fisici del plasma in cui le reazioni di fusione D + T nella camera toroidale raggiungono la condizione di ignizione, in cui cioè la fusione genera nel plasma un riscaldamento sufficiente a compensare le perdite termiche e la reazione di fusione si autosostiene (cioè, non c'è più bisogno di riscaldamento ausiliario). Ignitor consente quindi di esplorare la fisica del plasma in tutte le condizioni in cui il riscaldamento operato dalle particelle alfa generate nella reazione di fusione D + T è prevalente (o esclusivo) e di studiare i problemi del controllo delle reazioni di fusione nella delicata condizione di ignizione.
- Come quella di ITER, anche la storia di Ignitor è piuttosto travagliata. Ma nel caso di Ignitor è mancato completamente il ruolo positivo di supporto esercitato per ITER dalla volontà politica a livello internazionale. Per Ignitor hanno invece prevalso, indipendentemente dai riconoscimenti del valore del progetto in seno alla comunità scientifica internazionale più qualificata, atteggiamenti dilatori o negativi delle burocrazie tecniche.

- Proposta dal professor Bruno Coppi del MIT alla comunità fusionistica nei lontani anni 1975-77 come logico sviluppo dei favorevoli risultati da lui ottenuti con ALCATOR A, la macchina Ignitor si presentava allora come un tokamak compatto (con un raggio dell'anello toroidale di appena 0,5 m), ad alto campo magnetico toroidale (15 Tesla), concepito per operare con deuterio-trizio, con due opzioni di riscaldamento (la prima basata sul solo riscaldamento ohmico, la seconda con utilizzo di un moderato riscaldamento ausiliario compatibile con le sue dimensioni compatte).
- Negli anni successivi il professor Coppi propose ulteriori versioni di Ignitor: la seconda versione, proposta nel 1979 direttamente all'ENEA, prevedeva un riscaldamento per compressione adiabatica; la terza versione, del 1984, abbandonava il riscaldamento per compressione adiabatica e si basava sul riscaldamento ohmico. Da allora la storia di Ignitor si è dipanata sino ai giorni nostri, tra promesse ufficiali di impegno da parte dell'ENEA, mai però seguite da azioni decise, finanziamenti anche cospicui concessi dal Governo e gestiti in maniera vischiosa e una continua e malcelata resistenza da parte della burocrazia Euratom, che aveva puntato tutto su ITER. Un qualche spiraglio per una decisione concreta da parte dell'ENEA sembrava essersi aperto nel 1988: in una conferenza stampa l'8 aprile di quell'anno, il presidente dell'ENEA professor Umberto Colombo, annunciando la costituzione di un «Consorzio Ignitor» tra Ansaldo Ricerche, FIAT, Asea Brown Boveri con la supervisione dell'ENEA, si sbilanciò pubblicamente promettendo uno «strappo» nei confronti della CEE, se questa avesse continuato ad opporre eccessive difficoltà alla realizzazione del progetto. Ma la storia è stata completamente diversa, benché il Governo italiano abbia stanziato tra il 1994 ed il 2000 somme consistenti per il Programma Ignitor dell'ENEA.
- Comunque il progetto, grazie alla tenacia ed al dinamismo scientifico di Coppi, è andato avanti presso l'ENEA, con continui miglioramenti ed ottimizzazioni di componenti (una parte importante dei quali risulta ormai costruita in scala 1:1). Ignitor è anche riuscito a realizzare fattive collaborazioni scientifiche, tecnologiche e industriali con un'ampia gamma di agenzie governative, università, centri di ricerca e industrie nazionali ed internazionali. Va segnalato a questo riguardo che anche recentemente sono state avanzate offerte di collaborazione e partecipazione ad Ignitor, la più rilevante delle quali, da parte degli USA, prevede la fornitura di importanti componenti dell'esperimento.
- Oggi il progetto Ignitor è caratterizzato dai dati principali indicati nella seguente Tabella. Il campo magnetico toroidale è di elevata intensità ( $B_T \leq 13$  Tesla), le dimensioni sono compatte (il raggio  $R_0$  dell'anello toroidale è di circa 1,32 m e il rapporto d'aspetto è relativamente basso ( $R_0/a \approx 2,8$ )), la densità della miscela di D e T è elevata (circa  $10^{21}$  nuclei  $m^{-3}$ ), la corrente di plasma  $I_p$  è alta (11 milioni di ampère, simbolo MA), per cui l'ignizione può essere raggiunta con il solo riscaldamento ohmico subito dopo la fine della salita della corrente di plasma. La temperatura di picco ionica ed elettronica a cui si stima si consegnerà l'ignizione è piuttosto bassa ( $T_{e0} \approx T_{i0} \approx 11$  keV) e il tempo di confinamento dell'ener-



gia è sufficientemente lungo ( $\tau \approx 0,6$  s). Le condizioni energetiche del plasma sono favorevoli per la sua stabilità macroscopica. La pressione del campo magnetico poloidale infatti è tale da contenere, in condizioni macroscopicamente stabili, le pressioni di picco del plasma ( $p_0 \approx 3-3,5$  megapascal, simbolo MPa) corrispondenti all'ignizione.

- Dati principali della macchina Ignitor:

Corrente di plasma $I_p$	11 MA
Campo magnetico toroidale BT	13 Tesla
Temperatura centrale degli elettroni $T_{eo}$	11,5 keV
Temperatura centrale degli ioni $T_{io}$	10,5 keV
Densità centrale degli elettroni $\langle n_{eo} \rangle$	$9,5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
Pressione centrale del plasma $p_0$	3,3 MPa
Densità media delle $\alpha$ $\langle n_{\alpha} \rangle$	$1,1 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$
Potenza di fusione delle $\alpha$	19,2 MW
Potenza ICRH	0
Corrente di «bootstrap»	0,86 MA
Tempo di confinamento dell'energia $\tau$	0,62
Carica $Z$ media effettiva $Z_{eff}$	1,2

- La prima parete della camera a vuoto, direttamente affacciata al plasma, è ricoperta da tegole di molibdeno. Il flusso medio di potenza termica previsto sulla prima parete ha un valore poco inferiore a  $1 \text{ MW/m}^2$ , con un picco di potenza termica non eccedente  $1,8 \text{ MW/m}^2$ , un flusso termico elevato ma ancora gestibile. Alte densità del plasma consentono una assai più efficace difesa dalle impurezze di quanto non sia possibile ottenere con il divertore (indispensabile nel caso di basse densità del plasma, ad esempio in ITER), come dimostrato da una varietà di esperimenti degli ultimi 30 anni. Utilizzando un plasma ad alta densità, Ignitor non ha la necessità di ricorrere al divertore all'interno alla camera a vuoto e non subisce la degradazione dei parametri globali del plasma e la penalizzazione sulla massima corrente di plasma raggiungibile, associate all'uso del divertore. Per il raggiungimento della condizione di ignizione, si prevede per Ignitor l'utilizzo del solo riscaldamento ohmico (prodotto dalla corrente di plasma), con la possibile assistenza di un sistema di riscaldamento ausiliario. In effetti l'elevato valore della densità del plasma consente un riscaldamento assai efficace sia da parte della corrente di plasma, sia da parte delle particelle alfa da 3,5 MeV prodotte nelle reazioni di fusione, e ciò a valori di temperatura abbastanza bassi, dove il riscaldamento ohmico rimane ancora relativamente elevato. Inoltre, la realizzazione dell'ignizione a temperature piuttosto basse ( $\sim 10$  keV), con po-

tenze relativamente basse, garantisce gli importanti vantaggi della minimizzazione del carico termico medio sulla prima parete e della minimizzazione degli effetti deleteri delle microinstabilità (che aumentano significativamente con la temperatura).

- La macchina prevede anche un sistema di riscaldamento ausiliario ICRH nell'intervallo di frequenza 80-120 MHz, per garantire (con meno di 5 MW di potenza assorbita) il controllo sull'evoluzione dei profili di temperatura e corrente e per abbreviare il tempo necessario per raggiungere l'ignizione. È inoltre previsto un sistema d'iniezione multipla di *pellet* di alta velocità (~ 4 km/s), in considerazione dell'importanza dell'evoluzione della densità di plasma nel raggiungimento dell'ignizione.
- Uno dei più significativi sviluppi di Ignitor è l'adozione per le bobine più grandi del campo poloidale di un recente materiale superconduttore, il «diboruro di magnesio ( $MgB_2$ )». Tali grandi bobine, che presentano un diametro di 5 m, producono una componente verticale del campo di circa 4 Tesla e sono progettate per operare fra 10 e 15°K (il diboruro di magnesio può operare come superconduttore fino alla temperatura di 15°K con questi valori del campo magnetico). Tutti i magneti di Ignitor sono raffreddati da elio a bassa temperatura.
- Le impegnative esigenze dell'alimentazione elettrica degli apparati di Ignitor restringono i possibili siti a quelli già dotati di connessione ad alta potenza con la rete elettrica nazionale. In un primo momento era stato individuato, per il sito che avrebbe dovuto ospitare la macchina, il centro GRTN-Terna di Rondissone, vicino a Torino. Rondissone è il più grande nodo della rete elettrica europea di alta potenza e si è verificato che potrebbe accettare senza problemi gli elevati carichi elettrici dovuti alle correnti di plasma ed ai campi magnetici richiesti da Ignitor. Un possibile sito alternativo a Rondissone è quello della ex centrale nucleare di Caorso nei pressi di Piacenza, che sarebbe anzi preferibile a quello di Rondissone per ragioni di economia e per la disponibilità di altre infrastrutture utili ad Ignitor.

## CAPITOLO 7

### *Osservazioni conclusive*

Le audizioni di responsabili ed esperti effettuate nell'ambito dell'indagine conoscitiva qui presentata, volte in particolare a delineare il programma italiano di ricerche sulla fusione nucleare, consentono tuttavia anche una valutazione complessiva, sia pure di larga massima, del programma internazionale di ricerche che ha come pilastro portante l'iniziativa ITER, entro cui si collocano le ricerche italiane.

Al riguardo si possono fare le seguenti osservazioni.

#### *1. La produzione di energia elettrica mediante reazioni di fusione nucleare*

- La potenzialità energetica delle reazioni di fusione di nuclei leggeri è davvero straordinaria. Un kg di nuclei di deuterio D e trizio T, se integralmente portato a fusione D + T, sviluppa, come sopra accennato, una energia termica equivalente a quella prodotta dalla combustione di 8200 tonnellate di petrolio. A queste reazioni di fusione, inoltre, non è associata emissione di gas serra. La quantità di radioattività prodotta è assai meno pericolosa e di molto più breve durata di quella prodotta nei reattori a fissione nucleare. Il deuterio è un "materiale" abbondante in natura e può essere ottenuto a costi limitati mediante separazione isotopica dall'idrogeno (ad esempio dall'acqua). Il trizio invece è rarissimo in natura, ma può essere ottenuto dal litio (elemento abbondante in natura) mediante reazioni nucleari con i neutroni prodotti nella fusione.
- Anche solo questi dati di sintesi evidenziano quanto sia pienamente giustificato un grande sforzo di ricerca e sviluppo volto alla messa a punto di centrali nucleari per la produzione di energia elettrica basate sull'utilizzazione di reazioni di fusione, in particolare la reazione D + T.
- L'iniziativa internazionale riguardante ITER, appena avviata a Cadarache (Francia), è una tappa molto rilevante nella vicenda pluridecennale della ricerca su questa fonte energetica. Il conseguimento dei suoi obiettivi, anche se ancora non sufficiente, costituirà comunque un fondamentale passo avanti.
- Data l'entità dei benefici ottenibili a lungo termine, i costi di ITER appaiono ragionevoli (anche se saranno certamente molto superiori a quelli a suo tempo ufficialmente preventivati, circa 10 miliardi di euro). E va molto apprezzata la condivisione internazionale dell'iniziativa di ITER,

concretamente manifestatasi nella partecipazione ad essa dei principali Paesi impegnati nel mondo in ricerche sulla fusione nucleare.

## 2. *La fisica del plasma*

- Per i futuri reattori a fusione il pieno chiarimento del complesso comportamento fisico del plasma è di evidente importanza prioritaria. In questo campo la sperimentazione che verrà fatta in ITER consentirà certamente l'acquisizione di preziose conoscenze. Ma le limitazioni impiantistiche di ITER non permetteranno un'adeguata esplorazione del funzionamento del plasma in tutte le condizioni di possibile interesse per un reattore commerciale.

Chiariamo meglio questo punto. A piena potenza un reattore commerciale deve funzionare in continua. Il funzionamento pulsato del tokamak può essere utilizzato solo nei transitori di avviamento. ITER prevede come obiettivo per il funzionamento in continua il conseguimento di un fattore di guadagno  $Q$  pari a 5 ( $Q$  è definito, come sappiamo, dal rapporto tra la potenza di fusione e la potenza di riscaldamento ausiliario del plasma).

Un valore di  $Q$  pari a 5 è assolutamente inaccettabile per un reattore commerciale. Un reattore commerciale che per ipotesi funzionasse con un guadagno  $Q$  così basso, dovrebbe avere una potenza di riscaldamento ausiliario del plasma estremamente elevata. Passiamo ai numeri: con  $Q = 5$ , per una potenza di fusione del reattore commerciale di 2500 MW (un valore tipico), la potenza da introdurre nel plasma con metodi di riscaldamento ausiliario sarebbe di 500 MW. C'è da dubitare che si riesca a introdurre nel plasma, a regime, una potenza di riscaldamento ausiliario così elevata. La potenza elettrica necessaria per l'alimentazione dei dispositivi di riscaldamento ausiliario dipenderebbe ovviamente dal loro rendimento. Nella lettera di cui al documento n. 5c) in Appendice n. 1, il presidente dell'INFN professor Petronzio segnala che attualmente il rendimento del dispositivo di riscaldamento ausiliario mediante iniezione di neutri è del 15%. Anche gli altri dispositivi di riscaldamento ausiliario hanno simili bassi rendimenti energetici. Assumendo di riuscire a innalzare i rendimenti al 33% (e ci vuole un fior di programma di R&S per realizzare un tale miglioramento del rendimento) la potenza elettrica necessaria per 500 MW di riscaldamento ausiliario del plasma sarebbe di ben 1500 MW elettrici ( $1500 = 500/0,33$ ). Per alimentare questo dispositivo di riscaldamento del plasma occorrerebbe l'intera potenza della centrale e ciò nell'ipotesi tutt'altro che scontata di una efficienza termodinamica della conversione del calore in elettricità del 50% (2500 MW generati nella fusione + 500 MW iniettati dal riscaldamento ausiliario nel plasma = 3000 MW termici, che diventano 1500 MW elettrici se l'efficienza termodinamica di conversione è del 50%). In questo semplice calcolo sono stati trascurati elementi di minore importanza nel bilancio energetico, quali la potenza necessaria per la convezione del fluido di raffreddamento

e l'amplificazione di potenza che si verifica nel «mantello» per effetto delle reazioni nucleari con il litio.

- Queste semplici considerazioni evidenziano quanto sia altamente desiderabile per un reattore commerciale a fusione funzionare a regime con un valore di  $Q$  ben superiore a 5. Quanto superiore? Qui le audizioni non sono state chiare a sufficienza. Nel documento n. 4b) il dottor Maisonnier ipotizza per DEMO un valore pari a 12,5 e per il reattore di potenza PROTO un valore «superiore a 15». Certamente i problemi sopra visti derivanti dalla necessità di una elevata potenza di riscaldamento del plasma sarebbero superati se si riuscisse a raggiungere un valore di  $Q$  assai più elevato, diciamo almeno 50, come indicato da P. H. Rebut citato nel documento n. 3c<sub>1</sub>) del professor Bruno Coppi.
- Il plasma in condizioni di  $Q = 50$  è assai diverso dal plasma in condizioni di  $Q = 5$ . Nelle condizioni di  $Q = 5$  la potenza termica sviluppata nel plasma dalle particelle di He4 (particelle alfa) prodotte dalla fusione ha lo stesso valore della potenza termica sviluppata nel plasma dal riscaldamento ausiliario. Verosimilmente in queste condizioni la conformazione del plasma è molto influenzata dalle modalità scelte per il riscaldamento ausiliario. Un plasma riscaldato con l'iniezione di neutri da 1 MeV è a buon senso assai diverso da un plasma riscaldato con metodi elettromagnetici. Con  $Q = 50$ , invece, la potenza termica sviluppata nel plasma dalle particelle alfa prodotte dalla fusione è 10 volte superiore alla potenza di riscaldamento ausiliario del plasma. In queste condizioni il plasma è dominato dal riscaldamento delle particelle alfa, non dal riscaldamento ausiliario. Questa grande diversità del plasma a  $Q$  elevati rispetto al plasma a  $Q = 5$  significa che non è possibile prevedere a tavolino il comportamento del plasma ad elevati valori di  $Q$  sulla base della sperimentazione fatta a  $Q = 5$ .
- In conclusione, la sperimentazione sulla fisica del plasma che verrà fatta su ITER, pur certamente valida, limitandosi tuttavia per il funzionamento in continua a conseguire al massimo un valore di  $Q$  pari a 5, non consentirà di acquisire conoscenze adeguate sulle condizioni del plasma caratteristiche del funzionamento con valori di guadagno  $Q$  superiori, valori che sarebbero assai desiderabili in un reattore commerciale, onde ridurre gli oneri derivanti da imponenti dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma. Sarebbe opportuno che le sperimentazioni effettuate per lo sviluppo dell'energia da fusione esplorassero il comportamento del plasma almeno fino a valori di  $Q$  pari a 50. Per acquisire questa conoscenza, non è certo possibile affidarsi solo ai modelli di calcolo. Una adeguata sperimentazione sul plasma in condizioni di alto  $Q$  potrebbe in particolare verificare se in tali condizioni vi siano instabilità del plasma o sue anomalie, e nel caso potrebbe aiutare a controllare tali instabilità.
- Va inoltre tenuto presente che quando l'impianto ITER avrà funzionato per un certo periodo di tempo con reazioni  $D + T$  e sarà perciò divenuto radioattivo, non sarà più possibile realizzare su di esso quelle modifiche che consentirebbero l'esplorazione di condizioni del plasma con  $Q$  maggiore di 5. D'altra parte le risultanze dell'indagine conoscitiva non hanno

fornito elementi utili a prevedere come dovrebbe essere modificato il progetto dell'impianto di ITER per garantire la possibilità di esplorare le auspiccate condizioni di  $Q$  molto maggiore di  $Q = 5$ . Su questo punto sarebbe opportuno un approfondimento.

- È comunque interessante osservare che i progettisti impegnati nello studio europeo concettuale di reattori a fusione (*Power Plant Conceptual Study* - PPCS), piuttosto che puntare sullo sviluppo di reattori a  $Q$  elevato, hanno preferito puntare sull'utilizzazione di enormi potenze di riscaldamento ausiliario. Ad esempio, nel caso della soluzione A (vedi documento n. 4b), *slide* n. 16) la potenza di riscaldamento ausiliario prevista è di ben 246 MW. Se i dispositivi per tale riscaldamento ausiliario avessero un rendimento del 25% (valore ben superiore a quello attualmente ottenibile) occorrerebbe per il loro funzionamento una potenza di 1000 MW elettrici!

### 3. I magneti superconduttori

In ITER e nei reattori a fusione qui considerati il confinamento del plasma ad altissima temperatura (superiore a cento milioni di gradi) è assicurato dai campi magnetici toroidali e poloidali. Per realizzare tali campi magnetici, che hanno una intensità elevata (fino a 5,3 Tesla), sono necessarie correnti elettriche molto grandi che fluiscono in bobine opportunamente disposte sulla camera toroidale. Al fine di minimizzare le perdite elettriche, il progetto prevede l'utilizzazione di bobine costituite da cavi superconduttori. Si tratta di cavi composti da materiali metallici speciali (NbTi e Nb<sub>3</sub>Sn), raffreddati da elio liquido a temperature di 4 o 5 gradi superiori allo zero assoluto (- 273°C), dove si verifica il fenomeno della superconduttività di questi materiali.

Queste temperature estremamente fredde dei cavi superconduttori vanno realizzate a distanza di poche decine di centimetri, non solo dal plasma caldissimo, ma anche dal fluido refrigerante che asporta la potenza di fusione (elio a circa 500°C o acqua a 300°C). Ciò costituisce un problema assai impegnativo dal punto di vista tecnologico. Occorre realizzare un isolamento termico compatto ed estremamente efficace. Tale isolamento termico deve inoltre mantenere inalterate le sue caratteristiche a lungo termine anche in presenza di elevato irraggiamento neutronico (con neutroni di alta energia). Su questo punto sarà svolta su ITER una attenta sperimentazione. Tuttavia le conseguenze dell'irraggiamento neutronico a lungo termine potranno essere studiate solo in DEMO, perché in ITER l'irraggiamento neutronico complessivo ottenibile è troppo limitato, dati i ridotti tempi di funzionamento a piena potenza (tipici di un impianto di ricerca). Non è escluso che questi difficili problemi tecnologici di isolamento termico possano essere attenuati nei prossimi decenni dallo sviluppo di materiali superconduttori a temperature più elevate rispetto a quelle a cui devono funzionare i materiali attuali (su questo obiettivo, di ovvia enorme importanza, sono infatti in corso a livello mondiale cospicue ricerche in vari laboratori).

Vi è un forte incentivo ad utilizzare per i magneti materiali superconduttori che consentano il raffreddamento con azoto liquido (a 80 gradi sopra lo zero assoluto). Per inciso, gli studi PPCS evidenziano che i magneti a superconduttore (con annessi e connessi) di un impianto a fusione commerciale hanno un costo pari a circa un terzo dell'intero costo dell'impianto.

#### 4. I dispositivi per il riscaldamento ausiliario del plasma

Come abbiamo detto, in ITER verranno sperimentati vari tipi di dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, anche di potenza rilevante (fino a 20 MW per macchina). L'ottica di una *facility* di ricerca, come è quella di ITER, consente tale varietà di sperimentazione.

Per DEMO bisognerà tuttavia rinunciare a questa flessibilità e scegliere la modalità di riscaldamento ausiliario del plasma ritenuta più conveniente per un reattore commerciale. Nell'attuale filosofia progettuale per DEMO e PROTO, che si basa su valori di Q piuttosto bassi, il riscaldamento ausiliario richiede potenze assai elevate. Onde minimizzare la potenza elettrica necessaria per l'alimentazione del riscaldamento ausiliario, sarà indispensabile sviluppare un cospicuo sforzo di R&S finalizzato ad aumentare i rendimenti del o dei sistemi di riscaldamento ausiliario utilizzati. È indispensabile riuscire a passare dagli attuali troppo bassi valori di rendimento (15%-25%) fino ai valori di rendimento del 60%-70% (obiettivo estremamente impegnativo).

Un altro punto molto delicato è quello dell'affidabilità. Anche a questo riguardo, per riuscire a conseguire le elevatissime affidabilità assolutamente necessarie per il o i dispositivi di riscaldamento ausiliari del plasma di un reattore commerciale, occorrerà svolgere un adeguato programma di R&S.

C'è da chiedersi se i requisiti di altissima affidabilità ed elevato rendimento di questi dispositivi di riscaldamento ausiliario, requisiti non così necessari per ITER (una macchina sperimentale) ma invece indispensabili per un reattore commerciale di potenza, siano conseguibili ai livelli che gli esercenti d'impianto considerano obbligatori. Non vi è al riguardo nessuna esperienza.

#### 5. I materiali

- Per un reattore commerciale a fusione la piena adeguatezza a lungo termine del comportamento dei materiali dei vari componenti costituisce una ovvia assoluta esigenza. Tale adeguatezza va garantita mediante un opportuno insieme di *test* di laboratorio e di apposite sperimentazioni ottenute in condizioni simulanti perfettamente quelle operative. Da questo punto di vista le sperimentazioni che verranno effettuate in ITER, pur certamente significative, non potranno comunque essere sufficienti, in particolare perché non potranno simulare adeguatamente il danno da radiazione neutronica subito dai materiali esposti per tempi prolungati a flusso di

neutroni veloci da fusione. ITER è infatti un impianto di ricerca e il numero complessivo di ore di funzionamento a piena potenza equivalente nel corso della sua vita è piuttosto limitato.

- I materiali che possono presentare incognite sul funzionamento a lungo termine sono quelli impiegati nell'isola nucleare (la parte del reattore esposta al flusso dei neutroni di elevatissima energia (14,1 MeV) generati nelle reazioni di fusione). In particolare si tratta dei materiali della camera toroidale dove avvengono le reazioni di fusione, dei materiali del «mantello» (così viene chiamata la parte dell'impianto disposta attorno alla camera toroidale) e infine dei materiali del divertore (vedi la fig. 5 del cap. 3). Per la camera toroidale e per il circostante «mantello» si prevede l'impiego di acciai ferritico-martensitici (ad esempio Eurofer) o acciai ferritici. Tali acciai speciali, che resistono abbastanza bene al danneggiamento da radiazione neutronica, assolvendo la loro funzione strutturale fino a un massimo di 80 dpa (*displacement per atom*), presentano tuttavia altri problemi. Ad esempio, Eurofer (l'acciaio che va per la maggiore) ha un campo di impiego piuttosto limitato in temperatura, tra 300°C a poco più di 500°C: sotto i 300°C si infragilisce, sopra i 550°C inizia ad avere caratteristiche meccaniche inaccettabili. La limitazione all'utilizzazione di Eurofer a temperature non superiori a 500°C ha un impatto importante sul rendimento termodinamico della centrale a fusione, perché limita appunto a 500°C la massima temperatura del fluido di raffreddamento elio del «mantello».
- Per il divertore le sollecitazioni sono estreme e richiedono sia per il materiale strutturale sia per il materiale delle tegole protettive l'utilizzo di speciali leghe al tungsteno, ovviamente diverse nei due casi (che dovranno conservare le caratteristiche meccaniche fino a 40 dpa).
- Purtroppo le conoscenze sul danneggiamento prodotto dai neutroni veloci di fusione sui materiali strutturali sono molto limitate. Questi neutroni, oltre a indurre numerose dislocazioni sul reticolo cristallino, attraverso complessi processi tendono a produrre nella microstruttura inclusioni sia di elio sia di idrogeno con deterioramento delle caratteristiche meccaniche. Purtroppo tali tipi di danneggiamento sono caratteristici dei neutroni di elevata energia. Qui non sono applicabili le conoscenze acquisite nel corso degli studi molto estesi e approfonditi riguardanti il danno da radiazione neutronica, effettuati per lo sviluppo dei reattori a fissione, che hanno ovviamente utilizzato i neutroni generati nella fissione nucleare, di energie ben inferiori (dell'ordine dei 2 MeV).
- Non si posseggono dati sperimentali adeguati sul danneggiamento prodotto su materiali strutturali da questi neutroni di elevatissima energia (14,1 MeV). Si ovvierà a questa grave carenza costruendo una apposita *facility* per studi sui materiali, IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*). C'è da chiedersi se i *test* di danneggiamento realizzati mediante questa gigantesca apparecchiatura riusciranno a coprire in tempo utile tutte le esigenze di conoscenza del danneggiamento neutronico relative ai materiali di una intera filiera di reattori a fusione. Si esprime al riguardo perplessità e preoccupazione. IFMIF è in grado di fornire fluenze



neutroniche notevoli, capaci di produrre fino a 50 dpa/anno (*displacement per atom*), ma solo su un piccolo numero di placchette di materiali di 50 mm x 200 mm. Nel caso dei reattori a fissione lo sforzo di ricerca fatto sul danneggiamento da radiazione neutronica è stato incomparabilmente superiore, tra l'altro utilizzando anche appositi reattori nucleari, denominati *Material Testing Reactor* (MTR).

- I materiali della camera toroidale e soprattutto i materiali del «divertore» sono sollecitati e danneggiati, oltre che dal flusso neutronico, anche da un elevatissimo irraggiamento, in particolare in presenza delle instabilità locali del plasma denominate ELM. Sul divertore il flusso radiattivo (costituito da radiazioni elettromagnetiche anche di elevata energia) è previsto raggiungere fino a 20 MW/m<sup>2</sup> e ad esso si aggiunge anche l'impatto delle particelle alfa prodotte nella reazione di fusione e l'impatto delle eventuali particelle costituenti impurezze del plasma (sia le particelle alfa sia le eventuali impurezze vengono eliminate attraverso il divertore). Le prime indicazioni sul danneggiamento di tale componente associato al suo normale funzionamento verranno fornite dalla sperimentazione su ITER.
- I componenti del reattore a fusione verranno poi provati a piena scala nel reattore DEMO. Ci vorranno però svariati anni di funzionamento di DEMO prima di avere elementi sufficienti sul danneggiamento dovuto all'esercizio del reattore, prima cioè di poter accertare con sicurezza che i materiali che saranno utilizzati per il reattore PROTO sono adeguati.
- In complesso i problemi di durata dei materiali utilizzati nell'isola nucleare dei reattori a fusione appaiono piuttosto seri. Una soluzione per questi problemi è quella di sostituire le parti che risultino eccessivamente danneggiate con interventi manutentivi che, dato l'ambiente radioattivo, andranno effettuati mediante appositi robot, con opportuno controllo a distanza. Questi interventi sono stati previsti in ITER, che disporrà pertanto delle necessarie apparecchiature. Le caratteristiche di impianto di ricerca di ITER consentono senza troppe difficoltà manutenzioni straordinarie di questo tipo. Assai più complessa appare invece quest'azione di sostituzione di parti d'impianto nei reattori commerciali a fusione. Il MTBF (*mean time between failure*) e il MTTR (*mean time to repair*) sono caratteristiche fondamentali dell'affidabilità degli impianti commerciali a fusione e hanno un impatto diretto sul costo dell'energia elettrica di questa fonte: è assolutamente indispensabile un importante programma di R&S relativo ai più importanti deterioramenti di materiali, onde massimizzarne la durata di vita (MTBF) e minimizzarne il tempo di riparazione (MTTR), che comunque per sostituzioni importanti non potrà essere inferiore a qualche mese.

#### 6. La produzione di trizio

- Le reazioni di fusione D + T richiedono la disponibilità di trizio, isotopo dell'idrogeno, rarissimo in natura. Per la prima carica di un reattore a fusione si può ricorrere al trizio prodotto tramite la reazione nucleare di assorbimento di un neutrone da parte di un nucleo di deuterio nei reattori (a

fissione) moderati e refrigerati ad acqua pesante ( $D_2O$ ), come ad esempio i reattori tipo CANDU. Per il funzionamento normale del reattore, invece, il trizio consumato verrà rigenerato mediante opportune reazioni nucleari fatte avvenire nello stesso reattore con i neutroni prodotti nella fusione.

Il luogo dove si produrranno queste reazioni nucleari è il «mantello», cioè il volume attorniante la camera toroidale entro cui si verifica l'assorbimento dei neutroni di fusione.

- Occorre fare in modo che nel suo processo di assorbimento ogni neutrone di fusione generi un atomo di trizio. Sono per questo necessarie sia reazioni nucleari di moltiplicazione del numero dei neutroni (tipicamente reazioni tra neutroni veloci di fusione e berillio), sia reazioni nucleari di produzione di trizio (tipicamente reazioni dei neutroni con il litio). Berillio e litio vanno perciò disposti nel volume del «mantello» in opportune forme chimiche, compatibili con le condizioni di temperatura e di ambiente (ad esempio, per il litio, il composto LiPb). Il trizio (che al momento della formazione è in forma gassosa), deve essere raccolto man mano che si forma nel volume del «mantello», evitando il più possibile che venga catturato da processi chimico-fisici di vario tipo.

Come si vede, la formazione di trizio è un processo molto complesso, che va sperimentato e messo a punto. Sarà necessaria una cospicua attività di R&S, per cui non sembrano esserci gravi incognite (ma non sarà affatto una passeggiata). Diversi opportuni moduli triziogeni del «mantello» verranno sperimentati in ITER nella seconda fase dell'attività sperimentale.

Va segnalato che le reazioni nucleari secondarie prodotte nel «mantello» dai neutroni di fusione con il litio e con il berillio sono in complesso esoenergetiche. Nel «mantello» si genera quindi una ulteriore potenza termica rispetto a quella prodotta nella fusione. Questa maggiore potenza termica ottenuta nel «mantello» può superare il 10% ed è quindi importante nei bilanci energetici (ed economici) della elettrocentrale a fusione.

#### *7. Lo scambio termico nel «mantello»*

- La potenza termica generata dalla fusione defluisce dalla camera toroidale (dove è stata generata) nel «mantello» circostante la camera toroidale. Qui nel «mantello» vengono rallentati e poi assorbiti i neutroni da 14,1 MeV che veicolano l'80% della potenza di fusione; nel «mantello» fluiscono inoltre tramite l'irraggiamento sulla parete della camera toroidale e la successiva conduzione attraverso la parete il rimanente 20% della potenza di fusione e la potenza di riscaldamento ausiliario del plasma.
- Il raffreddamento del «mantello» è previsto essere assicurato in DEMO e nei reattori commerciali da un opportuno fluido termovettore. Le due opzioni sono: acqua in pressione a temperatura intorno a 300°C o gas elio a temperatura massima di 500°C. Si tratta di due opzioni assai diverse, che hanno un impatto diretto sia sul progetto termomeccanico del reattore a fusione, sia sul suo rendimento termodinamico. Il fluido termovettore, acqua pressurizzata o elio, trasporta poi la potenza termica ricevuta nella

parte convenzionale dell'impianto, dove avviene la produzione di energia elettrica.

- Ovviamente il processo di scambio termico nel «mantello» è di fondamentale importanza per il buon funzionamento del reattore. Nella sperimentazione su ITER verranno testati vari tipi di moduli-«mantello» per verificarne le prestazioni e ottimizzarne la scelta. Un'ulteriore verifica della soluzione adottata verrà fatta in DEMO. Il trasporto della potenza di fusione al refrigerante è un processo molto complesso e assai delicato. Sarà necessaria anche su questo aspetto anche una rilevante azione di R&S, che non va affatto sottovalutata. Può essere utile ricordare che nei reattori a fissione i problemi di scambio termico riscontrati all'esterno del *vessel* (dove avvengono le reazioni di fissione) sono stati nei primi decenni di storia assai rilevanti. Va altresì sottolineato che il «mantello» è soggetto a flusso neutronico e perciò difficilmente accessibile per eventuali riparazioni.

#### 8. La radioattivazione delle strutture

- In una centrale a fusione la massa totale di materiale resa radioattiva (dai neutroni prodotti nelle reazioni di fusione) dipende dalla particolare struttura dell'isola nucleare e può arrivare a decine di migliaia di tonnellate. Si tratta principalmente di acciai strutturali. Gli elementi essenziali di questi acciai sono ferro, cromo, manganese, vanadio, tantalio, tungsteno, carbonio e silicio. Per diminuire la quantità di radioattività è importante eliminare il rame e minimizzare le impurezze contenute in questi acciai. Su questo problema sono in corso programmi di ricerca a finanziamento Euratom.
- La radioattività contenuta in una centrale a fusione a fine vita decade abbastanza rapidamente. I calcoli mostrano che dopo 100 anni dal termine dell'esercizio della centrale tale radioattività scende a valori che sono da 10 mila a 100 mila volte inferiori a quelli di una centrale a fissione. Inoltre, sempre dopo 100 anni dall'arresto definitivo della centrale, il 40% delle scorie radioattive è da considerarsi adatto al riutilizzo senza restrizioni e il 60% può essere riciclato nelle industrie nucleari adottando un trattamento robotizzato a distanza. Non si prevede la produzione di scorie radioattive richiedenti un deposito geologico permanente.

#### 9. La gestione dell'impresa ITER

- ITER è un'impresa assai complessa, sia nella fase di costruzione (10 anni), sia nelle successive fasi di sperimentazione (20-25 anni). I suoi obiettivi scientifici e tecnici sono oltremodo impegnativi e per importanti aspetti estremamente innovativi. Ciò pone inevitabilmente seri problemi di organizzazione e gestione. Occorrono risorse umane di prim'ordine in un'ampia gamma di competenze: sono necessari scienziati, tecnologi, ingegneri e *manager*, e ciò in proporzioni diverse a seconda della fase di attività. Tra le impegnative funzioni che la struttura centrale di ITER

deve saper svolgere vi sono anche quella della committenza delle forniture industriali, spesso caratterizzate da specifiche estremamente spinte, e quella della committenza delle attività di ricerca e sviluppo. Va ricordato a questo proposito che molte delle forniture industriali sono contributi *in kind* dei Paesi che partecipano all'iniziativa ITER, situazione che ovviamente complica l'azione di committenza.

- Il carattere internazionale dell'impresa ITER potrebbe porre qualche ulteriore problema. Nelle organizzazioni internazionali infatti vi è un maggior rischio che si sviluppino patologie quali l'eccessiva burocratizzazione e la carenza di capacità decisionale al massimo livello.
- Nella storia dello sviluppo della scienza e della tecnica le imprese in qualche modo assimilabili a quella di ITER sono pochissime. Il professor Maiani ha ricordato nella sua audizione l'impresa della realizzazione del *Large Hadron Collider* al CERN di Ginevra.
- Per garantire la migliore progressione nei lavori in una iniziativa complessa e di lungo periodo come quella di ITER è indispensabile effettuare periodiche approfondite valutazioni dell'andamento. In particolare sono necessarie valutazioni dell'attività fatte da persone esterne all'organizzazione di ITER, scientificamente e tecnicamente autorevoli, agili, e soprattutto veramente indipendenti. Tali valutazioni esterne andrebbero effettuate ogni due o tre anni.

#### 10. Il programma di ricerche italiano nel settore della fusione nucleare

- Al riguardo del programma italiano di ricerche nel settore della fusione nucleare si osserva quanto segue:
  - si tratta di un programma importante in termini di risorse finanziarie e di personale impiegato: circa 400-500 persone e circa 60-70 milioni di euro all'anno
  - si esprime pieno apprezzamento circa il programma delle attività di partecipazione diretta a ITER e di ricerca e sviluppo a supporto di ITER (attività che tra l'altro valorizzano e ulteriormente sviluppano le competenze tecniche e scientifiche italiane riguardanti gli acceleratori di particelle nucleari)
  - si esprime pieno apprezzamento circa le attività svolte dall'Italia nel quadro del programma *Broader Approach*, in particolare per le attività di partecipazione a IFMIF (anche queste attività valorizzano e ulteriormente sviluppano le competenze tecniche e scientifiche italiane riguardanti gli acceleratori di particelle nucleari); se IFMIF non verrà realizzato in Giappone, come originariamente previsto, potrebbe essere assai interessante per il nostro Paese ospitare l'installazione di tale importante infrastruttura;
  - circa la proposta di realizzazione e sperimentazione relativa alla nuova *facility* denominata FAST, effettuata concordemente da ENEA, CNR e INFN, si prende atto dell'autorevolezza della proposta, attualmente all'esame della Commissione Europea per l'eventuale cofinanziamento. Inoltre, si comprendono bene i benefici che deriverebbero dalla continuità

di attività sulle problematiche di fusione nel centro di Frascati che FAST consentirebbe. In ogni caso sarebbe assolutamente indispensabile che al finanziamento di FAST partecipasse direttamente anche almeno un'altra Associazione europea per la fusione, in modo da limitare al massimo al 40% il finanziamento italiano dell'iniziativa;

– quanto all'iniziativa Ignitor, si sottolinea il grande interesse della sperimentazione su regimi ad alta densità del plasma (ritornati all'attenzione della ricerca giapponese) e si evidenzia l'importanza del contributo conoscitivo che deriverebbe dalla sperimentazione (per la prima volta al mondo) di un plasma in condizioni di ignizione che tale *facility* consentirebbe.

### 11. La Road Map

- In complesso, sulla *Road Map* delineata a livello internazionale per lo sviluppo e la messa a punto di centrali elettronucleari a fusione per la produzione di energia elettrica si esprimono le seguenti sintetiche valutazioni:
  - pieno apprezzamento dell'iniziativa ITER;
  - seria perplessità circa l'esclusione (nella sperimentazione che verrà fatta in ITER e in DEMO) dell'esplorazione della fisica del plasma in corrispondenza di alti valori del fattore di guadagno Q, esplorazione che si ritiene indispensabile nello sviluppo dell'energia da fusione;
  - apprezzamento dell'iniziativa IFMIF, che tuttavia non è stata ancora formalmente decisa e finanziata; perplessità circa l'adeguatezza della sperimentazione su IFMIF in relazione alla complessità e vastità delle problematiche di R&S relative ai materiali speciali per i componenti delle centrali a fusione;
  - viva perplessità circa la previsione dell'utilizzazione in modo continuativo nei reattori commerciali di dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma di grande potenza, tali da richiedere l'utilizzazione di almeno un terzo della potenza elettrica generata; in sostanza la grande estensione data nella *Road Map* al concetto fondamentale di *Power Amplifier* per le centrali elettronucleari a fusione appare di estremamente difficile realizzabilità;
  - forte sottolineatura della assoluta necessità di un imponente programma di R&S riguardante: dispositivi di riscaldamento ausiliario del plasma, materiali dei componenti sottoposti a flusso neutronico, scelta del refrigerante, sistema per la produzione di trizio nel «mantello», scambio termico nel «mantello», isolamento termico dei magneti a superconduttore, nuovi materiali per i cavi dei magneti a superconduttore, robotica per la manutenzione remotizzata, e così via; tale complessa azione di R&S è ritenuta indispensabile per potere pervenire alla progettazione e realizzazione di DEMO;
  - seria perplessità circa l'effettiva conseguibilità, anche con un'importante programma di R&S, di rendimenti energetici dei dispositivi per il riscaldamento ausiliario del plasma pari a 0,6-0,7, rendimenti oltre tre volte superiori a quelli attuali;

– pieno appoggio agli studi concettuali di reattori a fusione e auspicio che tali studi, ritenuti essenziali per guidare le scelte progettuali di DEMO e anche le sperimentazioni in ITER, siano ulteriormente approfonditi.

- Sulla base di queste osservazioni, in particolare della fondamentale osservazione riguardante la necessità di un grande programma di R&S, la tempistica presentata per questa *Road Map* con il titolo suggestivo di *Fast Track* (vedi, ad esempio, la *slide* n. 11 del documento n.4b) è ritenuta inattendibile. Per una tempistica credibile occorrerà disporre di un piano realistico del suddetto programma di R&S. Saranno certamente necessari non pochi anni, cospicue risorse e soprattutto una adeguata conduzione del programma di ricerca in questione. In ogni caso le conoscenze indispensabili per la progettazione e la costruzione del primo reattore nucleare a fusione e non saranno disponibili prima di 50 anni.

#### 12. In conclusione

- Confidiamo che gli elementi raccolti e le valutazioni espresse in questa indagine conoscitiva possano risultare di una qualche utilità:
  - per il Parlamento (ad esempio, quando valuterà l'opportunità di allocazione di risorse pubbliche sui programmi di R&S riguardanti la fusione e più in generale quando nelle considerazioni di strategia energetica dovrà tener conto che l'energia da fusione, una risorsa potenzialmente molto grande, non potrà essere disponibile prima di mezzo secolo);
  - per il Governo (ad esempio, quando dovrà decidere se e come finanziare i programmi nucleari italiani e, più in generale, quando a Bruxelles dovrà valutare la progressione delle attività di ITER, IFMIF e DEMO);
  - per le Istituzioni comunitarie, in particolare per le Direzioni della Commissione Europea cui compete la programmazione a lungo termine delle attività sulla fusione nucleare e la vigilanza su tali attività;
  - per i cittadini italiani interessati all'argomento, che potranno riscontrare nel Documento conclusivo non solo un quadro conoscitivo organico relativo alle ricerche in atto sulla fusione nucleare (quadro conoscitivo ovviamente riferito alla data del Documento conclusivo), ma anche una valutazione critica indipendente del programma di ricerche.

Valutazioni critiche di questo tipo, veramente «terze», sono indispensabili per il buon funzionamento di una democrazia moderna.

## APPENDICE N. 1

*Documenti allegati agli Atti  
dell'indagine conoscitiva*

Deliberazioni dell'indagine: resoconti sommari delle sedute dell'11 giugno 2008 della 7<sup>a</sup> Commissione e della 10<sup>a</sup> Commissione

1<sup>a</sup> audizione - 10 luglio 2008

**prof. Luigi Paganetto, Presidente dell'ENEA**

**prof. Roberto Petronzio, Presidente Istituto Nazionale di Fisica Nucleare - INFN**

1a) Resoconto stenografico della seduta delle Commissioni 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup> del 10 luglio 2008

1b) Documento presentato dal professor Luigi Paganetto durante l'audizione, dal titolo «Testimonianza del Prof. Luigi Paganetto, Presidente dell'ENEA, avanti le Commissioni Riunite 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup> del Senato nell'ambito dell'indagine conoscitiva sulla fusione nucleare»

1c) *Slide* presentate dal professor Roberto Petronzio nel corso dell'audizione

2<sup>a</sup> audizione - 17 luglio 2008

**prof. Luciano Maiani, Presidente del Consiglio Nazionale delle Ricerche - CNR**

**Prof. Giorgio Rostagni, CNR, Presidente del Consorzio RFX**

2a) Resoconto stenografico della seduta delle Commissioni 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup> del 17 luglio 2008

2b) *Slide* presentate dal professor Luciano Maiani nel corso dell'audizione

2c<sub>1</sub>) *Slide* presentate dal professor Giorgio Rostagni nel corso dell'audizione

2c<sub>2</sub>) Gruppo di documenti presentati dal professor Giorgio Rostagni nel corso dell'audizione

2c<sub>3</sub>) Documento presentato dal professor Giorgio Rostagni nel corso dell'audizione, dal titolo «Ricerche sulla fusione termonucleare controllata»

3ª audizione - 24 luglio 2008

**dott. Octavi Quintana Trias - Commissione Europea, Direzione Generale della Ricerca, Direzione Energia (Euratom)**

**prof. Bruno Coppi del MIT, Massachusetts Institute of Technology**

3a) Resoconto stenografico della seduta delle Commissioni 7ª e 10ª del 24 luglio 2008

3b) *Slide* presentate dal dottor Octavi Quintana Trias nel corso dell'audizione, dal titolo «Il Programma Europeo di Ricerca sulla Fusione Nucleare»

3c<sub>1</sub>) *Slide* presentate dal professor Bruno Coppi nel corso dell'audizione, dal titolo «Fusione Nucleare, Ricerca Scientifica di Base e Sviluppo di Tecnologie Avanzate»

3c<sub>2</sub>) Documento presentato dal professor Bruno Coppi nel corso dell'audizione, dal titolo: «L'altra faccia della medaglia - Ricordando l'audizione della Commissione X (Industria) del 1991...»

4ª audizione - 25 settembre 2008

**dott. David Maisonnier - Commissione Europea, Direzione Generale della Ricerca**

4a) Resoconto stenografico della seduta delle Commissioni 7ª e 10ª del 25 settembre 2008

4b) *Slide* presentate dal dottor David Maisonnier nel corso dell'audizione, dal titolo «DEMO e lo scenario per sviluppare energia da fusione termonucleare controllata»

Chiarimenti ottenuti per via epistolare

5a) Approfondimenti sull'audizione del professor Maiani: lettera di richiesta (30 lug. 08) e risposta (2 ott. 08)

5b) Approfondimenti sull'audizione del dottor Maisonnier: lettera di richiesta (30 sett. 08) e risposta (2 ott. 08)

5c) Approfondimenti sull'audizione del professor Petronzio: lettera di richiesta (30 sett. 08) e risposta (3 ott. 08)

5d) Approfondimenti sull'audizione del professor Paganetto: lettera di richiesta (2 ott. 08) e risposta (24 nov. 08)

5e) Approfondimenti sull'audizione del dottor Quintana Trias: lettera di richiesta (8 ott. 08) e risposta (10 ott. 08)

5f) Approfondimenti tecnici relativi a ITER forniti dal dottor Maurizio Gasparotto, ITER *Department Chief Engineer*: lettera di richiesta (14 ott. 08) e risposta (27 ott. 08)

5g) Approfondimenti sull'audizione del professor Rostagni: lettera di richiesta (28 ott. 08) e risposta (15 dic. 08)



Resoconti stenografici delle sedute delle Commissioni 7<sup>a</sup> e 10<sup>a</sup> dedicate all'esame e all'approvazione del Documento conclusivo

- 6a) Seduta di Mercoledì 22 aprile 2009
- 6b) Seduta di Mercoledì 13 maggio 2009
- 6c) Seduta di Mercoledì 20 maggio 2009
- 6d) Seduta di Mercoledì 10 giugno 2009

Documenti importanti utilizzati nella stesura del Documento conclusivo

7a) Documento a cura della Associazione Italiana per la Fusione, dal titolo «FAST *the Fusion Advanced Studies Torus - a proposal for a facility in support of the development of fusion energy*» (nov. 08)

7b) Documento di J. Pamela (EFDA) presentato al convegno JET Seminar (2 febbraio 2009), dal titolo «*Key R&D Issues for DEMO an analysis based on functional requirements*»

## APPENDICE N. 2

*Una breve rassegna delle macchine tokamak*

(a cura di Raffaele Conversano)

*Premessa*

Dimostrare la fattibilità scientifica della fusione termonucleare controllata, nell'accezione comunemente fatta propria dalla comunità scientifica internazionale (1), significa riuscire a portare il plasma in condizioni di ignizione in una esperienza di laboratorio ed averne studiato il comportamento e la riproducibilità. La fattibilità scientifica e tecnologica della fusione resta ancora da dimostrare, nel senso che la condizione d'ignizione del plasma non è stata a tutt'oggi realizzata. In condizioni di ignizione, la reazione è in grado di autosostenersi, dato che il plasma si autoriscalda senza la necessità di riscaldamento esterno.

Per raggiungere l'ignizione del plasma, è necessario che la temperatura ionica  $T$ , la densità ionica  $n$  ed il tempo di confinamento dell'energia  $\tau$  siano sufficientemente grandi, o lo sia qualche loro combinazione. Il prodotto  $n\tau$  è chiamato «parametro di confinamento» o anche «qualità del confinamento» (2).

Per cercare di ottenere l'ignizione del plasma con la sperimentazione di tokamak, sono state seguite sostanzialmente due diverse linee, che corrispondono a due diversi modi per raggiungere valori elevati del prodotto  $n\tau$ . Schematizzando al massimo, si può agire sui parametri estensivi dell'esperimento (dimensioni della macchina, sezione e volume del plasma, operando con relativamente basse densità del plasma), oppure se ne possono accrescere i parametri intensivi (intensità del campo magnetico, densità del flusso di corrente, densità del plasma) (3). Storicamente la maggior parte degli esperimenti si è orientata sulla prima opzione, che garantisce ai fisici un'apparente maggiore flessibilità di informazione e diagnostiche.

Infatti, proseguendo nella schematizzazione, poiché il parametro che conta è costituito dal prodotto  $n\tau$ , si può cercare di realizzare tempi di confinamento lunghi con densità di plasma relativamente basse e macchine di grandi dimensioni. In questo caso si ha a che fare con densità di potenza non elevate e con problemi tecnologici relativamente limitati.

Tuttavia, il maggiore volume, oltre ad un vincolo economico elevato, condiziona le dimensioni delle bobine, e perciò l'intensità del campo magnetico ottenibile; operare con campi magnetici bassi aumenta il rischio d'instabilità nel plasma e peggiora la qualità di confinamento.

La linea alternativa è quella di realizzare tempi di confinamento più brevi con densità di plasma elevate. Le minori dimensioni del dispositivo rendono in questo caso possibile l'applicazione di campi magnetici più alti e l'ottenimento di maggiori densità della corrente di plasma; di qui la possibilità di operare con più elevate densità di plasma e di spingere la corrente di plasma a valori piuttosto elevati, evitando così d'incorrere in instabilità. Naturalmente operare con campi magnetici più intensi e correnti di plasma più elevate comporta problemi tecnologici che divengono importanti qualora si abbia a che fare con un reattore anziché con una macchina sperimentale.

In effetti, l'innalzamento del valore del campo magnetico ha segnato, nella storia del tokamak, il salto di qualità definitivo. La macchina sovietica T-3 fu la prima macchina a produrre una quantità misurabile di neutroni termonucleari nel 1969, con un campo magnetico di 4 Tesla. ALCA-TOR, la prima macchina genuinamente ad alto campo (12 Tesla), vide la luce negli USA, nei laboratori del MIT, nel 1969, ed i suoi risultati confermarono definitivamente l'effetto positivo che l'aumento del campo toroidale induce nelle proprietà di confinamento (3).

Ma la via degli alti campi magnetici e dei tokamak compatti non è stata incoraggiata e si è proseguito a sperimentare macchine di dimensioni importanti, con bassi valori di densità del plasma e di campo magnetico. Il motivo di fondo che ha condizionato questa scelta risiede, a avviso dello scrivente, nel fatto che è prevalso, nella destinazione delle risorse destinate alla progettazione degli esperimenti, il criterio 'reattoristico', l'esigenza cioè di sperimentare macchine progettate ipotizzando *a priori* il modello del futuro reattore a fusione e sulla base di conseguenti prematuri vincoli di tipo ingegneristico e di fisica nucleare, piuttosto che il criterio di esperimento di fisica del plasma in condizione d'ignizione, sull'esito del quale stabilire la tipologia di reazione di fusione e di geometria di macchina da utilizzare per il futuro reattore a fusione. Anche qui, schematizzando al massimo, fissato *a priori* il modello di reattore (un plasma toroidale, circondato da una prima parete, da un *blanket*, da uno schermo e da magneti superconduttori), si calcolano i parametri della macchina, cioè la geometria del reattore, il campo magnetico ed i vari parametri di fisica, sulla base di vincoli di carattere ingegneristico (la potenza dell'impianto, il limite di carico termico e di quello neutronico sulla prima parete, il limite di corrente e di campo magnetico derivante dalle proprietà del superconduttore, i limiti di *stress* accettabili dal sistema di supporto strutturale) e di fisica nucleare (la sezione d'urto di fusione D + T legata alla densità del plasma, il *breeding* di trizio richiesto nel *blanket*). Pur avendo come obiettivo finale la riduzione massima dei costi e la competitività economica della futura centrale elettrica, questo modello e questi vincoli hanno condotto alla conclusione che un reattore a fusione debba essere necessariamente di grandi dimensioni, di densità relativamente basse, di campo magnetico non elevato, nella convinzione che il raggiungimento dell'ignizione fosse comunque garantito. Quando ci si è resi conto che, in tali condizioni, l'ignizione del plasma era divenuta estremamente problematica, si

è cambiato obiettivo. All'obiettivo del raggiungimento dell'ignizione del plasma si è sostituito quello meno ambizioso del «bruciamento» del plasma e dell'amplificazione dell'energia di riscaldamento fornita continuamente dall'esterno (il fattore di guadagno Q di ITER). Oggi, a distanza di tanti anni, l'unico esperimento d'ignizione proposto al mondo scientifico della fusione è rappresentato da Ignitor, la macchina del professor Bruno Coppi, lo stesso che aveva ideato ALCATOR.

Vengono nel seguito brevemente riassunte le principali esperienze effettuate con macchine tokamak in mezzo secolo di ricerche, tenendo in mente la distinzione tra esperimenti di grandi dimensioni e di dimensioni compatte e citando esempi, pochi ma significativi, di macchine che hanno influenzato la ricerca internazionale ed italiana in particolare.

### 1. Macchine grandi e piccole

Una prima importante distinzione è quella che deriva dalle dimensioni dell'anello toroidale del tokamak, in particolare dalla dimensione del suo raggio maggiore, simbolo  $R_0$ , e dalla dimensione del raggio della sezione circolare dell'anello toroidale, simbolo  $a$ . Il rapporto  $R_0/a$  è detto «rapporto di aspetto». La forma originariamente circolare della sezione dell'anello toroidale è stata successivamente modificata ed ha assunto una forma simile ad una D, per minimizzare le perdite di particelle attraverso la superficie (con la minimizzazione del rapporto tra superficie e volume) e per minimizzare le sollecitazioni meccaniche cui sono soggette le bobine toroidali. La forma a D è caratterizzata quindi, oltre che dai raggi orizzontali  $R_0$  ed  $a$ , anche dal raggio minore verticale  $b$  (maggiore di  $a$ ), e dal rapporto  $b/a$  tra i due raggi della D, rapporto detto «elongazione» del tokamak.

Un ragionevole criterio per classificare il tokamak come «grande, medio o piccolo» è il seguente:

Grandi macchine, quando  $R_0 \geq 2m$

Macchine di medie dimensioni, per  $1,2m < R_0 < 2 m$

Macchine piccole, per  $R_0 \leq 1,2 m$

Questa classificazione ha valore a patto che il rapporto di aspetto  $R_0/a$  del tokamak resti approssimativamente costante per le tre categorie.

La distinzione delle sperimentazioni effettuate in base alle dimensioni dell'anello toroidale del tokamak ha anche un più profondo significato.

Di seguito diamo alcuni esempi di grandi e piccole macchine, realizzate in diversi Paesi.

Grandi macchine			Ro	a(b) (*)	Bo	Ip
Nome	anno di operazione	Paese	(m)	(m)	(T)	(MA)
TFTR	1982	USA	2,55	0,90	5,2	3,0
JET	1983	CEE	2,96	1,25(2,10)	3,45	5,1
JT-60	1985	Giappone	3,00	0,95	4,5	2,7
T-15	1988	URSS	2,43	0,42	3,5	1,4
Tore Supra	1988	Francia	2,40	0,72	4,2	1,5
DIII-D	1980	USA	1,67	0,67	2,2	3,0

(\*) Nel caso di plasmi circolari sono forniti solo i valori di a

Piccole macchine			Ro	a	Bo	Ip
Nome	anno di operazione	Paese	(m)	(m)	(T)	(MA)
ALCATOR A	1969	USA	0,54	0,10	10	0,4
ALCATOR C	1978	USA	0,64	0,165	12	0,8
ALCATOR C-mod	1993	USA	0,67	0,22	8	1,5
FT	1978	Italia	0,83	0,20	10	1,0
FTU	1989	Italia	0,94	0,3	8	1,6
T-14*	1989	URSS	1,06	0,32	2	3,0

(\*) Macchina ad alto campo magnetico (12 Tesla al centro, 22 sulla parete), compatibile per uso con il trizio, ha funzionato solo al 2% delle sue capacità ed è inattiva dai primi anni '90.

A questo punto introduciamo alcune informazioni più puntuali sul JET, che rappresenta la più grande macchina operante, su ALCATOR, la prima macchina compatta ad alto campo, e su altre macchine compatte italiane, FT e FTU.

## 2. Una macchina grande: il JET

- Il JET è il capostipite dei tokamak di grandi dimensioni, funzionante a Culham, in Inghilterra, dal lontano giugno 1983. L'indagine preparatoria per l'individuazione dei parametri principali fu avviata all'inizio degli anni Settanta da un'apposita commissione di studio europea (3) (4). In essa fu raccomandato un valore del campo toroidale di 5 Tesla e su

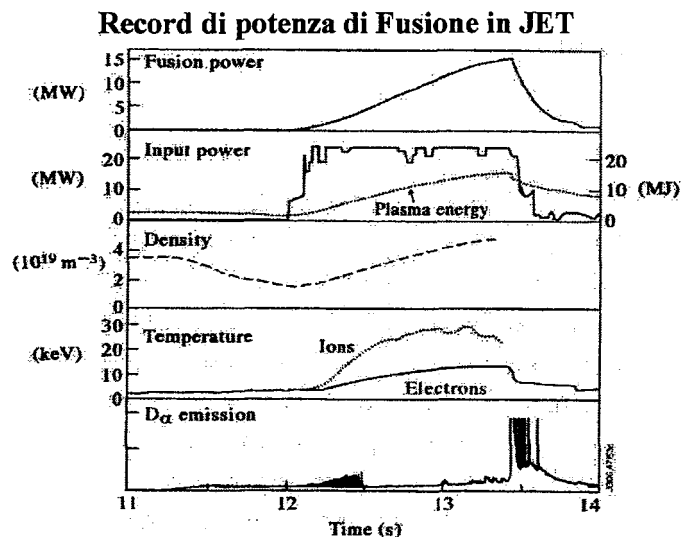
tale valore, oltre che sul vincolo del *budget* orientativamente stabilito, si era grosso modo basata la definizione dei parametri estensivi della macchina. Il gruppo di progetto successivo, incaricato di elaborare i disegni costruttivi della macchina, si trovò in disaccordo con le raccomandazioni della commissione e scelse la strada di una macchina soprattutto molto grande, per lasciare spazio per le diagnostiche sperimentali, ma con un campo magnetico piuttosto ridotto. Questo fu stabilito a 2,8 Tesla, il progetto congelato nel 1978, la costruzione terminata cinque anni dopo. L'avvio delle attività operative mise subito in luce l'esigenza di un campo magnetico più alto e fu necessario commissionare una riedizione potenziata del magnete che, nei vincoli imposti dall'essere gli altri componenti della macchina già costruiti, non potè andare oltre un incremento a 3,4 Tesla.

- Il JET del progetto originale (5) è dotato di un trasformatore con nucleo di ferro, costituito da una colonna centrale e da otto gioghi disposti a ragghiera intorno all'asse centrale del toro, a 45 gradi l'uno dall'altro: altezza e raggio di ogni giogo sono 9,5 e 7,4 m, rispettivamente. La camera a vuoto misura 200 m<sup>2</sup>, costituita da Inconel 600 (un acciaio amagnetico ad alto contenuto di nichel) per garantire una resistenza elettrica elevata e fare in modo che la corrente elettrica venga indotta prevalentemente nel plasma. Essa è stata strutturata in 32 settori rigidi, alternati ad altrettanti soffiotti, caratterizzati da resistenza elettrica ancora più elevata e protetti da appositi schermi di acciaio. Complessivamente la camera a vuoto pesa circa 80 tonnellate ed ha la forma a D con elongazione di 1,7. Per evitare contatti estesi del plasma con la parete durante il funzionamento della macchina, vengono usati speciali «limitatori» solidi (*limiters*), sporgenti dalla parete verso l'interno della camera ed aventi la funzione di definire le dimensioni del plasma intercettandone le particelle al bordo. Nel JET i limitatori, costituiti da piastre di grafite, sono posti ad una distanza di 21 cm dalla parete. Le 32 bobine toroidali, raffreddate ad acqua demineralizzata come le bobine poloidali, primario compreso, pesano ciascuna 12 tonnellate, hanno un'altezza di 5,68 m ed un'estensione radiale di 3,68 m. Le forze che queste bobine esercitano nella direzione orizzontale verso l'asse interno del toro, complessivamente circa 1800 tonnellate, vengono sopportate dalla colonna centrale di ferro del trasformatore e dall'avvolgimento primario che pesa 16 tonnellate. Questa struttura è una delle più attivate dai neutroni di 14 MeV emessi dal plasma durante le scariche con deuterio-trizio. La più attivata è ovviamente la parete della camera a vuoto, che viene ricoperta da tegole di grafite per il 50%, installate per ridurre la contaminazione da impurezze di metalli pesanti; in particolare, tegole di CFC, composto di carbonio che presenta un'altissima resistenza a flussi di calore estremi (ed è utilizzato anche dallo *Space Shuttle*). Come dimostrato negli esperimenti JET con il deuterio-trizio, questi composti non sono però adatti per operazioni in presenza di trizio, a causa dell'elevata migrazione del carbonio e conseguente deposizione del trizio sulla prima parete. Oggi, JET si accinge a sostituire le tegole di carbonio con il berillio, utilizzando allo scopo un collaudato sistema di controllo re-

moto. Il berillio, tra gli elementi leggeri, ha un altissimo punto di fusione, 1278°C.

- Il JET prevede inoltre dei dispositivi di «riscaldamento addizionale» e di *current drive*, originariamente di 10 MW di potenza, oggi di potenza notevolmente più grande di quelli previsti nel progetto originale: iniezione di atomi neutri negativi (NNBI) per 23 MW e iniezione di onde elettromagnetiche di risonanza per 32 MW.
- Nel JET, secondo la bibliografia ufficiale, il fascio di neutri del NNBI ha una energia di 80 o di 120 keV, cioè, nel caso di un fascio di deuteroni, una velocità circa 5 volte superiore a quella media posseduta dagli ioni di un plasma di deuterio nella macchina. Il volume massimo del plasma nel JET è di 85 m<sup>3</sup>. Nell'ambito dell'attività futura, è prevista la possibilità di incrementare la potenza del NNBI fino a 35 MW. Il riscaldamento di risonanza ciclotronica ionica (ICRH) è abitualmente usato nel JET, ma solo una parte dei suoi 32 MW si rende necessaria per gli esperimenti. Il sistema di riscaldamento di risonanza ibrida inferiore (LHCD) ha una capacità installata di 12 MW di potenza addizionale, ad una frequenza di 3,7 GHz con la quale si può guidare una corrente di diversi MA.
- Nel JET, la produzione di un impulso, che dura in genere decine di secondi, richiede una disponibilità di circa 500 MW di potenza dalla rete elettrica. Di questi, più della metà è assorbita dalle bobine del campo magnetico toroidale, circa 100 MW sono necessari al sistema del campo poloidale, mentre gli altri 150 servono ad alimentare le sorgenti del riscaldamento ausiliario.
- Nel 1994 si decise di dotare la macchina di un «divertore», sistema progettato per estrarre l'elio prodotto dalle reazioni di fusione e le impurezze generate dall'interazione plasma-parete. Posto all'interno della camera di scarica, all'estremità inferiore, esso è una struttura a V di due piastre contrapposte, sulle quali il campo magnetico deflette e deposita le particelle della regione esterna al bordo del plasma. Il divertore ha subito nel corso degli anni diverse modifiche a causa della sua criticità, essendo esposto a flussi di elevata potenza.
- Nel 1997, con una potenza di riscaldamento ausiliario di 22 MW di fasci di neutri e di 3 MW di radioonde, nel JET sono stati ottenuti 16 MW di potenza, ricavati per fusione di un plasma di deuterio-trizio, quindi con un fattore di guadagno  $Q \sim 0,6$ . Tali valori furono conseguiti nel corso di una scarica, riportata nella figura sottostante, tratta dal rapporto *The Science of JET* di J. Wesson, marzo 2000. La scarica fu effettuata con valori crescenti della corrente fino a 4,2 MA e del campo magnetico a 3,8 Tesla e di una miscela con un 50% di trizio, realizzando un picco di potenza della durata di 2 secondi. Tale picco fu interrotto da un'improvvisa caduta del confinamento dovuta all'insorgere di instabilità di tipo ELM (*Edge Localized Modes*), instabilità al posto del plasma di natura magnetoidrodinamica. Alla luce dei risultati ottenuti da JET nella sua pluridecennale attività sperimentale, non ci si può sottrarre all'interrogativo di quali traguardi JET avrebbe potuto raggiungere se il campo magnetico utilizzato

fosse stato di 5/6 Tesla, come originariamente raccomandato dalla autorevole commissione di studio europea.



### Nota

- *Il bordo del plasma è una regione tra i materiali solidi della prima parete del contenitore ed il volume del plasma, la regione (core) che accoglie le linee chiuse del campo magnetico ed accoglie fino ad un certo grado le particelle «confinare». Le particelle che fuoriescono dal core, cioè abbandonano l'ultima superficie chiusa di flusso (detta separatrice), entrano in una regione detta SOL (Scrape-Off Layer), abitualmente ristretta a pochi cm di spessore, dove sono rapidamente perdute. In essa le linee del campo magnetico restano aperte, con il risultato che le particelle seguono queste linee fino ad una regione dove possono collidere con la parete o con un gas neutro molto più freddo.*
- *Storicamente ci sono due modi con i quali le ultime chiuse linee di campo possono essere delimitate. Il più semplice e primo modo in ordine cronologico è data dal limitatore (limiter), barriera di qualche cm inserita nel plasma. Il secondo è il divertore: utilizzando una modificazione delle linee del campo magnetico al bordo del plasma, le linee di campo interne al SOL sono indirizzate in una regione dedicata, dove il plasma si esaurisce per collisione. D'altra parte, nel SOL, il trasporto lungo le linee di campo è molto più veloce di quello attraverso il campo, così che il numero di particelle che fluiscono lungo le linee di campo, mano a mano che ci si muove trasversalmente verso la prima parete, diminuisce. Tale decremento di densità e di temperatura del plasma consente che il flusso di calore e quello di particelle sulla prima parete diventino sostenibili per i materiali che la costituiscono.*



- JET prevede oggi la sperimentazione di un divertore con tegole di carbonio limitate alla regione dove il bordo del plasma viene deflesso sulla parete (*divertor strike points*) e tegole di tungsteno sulla parte rimanente del divertore. In alternativa, solo tungsteno ovunque. Il tungsteno è infatti molto resistente ad alte temperature (punto di fusione a 3695 gradi Celsius) ma è un elemento pesante (numero di protoni pari a 74) e può sporcare il plasma con impurità che causano elevate perdite di energia per irraggiamento.
- Oggi l'attività del JET, che resta la macchina più importante operante in Europa e forse nel mondo, è decisamente indirizzata come supporto e verifica dei problemi di fisica e di tecnologia messi in campo dal futuro progetto ITER (progetto che è stato illustrato ampiamente nell'ambito di questo Documento conclusivo).
- Gli argomenti decisivi per cui JET si presenta molto adatto per un'attività di supporto ad ITER sono:
  - la possibilità di utilizzare il trizio e quindi di studiare il bruciamento di plasmi di deuterio-trizio
  - la capacità, date le sue grandi dimensioni, di simulare il confinamento delle particelle veloci a, prodotte dalla reazione di fusione, come avverrebbe in un grande tokamak
  - la possibilità di fornire contributi allo studio di materiali e dell'interazione plasma-parete per la capacità del JET di gestire il berillio
  - la vasta esperienza di strumenti di controllo remoto, anche all'interno della camera a vuoto.
- Nell'ottica del supporto ad ITER, sono già stati approvati ed avviati tre grandi progetti, relativi alla simulazione della prima parete di questo, all'incremento della potenza del fascio di neutri, alla progettazione di un iniettore di *pellet* ad alta frequenza, in grado di sparare 50-60 *pellet* al secondo di deuterio congelato.

L'iniettore di *pellet* solide di deuterio e trizio congelato è una macchina in grado di accelerare *pellet* di diametro di 1-10 mm ad una velocità adeguata per penetrare il plasma e rifornirlo di combustibile. Quando una *pellet* penetra il plasma, la superficie esterna per ablazione si trasforma in una nuvola di gas neutro, di raggio grande fino a 100 volte il raggio della *pellet*. Il bordo esterno della nuvola è ionizzato e riscaldato dal plasma, il calore trasportato alla *pellet* continua nell'ablazione della sua superficie mentre essa penetra nel plasma.
- Sembra opportuno riassumere nella tabella successiva, oggi aggiornata al 2008, le principali caratteristiche della macchina, nella sua versione originale del 1975 e nella sua evoluzione.

## Principali caratteristiche del JET

	Parametri di progetto 1975	Massimi valori ottenuti successivamente nel JET
Raggio maggiore (m)	2,96	3
Raggio minore (m)	1,25	1,25
Elongazione (b/a)	1,7	1,8
Campo magnetico (Tesla)	3,4	4
Corrente di plasma nella forma a D (MA)	4,8	7
Durata della corrente di plateau (s)	10	60 (1MA)
Contatto del plasma	Limitatore (divertore possibile)	Divertore e limitatori carbonio, berillio
Iniezione di neutri nel plasma (MW)	iniziali 10, previsti 25	24
Sistemi accoppiati ICRH (MW)	0	22
Sistemi accoppiati LHCD (MW)	possibile	73
Current Drive	non previsto	3 (LHCD)
Densità centrale (m <sup>3</sup> )	» 10 <sup>20</sup>	2 × 10 <sup>20</sup>
Temperatura degli elettroni (keV)	» 10	20
Temperatura ionica (keV)	» 10	40
Valore di Q in plasma DT	Da 0,1 a 2	0,6
Potenza di fusione (MW)		16

## 3. Esempi di macchine piccole: ALCATOR, FT, FTU

- ALCATOR A, il cui nome deriva dalle parole ALto Campo TORus, è stata la prima macchina progettata in Occidente, basata sui risultati dei tokamak sovietici, per andare al di là di questi adottando nuovi componenti, come per il trasformatore. Costruito al MIT su proposta di Bruno Coppi e D. B. Montgomery (6), è entrato in funzione nel 1969. Di sezione circolare, con raggio minore 0,10 m e raggio maggiore 0,54 m, e, caratteristica saliente, un elevato campo magnetico toroidale di 10 Tesla. Prototipo dei tokamak compatti, raggiunse il valore per il prodotto  $n\tau \approx 3 \times 10^{19}$  s/m<sup>3</sup> (record fino al 1981) e  $Z_{\text{eff}} \approx 1$  (plasma puro).
- ALCATOR A utilizzava per primario un trasformatore ad aria. Questo tipo di trasformatore si rende necessario nei casi in cui l'intensità del campo d'induzione non consente l'utilizzo (come per il JET) di un nucleo di ferro, a causa dei noti fenomeni di saturazione di questo. La macchina

operava alla temperatura dell'azoto liquido, all'interno di un appropriato criostato. L'azoto liquido era necessario per abbassare le perdite resistive delle bobine ed estendere l'escursione di temperatura consentita per scarica.

- Nel 1974, un gruppo di lavoro italiano che lavorava con ALCATOR A trovò che il parametro di Lawson  $n\tau$  aumenta con il quadrato della densità ionica  $n$ , stabilendo la relazione che divenne la cosiddetta legge di scala Alcator (*Alcator scaling*), poi, in seguito ai risultati di ALCATOR C, ottimizzata in quella nota come «*neo-Alcator scaling*».
- Nella seconda metà degli anni Settanta, ALCATOR A è stato sostituito dall'ALCATOR C, un poco più grande, raggio minore di circa 0,17 m e raggio maggiore 0,64 m, e dotato di un campo magnetico ancora più elevato: 12 Tesla. Proposto nel 1975, entrato in funzione nel 1978, questa macchina ha superato nel novembre 1983 la soglia di Lawson per la fusione di un plasma deuterio-trizio ( $n\tau \approx 6 \times 10^{19}$  s/m<sup>3</sup>), raggiungendo il valore di  $n\tau \approx 8 \times 10^{19}$  s/m<sup>3</sup> ad una temperatura ionica di circa 1,6 keV (7). Nel 1987 la macchina fu spostata dal MIT di Boston al Laboratorio di Livermore, LLNL, dove prese il nome di MTX (*Microwave Tokamak Experiment*).
- ALCATOR C-Mod (8) è una ulteriore versione delle precedenti, costruita al MIT. È una macchina ad alto campo, fino 8 Tesla, con capacità di corrente di plasma fino ad 1,5 MA, con un raggio minore 0,22 m ed un raggio maggiore 0,67 m, ma la camera a vuoto consente una elongazione a D del plasma, che può raggiungere il valore di 1,8. ALCATOR C-Mod è dotata di riscaldamento addizionale con un sistema ICRF di potenza fino a 5 MW ad una frequenza di 80 MHz.
- FT, FTU sono macchine italiane e rappresentano, accanto ad altre iniziative, la linea seguita dai fisici di Frascati da ormai quaranta anni, quella degli alti campi e dei tokamak compatti, creando così una scuola parallela a quella sviluppata negli USA.
- FT (Frascati Torus) è la macchina italiana che, dal 1981 al 1983, ha detenuto il *record* del parametro di confinamento più elevato, circa  $4 \times 10^{19}$  s/m<sup>3</sup>, con una temperatura ionica di poco superiore ad 1 keV. Concepito dal professor Bruno Coppi del MIT, che rispondeva ad un invito del professor B. Brunelli del Laboratorio Gas Ionizzati e del professor C. Salvetti, allora vice presidente del CNEN (poi diventato ENEA), di avviare una linea di ricerca sperimentale e teorica su plasmi confinati magneticamente a Frascati, FT fu avviato nel 1971. Basandosi sulla sua esperienza con il progetto ALCATOR A, durante uno *stage* estivo (di due mesi), su invito del professor Salvetti, presso il Laboratorio Gas Ionizzati, Coppi definì, con G.B. Righetti principale collaboratore, tutti i principali parametri della macchina (9). FT è entrato in funzione all'inizio del 1977, consentendo all'Italia di entrare nella storia della fusione a confinamento magnetico. Di raggio minore circa 0,2 m e raggio maggiore 0,83 m, era in grado di raggiungere un campo magnetico di 10 Tesla e una corrente di 1 MA.
- FTU (Frascati Tokamak Upgrade) (10) è una macchina italiana con campo magnetico un poco più basso di quello di FT, 8 Tesla, ma con una potenza

di riscaldamento ad onde elettromagnetiche molto superiore. Di raggio minore 0,31 m e raggio maggiore 0,935 m è in grado di fornire una corrente di plasma di 1,6 MA. FTU è dotato di tre sistemi di riscaldamento ad onde elettromagnetiche, uno di 0,7 MW per 433 MHz (*Ion Bernstein Wave*, IBW), il secondo di 2,4 MW (Risonanza ibrida inferiore, LHCD), il terzo di 1,6 MW per 140 GHz (Risonanza ciclotronica elettronica, ECRH), che possono quindi iniettare una potenza fino a 5 MW.

- FTU è entrato in funzione nel 1989. Nel 1990 ha prodotto la prima scarica con corrente elevata  $I_p = 1\text{MA}$  e campo magnetico toroidale elevato  $B_T = 7,2$  Tesla e nel 1997 ha ottenuto, utilizzando iniezione di *pellet*, il valore del prodotto triplo  $n\tau T = 0,6 \times 10^{20} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s} \cdot \text{keV}$ . Nell'anno successivo ha ottenuto il valore *record* di una temperatura centrale degli elettroni  $T_e = 15$  keV, nel 2000 la piena *performance* in regime ohmico  $I_p = 1,6$  MA e  $B_T = 8$  Tesla.

### **Nota**

*Il simbolo Zeff (Zeta efficace) è il valore medio del numero atomico Z, risultante dalla presenza di tutte le specie ioniche presenti in un plasma e mediato sulle loro rispettive densità. La composizione di un plasma è alterata dalla presenza delle impurezze, cioè ioni pesanti messi in circolazione dalle interazioni del plasma con la camera a vuoto e con i materiali strutturali presenti e la contaminazione è deleteria, per le perdite di energia nel plasma e per la sua stabilità. Le impurezze hanno tre effetti sul plasma: diminuiscono la densità ionica  $n_i$  del combustibile, incrementano le perdite per irraggiamento, alterano la perdita di energia di confinamento. In sostanza, l'aumento di Zeff si traduce in un innalzamento dei valori da raggiungere per il prodotto  $n\tau$  (criterio di Lawson) e per la temperatura d'ignizione del plasma; esistono dei valori limite per la massima concentrazione tollerabile delle singole specie di impurezze per l'ignizione di un plasma, quindi un valore limite risultante per il Zeff.*

*Sarebbe poi buona norma di correttezza scientifica indicare sempre, nei grafici  $(n\tau, T)$  che riportano i risultati record di avvicinamento all'ignizione ottenuti nei singoli esperimenti, anche i valori operativi di Zeff, per misurare la loro distanza da 1, cosa normalmente non fatta. Per misurare l'avanzamento all'ignizione sarebbe necessario valutare vari fattori dell'esperimento quali il grado di purezza del plasma, il valore della temperatura degli elettroni, ed il valore del tempo di confinamento dell'energia  $\tau$  nelle precise condizioni in cui esse sono determinate.*

**Riferimenti bibliografici**

- (1) Heinz Knoepfel, «ENERGY 2000», Gordon & Beach, Science Publishers, 1986, pag. 141.
- (2) J. D. Lawson, «Some criteria for a power producing thermonuclear reactor», Proc. Phys. Soc. B, vol. 70 (6), 1957).
- (3) A. Sestero, «Storia (scientifica e non solo) della configurazione tokamak», Il Nuovo Saggiatore, Vol. 21, 2005, n. 1-2
- (4) «Report of the European Torus Working Group», Final Draft, Annex 1, march 1973, CCE, XII/ 144/ 73, pagina 43
- (5) EFDA-JET, The world's largest nuclear fusion research experiment, [www.jet.efda.org/html](http://www.jet.efda.org/html)
- (6) B. Coppi and B. Montgomery, «Proposal for the Alcator Experiment», MIT (Cambridge, Massachusetts), September 1969.
- (7) M. Greenwald et al., Phys. Review Letters, 5 (1984) 352
- (8) Hutchinson, I. H. et al., Phys. Plasmas, 1 (1994) 1511
- (9) a) B. Coppi e al., «The FT Device (Frascati Torus) Aims and Design Features», Rapporto LGLR/TOK/73.14E, Novembre 1973, Laboratori Gas Ionizzati, Frascati, Rome, Italy.  
b) B. Brunelli e B. Coppi, Nuclear Eng: International, February 1978
- (10) [http://www.efda.org/eu\\_fusion\\_programme/machines-ftu\\_i.htm#](http://www.efda.org/eu_fusion_programme/machines-ftu_i.htm#)

**Ringraziamento**

Si ringrazia il dottor Raffaele Conversano per l'assistenza tecnico-scientifica prestata nel corso della stesura del Documento conclusivo dell'indagine conoscitiva.





