

ATTIVITÀ DELL'ENEA BRASIMONE A SUPPORTO DELLO SVILUPPO DEI REATTORI A FUSIONE NUCLEARE

G. Dell'Orco, G. Benamati

ENEA Brasimone, C.P.1, 40032 Camugnano (BO)
tel: +39-0534-801129, fax: +39-0534-801244, e-mail: giovanni.dellorco@brasimone.enea.it

SOMMARIO

Sin dal 1990, l'ENEA ha intrapreso al C.R. del Brasimone una serie di iniziative a supporto dello sviluppo delle tecnologie innovative di un Reattore a Fusione tipo ITER e DEMO, inquadrato nell'ambito del Programma Europeo di Tecnologia della Fusione.

Tra le attività intraprese si ricordano quelle a supporto dello sviluppo del mantello triziogeno del Reattore a Fusione DEMO con particolare riferimento alle prove tecnologiche di ricerca e sviluppo dei due concetti di materiale fertile selezionati da provarsi in ITER: solido con letti di sfere ceramiche litiate oppure liquido con eutettico PbLi. Tra le esperienze più qualificanti effettuate al Brasimone quelle di rilievo sono: Impiantistica, Termofluidodinamica, Termomeccanica, Corrosione e Caratterizzazione dei materiali operanti in ambiente ostile.

Un altro settore di interesse è quello relativo alle tecnologie per lo sviluppo sia del Blanket schermante sia del Divertore di ITER con intensi programmi sperimentali su: Termoidraulica, Termomeccanica e Manutenzione Remotizzata.

Altre attività di Remotizzazione, Termoidraulica e Corrosione sono effettuate a supporto dello sviluppo del circuito a Litio liquido di IFMIF (International Fusion Material Irradiation Facility) ovvero di uno sorgente intensa di neutroni per lo studio e qualifica di materiali strutturali a bassa attivazione per la Fusione.

1. INTRODUZIONE

Nei paesi più industrializzati del mondo si sta cercando di rispondere alla crescente domanda d'energia primaria nel lungo periodo mediante l'individuazione di fonti e di strategie di sviluppo che permettano di coniugare le esigenze di competitività tecnico-economica e di sicurezza nell'approvvigionamento energetico con un minore impatto sociale ed ambientale. Interessanti prospettive per il futuro si attendono dalla Fusione Termonucleare controllata di D-T che, a fronte del superamento degli attuali limiti fisici e tecnologici (controllo dell'ignizione, sviluppo dei materiali strutturali idonei per le condizioni operative di questi reattori e con una bassa attivazione nucleare, etc.), presenta potenziali vantaggi rispetto alla Fissione sia per quanto riguarda la disponibilità del combustibile primario sia per la gestione complessiva delle scorie e, più in generale, delle problematiche di accettabilità sociale ed ambientale.

Lo sviluppo di un Reattore a Fusione commerciale del tipo Tokamak è stato sino ad ora perseguito mediante un progressivo sviluppo delle attività di ricerca sulla fisica dei plasmi (aumentando progressivamente densità e tempi di confinamento) parallelamente ad un intenso sviluppo tecnologico in molti settori critici quali ad esempio i magneti superconduttori, i nuovi materiali ad elevate prestazioni, i sistemi di manutenzione remotizzata, lo sviluppo di nuovi cicli del combustibile.

L'UE, dopo decenni di attività specifica intrapresa dalle Associazioni EURATOM per lo sviluppo della tecnologia dei Tokamak, dopo il successo dell'impresa JET, ha recentemente espresso il forte proposito di ospitare il Reattore a Fusione ITER-FEAT (International Thermonuclear Experimental Reactor-Fusion Energy Amplifier Tokamak) nel proprio territorio. Tale macchina dovrà premettere da un lato un

sostanziale avanzamento nello studio dei plasmi e della resa energetica del processo dall'altro la prova di numerose soluzioni tecnologiche, non ultima quella relativa al ciclo del combustibile, da utilizzarsi nel successivo reattore dimostrativo (DEMO).

Di seguito saranno presentate alcune delle infrastrutture impiantistiche, appartenenti alla Sezione di Ingegneria Sperimentale della Unità Tecnico Scientifica di Tecnologie Fisiche Avanzate del C.R. ENEA del Brasimone, utilizzate per le attività di ricerca e sviluppo di tecnologie per la realizzazione e l'esercizio dei componenti più critici dei reattori ITER e DEMO.

2. BLANKET TRIZIOGENO PER DEMO

Il mantello fertile del reattore a fusione nucleare DEMO, è il componente destinato alla produzione endogena del trizio quale combustibile nonché all'asportazione dell'energia rilasciata dal rallentamento dei neutroni prodotti nel plasma. La scelta combinata di materiali strutturali a bassa attivazione nucleare, di materiali idonei per la produzione del trizio (breeder), di moltiplicazione dei neutroni e quella del fluido termovettore, operanti in condizioni tali da poter generare un efficiente ciclo termodinamico di conversione in energia elettrica, sono oggetto di specifici programmi di ricerca europea.

Due sono i progetti concettuali di mantello fertile per il reattore dimostrativo di cui si intendono provare dei moduli, i cosiddetti Test Blanket Module (TBM), nella macchina ITER: i) concetto a materiale triziogeno solido costituito da ceramico contenente litio in forma di sfere; ii) concetto a materiale triziogeno liquido costituito da lega eutettica Pb-16Li.

Entrambi i concetti prevedono la suddivisione della struttura del blanket in elementi modulari, realizzati in acciaio ferritico-martensitico a bassa attivazione neutronica, riempiti nei due casi dai due diversi breeder raffreddati entrambi da elio gassoso ad elevata pressione.

All'ENEA Brasimone sono in corso attività a supporto dello sviluppo tecnologico di ambedue i concetti suddetti.

2.1 Breeder ceramico raffreddato ad elio (HCPB)

Sin dal 1996 è operativo al Brasimone l'impianto HE-FUS3, ovvero la European Blanket Test Facility, per effettuare campagne sperimentali sulla termomeccanica dei moduli di breeder ceramico refrigerato ad elio (Helium Cooled Pebble Bed Blanket), con l'impiego di letti di sfere di Berillio e di composti ceramici di Litio in qualità, rispettivamente, di moltiplicatore neutronico e di materiali per la produzione del trizio, Fig. 1.



Fig. 1 – HeFus3 - European Blanket Test Facility

Nel quadro delle attività europee di sviluppo della soluzione HCPB sono state avviate, in stretta comparazione con FZK (D), parecchie campagne di prova termomeccanica per la determinazione della conducibilità termica effettiva dei letti di sfere, in simulazione dei carichi termici dovuti al rallentamento neutronico, con la misurazione sia della compattazione dei letti stessi sotto ciclaggio termico sia delle sollecitazioni e/o deformazioni esercitate sulla cassetta di contenimento in acciaio martensitico, Fig. 2 [1].

Le attività teoriche, invece, sono orientate alla messa a punto di un modello costitutivo termomeccanico atto a descrivere in maniera realistica il comportamento dei letti di sfere, nonché alla sua successiva implementazione all'interno dei codici di calcolo agli elementi finiti disponibili sul mercato, Fig. 3.

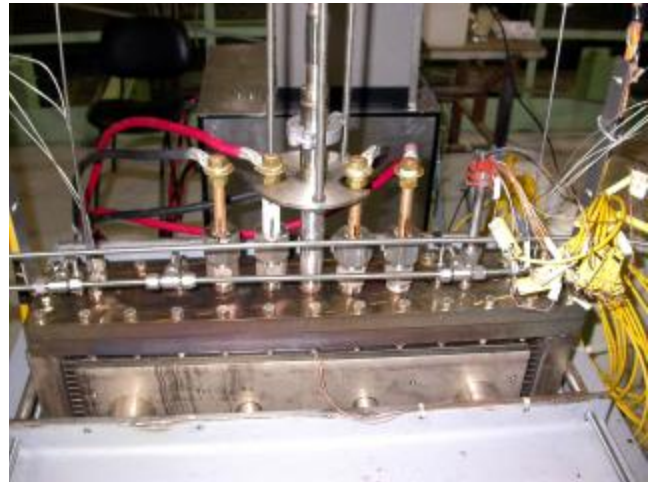


Fig. 2 – HELICA – Sezione di prova letti ceramici

2.2 Breeder liquido raffreddato ad elio (HCLL)

Le attività di ricerca effettuate al Brasimone a supporto del concetto di Blanket per DEMO con breeder eutettico Pb-16Li liquido sono incominciate nel 1990 con particolare riferimento alle problematiche di corrosione degli acciai strutturali in metalli liquidi ad alta temperatura e alle problematiche di interazione fra le leghe di piombo e l'acqua [2,3].

Le attività sono condotte in stretta co-operazione con il CEA e si può dire che la quasi totalità delle attività di ricerca e sviluppo sulla tecnologia del Pb-16Li in Europa sia condotta presso i laboratori del Brasimone.

Nella fase attuale sono in corso le seguenti attività:

- determinazione della solubilità e della diffusività dell'idrogeno e dei suoi isotopi n Pb-16Li (fig. 3);
- valutazione dell'efficienza di ossidi naturali quali potenziali barriere alla permeazione del trizio e valutazione della tecnica del "self-healing" in situ;
- caratterizzazione dell'acciaio martensitico EUROFER 97 ai fenomeni corrosivi in piombo litio fluente a 550 °C e velocità di 10 mm/s per 6000 h mediante l'impianto sperimentale Lifus 2 [4,5].



Fig. 3 – Impianto Sole per gli studi di solubilità dell'idrogeno e dei suoi isotopi in metallo liquido.

Nel 2004 è stata lanciata un'attività di progetto per la realizzazione di un circuito a Pb-16Li da accoppiare all'esistente impianto HeFUS3. Il nuovo sistema integrato, denominato European Breeding Blanket Test Facility (EBTTF), permetterà di svolgere su questa nuova struttura sperimentale le attività di sviluppo e qualificazione dei due TBM del tipo HCPB e HCLL utilizzando moduli di dimensioni ridotte rispetto ai reali (sino ad 1/3). Un ulteriore incremento, già previsto a livello europeo, delle caratteristiche di portata del circuito ad elio (dagli attuali .33 kg/s a 1.3 kg/s) consentirà poi di ospitare nel circuito prove di qualifica di TBM in scala 1:1.



Fig. 4: impianto Lifus 2 per prove di corrosione

3. BLANKET SCHERMANTE PER ITER

Le attività effettuate al Brasimone sono mirate alla qualifica delle tecnologie di giunzione di materiali eterogenei da utilizzarsi per il blanket schermante di ITER. Diverse campagne di caratterizzazione sperimentale a fatica termomeccanica sono state effettuate su sezioni di prova di acciaio inossidabile su cui sono giuntate per HIP (Hot Isostatic Pressing) piastre di CuCrZr e mattonelle di Berillio a protezione delle strutture dal Plasma. Obiettivo dei test è la verifica dei cicli di rottura delle giunzioni Be-CuCrZr sottoposte a flusso termico incidente, mediante l'utilizzo di resistori ad alta temperatura (1200 °C), ciclante nel tempo fino a 0.6 MW/m^2 , Fig. 5 [6-7-8].

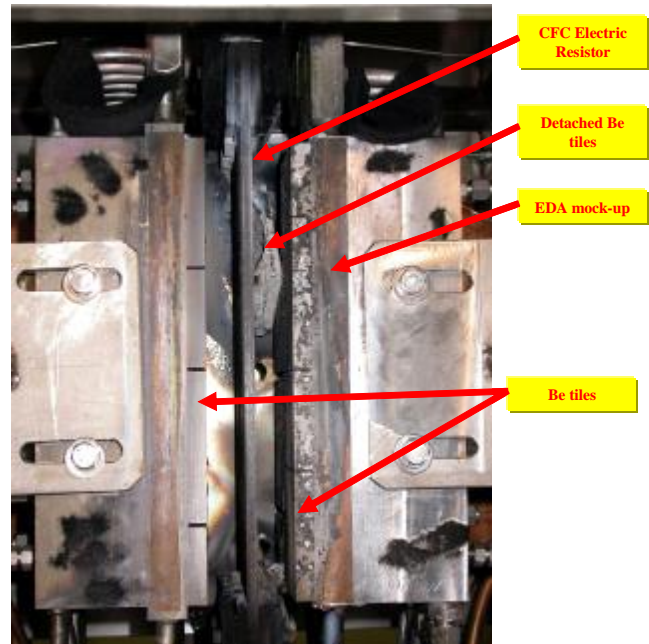


Fig. 5 – Rottura delle giunzioni Be-CuCrZr a ciclaggio termico ripetuto fino a 0.6 MW/m^2

4. DIVERTORE PER ITER

Anche nel campo delle tecnologie per la qualifica termoidraulica e per la manutenzione remotizzata del Divertore di ITER, Fig. 6, al Brasimone sono state effettuate e sono in corso notevoli attività sperimentali.

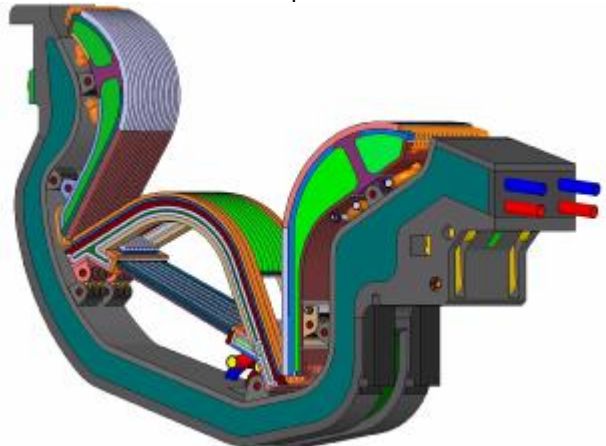


Fig. 6 – Casseta del Divertore di ITER e componenti affacciati sul Plasma (parziale sezione)

Per la caratterizzazione termoidraulica sono state preparate le analisi teoriche sull'idraulica in stazionario e sui transitori di scarico del fluido refrigerante con codice di calcolo RELAP, Fig. 7-8 [9].

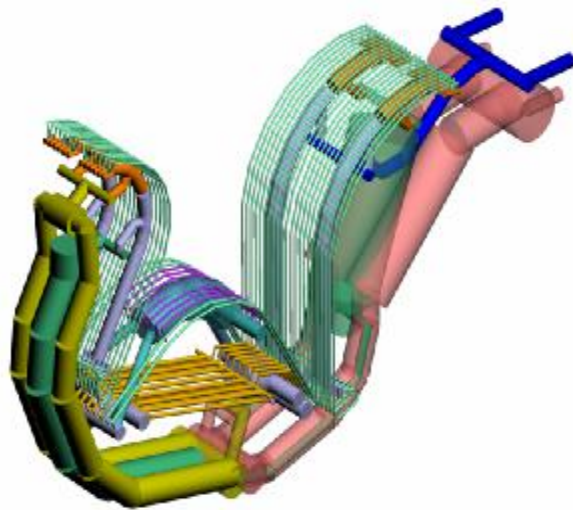


Fig. 7 – Schema RELAP del Divertore di ITER

Le analisi in stazionario hanno permesso di calcolare le perdite di carico in ognuno dei componenti costituenti il Divertore alle condizioni nominali di alimentazione dell'acqua refrigerante, Fig. 8 [9].

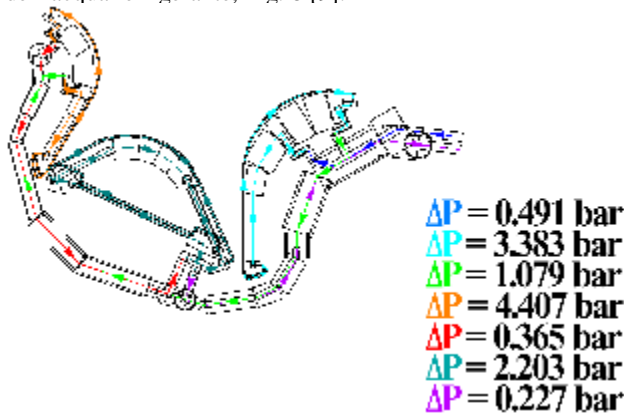


Fig. 8 – Perdite di carico del Divertore di ITER

Mentre le analisi in transitorio hanno permesso di calcolare le tempistiche di scarico rapido dei circuiti idraulici in ognuno dei componenti costituenti il Divertore utilizzando Ar pressurizzato a 4.5 MPa, Fig. 9 [9].

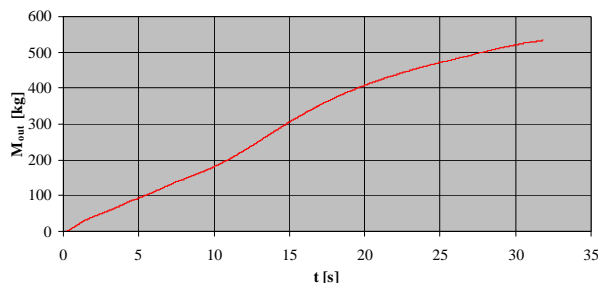


Fig. 9 – Tempo di scarico completo di una cassetta del Divertore di ITER

Importanti attività sperimentali sono condotte per la Manutenzione Remotizzata del divertore di ITER nel laboratorio DRP del Brasimone. Recentemente è stato progettato e realizzato il nuovo sistema PFCT di posizionamento dei componenti sulla cassetta del Divertore, chiamato, ad integrazione dell'esistente sistema robotizzato, Fig. 10-11.



Fig. 10 – Laboratorio DRP per la Manutenzione remotizzata del Divertore di ITER

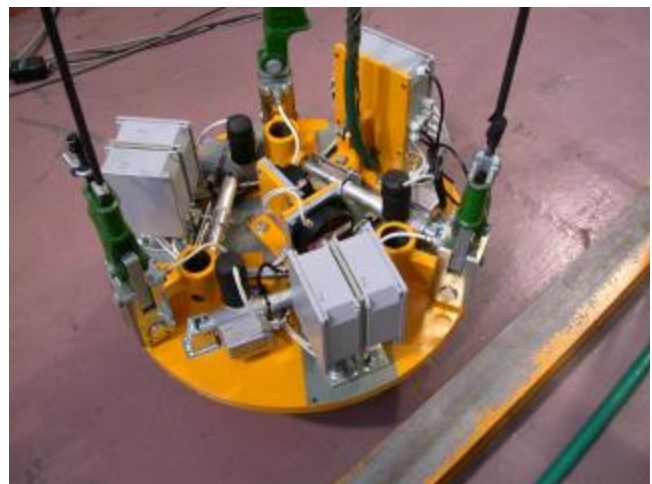


Fig. 11 – PFCT per la Manutenzione remotizzata del Divertore di ITER

5. CIRCUITO A LITIO PER IFMIF

L'ultimo punto significativo di impegno ENEA è nelle attività di ricerca relative al circuito di target a Li liquido per la sorgente di neutroni ad alta energia per studi sui materiali denominata IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) [10]. In questo contesto l'attività del Brasimone è incentrata sullo sviluppo del progetto di una parete (back-plate) rimovibile di contenimento ed accelerazione del getto di Li liquido. In particolare sono svolte le seguenti attività:

- progettazione di sistemi per la misura e la rimozione di impurezze non metalliche nel circuito LIFUS3 a Li liquido, Fig. 12;
- prove di corrosione dei materiali strutturali in condizioni rilevanti per le operazioni di IFMIF nello stesso circuito Lifus 3



Fig. 12 – Circuito LIFUS3

- prove di detezione di rumori di cavitazione sulle pompe elettro-magnetiche del circuito target a Li liquido in collaborazione con JAERI ed Università di Osaka, Fig. 13;

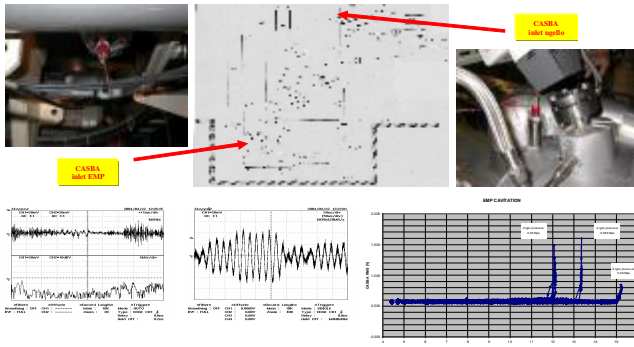


Fig. 13 – Detezione cavitazione sul circuito a Li liquido dell'Università di Osaka

- prove di simulazione idraulica del getto di Li liquido su sezioni di prova prototipiche, Fig. 14;

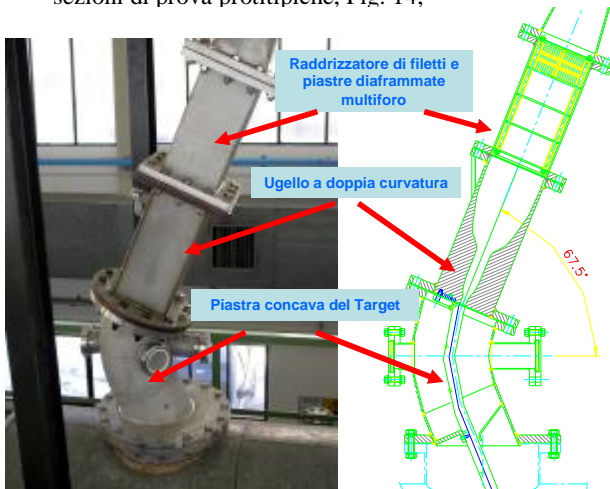


Fig. 14 – Circuito HY-JET per prove di simulazione idraulica del getto di Li liquido

- prove di affidabilità del sistema di rimozione remoto della “back-wall” del target di IFMIF nella versione con fissaggio a baionetta, Fig. 15.



Fig. 15 – Sistema di rimozione remoto della “back-wall” del target di IFMIF

RINGRAZIAMENTI

Gli autori desiderano ringraziare Antonio Aiello, Alessandro Gessi, Gioacchino Micciché e Giuseppe Scaddozzo, ricercatori presso il centro ENEA del Brasimone, per la preziosa collaborazione nelle attività oggetto della presente pubblicazione

RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI

1. G. Dell’Orco, A. Ancona, P.A. Di Maio, L. Sansone, M. Simoncini, D. Zito, G. Vella, ‘Experimental Tests on Li-ceramic Breeders for the Helium Cooled Pebble Bed (HCPB) Blanket Design’, 22nd Symposium on Fusion Technology, 9 - 13 September, 2002 - Helsinki, Finland.
2. Giancarli L., Benamati G. et al. , ‘Overview onf EU activities on DEMO liquid metal breeder blankets’, Fusion Eng and Des. , 27 (1995), 337-352
3. Aiello A., Agostini M., Benamati G. et al., ‘Mechanical properties of martensitic steels after exposure to flowing liquid metals’, Journal of Nuclear Materials, 335 (2004), 217-221
4. Benamati G., Fazio C., Ricapito I., ‘Mechanical and corrosion behavior of Eurofer 97steel exposed to Pb-17Li’, Journal of Nuclear Materials, 307(-), 1391-1395
5. Ricapito I, Ciampichetti A., Benamati G., ‘Pb-17Li/water interaction in DEMO WCLL blanket : water micro leaks’, Fusion Eng. And Des., 65 (2003), 577-587
6. G. Dell’Orco, A. Ancona, A. Di Maio, L. Sansone, G. Vella, THERMO MECHANICAL TESTING OF LI-CERAMIC FOR THE HELIUM COOLED PEBBLE BED (HCPB) BREEDING BLANKET, 11th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-11), Kyoto Japan, December 7-12, 2003.
7. G. Dell’Orco, P. Lorenzetto, A. Malavasi, G. Polazzi, M. Simoncini, G. Venturi, D. Zito, Thermal-Mechanical Tests on ITER Primary First Wall Mock-ups, Proceeding of the

6th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, April 7-12, 2002 - San Diego (CA)-USA.

8. G. Dell'Orco, P. Lorenzetto, I. Alessandrini, G. Bernardi, A. Malavasi, L. Sansone, G. Venturi, Progress on Fatigue Characterization of ITER Primary First Wall Mock-ups, 22nd Symposium on Fusion Technology, 9 - 13 September, 2002 - Helsinki, Finland.
9. G. Dell'Orco, A. Ancona, A. Di Maio, M. Merola, G. Vella, STEADY STATE AND TRANSIENT

THERMAL-HYDRAULIC ANALYSES ON ITER DIVERTOR MODULE, 23rd Symposium on Fusion Technology, Venezia, 20 - 24 September 2004.

10. B. Riccardi, M. Martone, C. Antonucci, L. Burgazzi, S. Cevolani, D. Giusti, G. Dell'Orco, C. Fazio, G. Micciché, M. Simoncini, 'Activities on IFMIF Lithium Target at ENEA', 22nd Symposium on Fusion Technology, 9 - 13 September, 2002 - Helsinki, Finland.