
1960 – 2010

anni di ricerca sulla fusione in Italia
years of fusion research in Italy

Cinquantesimo Anniversario Associazione EURATOM-ENEA sulla Fusione
Fiftieth Anniversary EURATOM-ENEA Association on Fusion



Cinquantesimo Anniversario Associazione EURATOM-ENEA sulla Fusione
Fiftieth Anniversary EURATOM-ENEA Association on Fusion



A cura di - Edited by

Paola Batistoni

Con contributi di / Contributions by

R. Andreani, S. Segre, H. Knoepfel, A. Pizzuto, P. Batistoni, P. Agostini, V. Antoni, A. Caruso, V. Coccoresse, A. della Corte, M. Gasparotto, M. Lontano, C. Strangio, F. Alladio, A. Coletti, F. Crisanti, P. Martin, M. Martone, G. Mazzitelli, C. Neri, A. Pisent, M.T. Porfiri, F. Romanelli, R. Toschi, S. Tosti, A.A. Tuccillo, E. Visca, F. Zonca

Edito:

ENEA - Edizioni Scientifiche
Centro Ricerche Frascati
Via Enrico Fermi 45
00044 Frascati, Rome, Italy

Progetto grafico del volume a cura di Lucilla Crescentini
Assistente: Marisa Cecchini

ISBN: 978-88-8286-225-1

1960 - 2010

50

anni di ricerca sulla fusione in Italia
years of fusion research in Italy

A cura di - *Edited by*
Paola Batistoni

Con contributi di / *Contributions by*

R. Andreani, S. Segre, H. Knoepfel, A. Pizzuto, P. Batistoni, P. Agostini, V. Antoni, A. Caruso, V. Coccoresse, A. della Corte, M. Gasparotto, M. Lontano, C. Strangio, F. Alladio, A. Coletti, F. Crisanti, P. Martin, M. Martone, G. Mazzitelli, C. Neri, A. Pisent, M.T. Porfiri, F. Romanelli, R. Toschi, S. Tosti, A.A. Tuccillo, E. Visca, F. Zonca

Associazione Euratom-ENEA sulla Fusione

Cinquantesimo Anniversario Associazione EURATOM-ENEA sulla Fusione
Fiftieth Anniversary EURATOM-ENEA Association on Fusion



Cinquantesimo Anniversario Associazione EURATOM-ENEA sulla Fusione
Fiftieth Anniversary EURATOM-ENEA Association on Fusion



1960 - 2010

50 **Anni di Ricerca sulla Fusione in Italia**
Years of fusion research in Italy

A cura di - *Edited by*
Paola Batistoni

Con contributi di / *Contributions by*

R. Andreani, S. Segre, H. Knoepfel, A. Pizzuto, P. Batistoni, P. Agostini, V. Antoni, A. Caruso, V. Coccoresse, A. della Corte, M. Gasparotto, M. Lontano, C. Strangio, F. Alladio, A. Coletti, F. Crisanti, P. Martin, M. Martone, G. Mazzitelli, C. Neri, A. Pisent, M.T. Porfiri, F. Romanelli, R. Toschi, S. Tosti, A.A. Tuccillo, E. Visca, F. Zonca

Associazione Euratom-ENEA sulla Fusione

2010 ENEA

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

Via Enrico Fermi, 45
00044 Frascati, Rome Italy

ISBN: 978-88-8286-225-1

Prefazione - *Foreword*

La ricorrenza del 50° anniversario dell'Associazione Euratom-ENEA sulla fusione mi dà l'opportunità di ribadire quanto questo programma sia stato e sarà importante non solo per l'ENEA, che lo sta conducendo in modo encomiabile, ma per tutto il Paese.

La fusione è uno dei campi in cui l'Italia ha saputo conquistare, grazie all'impegno e al valore degli scienziati che si sono succeduti alla guida e nella conduzione delle attività, una posizione di eccellenza in un contesto di livello mondiale diventato sempre più competitivo con il progredire delle conoscenze che hanno reso tangibilmente più vicino l'obiettivo di utilizzare la fusione come fonte di energia pulita, sicura e praticamente inesauribile.

Le attività sulla fusione in ENEA sono state sempre indirizzate con grande lungimiranza, superando periodi anche difficili grazie ad una forte determinazione ed alla capacità di adattarsi alle esigenze che si presentavano. L'inizio della costruzione di ITER ha segnato uno di questi momenti ed ha richiesto un grande sforzo per costruire un programma di alto livello che permettesse al nostro Paese di continuare ad avere una posizione di avanguardia.

Tale programma, che l'ENEA sostiene con grande impegno insieme ai suoi partner nazionali, CNR, Consorzio RFX e molte Università, si fonda su una forte integrazione con le attività degli altri Paesi partecipanti e su alcune realizzazioni nei laboratori del nostro Paese. A questi due elementi si aggiunge il sostegno fornito dall'ENEA all'industria nazionale che contribuisce alla costruzione di ITER: l'industria e l'ENEA hanno instaurato collaborazioni molto proficue che si risolvono con la partecipazione congiunta a importanti gare di fornitura di componenti e sistemi per ITER.

Partecipare al Programma Fusione, con la funzione di coordinamento che ha l'ENEA, riempie di orgoglio tutti i colleghi, anche quelli impegnati sugli altri programmi dell'Agenzia, per il prestigio che queste attività hanno saputo dare e, sono sicuro, daranno in futuro al nostro Paese.

Luglio 2010



Giovanni Lelli

Commissario ENEA

T

The celebration of the 50th anniversary of the Euratom-ENEA Association on fusion offers the opportunity to reiterate how much this program has been and will be important not only for ENEA, who is conducting the collaboration admirably, but also for the entire Country.

Fusion is one of the fields in which Italy has excelled, thanks to the dedication and the worth of the succession of scientists guiding and of those conducting the related activities. It holds a leading position in a worldwide contest that has progressively become more competitive with the advancement of the knowledge needed to reach the goal of using fusion as a source of clean, safe and practically inexhaustible energy.

ENEA's activities in fusion research have always been addressed with an eye toward the future, overcoming even the difficult periods thanks to strong determination and adaptability to the arising difficulties. The start of ITER construction marked one of these periods and required great efforts to build a high level programme of Italian collaboration that would permit our country to maintain its position in the forefront.

The Fusion program, that ENEA sustains with great dedication together with its national partners, CNR, Consorzio RFX and many Universities, is based on a strong integration with the activities carried out in the other European Countries and on important realizations in the Italian laboratories. In addition, ENEA supports the national industry involved in ITER construction: ENEA and industry have established very profitable collaborations for the joint participation to tenders related to important procurements for ITER components and systems.

All our colleagues, even those working on other projects, are proud of the participation of ENEA, with its coordinating role at Italian level, in the Fusion Program, for the prestige that it brings and that will bring to our Country in the future.

July 2010



Giovanni Lelli

ENEA Chairman

Introduzione - *Introduction*

Nel celebrare i 50 anni di attività dell'Associazione Euratom-ENEA sulla fusione termonucleare in Italia abbiamo voluto raccontare, soprattutto attraverso le immagini, il percorso che ha visto impegnati in uno sforzo comune fisici, ingegneri e tecnologi. Dai primi passi, quando i pionieri di questa difficile ma affascinante disciplina hanno cominciato a gettare le basi del programma, ad oggi con il mondo intero alle prese con una impresa forse senza precedenti, ITER, e l'Italia impegnata a rafforzare il suo ruolo sulla scia di una lunga tradizione che ci ha visto sempre all'avanguardia.

Il tutto fu possibile grazie all'intuizione di eminenti scienziati dell'epoca che già nel 1957 hanno orientato un gruppo di ricercatori del CNRN (poi CNEN ed oggi ENEA) e dell'Euratom sulle attività di fisica del plasma presso l'Università di Roma, trasferite poco dopo a Frascati.

La fusione termonucleare nasce come un'attività coordinata a livello europeo dal momento che si è avuta subito la consapevolezza che un'impresa così complessa non poteva che essere condotta unendo gli sforzi per ottenere il massimo delle sinergie tra tutti i laboratori coinvolti. Non vi sono vie "nazionali" alla fusione.

Fu così, quindi, che furono istituite le Associazioni sulla fusione tra l'Euratom ed i vari Paesi che vi aderiscono. L'ENEA ha il privilegio di coordinare il programma italiano a cui partecipano anche il CNR, con l'Istituto di Fisica del Plasma di Milano con cui collaborano l'Università di Milano Bicocca e il Politecnico di Milano, e il Consorzio RFX, costituito da CNR, ENEA, Università di Padova, INFN e le Acciaierie Venete. Con l'ENEA, inoltre, collaborano molte importanti Università (Politecnico di Torino, Università di Roma Tor Vergata, Università di Roma III, Università di Catania, Università di Firenze) e il Consorzio CREATE (Università di Napoli, Cassino, Salerno, Reggio Calabria, e Ansaldo Energia).

Ripercorrere questo periodo attraverso gli esperimenti più significativi che si sono succeduti e i risultati più salienti ottenuti significa anche dare una testimonianza di come questa scienza abbia ottenuto i suoi successi grazie alla capacità di evolversi da una pura attività scientifica confinata in pochi laboratori ad un complesso sistema di ricerche di fisica, tecnologia ed ingegneria che man mano hanno coinvolto anche il mondo dell'Università e dell'Industria.

Questo lo si può cogliere osservando come dai primi esperimenti di piccola scala si è prima passati a esperimenti più grandi per poi lanciare il programma tecnologico di supporto sugli aspetti più importanti e cruciali, permettendo alla nostra comunità di acquisire un'ottima padronanza di tutto il sistema.

È così che da vari esperimenti relativi allo studio dei plasmi, sia per il confinamento magnetico sia per quello inerziale, si è passati a concentrare gli sforzi sulla fusione magnetica con la prima importante macchina tokamak italiana, il Frascati Torus (FT). Seguì FT Upgrade e la realizzazione della più grande macchina tipo Reverse Field Pinch a Padova (Consorzio RFX). Esperimenti molto complessi che hanno richiesto importanti sforzi organizzativi e molte collaborazioni sia tra i vari gruppi italiani sia con laboratori internazionali. Da segnalare il contributo fondamentale che il CNR fornisce alla sperimentazione di FTU. Il programma sulla fusione inerziale è stato destinato ad attività di "keep in touch" per decisione dell'Euratom, ma grazie all'impianto ABC, si sono avuti degli importanti risultati scientifici e tecnologici.

Il lancio del programma tecnologico è stato di fondamentale importanza per la crescita dell'Associazione. Per lanciare il programma tecnologico, la scelta più naturale fu quella di coinvolgere anche i laboratori dell'ENEA che avevano sviluppato preziose conoscenze nel programma nucleare da fissione e che sono state applicate con molta efficacia alla fusione. Le tecnologie su cui si è puntato di più sono quelle relative alla superconduttività, ai componenti affacciati al plasma, alla neutronica e ai dati nucleari, al ciclo del combustibile, ai sistemi di metrologia e visione laser, ai controlli, ai riscaldamenti ausiliari a radiofrequenza e alle alimentazioni elettriche.

Non solo, il Centro ENEA del Brasimone, che subì pesanti conseguenze dalla chiusura del nucleare da fissione, ha trovato grazie alle attività sulla fusione una collocazione che ha consentito di mantenere e allargare le competenze sviluppate e trovarsi adesso pronto per la ripartenza del nucleare da fissione con gli impianti, per molti versi unici in Europa, di termo-fluido-dinamica (elio, metalli liquidi, acqua) e di manutenzione remota.

Da sottolineare la notevole capacità ingegneristica in grado di integrare a livello di sistema i campi di intervento più specialistici. Un contributo fondamentale è stato dato agli studi di sicurezza per ITER.

Gli altri laboratori ENEA hanno contribuito nei settori dei materiali sia funzionali sia strutturali e negli studi socio economici tra i quali è il caso di menzionare quello per lo studio del sito di ITER in Italia. Un lavoro che dovrebbe essere un riferimento per questo tipo di attività.

Da notare come sin dalla metà degli anni '90 l'industria abbia cominciato a giocare un ruolo importante nel campo della fusione realizzando i prototipi dimostrativi necessari per validare il progetto di ITER. Comincia, così, un periodo di fruttuosa collaborazione che ha spesso visto un trasferimento di *know how*.

Altro importantissimo elemento che ha contribuito alla crescita delle nostre attività è costituito dalle collaborazioni internazionali che abbracciano la sperimentazione di fisica, la teoria e molti campi della tecnologia. Oltre ai Paesi membri Euratom, abbiamo stretto accordi praticamente con tutti i Paesi dove è presente una programma fusione.

Un ruolo importante nella crescita della attività è stato svolto dai Servizi del Centro Ricerche ENEA di Frascati, che ha fornito il necessario supporto per la realizzazione e la manutenzione delle infrastrutture dei laboratori, e dal Servizio di Radioprotezione che ci ha coadiuvato nella gestione degli impianti di ricerca.

Con l'inizio della costruzione di ITER e la costituzione della agenzia Fusion for Energy e dell'ITER International Organization le attività vengono necessariamente orientate su più fronti: il programma Euratom, le attività di R&S per ITER gestita dalle nuove entità. Questo ha spinto l'ENEA verso la ricerca di nuovi accordi con gli altri laboratori coi quali si sono costituiti dei Consorzi dedicati a specifiche attività di R&S.

L'avvio della realizzazione di ITER, inoltre, ha reso impellente l'esigenza di un più stretto rapporto con l'industria. Così l'ENEA si è fatta promotrice sia di una azione di sensibilizzazione e informazione sia di accordi per la partecipazione a forniture che richiedono l'utilizzo di tecnologie sviluppate nei nostri laboratori. E' il caso dei cavi superconduttori, dei componenti affacciati al plasma e del radar ottico (laser) per visione e metrologia.

L'Italia è stata anche promotrice di attività destinate a contribuire allo sviluppo di importanti impianti per ITER, come quella per lo sviluppo degli iniettori di fasci di neutri (*Negative Neutral Beam Test Facility*) in corso di realizzazione a Padova, e si è offerta per contribuire all'accordo tra Europa e Giappone denominato "*Broader Approach*".

Ma il futuro prossimo deve contemplare il rilancio delle attività di sperimentazione con un nuovo esperimento, FAST, che possa fungere come infrastruttura di ricerca europea e mondiale su cui sviluppare nuove conoscenze di fisica e di tecnologia e formare gli scienziati ed i tecnologi che dovranno prendere il testimone prima con la sperimentazione di ITER e poi con la realizzazione del reattore dimostrativo.

1960-2010: cinquanta anni caratterizzati da un impegno profuso con passione ed entusiasmo ai quali, siamo certi, ne seguiranno molti altri con almeno altrettanto entusiasmo e passione, con la consapevolezza che l'energia da fusione è un obiettivo troppo importante per le future generazioni.



Aldo Pizzuto

Direttore Unità Tecnica Fusione

In celebrating the 50th anniversary of the Euratom-ENEA Association on fusion, we wanted to revisit, through the images, the path that has been walked in joint exploration by physicists, engineers and technologists. From the first steps, when the pioneers of this difficult but fascinating discipline began to lay the foundations of the program, to now, with the world facing an unprecedented undertaking, the ITER project, and Italy pledged to strengthen its role in the long tradition of trailblazers.

All this has been made possible thanks to the intuition of prominent scientists that, as early as 1957, have directed a group of researchers of CNRN (CNEN then and now ENEA) and Euratom who started the activities of plasma physics at the University of Rome, transferred shortly after to Frascati.

Thermonuclear fusion was created as a coordinated activity in Europe, due to the awareness that such a complex undertaking could only be done by sharing the efforts thus maximizing synergies between all the laboratories involved.

Thus, the Associations formed by the Euratom and the Member States were established. ENEA has the privilege of coordinating the Italian program in which the CNR, with the Institute of Plasma Physics of Milan together with the University of Milan Bicocca, and the Politecnico of Milan and the Consorzio RFX, formed by CNR, ENEA, University of Padua, INFN and Acciaierie Venete. Many major universities also collaborate with ENEA (Politecnico di Torino, University of Rome Tor Vergata, University of Rome III, University of Catania, University of Florence) and the CREATE Consortium (Ansaldo Energia and Universities of Naples, Cassino, Salerno and Reggio Calabria).

Looking over this period, at the experiments that have marked the more significant and outstanding results obtained, also means testifying of how this science has achieved its success through the ability to evolve from pure research activity confined to a few laboratories, into a complex system involving physics, technology and engineering research, and also the university and industrial worlds.

This can be appreciated observing how, from the first small-scale experiments, the program evolved to larger experiments and to the launch of the technology program covering the most important and crucial issues to be faced in fusion, and allowing the physics community to manage this whole system.

With this coordinated effort in mind, right from the many small experiments on plasmas physics for magnetic and inertial confinement, the efforts were to be concentrated on magnetic fusion machine with the first major Italian tokamak, the Frascati Torus (FT) followed by FT Upgrade and the creation of the largest Reverse Field Pinch type machine in Padua (Consorzio RFX). These are complex experiments that required major organizational efforts and close collaboration between Italian groups and international laboratories. It is worth noting the important contribution that the Institute of Plasma Physics has been providing to the FTU experiment. The inertial fusion program has been devoted to "keep in touch" activities following the Euratom decision, but thanks to the ABC laser facility, there have been major scientific and technological achievements in this area as well.

The launch of the technology program has been crucial to the growth of the Association. The most natural way to launch it was to involve the ENEA laboratories that had developed valuable knowledge in the nuclear fission program, which has been very effectively applied in fusion development. The technologies gaining the greatest investments are those related to superconductivity, plasma facing components, neutronics and nuclear data, fuel cycle, the laser vision and metrology systems, control systems, auxiliary radio frequency heating systems and power supplies.

Furthermore, thanks to the fusion activities, ENEA Brasimone Center, which suffered heavy consequences of the closure of the nuclear fission program, has been helped to maintain and expand the skills developed, and to be ready for the restart of nuclear fission, being equipped with the necessary plants, in many cases unique in Europe: thermo-fluid-dynamics (helium, liquid metals, water) and remote maintenance.

The remarkable engineering capabilities that integrate the most specialized fields are not to be discounted. A

fundamental contribution was given to safety studies for ITER. Other ENEA laboratories contributed in the areas of functional and structural materials and socio-economic studies, among them, for the study of the ITER site in Italy: a job that should be considered as a reference source for this type of activity.

Beginning in the mid-90s the industrial partners to research programs began to play an important role in the fusion advances, being involved in creating the demonstration prototypes for the validation of the ITER design. So begins a period of fruitful collaboration that has often seen a mutually beneficial transfer of know-how.

Another very important element that contributed to the growth of activities is represented by the international collaborations that range from experimental and theoretical physics and many related technological fields. In addition to the Euratom Countries, we have had a partnership with virtually all the Countries where a fusion program exists.

With the start of construction of ITER and the establishment of the Fusion for Energy agency and ITER International Organization, activities are necessarily focused on several fronts: the Euratom Programme and R&D for ITER managed by the new entities. This led ENEA research into new agreements with other laboratories with whom Consortia were formed, dedicated to specific R&D.

An important role in the growth of our activities was played by the Services of ENEA Frascati Research Centre that provided the necessary support for the realization and maintenance of the laboratory infrastructures, and to the Radioprotection Service that assisted us in the management of the research facilities

Since the start of ITER construction, the need for a closer relationship with industry has become urgent, so ENEA has promoted both information campaigns and provisions for participation in procurements using technologies developed in our laboratories. This is the case for the superconducting cables, and the plasma facing components of the optical radar (laser) for viewing and metrology.

Italy is also sponsoring activities which contribute to the development of major systems for ITER, i.e. the development of neutral beam injector (Negative Neutral Beam Test Facility) under construction in Padua, and has offered a substantial contribution to funding the agreement between Europe and Japan called 'Broader Approach'.

But the future relies on a new experiment, FAST, that can serve as a European and global research infrastructure on which to develop new knowledge of both physics and technology and to train scientists and technologists in view of ITER exploitation and the design of the demonstration reactor.

1960-2010, fifty years characterized by an effort full of passion and enthusiasm. We believe, many others with enthusiasm and passion will follow with the awareness that fusion energy is a goal too important for future generations to miss.



Aldo Pizzuto

Head of Fusion Unit

Indice – Contents

LE ORIGINI – <i>THE ORIGINS</i>	10
I PRIMI ANNI – <i>THE FIRST YEARS</i>	16
I LABORATORI CRESCONO – <i>THE LABORATORIES GROW</i>	36
FRASCATI TOKAMAK (FT)	38
UN EVENTO IMPORTANTE – <i>AN IMPORTANT OCCASION</i>	44
LASER ABC E FUSIONE INERZIALE – <i>ABC LASER AND INERTIAL CONFINEMENT FUSION</i>	46
ISTITUTO GAS IONIZZATI – CNR (PADOVA)	50
ISTITUTO DI FISICA DEL PLASMA “P. CALDIROLA” – CNR (MILANO) – <i>THE INSTITUTE OF PLASMA PHYSICS “P. CALDIROLA” – CNR (MILANO)</i>	52
IL CONSORZIO CREATE – <i>THE CREATE CONSORTIUM</i>	56
JOINT EUROPEAN TORUS (JET)	58
UN ALTRO EVENTO IMPORTANTE – <i>ANOTHER IMPORTANT OCCASION</i>	70
FRASCATI TOKAMAK UPGRADE (FTU)	72
CONFERENZE E SCUOLE – <i>CONFERENCES AND SCHOOLS</i>	86
L'ESPERIMENTO RFX-MOD – <i>THE RFX-MOD EXPERIMENT</i>	88
II LABORATORI DEL CENTRO ENEA BRASIMONE – <i>THE LABORATORIES OF ENEA BRASIMONE CENTRE</i> ..	92
IL CONTRIBUTO DEI GRUPPI UNIVERSITARI – <i>THE CONTRIBUTION OF UNIVERSITY GROUPS</i>	98
14-MeV FRASCATI NEUTRON GENERATOR (FNG)	100
SUPERCONDUTTIVITÀ – <i>SUPERCONDUCTIVITY</i>	102
FISICA TEORICA DEI PLASMI – <i>PLASMA THEORY</i>	108
PROTO-SPHERA	112
IL CONTRIBUTO A ITER – <i>THE CONTRIBUTION TO ITER</i>	114
IL CONTRIBUTO DELLE ALTRE UNITÀ ENEA – <i>THE CONTRIBUTION OF THE OTHER ENEA UNITS</i>	140
IL RUOLO DELL'INDUSTRIA – <i>THE ROLE OF INDUSTRY</i>	142
STUDI PER DEMO – <i>DEMO STUDIES</i>	144
STUDI SOCIO-ECONOMICI – <i>SOCIO-ECONOMIC STUDIES</i>	146
BROADER APPROACH	150
IL PROGETTO FAST – <i>THE FAST PROJECT</i>	158

Le origini

The origins

Nascita del Laboratorio Gas Ionizzati (LGI)

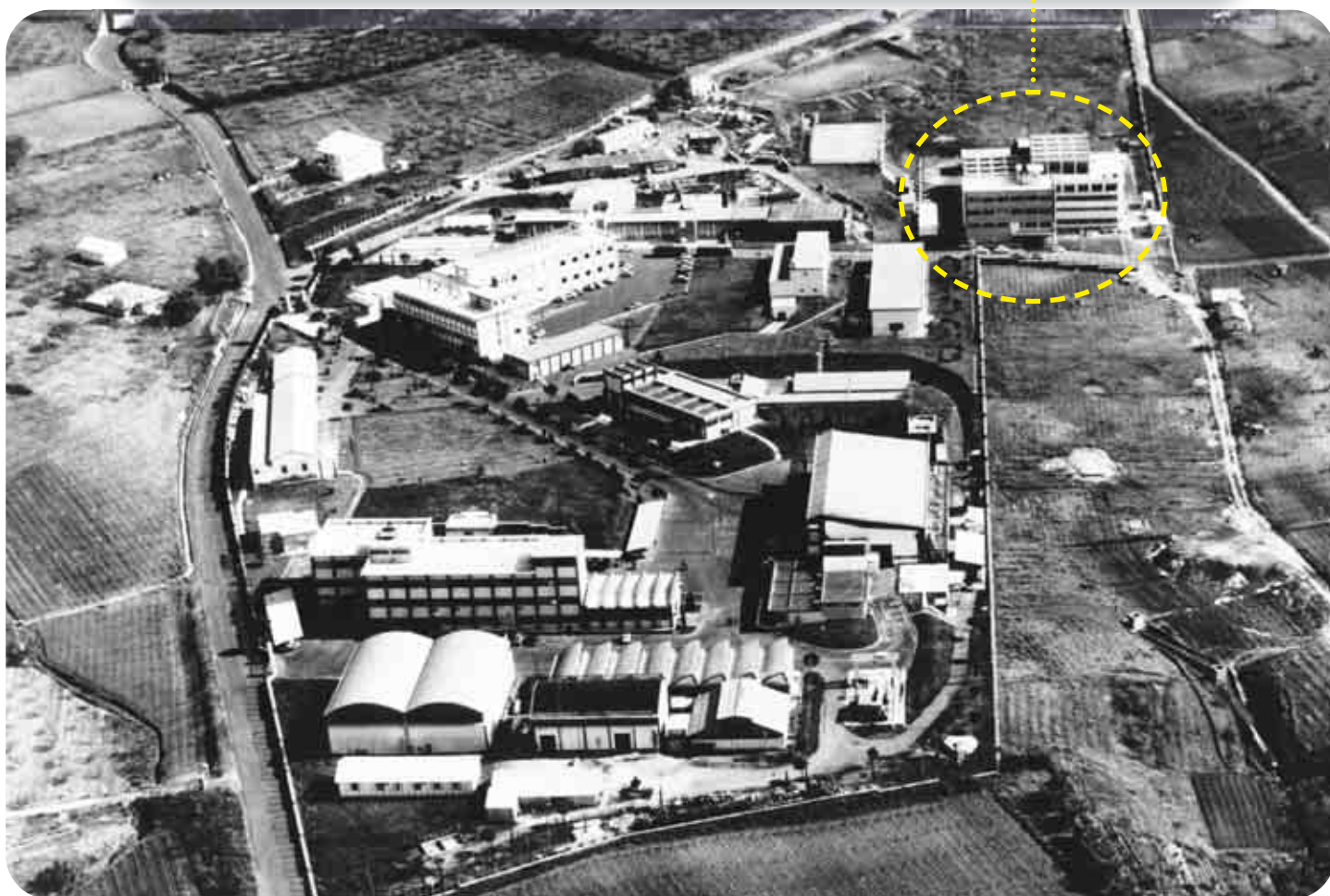
The birth of Laboratorio Gas Ionizzati (LGI)

Su sollecitazione di Edoardo Amaldi e con la collaborazione di Enrico Persico e Franco Rasetti, a partire dal 1957 Bruno Brunelli aveva raccolto un piccolo gruppo di ricercatori del Consiglio Nazionale di Ricerche Nucleari CNRN, poi CNEN (oggi ENEA) e dell'Euratom che iniziarono un'attività di ricerca sulla fisica del plasma e sulla fusione termonucleare presso l'Istituto di Fisica dell'Università di Roma. Nel 1960 questa attività fu trasferita presso il Centro di Ricerche del CNEN di Frascati, dove fu costruito un edificio per ospitare il nuovo Laboratorio Gas Ionizzati (indicato nella foto dal cerchio). Nello stesso anno venne firmato il contratto di associazione Euratom-CNEN, abbinato al precedente contratto francese Euratom-CEA.

Nasce così il Programma Fusione Italiano.

Spurred by Edoardo Amaldi and with the collaboration of Enrico Persico and Franco Rasetti, starting in 1957 Bruno Brunelli had gathered a small group of scientists from the Consiglio Nazionale di Ricerche Nucleari CNRN, later CNEN (today ENEA) and of Euratom who began a research activity on plasma physics and on problems related to thermonuclear fusion at the Institute of Physics of the University of Rome. In 1960 this activity was transferred to the CNEN Research Centre in Frascati where a new building was erected for the new Laboratorio Gas Ionizzati (indicated in the photo by a circle). The contract of association Euratom-CNEN was signed in the same year as an attachment to the preceding French contract of association Euratom-CEA.

In this way the Italian Fusion Program was started.



Il Centro Ricerche Nucleari di Frascati nel 1960.
The Frascati Nuclear Research Centre in 1960.

Con la firma dei Trattati di Roma, era stata fondata nel 1957 la Comunità Europea dell'Energia Atomica (Euratom) allo scopo di coordinare i programmi di ricerca degli Stati membri relativi all'energia nucleare, inclusa quella da fusione, ed assicurarne un uso pacifico. L'anno successivo si teneva a Ginevra la seconda Conferenza delle Nazioni Unite sugli Usi Pacifici dell'Energia Atomica, in cui la fusione nucleare fu protagonista in un clima di collaborazione e di ottimismo. A seguito di questi avvenimenti, furono avviate ricerche sulla fusione in vari Paesi europei, tra cui l'Italia, e fu deciso di affiancare i gruppi di ricerca nazionali con gruppi Euratom, cioè di scienziati non locali, allo scopo di divulgare la conoscenza e favorire l'integrazione della neonata comunità europea. Considerando da un lato i potenziali vantaggi derivanti all'Europa dall'energia da fusione e, dall'altro, le enormi sfide da affrontare per la sua realizzazione, si decise altresì di creare un programma europeo comune che combinasse e coordinasse le attività dei diversi Stati membri.

Il contratto di associazione tra il CNRN e Euratom (per un breve periodo iniziale collegato al contratto di associazione Euratom-CEA già firmato nel 1957), fu firmato il 12 luglio 1960 da Jules Gueron, Direttore Generale per la Ricerca e l'Insegnamento della Commissione Euratom, e Felice Ippolito, Segretario Generale del CNRN. Il contratto definiva le condizioni (programma, organi di gestione, finanziamento) sotto le quali il CNRN avrebbe fornito il proprio contributo "per mezzo dello studio della fisica del plasma e della fusione nucleare controllata nel suo Laboratorio Gas Ionizzati".

Il primo rappresentante Euratom nel Comitato di Gestione fu Donato Palumbo, che sarebbe diventato da lì a poco e per molti anni Direttore del Programma Euratom sulla Fusione. Egli guidò ed orientò l'iniziativa europea nei primi, incerti anni fino al decollo della fusione negli anni '70 e alla costruzione di JET per la quale svolse un ruolo decisivo.

The European Atomic Energy Community (or Euratom) was established in 1957 with the signature of the Rome Treaty, with the objective to coordinate the research programs of the Member States in the field of nuclear energy, including fusion, and to ensure at the same time their peaceful use. The following year, the second United Nations Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy was held in Geneva, where fusion was protagonist in a collaborative and optimistic atmosphere. After these events, many research projects on fusion were started in several European countries, and in Italy, and it was decided that the national laboratories would be supported by Euratom groups, that is, by non local scientists, in order to promote knowledge, the dissemination and the integration of the newborn European community. Considering both the possible advantage of fusion for Europe and the enormous difficulties to be solved for its realization, it was decided to create a single European programme combining and coordinating the activities of the different Member States.

The contract of association between the CNRN and Euratom (for a short initial period connected to the Euratom – CEA contract of association already signed in 1957) was signed on July 12, 1960 by Jules Gueron, the General Director for Research and Teaching of the Euratom Commission, and Felice Ippolito, the General Secretary of CNRN. The contract defined the conditions (program, steering committee, funding) for CNRN to provide its contribution "through the study of plasma physics and controlled nuclear fusion in its Laboratorio Gas Ionizzati".

The first Euratom representative in the steering committee was Donato Palumbo, who was soon to become and remain for many years the Director of the Euratom Fusion Program. He guided and oriented the European initiative during the first, uncertain years up to the take off of fusion in the 70s and the construction of JET, in which he played a crucial role.

000004

COMMUNAUTE EUROPEENNE
DE L'ENERGIE ATOMIQUE

Bruxelles, le 11 juillet 1960 -

E U R A T O M

La Commission

DIRECTION GENERALE
RECHERCHES et ENSEIGNEMENT

NOTE POUR LA COMMISSION

La négociation du sous-contrat fusion avec le C.N.R.N. pour les recherches qui se déroulent dans le Centre de Frascati (Rome) a été achevée avec succès; la signature du contrat est imminente. La durée prévue est de 2 ans 1/2. Les recherches envisagées consistent essentiellement dans l'étude des décharges rapides ainsi que la formation et l'emploi des couches minces de plasma. Le montant total du contrat est d'environ 1.200 millions de lires italiennes.

Le contrat prévoit l'existence d'un Comité de Gestion composé d'un représentant d'Euratom et d'un représentant du C.N.R.N. Le représentant d'Euratom doit faire partie du Comité de Gestion du contrat Euratom/C.E.A. et est nommé par la Commission après avis du dit Comité de Gestion Euratom/C.E.A.

Etant donné qu'au cours de sa séance du 26 avril 1960, le Comité de Gestion du contrat Euratom/C.E.A. a suggéré le nom de M. PALUMBO, je propose à la Commission de le désigner en cette qualité.

J. GUERON



Donato Palumbo, primo direttore del Programma Fusione Euratom.

Donato Palumbo, first director of Euratom Fusion Program.

Gli inizi del Laboratorio Gas Ionizzati

The beginning of Laboratorio Gas Ionizzati

Nei primi anni la ricerca nel Laboratorio Gas Ionizzati era suddivisa in due linee di attività di cui la prima era portata avanti da ricercatori del CNEN e l'altra da ricercatori dell'Euratom. Il primo programma si occupava di aspetti fondamentali di fisica del plasma (di interesse non solo per la fusione ma anche per l'astrofisica) come la propagazione di onde in plasmi di bassa collisionalità, le caratteristiche di onde d'urto magnetiche e le instabilità che possono accompagnare questi fenomeni, sviluppando anche le tecniche diagnostiche necessarie per uno studio sperimentale. Questo programma era diretto verso la fusione a confinamento magnetico.

Il secondo programma era orientato verso la fusione a confinamento inerziale e tutti i diversi esperimenti intrapresi erano diretti alla produzione impulsiva di plasmi densi e caldi con tecniche di compressione magnetica. I primi risultati ottenuti dai due programmi furono presentati già alla 1^a Conferenza IAEA (International Atomic Energy Agency) a Salzburg nel 1961. (Il quadro complessivo delle ricerche svolte nel LGI in questo periodo è illustrato nella sezione *I primi anni*).

In the first years the research in Laboratorio Gas Ionizzati (LGI) included two lines of activity, the first one being carried out by CNEN scientists and the second one by Euratom scientists. The first program was directed towards fundamental aspects of plasma physics (of interest not only for fusion but also for astrophysics), such as wave propagation in plasmas of low collisionality, the characteristics of magnetic shock waves and the instabilities which may accompany these phenomena, also developing the diagnostic techniques required for experimental investigations. This program was directed towards magnetic confinement fusion.

*The second program was oriented towards inertial confinement fusion and all the different experiments were directed towards the impulsive production of dense and hot plasmas by techniques of magnetic compression. The first results obtained by the two programs were already presented at the 1st IAEA (International Atomic Energy Agency) Conference in Salzburg in 1960. (A comprehensive panorama of the research performed in LGI in this period of time is illustrated in the section *The first years*).*

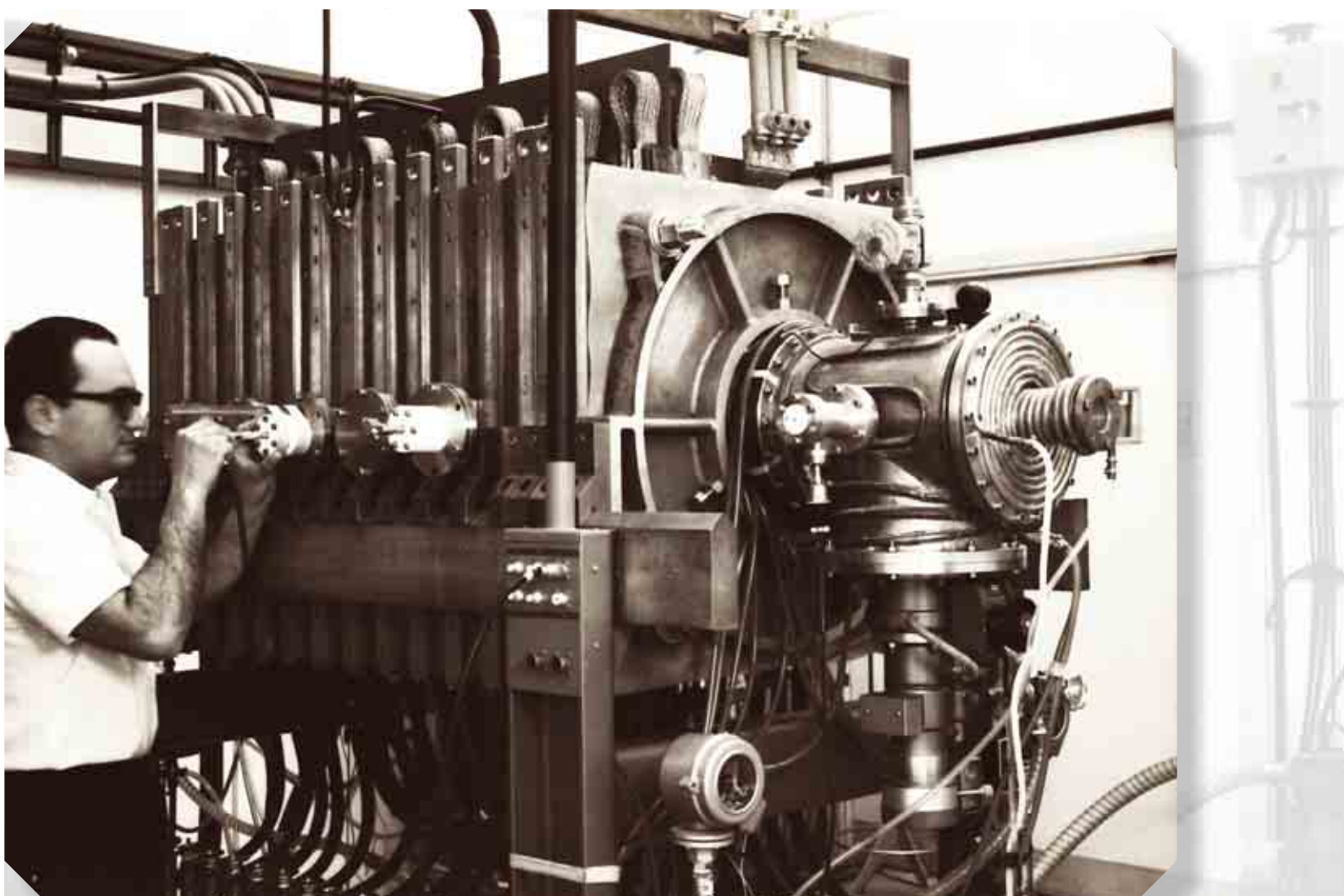


Bruno Brunelli, fondatore e primo direttore del LIGI, alla 1^a Conferenza IAEA nel 1961 a Salzburg (Conferenza sulla Ricerca sulla Fisica del Plasma e sulla Fusione Nucleare Controllata).

Bruno Brunelli, founder and first director of LIGI, at the 1st IAEA Conference in 1961 in Salzburg (Conference on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research).

I primi anni

The first years



La macchina Q.
The Q-machine.

Onde in plasmi stazionari

Waves in stationary plasmas

Nel periodo 1960-74 fu condotta un'ampia gamma di esperimenti su aspetti fondamentali di fisica delle onde e oscillazioni e delle guaine elettrostatiche in plasmi stazionari. A questo scopo furono utilizzati due tipi di plasma: la colonna di plasma prodotto dalla scarica ad arco in vapore di mercurio a bassa pressione (densità elettronica $n_e \approx 5 \times 10^{10} \text{ cm}^{-3}$ e temperatura elettronica $T_e \approx 3 \text{ eV}$) e il plasma di metallo alcalino in equilibrio termodinamico ottenuto per ionizzazione di contatto di vapore, per esempio di cesio o potassio, sulle pareti di una cavità metallica incandescente mantenuta a $T = 2500 \text{ K}$ (esperimento Peter) oppure su due piastre incandescenti alle estremità di una camera da vuoto cilindrica con un campo magnetico assiale (esperimento macchina Q; lunghezza 90 cm, diametro plasma 6÷8 cm, $B \approx 5000 \text{ gauss}$, si veda figura a fronte). Questi plasmi alcalini hanno densità fino a $n_e = 10^{12} \text{ cm}^{-3}$ e $T_e \approx 0.2 \text{ eV}$.

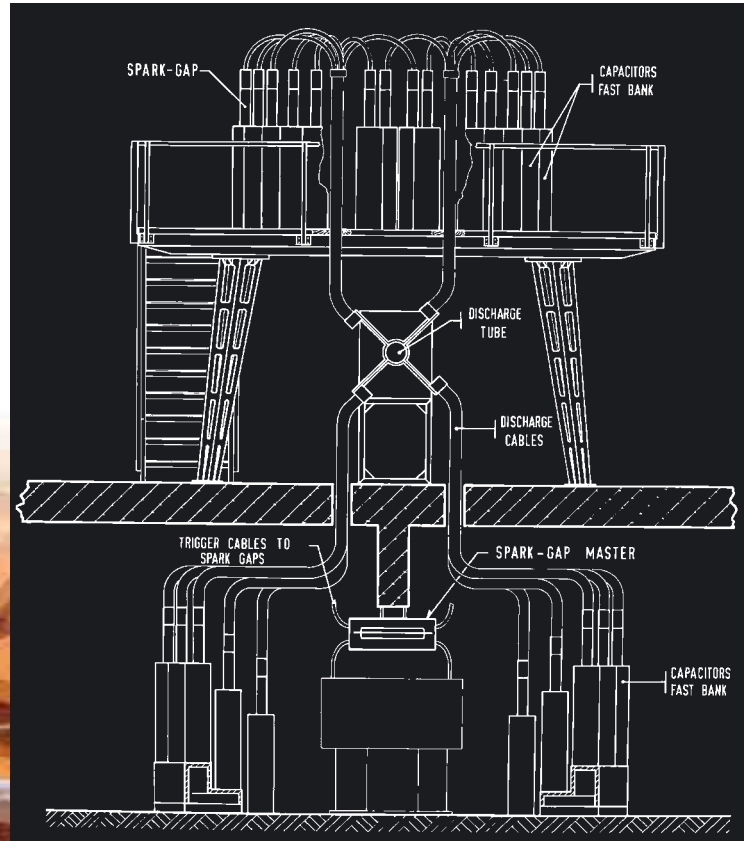
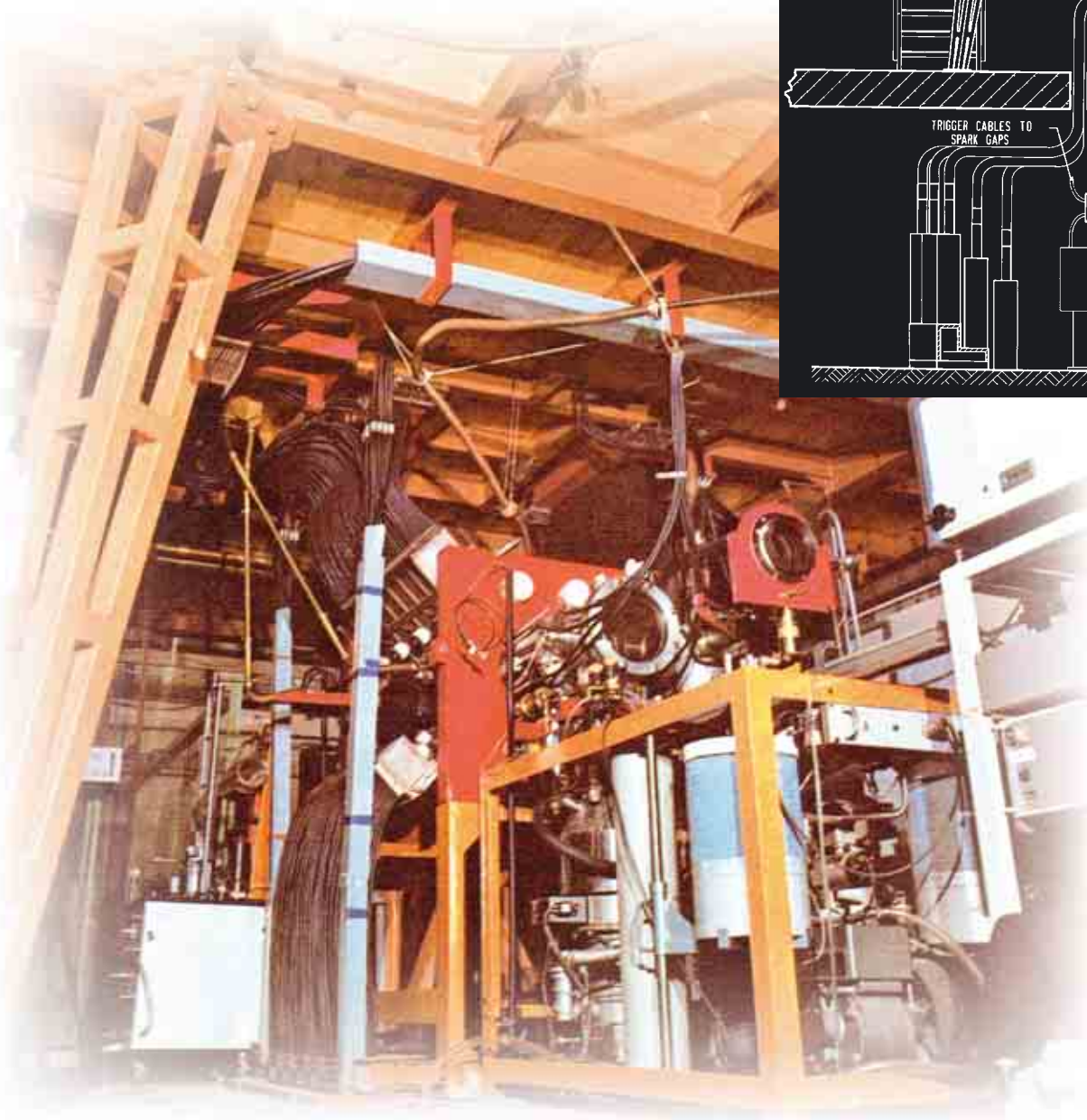
La costruzione delle apparecchiature per la produzione di questi plasmi stazionari e per le misure su di essi richiese l'acquisizione e lo sviluppo di nuove tecniche e tecnologie.

Tra i numerosi argomenti di fisica dei plasmi studiati con questi plasmi si possono annoverare: struttura della guaina elettrostatica al bordo del plasma, onde elettroacustiche e loro relazione di dispersione, onde ioniche senza collisioni eccitate da amplificazione di Landau, struttura delle onde d'urto elettrostatiche, eccitazione di onde di deriva e loro stabilizzazione, instabilità a due fasci dovuta alla deriva degli elettroni, riscaldamento ciclotronico degli elettroni, diffusione (*scattering*) di microonde in plasmi stazionari.

During the years 1960-74 a wide range of experiments was carried out on fundamental aspects of the physics of waves and oscillations and of electrostatic sheaths in stationary plasmas. For this purpose two kinds of plasma were used: the plasma column produced in the arc discharge in low pressure mercury vapour (electron density $n_e \approx 5 \times 10^{10} \text{ cm}^{-3}$ and electron temperature $T_e \approx 3 \text{ eV}$) and the alkali metal plasma in thermodynamic equilibrium obtained by contact ionization of vapour (e.g. caesium or potassium) on the incandescent wall of a metal cavity kept at $T = 2500 \text{ K}$ (the Peter experiment) or on two incandescent plates at the ends of a cylindrical vacuum chamber with an axial magnetic field (Q-machine; length 90 cm, plasma diameter 6÷8, $B \approx 5000 \text{ gauss}$, see figure). These alkali plasmas have density up to $n_e = 10^{12} \text{ cm}^{-3}$ and $T_e \approx 0.2 \text{ eV}$.

The construction of the apparatus for the production of these stationary plasmas and for the measurements on them implied the acquisition and development of new techniques and technology.

Among the many questions of plasma physics studied with these plasmas one can mention: structure of the electrostatic sheath at plasma edge, electroacoustic waves and their dispersion relation, collisionless ionic waves excited by Landau amplification, structure of electrostatic shock-waves, excitation of drift waves and their stabilization, two-beam instability due to electron drift, electron heating by cyclotron waves, microwave scattering in stationary plasma.



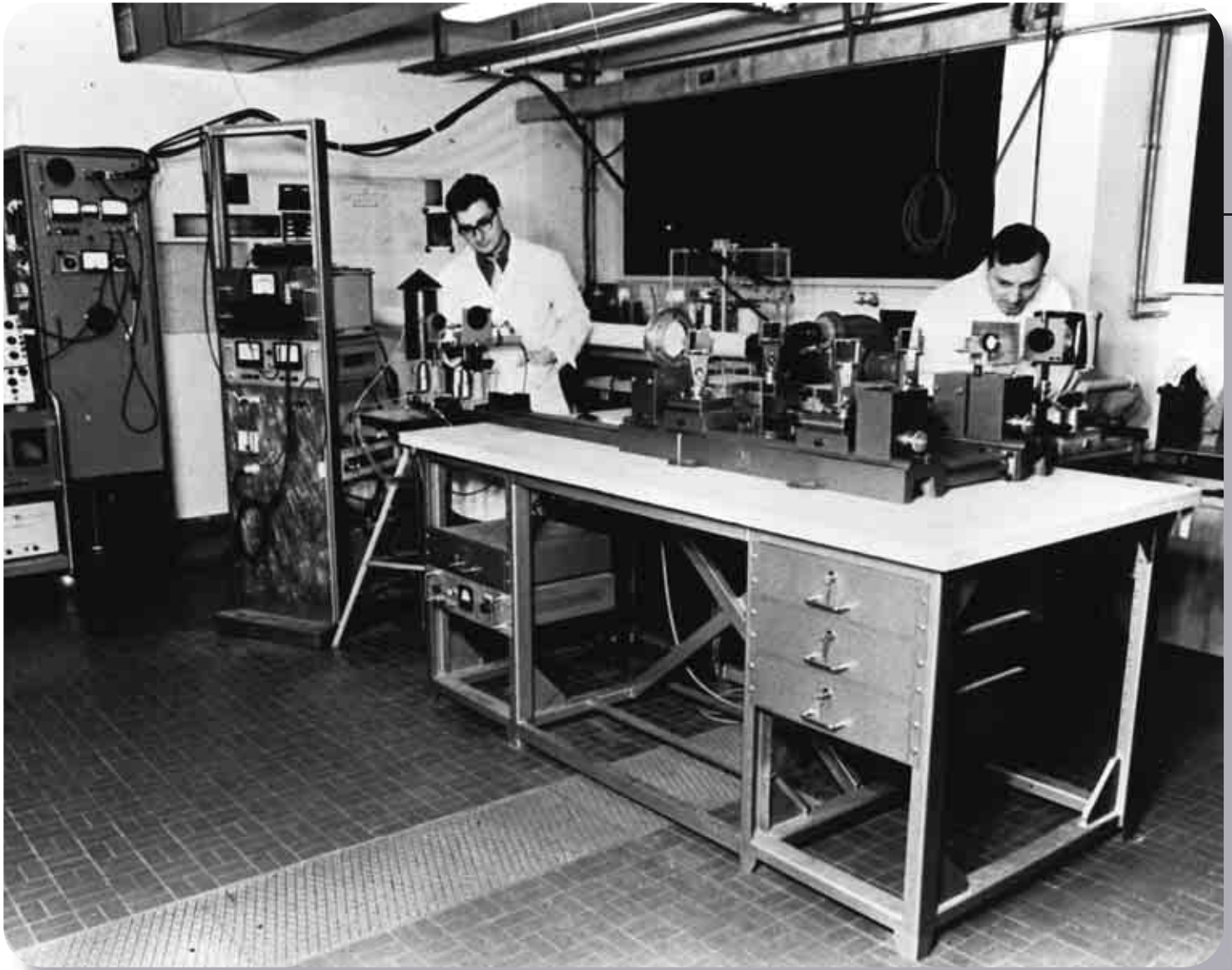
L'esperimento Cariddi.
The Cariddi experiment.

Onde d'urto magnetoidrodinamiche (MHD)

Magnetohydrodynamic (MHD) shock waves

L'esperimento Cariddi era un *theta-pinch* rapido, alimentato da un banco di condensatori di 140 kJ a 40 kV, progettato per comprimere radialmente una colonna di plasma e lanciare un'onda d'urto MHD cilindrica, che durante la sua propagazione radiale comprimesse e riscaldasse il plasma e poi, una volta raggiunto l'asse, permettesse al "pistone magnetico" cilindrico di comprimere ulteriormente e riscaldare il plasma centrale. La monospira del *theta-pinch* (lunghezza 100 cm, diametro 20 cm) aveva una configurazione speciale che permetteva la moltiplicazione per 4 della tensione indotta e quindi un elevato tasso di crescita del campo magnetico comprimente prodotto dalla monospira, $dB/dt = 2 \times 10^6$ T/s. Una scarica assiale ausiliaria in idrogeno produceva il plasma iniziale con densità $n_e = 2 \div 5 \times 10^{14}$ cm⁻³ e temperatura $T_e \approx 2$ eV. Le tecniche di misura usate erano: sonde magnetiche con risposta ad alta frequenza, spettroscopia nel visibile, *scattering Thomson* di radiazione di laser a rubino pulsato, fotografia ultrarapida, misure *schlieren* e *shadowgraph* con sorgente pulsata. Con scariche in idrogeno si produssero onde d'urto MHD ben distaccate dal pistone magnetico per numeri di Mach-Alfvén, M_A , nell'intervallo $M_A = 2 \div 5$. La temperatura elettronica nel plasma dietro l'onda d'urto raggiungeva circa 100 eV. Per $M_A \leq 3.3$ la dissipazione nell'onda d'urto riscaldava solo gli elettroni, mentre per valori superiori di M_A parte dell'energia termica passava agli ioni. Lo spessore misurato dell'onda d'urto, circa 4 mm, era due ordini di grandezza superiore a quello previsto per collisioni elettroniche coulombiane e può essere spiegato da fenomeni di dissipazione collettivi che producano una frequenza di collisione efficace dell'ordine della frequenza di plasma ionica. Dopo l'arrivo dell'onda d'urto sull'asse del *theta-pinch*, con l'ulteriore crescita del campo magnetico comprimente, avveniva una serie di oscillazioni radiali (periodo circa 0.4 ms) che portavano fino a $n_e \approx 7 \times 10^{15}$ cm⁻³ e $T_e \approx 180$ eV.

The Cariddi experiment was a fast theta-pinch fed by a 140 kJ, 40 kV capacitor bank, designed to radially compress a plasma column and to launch a cylindrical MHD shock wave which, during its radial propagation, would compress and heat the plasma and having finally reached the axis would allow the "magnetic piston" to further compress and heat the central plasma. The single-turn coil of the theta-pinch (length 100 cm, diameter 20 cm) had a special configuration allowing the quadruplication of the induced voltage and so a high rate of rise of the compressing magnetic field produced by the single-turn coil, $dB/dt = 2 \times 10^6$ T/s. An auxiliary axial discharge in hydrogen produced the initial plasma with density $n_e = 2 \div 5 \times 10^{14}$ cm⁻³ and temperature $T_e \approx 2$ eV. The diagnostic techniques used were: high-frequency magnetic probes, visible spectroscopy, Thomson scattering of pulsed ruby laser radiation, ultra-fast photography, schlieren and shadowgraph measurements with pulsed sources. In hydrogen discharges MHD shock waves well detached from the magnetic piston were produced for Alfvén Mach numbers, M_A , in the interval $M_A = 2 \div 5$. The electron temperature in the plasma behind the shock wave was up to about 100 eV. For $M_A \leq 3.3$ dissipation in the shock heated only the electrons, while for higher values of M_A part of the thermal energy went to the ions. The measured thickness of the shock wave, about 4 mm, was two orders of magnitude greater than that foreseen for binary electron collisions and can be explained by collective dissipation phenomena producing an effective collision frequency of the order of the ion plasma frequency. After the arrival of the shock at the theta-pinch axis, due to the further increase of the compressing magnetic field, a series of radial oscillations occurred (period about 0.4 ms) bringing $n_e \approx 7 \times 10^{15}$ cm⁻³ and $T_e \approx 180$ eV.



Banco ottico per prove sulla tecnica schlieren.
Optical bench for tests of the schlieren technique.

Ottica e spettroscopia

Optics and spectroscopy

Nei primi anni del periodo 1960-74, nel laboratorio “ottica e spettroscopia” del LGI furono condotti diversi studi teorici e sperimentali sull'indice di rifrazione di plasmi parzialmente e completamente ionizzati. Quindi furono sviluppate diverse tecniche diagnostiche del plasma basate su misure di indice di rifrazione e di suoi gradienti; tra le principali: l'interferometria, la fotografia *schlieren* e quella *shadowgraph*. Tutte avevano alta risoluzione temporale, essendo destinate a scariche veloci nel *theta-pinch*, e richiedevano sorgenti di radiazione di intensità molto elevata. In un primo tempo si usavano lampade ad arco alimentate in modo non convenzionale da banco di condensatori. Subito dopo l'invenzione del laser iniziò lo sviluppo e la costruzione di una serie di laser con diverse lunghezze d'onda, λ , e potenze elevate. Esempi tipici sono: laser a rubino ($\lambda = 694.3$ nm) con Q-switch che dava impulso di 1 J in 40 ns; laser a vetro dopato con neodimio ($\lambda = 1.06$ μ m) con Q-switch e impulso di 50 J in 30 ns; laser a neodimio con Q-switch, autosincronizzazione dei modi e selezione del singolo impulso nel treno, che dava fino a 1.3 J in 10 ps; laser HCN ($\lambda = 337$ μ m) che dava 5 mW in continua. Questi laser furono utilizzati non solo per le tecniche diagnostiche del plasma menzionate, ma anche per due nuovi obiettivi: a) misure di diffusione di radiazione monocromatica da un plasma, sia in condizioni di diffusione Thomson, sia per diffusione a piccoli angoli (*collective scattering*); b) per folgorare con laser a neodimio bersagli solidi di idrogeno o deuterio (alla temperatura di 14 K) e produrre, dalla loro compressione e riscaldamento, plasmi con densità e temperatura di interesse termonucleare (si veda figura a fronte). La prima attività comportò lo sviluppo di uno speciale spettrometro basato su un etalon Fabry Perot, mentre la seconda richiese lo sviluppo del criostato per formare i bersagli di dimensioni submillimetriche.

During the first years of the period 1960-74, in the “optics and spectroscopy” laboratory of the LGI various theoretical and experimental studies were carried out concerning the refractive index of partially and completely ionized plasmas. Then various plasma diagnostic techniques were developed based on measurements of refractive index and on its gradients, the principal ones being interferometry, schlieren photography and shadowgraph photography. All these had high time resolution, being intended for fast theta-pinch discharges, and they required radiation sources of very high intensity. In the first times arc lamps fed unconventionally from condenser bank were developed and used. Soon after the invention of the laser the development and construction of a series of lasers having different wavelengths, λ , and high powers began. Typical examples are: ruby laser ($\lambda = 694.3$ nm) with Q-switch giving a pulse of 1 J in 40 ns; neodymium glass laser ($\lambda = 1.06$ μ m) with Q-switch and pulse of 50 J in 30 ns; neodymium laser, with Q-switch, mode-locking and single pulse selection, giving up to 1.3 J in 10 ps; HCN laser ($\lambda = 337$ μ m) giving 5 mW in CW. These lasers were not only used for the plasma diagnostic techniques mentioned above, but also for two further objectives: a) measurements of monochromatic radiation scattering from plasma both in conditions of Thomson scattering and for forward scattering (collective scattering); b) to shoot a neodymium laser pulse at a solid hydrogen or deuterium pellet (temperature 14 K) and so produce plasma with density and temperature of thermonuclear interest from its compression and heating (see figure). The first activity required the development of a special spectrometer based on a Fabry Perot etalon, while the second one required the development of the cryostat to form the submillimetric pellets.

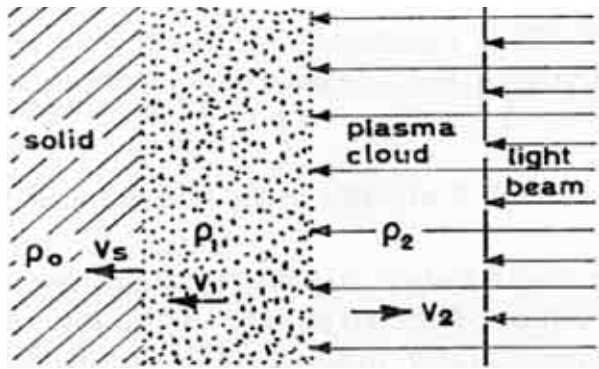


Fig. 1 Idrodinamica indotta in un materiale denso irradiato da laser. Un getto di plasma a bassa densità (ρ_2) è prodotto alla superficie della fase densa e si muove verso l'esterno con velocità V_2 . Il flusso di quantità di moto all'interfaccia plasma-fase densa induce un'onda d'urto con velocità V_s nel materiale denso (ρ_0) comprimendolo a densità ρ_1 ed imprimendogli velocità in avanti V_1 (1964-1965).

Flow pattern generated when a dense material (e.g. a solid) is irradiated by a laser beam. A low-density (ρ_2) plasma jet is generated at the dense phase surface and moves outwards with velocity V_2 . The momentum flow applied at the interface where the plasma is generated (ablation pressure) drives a shock wave (velocity V_s) in the material (initial density ρ_0) that compresses the material at a density (ρ_1) and sets it at a forward velocity V_1 (1964-1965).

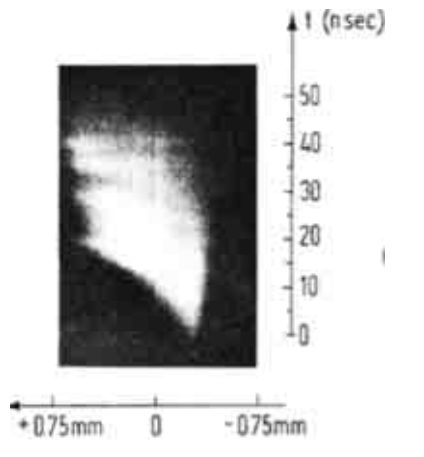


Fig. 3 Immagine streak di un bersaglio solido di D_2 irradiato in volo dal laser proveniente da destra. La fase densa dopo essere attraversata dall'onda d'urto è accelerata in avanti come un blocco unico (1968).

A small D_2 solid speck is irradiated in-flight by a laser beam coming from the right. In the streak view it is seen how the dense phase after the shock transit is accelerated as a whole in the forward direction (1968).

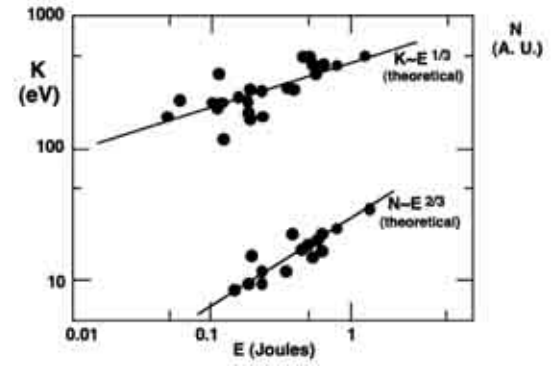


Fig. 2 Energia cinetica (K) e numero di ioni (N) prodotti nell'esperimento Hot-Ice irradiando un cilindro di deuterio solido con impulsi laser di breve durata (1969).

Kinetic energy (K) and number of ions (N) produced in the Hot-Ice experiment by irradiating a solid deuterium cylinder by short laser pulses (time of flight, Faraday cups). The mentioned theory was based on supersonic electron energy diffusion in to the solid, ultimately limited by quasi-neutral material expansion (1969).



Fig. 4 Emissione di seconda armonica generata dal plasma di un bersaglio irraggiato in Hot-Ice negli esperimenti con impulsi ultra-corti (1970).

The second harmonic of the laser light was found for the first time in Hot-Ice in experiments of plasma generation from solids performed by ultra-short pulses (1970).

L'esperimento Hot-Ice

The Hot-Ice experiment

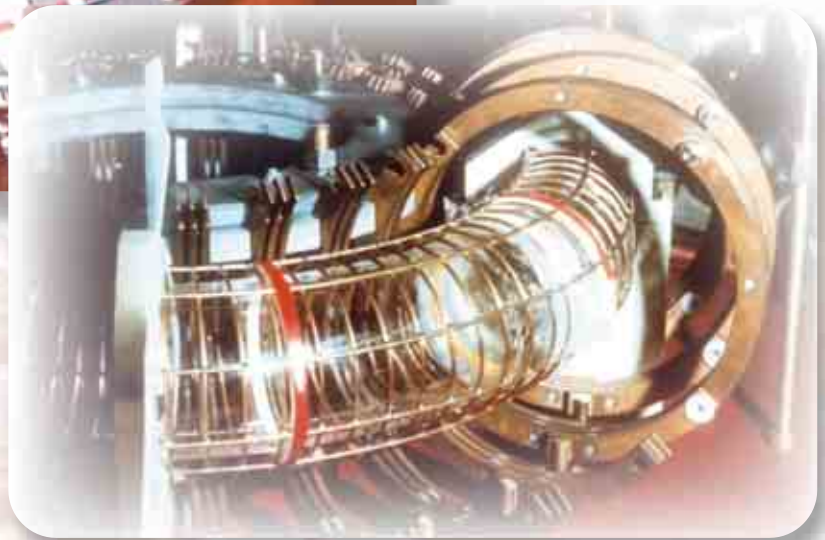
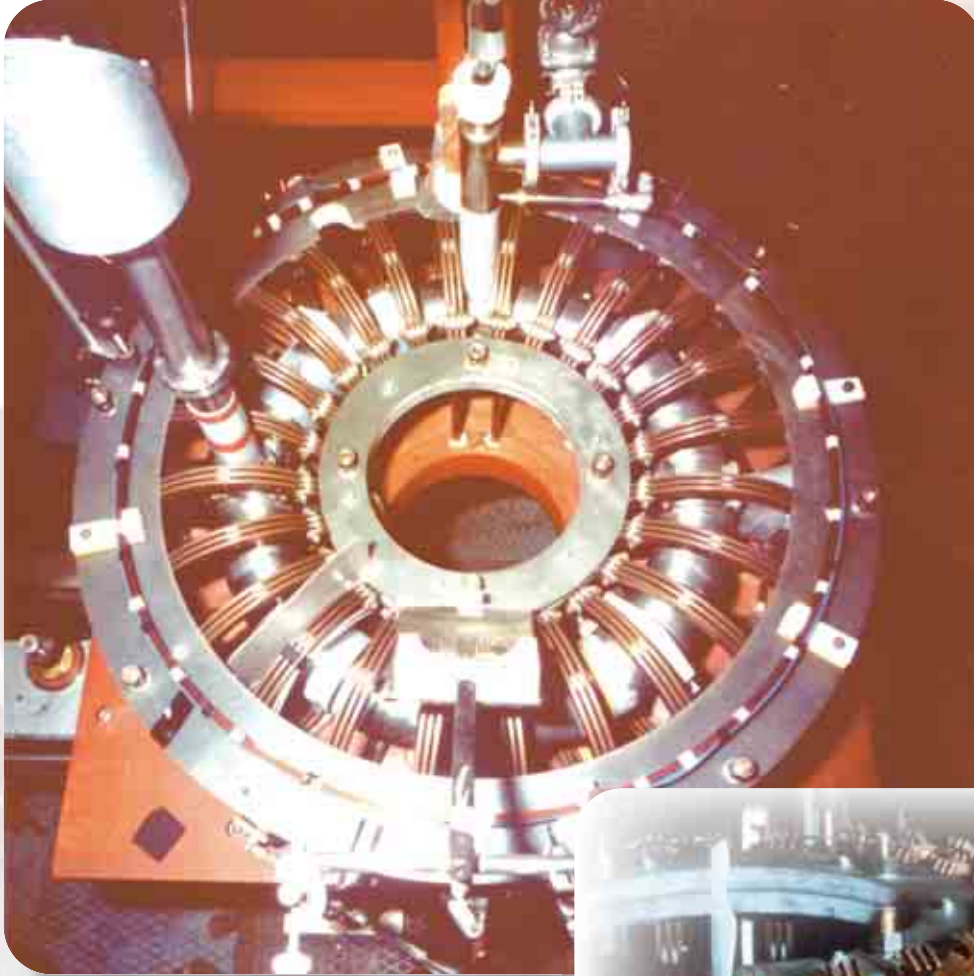
L'esperimento *Hot-Ice*, iniziato nel 1964, si proponeva di produrre, lontano da pareti solide, un plasma caldo senza impurezze irraggiando con laser un cilindro trasparente di D_2 solido ($\approx 10^{-3} \text{ cm}^3$) in volo eiettato da un criostato.

I modelli teorici iniziali usati in letteratura descrivevano la dinamica del plasma assumendo che l'energia del laser fosse assorbita uniformemente all'interno del bersaglio. I primi esperimenti (1964-1965) fatti a Frascati mostravano l'espansione del plasma caratterizzata da forti asimmetrie e gli studi teorici dimostrarono subito l'inconsistenza dell'assunzione di assorbimento uniforme: in un tempo molto più breve di quello di interazione la superficie del bersaglio veniva ricoperta da un sottile strato di plasma iperdenso, dove la maggior parte della luce era assorbita. Un modello consistente con i risultati sopra descritti è rappresentato in Fig.1 e descritto, dal 1965, in numerosi articoli in cui sono state valutate le leggi di scala per rateo di ablazione, pressione di ablazione, temperatura ed idrodinamica indotta nei materiali iperdensi. Questo nuovo modello teorico è stato testato in *Hot-Ice* (1968, Fig. 2) ed altrove. È stato osservato un notevole valore della pressione di ablazione ($\approx 100 \text{ Mb}$), adeguato per comprimere i solidi ad alta densità. Conclusione molto importante perché, già allora, nella nostra Associazione era conoscenza comune l'importanza della compressione nei sistemi a Confinamento Inerziale (legge di scala ρ_2). La compressione mediante pressione di ablazione è diventata un ingrediente di base nel moderno approccio alla ICF. Negli ultimi anni sessanta, stime teoriche eseguite in Associazione avevano dimostrato che impulsi laser di breve durata ($\approx 10 \text{ ps}$) erano in grado di trasferire energia alla materia densa creando una regione calda e densa con una vita dell'ordine del tempo di transito dell'onda di espansione. Il laser di *Hot-Ice* è stato modificato per generare brevi impulsi di energia ($\approx 1.3 \text{ J}$ a $1.06 \mu\text{m}$) la cui durata è stata misurata anche con una *streak-camera* fatta in laboratorio. I parametri del plasma da impulsi laser brevi sono stati misurati, per la prima volta, in *Hot-Ice* e confrontati con leggi di scala teoriche (1969, Fig. 3). L'emissione di seconda armonica dal bersaglio irraggiato, per la prima volta individuata a Frascati (1970, Fig. 4), rappresenta uno dei risultati collaterali.

Hot-Ice è stato chiuso nel 1971

*The Hot-Ice experiment started around 1964, to produce pure hot plasma far from solid walls by a laser in-flight-irradiation of a solid D_2 speck. The initial models to evaluate the plasma dynamics (velocity, temperature, density) were based on the assumption of uniform energy deposition in the solid target, formed in a cryostat as snow-like D_2 and re-crystallized as a transparent small cylinder ($\approx 10^{-3} \text{ cm}^3$). Since the early experiments (1964-1965) the plasma flow appeared featured by strong asymmetries. The ionization kinetics analysis has shown that in a time much shorter than the interaction time (0.1 ns versus 10 ns) a thin, opaque hyper-dense plasma layer, where most of the light absorption occurred, covered the target surface. The basic physical model for the experiments interpretation evolved to the one summarized in Fig. 1 and theoretically described, since 1965, in many papers where the scaling laws for the ablation induced hydrodynamics in hyper-dense materials were evaluated. This new scheme was tested in *Hot-Ice* and elsewhere (see Fig. 2). It was also pointed-out the remarkable value of the ablation pressure ($\approx 100 \text{ Mb}$) adequate to compress solids to high densities. This was a quite important conclusion because the ρ_2 improving of the nuclear performances for any two-body process in a non-confined 3D physical system was already common reference knowledge in our Association in those years. The ablation pressure became a basic ingredient in the modern approach to ICF. Theoretical estimates had shown that short pulses ($\approx 10 \text{ ps}$) transfer energy to dense (e.g. solid) matter before gas-dynamical disassembling of the heated material. During the last sixties years the *Hot-Ice* laser was modified to generate short pulses with energy up to 1.3 J at $1.06 \mu\text{m}$. The pulse duration was measured by the two-photon collision method and by homemade streak cameras. The plasma parameters obtained with short laser pulses were measured, for the first time, in *Hot-Ice* and compared with theoretical scaling (1969, see Fig. 3). The second harmonic emission by the irradiated target represents one of the side results, for the first time detected in this activity (1970, see Fig. 4).*

Hot-Ice was discontinued in 1971.



Due versioni del tokamak turbolento di Frascati (TTF).

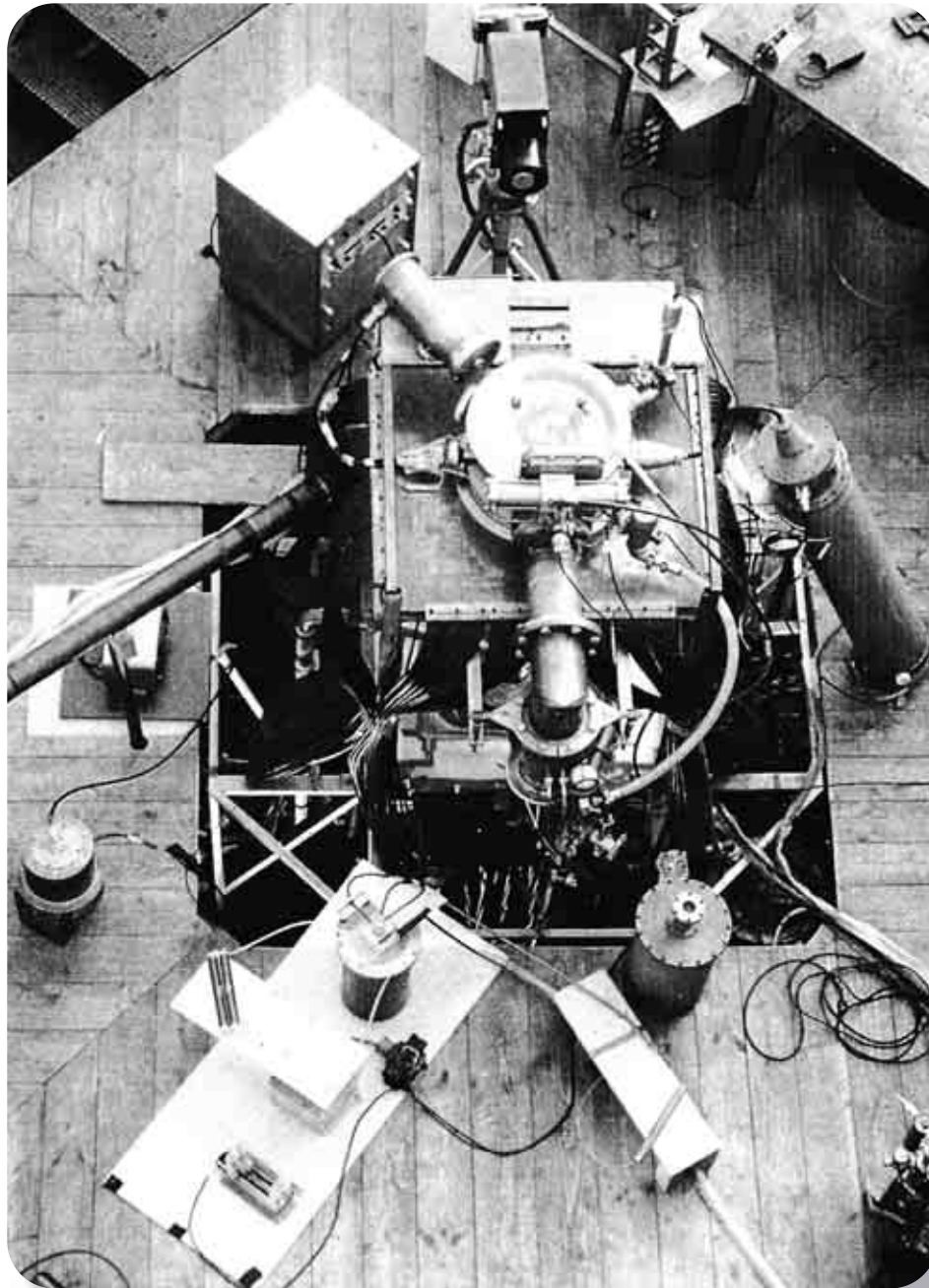
Two versions of the Frascati turbulent tokamak (TTF).

Riscaldamento turbolento nel tokamak

Turbulent heating in tokamak plasma

Il tokamak è una configurazione magnetica assisimmetrica per la fusione nucleare a confinamento magnetico caratterizzata da un forte campo magnetico toroidale nel quale si produce un plasma a forma di toro (una "ciambella") percorso da una corrente elettrica toroidale che a sua volta produce un campo magnetico poloidale. Dopo gli straordinari successi iniziali del tokamak in Unione Sovietica negli anni 60, anche nel LGI (così come negli altri laboratori europei e americani) fu deciso di costruire un tokamak, il tokamak FT, con un campo magnetico massimo di 10 T (si veda pag. 38). Durante il tempo richiesto per la progettazione e la costruzione di FT si decise di costruire in tempi molto rapidi un piccolo tokamak, denominato Tokamak Turbolento di Frascati (TTF), che sfruttasse le tecnologie delle alte tensioni impulsive sviluppate per l'esperimento Cariddi e che non richiedesse i grossi e costosi alimentatori necessari per FT. Il tokamak TTF (uno dei primi tokamak in operazione in Europa) aveva lo scopo di studiare la possibilità di utilizzare il riscaldamento turbolento del plasma nella configurazione tokamak e aveva le seguenti caratteristiche: raggio maggiore 30 cm, raggio minore 8 cm, massima corrente nel plasma 30 kA, tempo di salita della corrente 35 μs , durata della corrente circa 800 μs , campo magnetico toroidale 0.7 T, campo elettrico toroidale 0.4 ± 2 V/cm. Il plasma prodotto raggiungeva tipicamente una densità di $4 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ e temperatura elettronica di circa 90 eV. Durante la salita iniziale della corrente la diffusione del campo magnetico risultava essere assai più rapida (tempo caratteristico circa 1 μs) di quella (6 volte più lenta) prevista dalla resistenza ohmica classica corrispondente alla temperatura elettronica misurata. Questo risultato dimostrava la presenza di una resistenza elettrica anomala prodotta da turbolenza nel plasma. Tale turbolenza non provocava instabilità macroscopiche per tutta la durata della scarica. Si confermava così la possibilità di usare riscaldamento turbolento rapido nel tokamak.

The tokamak is an axisymmetric magnetic configuration for nuclear fusion by magnetic confinement characterized by a strong toroidal magnetic field where a plasma having the form of a torus (a doughnut) is formed carrying a toroidal electric current which produces a poloidal magnetic field. After the extraordinary initial success of the tokamak in the Soviet Union in the 60-ies, also in LGI (as in other European and American laboratories) it was decided to build a tokamak, the FT tokamak, having a 10 T maximum magnetic field (see page 38). During the time required to design and build FT it was decided to build in a short time a small tokamak, called Tokamak Turbolento di Frascati (TTF), which would exploit the pulsed high-voltage technology developed for the Cariddi experiment and did not require the large and costly power supplies needed for FT. The TTF tokamak (one of the first tokamaks operating in Europe) aimed to study the possibility to use plasma turbulent heating in the tokamak configuration and had the following parameters: major radius 30 cm, minor radius 8 cm, maximum plasma current 30 kA, current rise time 35 μs , current duration about 800 μs , toroidal magnetic field 0.7 T, toroidal electric field 0.4 ± 2 V/cm. The plasma produced had typically density $4 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$ and electron temperature about 90 eV. During the initial current rise the magnetic field diffusion was found to be much faster (characteristic time about 1 μs) than that (6 times slower) foreseen for classical ohmic resistivity corresponding to the measured electron temperature. This result demonstrated the presence of anomalous electric resistivity due to plasma turbulence. This turbulence did not produce any macroscopic instabilities during the entire current duration. Thus the possibility of using fast turbulent heating in the tokamak was confirmed.



La camera sperimentale MIRAPI-Filippov con i suoi vari terminali diagnostici (rivelatori di neutroni e raggi X, ripresa ultraveloce di immagini, sonde magnetiche). La camera è collegata tramite cavi (neri) con il banco di condensatori a bassa induttanza di 120 kJ posto al disotto della piattaforma.

The MIRAPI-Filippov discharge chamber with its diagnostic terminals (neutron and X-ray detectors, fast image converter framing camera, magnetic probes), which is connected to the low-inductance 120 kJ capacitor bank located below the platform via the (black) cable bundles.

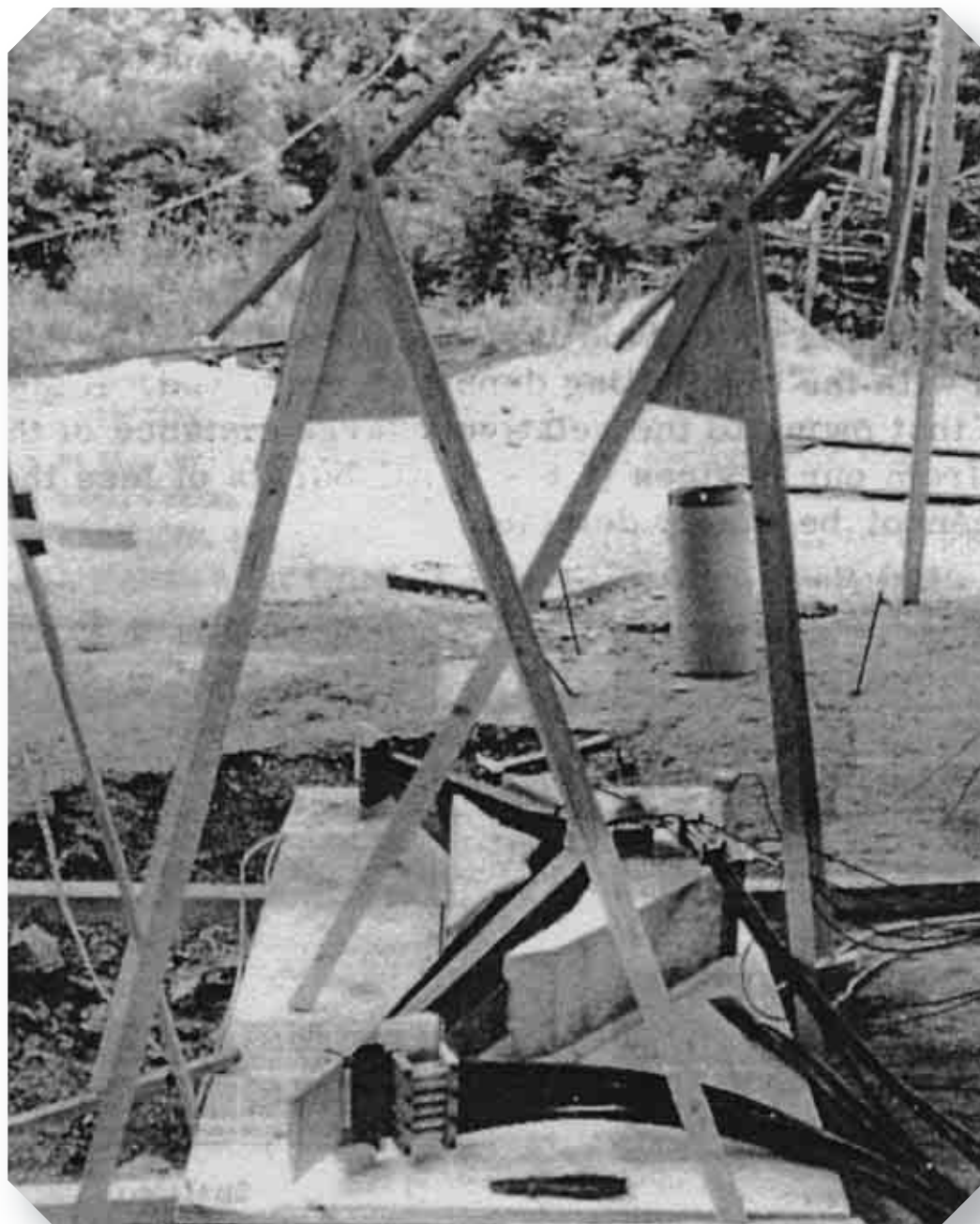
MIRAPI

Il programma di ricerca dell'Euratom presso il Laboratorio Gas Ionizzati era diretto da J.G. Linhart e veniva svolto nell'ambito dei gruppi MAFIN e MIRAPI. Esso concerneva plasmi a confinamento inerziale di interesse termonucleare. Un elemento base era rappresentato dalla cumolazione fluida e magnetica prodotta da implosioni quasi-cilindriche di onde d'urto in plasmi o di sottili tubulari metallici.

L'esperimento MIRAPI (*Minimum Radius Pinch*) era sostanzialmente un *pinch* cavo e consisteva nella generazione con metodi esterni di un anello di plasma (di ioni pesanti) che veniva fatto implodere per comprimere un plasma denso e caldo generato indipendentemente al suo interno. A causa delle difficoltà nel controllare la forma e simmetria dell'anello di plasma, la configurazione della scarica venne gradualmente modificata in quella del cosiddetto plasma focus di Filippov. In questa configurazione la scarica spontaneamente converge verso un piccolissimo fuoco di plasma caldo e denso con un volume dell'ordine di 1 mm^3 .

The Euratom program at Laboratorio Gas Ionizzati under the supervision of J.G. Linhart was carried out by the MIRAPI and MAFIN groups. It was aimed at inertially confined plasmas of thermonuclear interest. An important aspect of these experiments was the fluid and magnetic cumulation introduced by cylindrically imploding plasma shocks or by metallic line.

The MIRAPI (Minimum Radius Pinch) experiment was a hollow dynamic pinch and consisted in the production by external means of a plasma ring of heavy ions which was made to implode in vacuum to compress a dense hot plasma independently generated inside it. Due to the difficulties in controlling the exact shape of the plasma ring, the discharge configuration was eventually changed into the so called Filippov plasma focus in which the curved plasma discharge implicitly converged towards a tiny "focus" with a volume of the order of 1 mm^3 .



Esperimento di compressione del plasma termonucleare tramite cariche di esplosivo chimico sulla piazza di tiro del laboratorio MAFIN di Colleferro. Oltre all'impiego di circa 20 kg di alto esplosivo innescato da un complesso sistema di detonatori, e della scarica di tre banchi di condensatori (il principale di 200 kJ), sono impegnate varie diagnostiche (contatori di neutroni, sonde magnetiche, ripresa di immagine ultraveloce, terminali di radiofrequenza, ecc.).

A single-shot thermonuclear plasma experiment using chemical explosive on the firing site at the MAFIN laboratory in Colleferro. About 20 kg of high explosive, various detonator systems, 3 capacitor banks (200 kJ in the main bank) were employed as well as several diagnostics systems (neutron detectors, magnetic probes, ultra fastframing camera, high frequency terminals etc.).

MAFIN

L'esperimento MAFIN (*Magnetic Field Increase*) mirava a produrre plasmi densi di interesse termonucleare in volumi attorno al centimetro cubo. Il concetto era di usare altissimi campi magnetici per comprimere, quindi riscaldare, e confinare il plasma. Negli anni sessanta un grande sforzo venne quindi dedicato alla generazione di alti campi magnetici (fino a 9 megagauss) e di grandi impulsi di potenza elettromagnetica tramite l'uso di cariche di alto esplosivo chimico del peso fino a 30 kg. Il gruppo MAFIN conduceva anche altri programmi minori di ricerca, in particolare lo studio di implosioni di fogli metallici tramite scariche elettriche (MAFIN II), e di plasmi cilindrici con intrappolamento di campi magnetici inversi. Questa configurazione, detta "reversed field pinch", prometteva una forte riduzione delle perdite assiali del plasma durante la compressione. La combinazione di questi sforzi, cioè della generazione tramite esplosivi di altissimi campi magnetici per comprimere il "reversed field pinch" culminò con successo nell'esecuzione verso la fine degli anni sessanta di tre esperimenti complessi e spettacolari che prima dell'immediata autodistruzione produssero copiosi neutroni da reazioni termonucleari.

Per lo svolgimento di questi esperimenti esplosivi il gruppo MAFIN realizzò un proprio laboratorio presso Colleferro su terreni di proprietà dell'allora Bombrini Parodi-Delfino. Assieme a questa ditta sviluppò sofisticate cariche di alto esplosivo chimico assieme alle necessarie tecniche di innesco. Questa attività attirò l'attenzione di agenzie e autorità governative, e di visitatori da tutto il mondo, e stimolò la discussione attorno al concetto delle minicariche di fusione termonucleare inerziale.

Inoltre ci fu un importante trasferimento di conoscenze e competenze all'industria italiana. Ad esempio, per la produzione di detonatori di sicurezza estremamente precisi (alla Bombrini Parodi-Delfino) e per la formazione e lavorazione di metalli tramite esplosivi (al Centro Sperimentale Metallurgico, che in certi periodi contribuì fino alla metà del bilancio del gruppo).

The MAFIN (Magnetic Field Increase) experiment aimed at producing dense plasmas of thermonuclear interest in large volumes of around 1 cm³. The concept was to produce very high magnetic fields to compress, hence heat, and confine the plasmas. In the sixties a large effort was thus devoted to the generation of chemical-explosive-driven high magnetic fields (up to 9 megagauss) and of extreme electromagnetic power pulses driven by charges of up to 30 kg of high explosive. It also included two smaller programs, namely, the study of electromagnetically driven metallic foil implosions (MAFIN II), and of cylindrical plasmas confined by reversed magnetic fields. The latter, called "reversed field pinch" discharges showed a strong reduction of the plasma axial losses during implosion. The combination of the two efforts, i.e., the explosive driven generation of megagauss fields to compress the reversed field pinch, culminated successfully in three complex and spectacular one-shot experiments carried out at the end of the sixties where abundant neutrons from thermonuclear reactions were produced and detected.

The MAFIN group had built its own well equipped field laboratory in the mountains near Colleferro on the premises of the then Bombrini Parodi-Delfino Company, with which it developed sophisticated explosives and the related ignition techniques. This activity attracted the attention of government agencies and visitors from all over the world, and stimulated discussions around the inertial thermonuclear fusion concept. Also, a remarkable transfer of know how to the Italian industry took place, concerning for example the production of extremely precise safety detonators (to Bombrini Parodi-Delfino) and the shaping and hardening of metals by explosives (to Centro Sperimentale Metallurgico, which in certain periods contributed about half to the group's budget).



L'esperimento Plasma Focus da 1 MJ.
The 1 MJ Plasma Focus experiment.

Esperimenti sul Plasma Focus

Plasma Focus experiments

I primi esperimenti su plasma focus furono condotti usando due banchi di condensatori: uno da 40 kJ e 40 kV e l'altro da 120 kJ e 40 kV. In seguito, per studiare l'estrapolazione ad energia più elevata del banco venne costruito il banco da 1 MJ e 40 kV. Furono eseguite misure sulle varie fasi della scarica in deuterio (innesco, formazione della corrente, *run-down*, implosione e intensa produzione di neutroni) usando specialmente le seguenti tecniche diagnostiche: fotografia ultrarapida, spettroscopia a raggi X e misure di flusso e spettro dei neutroni. Il plasmoide denso e caldo formato all'implosione aveva un volume $10 \div 100 \text{ mm}^3$, durata circa $0.1 \mu\text{s}$, densità elettronica fino a circa 10^{20} cm^{-3} e temperatura elettronica circa 5 keV. L'emissione totale di neutroni per impulso, N , aumentava con l'energia del banco di condensatori, E . Al di sotto di circa 100 kJ si trovò che $N \sim E^{2.2}$ e, usando il banco da 120 kJ, l'emissione neutronica raggiungeva 2×10^{11} neutroni per impulso. Tuttavia, andando ad energie più elevate, avveniva una graduale saturazione con l'energia e , per esempio, con 560 kJ l'emissione neutronica era circa 10^{12} per impulso. Fu fatto un grosso sforzo per sviluppare un modello teorico del processo di formazione del plasmoide che spiegasse tutte le caratteristiche dell'emissione di raggi X e neutroni. Per energie inferiori a circa 100 keV i risultati erano consistenti con la presenza di due meccanismi: per il 20% dell'emissione neutronica un meccanismo "fascio-bersaglio" e per l'80% un meccanismo "moving boiler". A energie più elevate del banco vi erano indicazioni di vari fenomeni anomali che limitavano la produzione di neutroni, come filamentazione, instabilità e turbolenza.

L'interesse diretto del plasma focus per la fusione termonucleare è oggi diminuito, ma il suo uso come sorgente ad alta intensità di neutroni ha mostrato di essere molto conveniente sia per lo sviluppo di diagnostiche neutroniche sia per prove neutroniche sui materiali.

First experiments on plasma focus were performed using either of two capacitor banks, one of 40 kJ and 40 kV and the other of 120 kJ and 40 kV; later in order to explore the extrapolation to higher bank energy the large 1 MJ, 40 kV bank was built. Measurements were made on the various phases of the deuterium discharge (breakdown, sheath formation, current build-up, run-down, implosion and strong neutron production phase) using mainly the following diagnostic techniques: high speed photography, X-ray spectroscopy and neutron flux and spectra measurements. The dense hot plasmoid formed at implosion had a volume $10 \div 100 \text{ mm}^3$, duration about $0.1 \mu\text{s}$, electron density up to about 10^{20} cm^{-3} and electron temperature about 5 keV. The total neutron emission per pulse, N , increased with capacitor bank energy, E . Below 100 kJ it was found that $N \sim E^{2.2}$ and using the 120 kJ bank the neutron emission was up to 2×10^{11} neutrons per shot. However going to higher energies a gradual saturation with energy occurred and for instance with 560 kJ neutron emission was about 10^{12} per shot. A large effort was made to develop a theoretical model of the plasmoid formation process to explain all the characteristics of the neutron and X-ray emissions. For bank energy below about 100 kJ the results were consistent with the presence of two mechanisms, for 20% of the neutron emission a "beam-target" mechanism and for 80% a "moving boiler" mechanism. At higher energies there was evidence of various anomalous phenomena limiting the neutron production, such as filamentation, instabilities and turbulence.

The direct interest in the plasma focus for thermonuclear fusion has decreased but its use as a high-intensity pulsed neutron source has proved to be very convenient both for development of neutron diagnostics and for testing neutron effects on materials.



Esperimento di conversione diretta del calore in elettricità per via magnetoplasmodinamica.
Experiment on the conversion of heat into electricity by the magnetoplasmodynamic.

La conversione diretta magnetoplasmadinamica

The magnetoplasmadynamic direct conversion

L'interesse per la generazione diretta di potenza elettrica dalla potenza termica in cicli chiusi magnetoidrodinamici (MHD) con fluidi di lavoro gassosi, sorgeva in relazione alla possibilità di utilizzare generatori MHD in reattori raffreddati a gas ad alta temperatura (GCR), usando il gas nobile in uscita (elio a 2000 K, 15 atm). L'elio, con aggiunta di un metallo alcalino (cesio), fluiva in un condotto alla velocità di circa 1700 m/s in direzione perpendicolare al campo magnetico applicato. I parametri principali dell'impianto sperimentale realizzato a Frascati erano: flusso dell'elio fino a 200 g/s, temperatura di stagnazione 2000 K, pressione di stagnazione 6 atm, campo magnetico impulsato fino a 5 T per 15 s. Nell'impianto si utilizzava gas He puro con livelli di impurità inferiori a 10 ppm ottenuto per evaporazione di He liquido. Il cesio era contenuto in un serbatoio da 3 litri in cui poteva essere purificato a 400 °C tramite nastri di zirconio. L'elio e il cesio fluivano attraverso il riscaldatore, a serbatoio di calore con una capacità termica di 1000 MJ, costituito da un letto di sferette di allumina di alta densità e purezza, contenuto in un cilindro di tungsteno. La miscela He-Cs era quindi accelerata in un generatore MHD lineare subsonico in allumina con elettrodi segmentati, che lavorava sia in configurazione Faraday sia in configurazione Hall. Infine veniva raffreddata a temperatura ambiente e immagazzinata in un contenitore da 20 m³.

Furono ottenuti risultati promettenti: la tensione di Faraday a vuoto era pari al valore ideale, la tensione di Hall fino a 0.8 del valore teorico, un aumento della conducibilità del plasma in regime di non equilibrio (aumento della temperatura elettronica rispetto a quella ionica) di un ordine di grandezza lungo il condotto del generatore, e una densità di potenza estratta dal plasma fino a 13 MW/m³.

La conversione diretta MHD fu il primo esempio di collaborazione fra tutti i paesi industrializzati del mondo, coordinati da un Group-de-Liaison sotto gli auspici dell'IAEA.

The main interest in direct electric power generation from thermal power in a Magneto Hydro Dynamic (MHD) closed-cycle with gaseous working fluids, rised from the possibility of utilizing a MHD generator in high temperature Gas Cooled Reactors (GCR), using the outlet of the GCR noble gas (helium at 2000 K, 15 atm). Such He gas, seeded with an alkali metal (cesium), flew inside a duct with a velocity of about 1700 m/s in direction perpendicular to the applied magnetic field. The main parameters of the blow-down experimental facility built in Frascati were: He mass flow up to 200 g/s, stagnation temperature 2000 K, stagnation pressure 6 atm, pulsed magnetic field up to 5 T for 15 s. It used pure He gas, with impurity level less than 10 ppm, obtained by evaporation of liquid He. The cesium was stored in a 3 liters tank where it could be purified at 400 °C by means of a set of zirconium sheets. The He and Cs flew through a thermal storage heater, with a thermal capacity of 1000 MJ, made by high purity, high density alumina pebble-bed contained in a tungsten cylinder. The high temperature He-Cs mixture was than accelerated into a MHD subsonic linear generator made in alumina with segmented electrodes, which operated in Faraday and Hall mode. Finally the He-Cs mixture was cooled down at room temperature and stored in a 20 m³ vessel.

Promising results were obtained: the open circuit Faraday voltage closed to the ideal value, the Hall voltage up to 0.8 the theoretical value, an increase of the non-equilibrium plasma conductivity (enhancement of the electron temperature with respect the ion temperature) of an order of magnitude along the generator duct and a power density extracted from the plasma up to 13 MW/m³.

The MHD direct conversion was the first example of collaboration among industrialized countries worldwide, coordinated by a Group-de-Liaison under the patronage of IAEA.

Attività teoriche in fisica del plasma

Activity in plasma theory

N

Nei primi anni del LGI fu condotta un'attività di ricerca teorica su molti argomenti di fisica del plasma di interesse diretto per l'attività sperimentale del laboratorio.

Tra questi si possono annoverare:

perdita di plasma dalle bottiglie magnetiche, dinamica dei cannoni a plasma, accelerazione di liner metallici con campi magnetici, teoria dinamica dei gusci cilindrici, profili di radiazione di riga in assorbimento ed emissione per plasma non in equilibrio termodinamico, fronti d'urto magnetoidrodinamici con dissipazione non collisionale.

Inoltre, furono studiati fenomeni di carattere più generale:

oscillazioni non lineari in plasma relativistico, diffusione e assorbimento anomali della luce attraverso il decadimento in onde di plasma, interazione di intensi impulsi di luce con materiali solidi, radiazione di ciclotrone da plasma in omogeneo rarefatto, resistività anomala del plasma sia a campi elettrici bassi che a campi supercritici, stabilizzazione dinamica di onde di deriva, evoluzione della polarizzazione di un'onda elettromagnetica in un magnetoplasma, teoria non-lineare del plasma turbolento.

During the first years of LGI, theoretical research was carried out on many plasma physics topics of interest for the experiments of the laboratory.

As an indication, the following topics can be mentioned: plasma loss from magnetic bottles, dynamics of plasma guns, acceleration of metal liners by magnetic fields, dynamical theory of cylindrical shells, absorption and emission profiles of line radiation in non-equilibrium plasma, magnetohydrodynamic shock fronts with collisionless dissipation.

In addition, more general phenomena were studied:

linear oscillations in relativistic plasma, anomalous scattering and absorption of light by decay into plasma waves, interaction of intense light pulses with solid materials, cyclotron radiation from rarefied inhomogeneous plasmas, anomalous plasma resistivity at low and at supercritical electric fields, dynamic stabilization of drift waves, polarization evolution of electromagnetic wave in magnetoplasma, non-linear theory of turbulent plasmas.

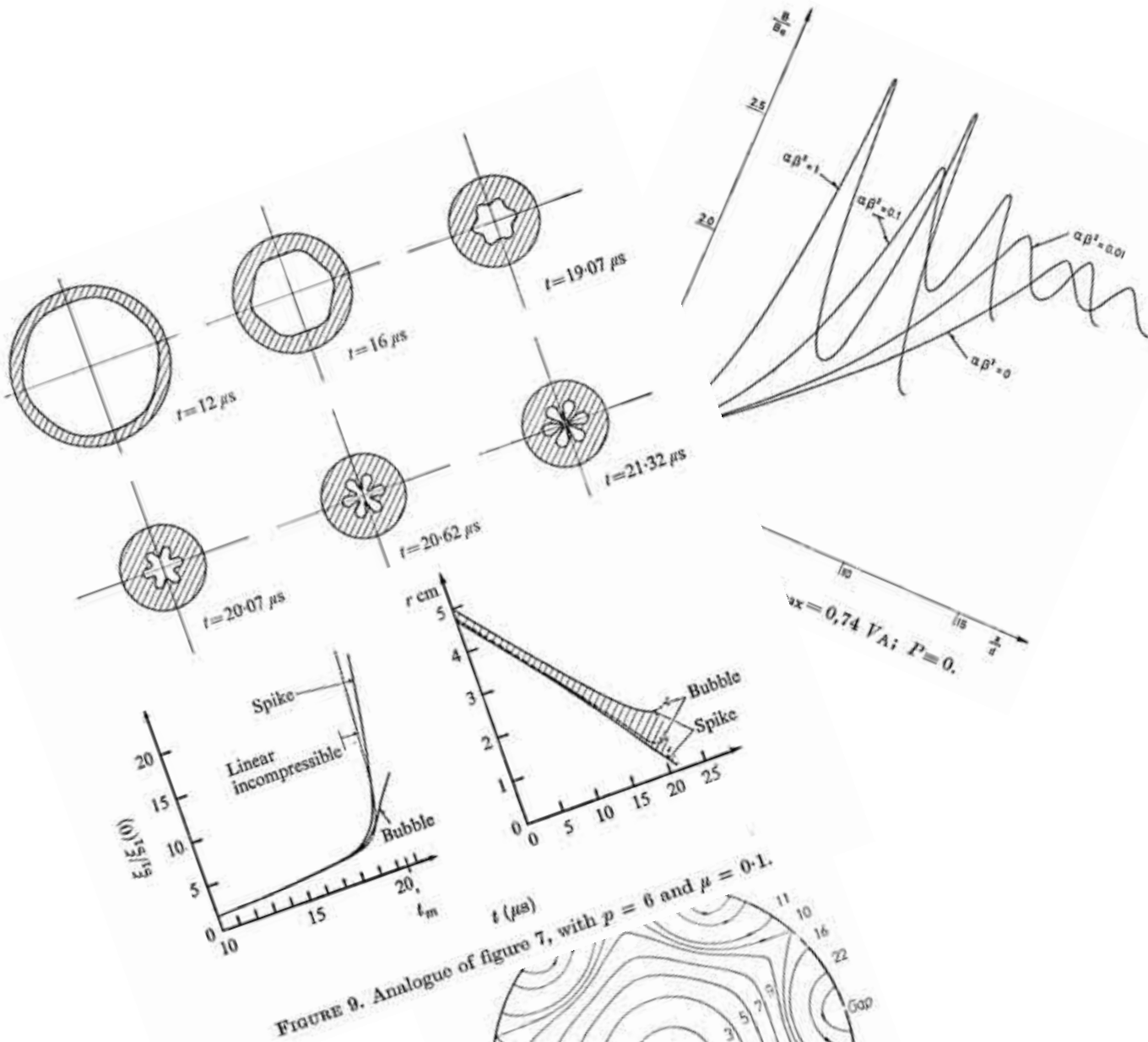


FIGURE 9. Analogue of figure 7, with $p = 6$ and $\mu = 0.1$.

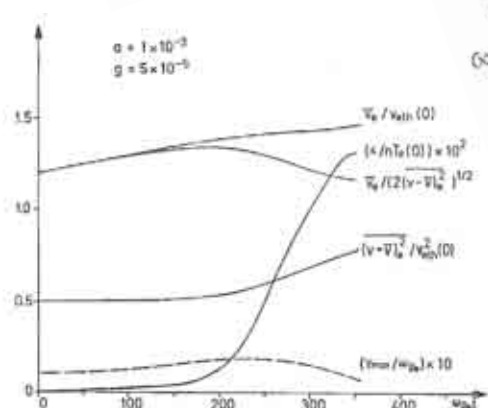


FIG. 3.—Time dependence of \bar{v}_e , v_e/nT_e , \bar{v}_e/v_{th} , v_e , and v_{max} for $\alpha = 10^{-3}$, $g = 5 \cdot 10^{-5}$, with \bar{v}_e and ω_e of stabilized modes equal to their values at marginal stability ($\gamma_e = 0$).

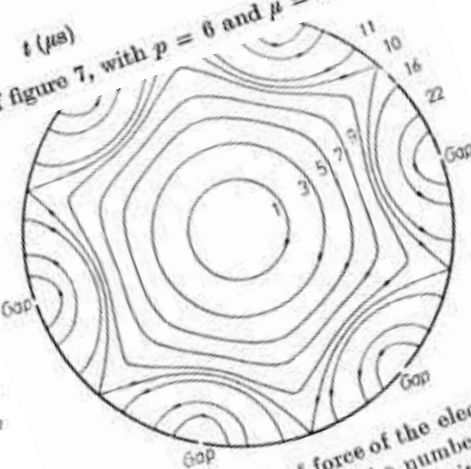


Fig. 3. - The lines of force of the electric field inside a six-sector coil. The numbers are the values of the flux function in arbitrary units.

Alcune figure prese da articoli teorici del LGI.
Some figures taken from theory papers of LGI.

I laboratori crescono

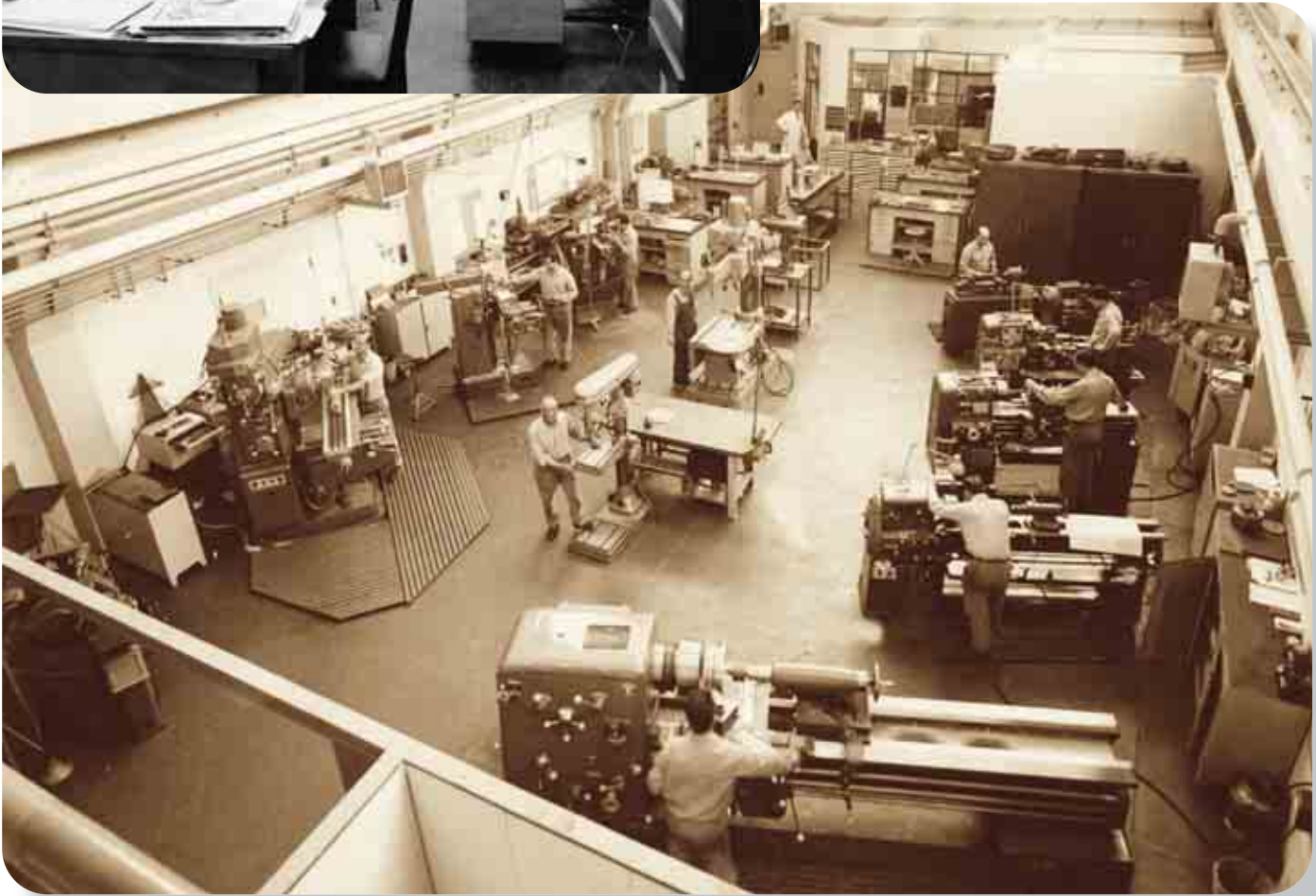
The laboratories grow

Il Laboratorio Gas Ionizzati era dotato di una serie di Servizi Tecnici per la realizzazione dei componenti dei vari esperimenti che vi si conducevano e della relativa strumentazione. Tali Servizi comprendevano l'Ufficio Tecnico per la progettazione, l'Officina Meccanica, che includeva anche dei reparti di saldatura e verniciatura, il Reparto Vuoto e Soffieria (poiché i componenti sotto vuoto erano strettamente legati alla realizzazione di contenitori di vetro) dotato anche di serbatoio di azoto liquido per le pompe e le trappole criogeniche, l'Officina Elettrotecnica, i Reparti Tecnologie, Fotografia ed Elettronica. Nei primi anni fu necessario dotarsi all'interno di tutte le competenze e i servizi tecnici necessari perché mancava nell'area circostante i laboratori un tessuto industriale capace di far adeguatamente fronte alle varie esigenze. Le principali aree di sviluppo furono: gli interruttori a scintilla, le medie ed alte tensioni applicate a banchi di condensatori e machine rotanti, i magneti criogenici in rame e superconduttori, gli apparati da alto vuoto e vuoto ultraspinto, le lavorazioni meccaniche di alta precisione, le lavorazioni su materiali non convenzionali, le tecniche di giunzione, le diagnostiche, l'elettronica di potenza e l'elettronica ultraveloce. L'alto contenuto innovativo delle realizzazioni, le prestazioni eccezionali richieste, la qualità delle produzioni, la stretta partecipazione agli esperimenti, fecero rapidamente crescere le competenze dei Servizi Tecnici a livelli di eccellenza, trasformandoli in molti casi in veri e propri laboratori tecnologici, tanto che negli anni seguenti fu possibile affrontare con successo sfide sempre più ambiziose e impegnative, quali FT e FTU, e affiancare l'industria con il necessario supporto tecnologico. Il patrimonio di esperienza acquisito in quegli anni si rivelò estremamente importante anche nella realizzazione di JET e poi di ITER, ed è all'origine delle attività tecnologiche per la fusione in cui oggi ENEA è impegnata.

The Laboratorio Gas Ionizzati was equipped with a range of Technical Services for the implementation of the components of the various experiments and of the related instrumentation. These included the Drafting Office for design, the Machine Shop, which included welding and painting departments, the Vacuum and Glass-blowing Service (as the vacuum components were closely related to the creation of glass containers), that was also provided with a tank of liquid nitrogen for cryogenic pumps and traps, the Electrical Workshop, the Technology, Electronics and Photography departments. In the early years it was necessary to outfit the laboratories with all the necessary technical skills and services because the surrounding area lacked an industrial base capable of adequately meeting the various needs. The main development areas were: spark gaps, medium and high voltage technologies applied to capacitor banks and rotating machines, copper and superconducting cryogenic magnets, high and ultra-high vacuum apparatus, high precision machining, non conventional materials, joining techniques, diagnostics, ultrafast and power electronics. The highly innovative achievements, the exceptional performance demands, the production quality, the close involvement in the experiments, made the skills of technical services quickly grow at levels of excellence often evolving into technology laboratories, so that, in the following years, it was possible to successfully face increasingly demanding challenges, as FT and FTU, and support industry with the necessary technological know - how. The wealth of experience acquired in those years proved to be extremely important in the development of JET and later in ITER, and is now the source of technological activities for the fusion carried out in ENEA today.



L'Ufficio Tecnico.
The Drafting Office.

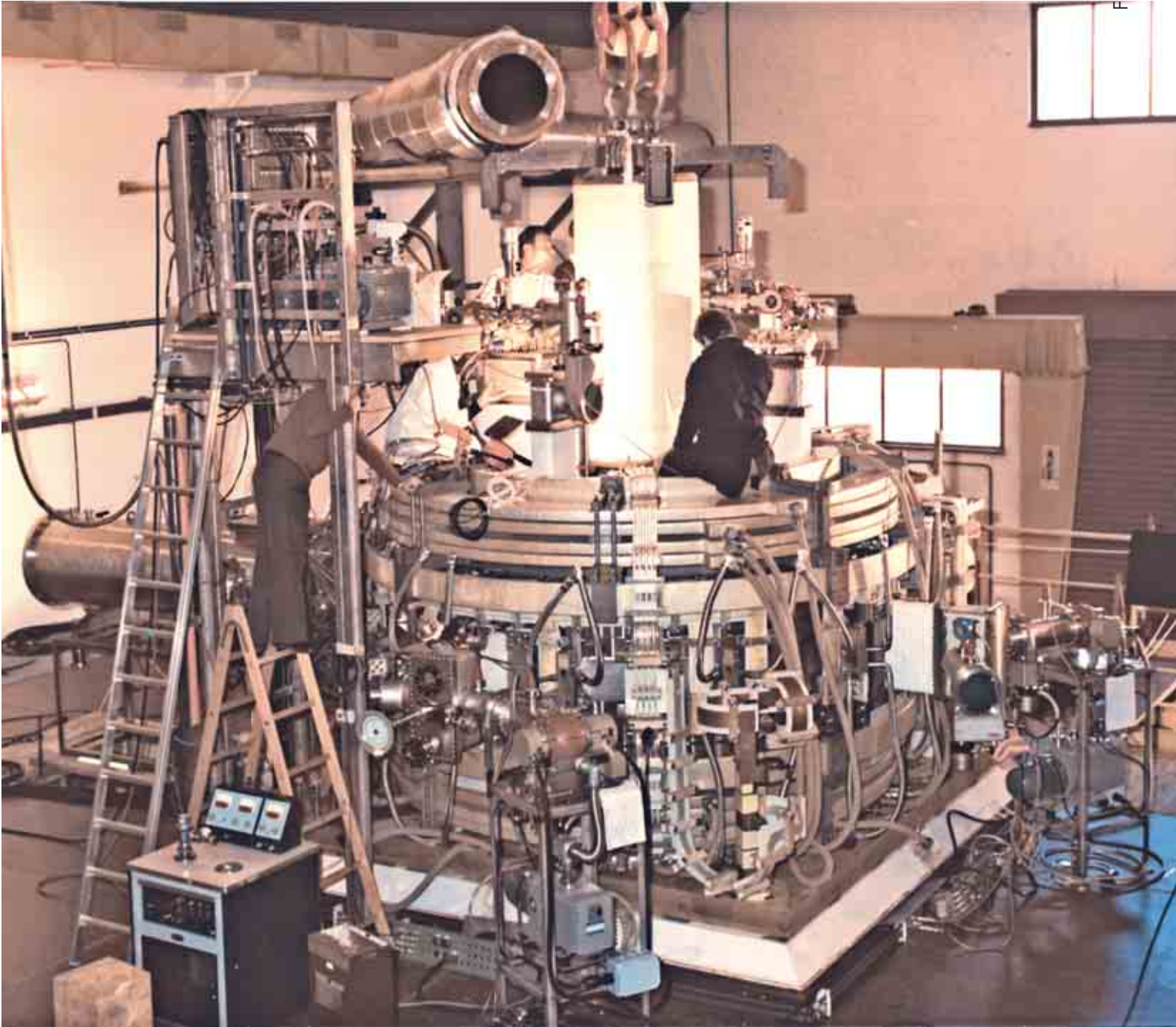


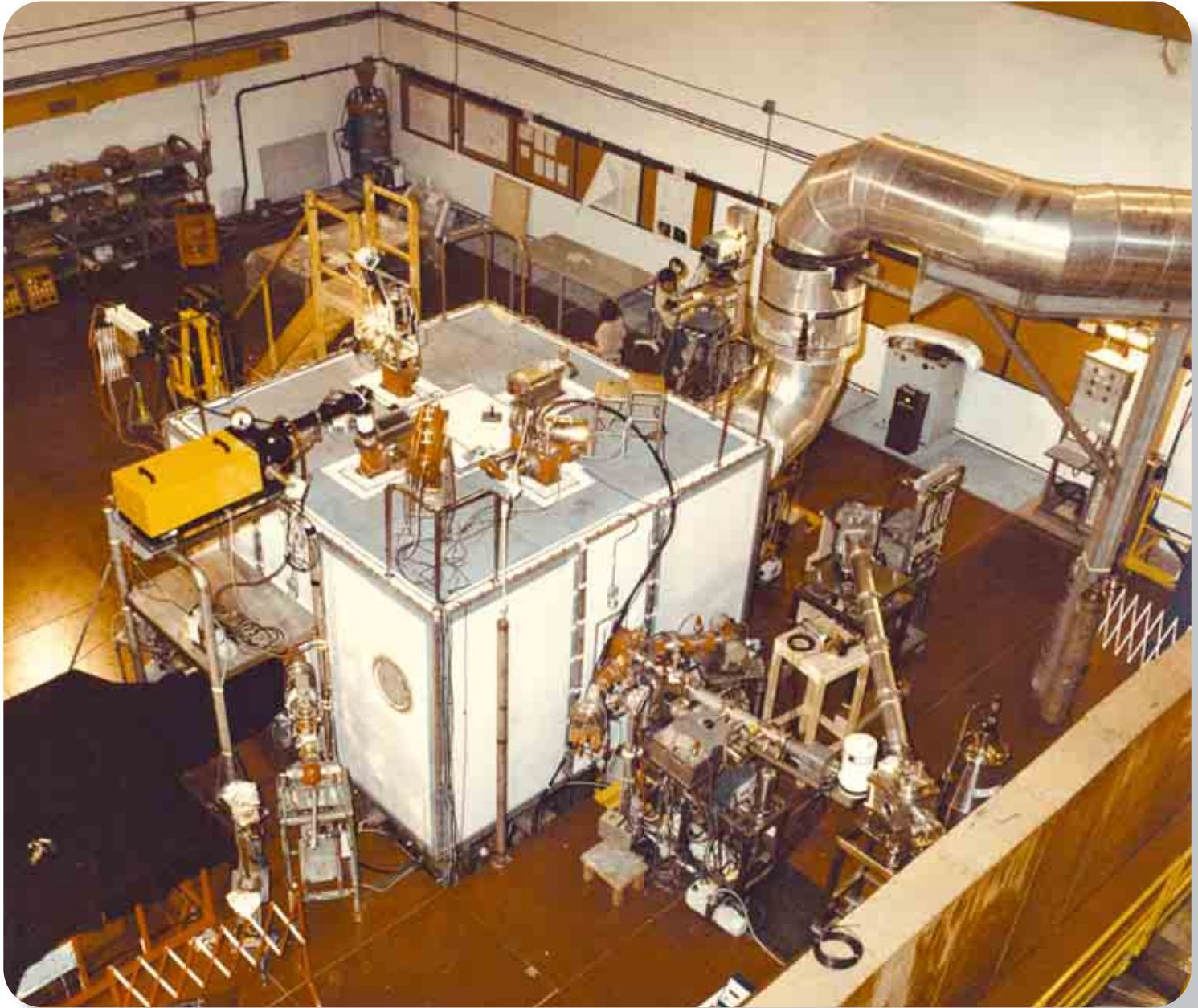
Officina Meccanica del Laboratori Gas Ionizzati.
Machine Workshop of Laboratori Gas Ionizzati.

Frascati Tokamak (FT)

Dopo gli incoraggianti risultati ottenuti nel tokamak russo T3 nel 1968, in cui erano state misurate temperature elettroniche fino a 1 keV a densità maggiori di 10^{13} cm^{-3} , largamente superiori a quelle fin lì ottenute, anche a Frascati si iniziò a discutere sull'opportunità di concentrare le attività di ricerca sulla linea tokamak, così come avveniva in altri laboratori europei. In quel periodo si tenne presso il Laboratorio Gas Ionizzati una serie di seminari per approfondire i vari aspetti della fisica e tecnologia dei tokamak e furono avviati contatti con il gruppo che in quel periodo stava realizzando il tokamak Alcator A presso il Massachusetts Institute of Technology (MIT). Infatti, si era orientati verso una macchina di dimensioni ridotte, quindi compatta, ma con alto campo magnetico, come in Alcator A, per esplorare regimi ad alta densità di plasma, alta densità di corrente e quindi con più efficace riscaldamento ohmico del plasma. La scelta dei parametri della macchina fu dettata dal compromesso tra il desiderio di ottenere un elevato riscaldamento ohmico, che richiedeva un elevato campo magnetico, e quello di avere dimensioni del plasma non troppo ridotte, per contenere le perdite di energia. Come risultato di tale compromesso, il primo tokamak costruito a Frascati, il Frascati Tokamak (FT), aveva un campo magnetico toroidale massimo di 10 T, raggio maggiore di 83 cm e raggio minore di 23 cm, massima corrente di plasma di 600 kA. Il progetto fu avviato nel 1971, il primo plasma fu ottenuto nell'aprile 1978. Il magnete toroidale, che rappresentava il componente più complesso, fu realizzato secondo un progetto originale: era costituito da 24 moduli in rame, ciascuno racchiuso in un carcassa di acciaio, collegati rigidamente l'un all'altro in modo da formare una struttura rigida in grado di resistere a sforzi e a forze centripete eccezionali. Fu necessario inoltre ricorrere ad un raffreddamento delle bobine con azoto liquido per aumentare la conducibilità e ridurre l'energia dissipata.

After the encouraging results obtained in 1968 on the Russian tokamak T3 measuring electronic temperatures as high as 1 keV at densities greater than 10^{13} cm^{-3} , much greater than any yet obtained, discussion began at Frascati on the opportunities to concentrate activities on tokamak research, as was happening in many other European laboratories. At the time a series of seminars was held at the Laboratorio Gas Ionizzati to explore the various aspects of tokamak physics and technologies and to form contact with the groups that were working on the Alcator A tokamak at the Massachusetts Institute of Technology (MIT). In fact, preference was made for a compact machine of small dimensions having a strong magnetic field, like the MIT machine, for the exploration of high density plasma regimes, high density current and therefore with more effective ohmic heating of the plasma. The choice for the parameters for this tokamak was dictated by the compromise between the need to have a high ohmic heat potential that required a strong magnetic field, and that of having plasma dimensions that were not so small as to disperse the power. The first tokamak built in Frascati, resulting from this compromise, the Frascati Tokamak (FT), had a maximum toroidal magnetic field of 10 T, outside radius of 83 cm, inside radius of 23 cm, maximum plasma current of 600 kA. The project was started in 1971 and the first plasma was obtained in April of 1978. The toroidal magnet represented the most complex of the components and was realized following an original design: it was made up of 24 copper modules, each closed in a stainless steel casing, interconnected to form a rigid structure capable of withstanding exceptional stresses and centripede forces. It was, further, necessary to cool the coils with liquid nitrogen to augment the conductivity and reduce energy losses.





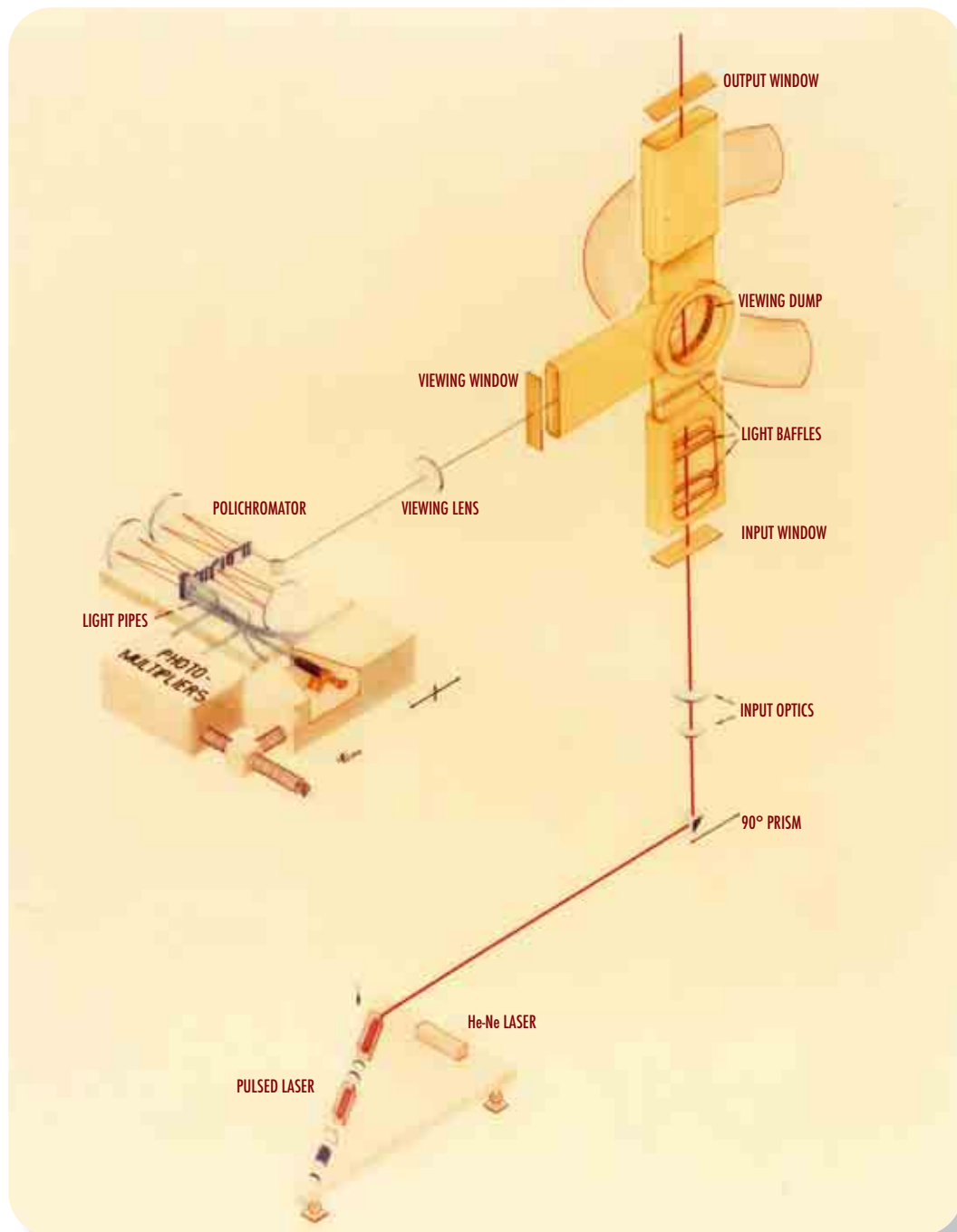
Frascati Tokamak (FT).

Risultati scientifici

Scientific results

In FT fu possibile studiare il riscaldamento ohmico dei plasmi in regimi di alta densità e alto campo magnetico, in plasmi di elevatissima purezza. In particolare, lo studio del confinamento dell'energia confermò che la conducibilità termica degli ioni era molto vicina, entro un fattore 2, a quella prevista dalla teoria neoclassica del trasporto del calore, mentre conducibilità termica degli elettroni era anomala, da 10 a 100 volte più grande di quella prevista. In generale, le perdite per radiazione erano trascurabili tranne che nella regione esterna della colonna di plasma. Il tempo di confinamento dell'energia cresceva linearmente con la densità fino a valori della densità di picco ($7.5 \times 10^{14} \text{ cm}^{-3}$) non ancora raggiunti in altre macchine. In plasmi ad alta densità, FT raggiunse un valore record del prodotto della densità per il tempo di confinamento dell'energia, pari a $n\tau_E = 4 \times 10^{13} \text{ s cm}^{-3}$, con $T_e \sim 1 \text{ keV}$. FT era dotato di un sistema di riscaldamento addizionale a radiofrequenza, alla frequenza cosiddetta *Lower Hybrid* (LH, 2.45 GHz), generata da due klystron da 500 kW di potenza massima ciascuno. In presenza di riscaldamento LH, a densità di plasma relativamente più basse ($< 5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$), si osservava un sostanziale aumento della temperatura elettronica (da 200 a 700 eV con 200 kW) e un aumento della temperatura ionica più contenuto (100 eV). Tali osservazioni consentirono di confermare, per il riscaldamento elettronico, la presenza di un limite di densità dipendente dal quadrato della frequenza.

In FT it was possible to study the ohmic plasma heating in high density regimes and with strong magnetic fields, in plasmas of extreme purity. In particular, study of the energy confinement confirmed that the thermal conductivity of the ions was very close, within a factor of 2, to that predicted by the neoclassical theory of heat transport, while the thermal conductivity of the electrons was anomalous, from 10 to 100 times greater. Generally, the radiation losses were negligible except in the external region of the plasma column. The energy confinement time increased linearly with the density up to peak values of density ($7.5 \times 10^{14} \text{ cm}^{-3}$) not reached then by other machines. In high density plasmas, FT reached a record value of the product of the density and the energy confinement time, equal to a $n\tau_E = 4 \times 10^{13} \text{ s cm}^{-3}$, with $T_e \sim 1 \text{ keV}$. FT was equipped with an additional radio frequency heating system, at the so-called Lower Hybrid (LH, 2.45 GHz) frequency, generated by two klystrons with a maximum power of 500 kW each. In the presence of LH heating, at relatively low plasma densities ($< 5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-3}$), a substantial rise in the electron temperature was observed (from 200 to 700 eV with 200 kW) and a more modest rise in the ion temperature (100 eV). These observations confirmed the presence of a density limit for the electronic heating, depending on the square of the wave frequency.



Schema del sistema per misure di diffusione Thomson su FT.
 Lay-out of system for Thomson scattering measurements on FT.

Sistemi diagnostici per FT

Diagnostic systems for FT

Gli esperimenti su FT hanno richiesto di poter misurare tutti i parametri principali del plasma come, per esempio, i campi magnetici ed elettrici, la densità, le temperature elettronica e ionica, le specie e le concentrazioni delle impurezze e di poter determinare in dettaglio gli andamenti spaziali e temporali di queste grandezze. A questo scopo sono stati sviluppati e costruiti i seguenti sistemi diagnostici: *i)* sistema di sensori per la misura di campi magnetici ed elettrici, *ii)* due sistemi interferometrici, uno a microonde (2 mm) e l'altro con laser HCN (337 μm), *iii)* sistema per diffusione Thomson con laser a rubino impulsato (6943 angstrom, 10 J in 20 ns), *iv)* sistema per diffusione collettiva da fluttuazioni nel plasma con laser CO₂ (10.6 μm , 3 W), *v)* i diversi sistemi diagnostici per misurare lo spettro della radiazione elettromagnetica emessa dal plasma in molte gamme di frequenza e precisamente nel visibile, nell'ultravioletto da vuoto, nei raggi X molli, nei raggi X duri, alla frequenza ciclotronica elettronica e sue armoniche, *vi)* sistema per misure di flussi e spettri in energia degli atomi veloci emessi dal plasma, *vii)* sistema per misure di flussi e spettri dei neutroni (2.45 MeV e 14.1 MeV) emessi dal plasma di deuterio.

La figura mostra lo schema dell'apparecchiatura per le misure di diffusione Thomson che forniscono gli andamenti spaziali e temporali della densità e della temperatura elettronica.

L'esperienza acquisita con la costruzione e l'uso delle diagnostiche per FT ha poi permesso al LGI di progettare e costruire con successo due importanti sistemi diagnostici per il Joint European Torus, quello basato sullo spettrografo a cristallo curvo per raggi X e quello basato sull'analizzatore degli atomi veloci (si veda pag. 61).

The experiments on FT required to measure all the main parameters of the plasma such as, for example, the magnetic and electric fields, the density, the electron and ion temperatures, the species and the concentrations of the impurities and to determine in detail the space and time distributions of these quantities. For this purpose the following diagnostic systems were developed and built: i) system of sensors to measure the magnetic and electric fields, ii) microwave (2 mm) and HCN laser (337 μm) interferometer systems, iii) system for Thomson scattering using pulsed ruby laser (6943 angstrom, 10 J in 20 ns), iv) system for collective scattering from plasma fluctuations using CO₂ laser (10.6 μm , 3 W), v) the different systems to measure the spectrum of the electromagnetic radiation emitted from the plasma in many frequency ranges and specifically in the visible, in the vacuum ultraviolet, in soft X-rays, in hard X-rays, at the electron cyclotron frequency and its harmonics, vi) system for measurement of fluxes and energy spectra of the fast atoms emitted from the plasma, vii) system for measurement of fluxes and energy spectra of neutrons (2.45 MeV e 14.1 MeV) emitted from deuterium plasma.

The figure shows the lay-out of the Thomson scattering apparatus which provides the space and time distributions of electron temperature and density.

The know-how and experience acquired with the construction and use of the diagnostics on FT has then allowed LGI to design and build successfully two important diagnostic systems for the Joint European Torus, one based on the bent-crystal X-ray spectrometer and the other based on the fast atom analyser (see page 61).

Un evento importante

An important occasion



Il Presidente della Repubblica Italiana, Giovanni Leone rivolge la parola agli invitati.

President of the Italian Republic Giovanni Leone addresses the invitees.

Ricevimento al Quirinale *Reception at the Quirinale*

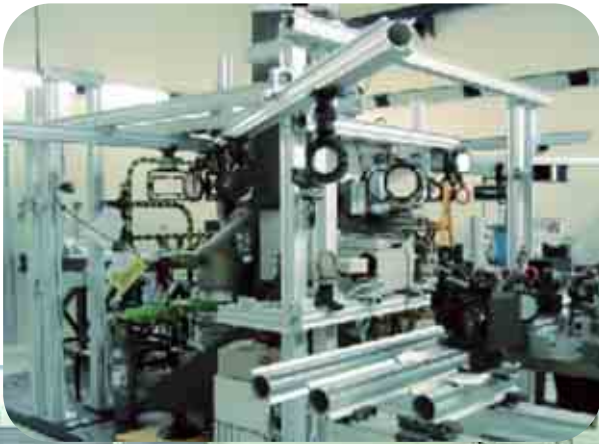


In occasione della messa in funzione del Frascati Tokamak (FT) il Presidente della Repubblica, Giovanni Leone, invitò nel 1978 il Direttore del Laboratorio Gas Ionizzati, Romano Toschi, e i suoi collaboratori al Quirinale. Furono presenti anche il Ministro per la Ricerca, Mario Pedini, il Direttore del Programma Europeo sulla Fusione, Donato Palumbo, e il Presidente del Comitato Nazionale Energia Nucleare (CNEN), Ezio Clementel.

On the occasion of the first successful operation of the Frascati Tokamak FT, the President of the Italian Republic, Giovanni Leone, invited in 1978 the Director of the Laboratorio Gas Ionizzati, Romano Toschi, and his collaborators to the Quirinale. Also present were the Minister for Scientific Research, Mario Pedini, the Director of the European Fusion Program, Donato Palumbo, and the Chairman of the Comitato Nazionale Energia Nucleare (CNEN), Ezio Clementel.

Laser ABC e fusione inerziale

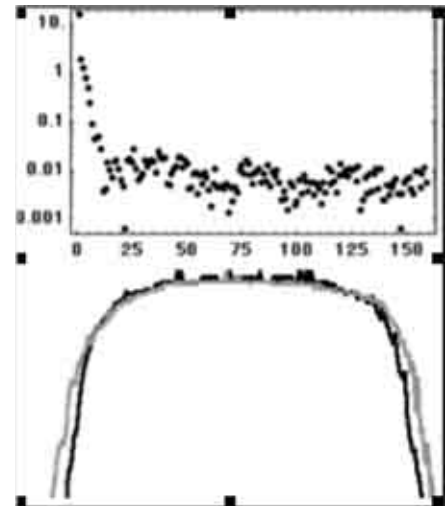
ABC laser and inertial confinement fusion



La camera del vuoto (una sfera, 10^{-7} Torr) è circondata dalle apparecchiature di alcune diagnostiche. I due raggi laser vengono inviati sul bersaglio da direzioni opposte, nel modo di collisione. Il sistema di focalizzazione finale dei due fasci è racchiuso nella camera da vuoto. - *The ABC experimental area. The vacuum chamber (a sphere, 10^{-7} Torr) is surrounded by the equipment for some of the diagnostics. The two laser beams are sent on the target from opposing directions, in the colliding mode. The final focusing system is enclosed in the vacuum chamber.* - Area sperimentale di ABC.



L'installazione ABC. L'area sperimentale può essere intravista attraverso i vetri della porta. - *The ABC laser bay. The experimental area can be glimpsed through the door.*



Misura della distribuzione di energia sul bersaglio. Profili ortogonali e modi di Fourier nel profilo. - *Measured on target energy distribution. Cross-sections and Fourier modes.*

La macchia focale del laser di ABC omogeneizzata con la tecnica ISI (Induced Space Incoherence) misurata a piena potenza del laser. - *Near field ISI (Induced Space Incoherence) smoothed ABC laser spot measured at full laser power.*



L'impianto ABC

The ABC installation

L'impianto ABC, ancora operativo, è entrato in funzione a pieno regime nel 1988. È stato progettato per studiare, in esperimenti scalati, processi idrodinamici ad alta temperatura rilevanti per la fusione a confinamento inerziale (stabilità di strati fluidi sottili accelerati dalla pressione di ablazione).

ABC utilizza un laser a due fasci con mezzo attivo vetro al fosfato drogato al Neodimio è può essere azionato alla lunghezza d'onda fondamentale (1.054 μm) e alla seconda armonica (0.527 μm). Il laser è basato su un'architettura del tipo MOPA (Master Oscillator Power Amplifier) ed è progettato per raggiungere buona qualità del fascio (buona focalizzazione) ed un buon controllo dei processi non lineari nella propagazione fascio, al fine di evitare fenomeni di filamentazione con conseguente danneggiamento del mezzo attivo.

I fasci di ABC sono focalizzati per mezzo di lenti asferiche (F/0.8). Un associato sistema di smoothing in campo vicino di tipo ISI (Induced Space Incoherence) genera nel piano focale delle lenti uno spot quadrato con uno dei più elevati livelli di riduzione delle perturbazioni a frequenze spaziali più elevate.

Di routine ABC è corredato di: 4 impulsi brevi a 0.527 μm , per diagnostiche ottiche (shadografia in campo scuro, interferometria, interferometria differenziale), imaging in raggi X soffici mediante MCP statica e impulsata (100 ps), spettroscopia della luce laser retro-diffusa, e collettori di carica.

Prestazioni e parametri del laser di ABC / *The ABC laser parameters and performances are:*

N° di fasci / <i>N° of beams</i>	2
sezione amplificatori finali / <i>last amplifiers section</i>	75 mm
energia fascio / <i>energy/beam</i>	100 J @ 1.054 μm
larghezza di banda / <i>bandwidth</i>	0.15 THz
durata impulso / <i>pulse duration</i>	≥ 1 ns
diametro fascio nel fuoco (senza ISI) / <i>focal spot size (without smoothing)</i>	40 μm
max densità di potenza nel fuoco / <i>max average power density in the foci</i>	3×10^{15} W/cm ²
area dello spot con ISI / <i>smoothed spots (square)</i>	400×400 μm^2

The ABC installation, still operative, was commissioned in the second half of the eighties. The system was designed to study, by scaled experiments, high temperature hydrodynamic processes relevant for Inertial Confinement Fusion (e.g. stability of high in-flight aspect ratio flows). The ABC installation was built after a smaller one, based on the same technology, was tested and used for preliminary experiments.

ABC is powered by a two beam, Neodymium phosphate glass laser and can be operated at the fundamental wavelength (1.054 μm) and at the second harmonic (0.527 μm) by adding type II KDP crystals.

The laser architecture is of the type MOPA (Master Oscillator Power Amplifier) and designed without any attempt to optimize the energy extraction but to achieve good beam quality (tight beam focusing) and a high operational reliability (good control of non linear processes in the beam propagation, to avoid filamentation processes with consequent damage of the gain medium).

ABC is provided by aspheric lenses focusing optics (F/0.8) and a by a near field ISI (Induced Space Incoherence) smoothing system that generates in the lenses focal plane a record smooth square spot.

ABC is routinely provided by: 4 synchronized 0.527 μm , short pulse beams for optical diagnostics (dark field shadography, interferometry, differential interferometry), static and gated (100 ps) soft X-ray imaging by MCP, scattered light spectroscopy, charge collectors. Additional, experiment-tailored diagnostics have been added when required.

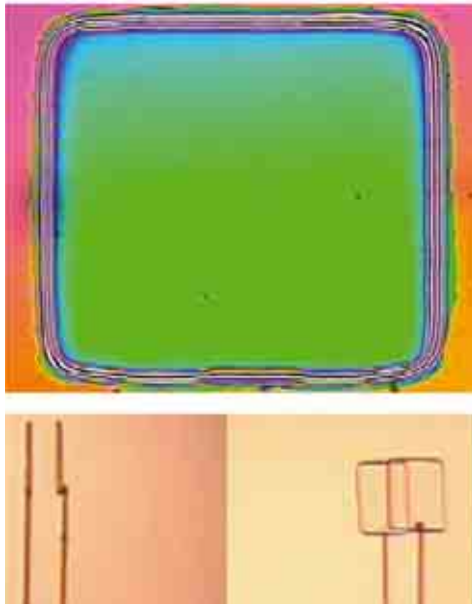


Fig. 1 Interferometria a campo piatto di un bersaglio di SiO_2 usato in esperimenti di accelerazione (spessore $3\pm 4 \mu\text{m}$, lato $700 \mu\text{m}$).

Flat field interferogram and on-stalk mounting for SiO_2 foils used in acceleration or collision experiments (thickness $3\pm 4 \mu\text{m}$, side $700 \mu\text{m}$).

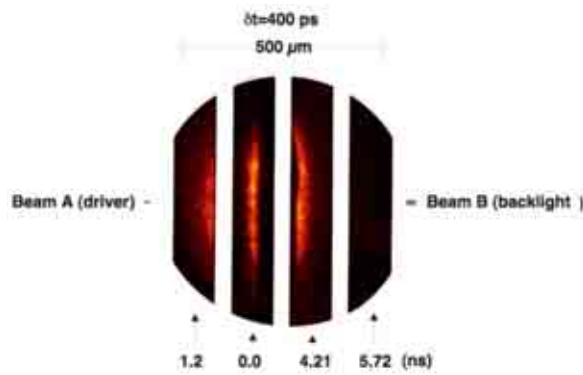


Fig. 3 Evoluzione di un foglio di SiO_2 irradiato da sinistra dal fascio di ABC trattato con ISI. Le immagini, ottenute con una sola pinhole, sono state registrate su strip attivate a tempi diversi per 400 ps su una micro channel plate. Il fascio B utilizzato a bassa potenza e ritardato rispetto ad A genera i raggi-X soffici che rendono visibile la superficie posteriore della fase densa spostata.

Evolution of a SiO_2 foil irradiated by a smoothed beam (shot #576), as recorded by a single pinhole imaging on the strips of a MCP. The strips were activated for 400 ps at the different times marked in the figure. The target is irradiated by the ABC beam A and accelerated to the right. The moving target backside was irradiated at reduced energy, by the delayed beam B, to generate the X-rays needed to diagnose the shifted target position.

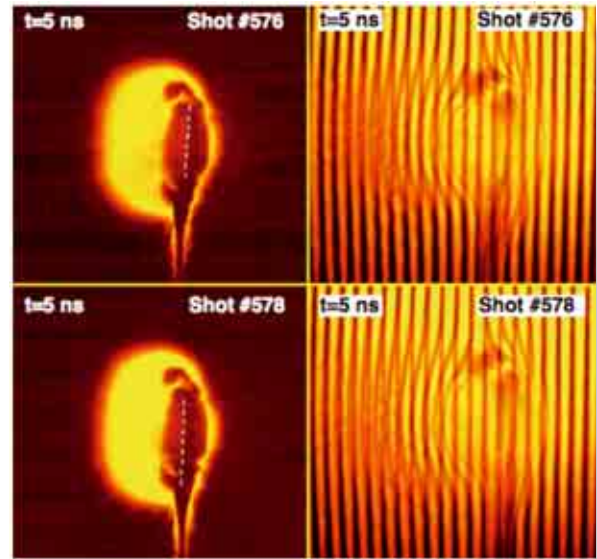


Fig. 2 Shadografie in campo scuro ed interferogrammi per fogli di SiO_2 irradiati da sinistra con un fascio trattato con la tecnica ISI. Da notare la struttura piatta (con dimensioni confrontabili allo spot del laser) nel lato posteriore della regione scura e la riproducibilità degli spari. I fogli appaiono spostati di circa 70 volte il loro spessore in volo.

Dark field shadows and interferograms for SiO_2 irradiated in ABC (from the left) by a smoothed laser beam. To be noted the smooth, flat structure of the dark region backside (sized to the laser spot). The foils appear pushed to distances about 70 times their in-flight thickness without development of detectable disruptions due to instabilities.



Fig. 4 Shadografia in campo scuro di un foglio di polistirene (rappresentato nella posizione iniziale dal curva azzurra) irradiato da un fascio di ABC trattato con la tecnica ISI. Il bersaglio aveva una massa per unità di superficie comparabile con quella dei bersagli rappresentati in Fig. 2.

Dark field of a polystyrene foam target (initially the cyan drawing) irradiated by a smoothed ABC beam. The mass per unit surface was comparable to the SiO_2 target (Fig. 2). A different scenario including micro-jets in the dark area backside and other features results.

Punti salienti dell'attività ICF nell'Associazione

Highlights of the Association ICF Activity

La ricerca sulla Fusione a Confinamento Inerziale (ICF) a Frascati è stata riavviata dopo una lunga pausa seguita all'interruzione dell'attività di Hot-Ice. Il programma è stato dimensionato per sviluppare e mantenere nell'Associazione una capacità di valutazione critica sulla ICF. Sono state affrontate problematiche tecniche rilevanti per le principali linee di approccio alla ICF (*Indirect Drive* soprattutto durante 1985-1993 e *Direct Drive*). Alcuni nuovi approcci alla ICF sono stati proposti dal 1993 (*Fast Ignition* da ioni o macro-particelle, modo di ignizione *Multi-Spark*, ignizione per Iniezione di Entropia). Sono stati utilizzati in questa ricerca installazioni laser al neodimio costruiti in Associazione, codici idrodinamici e la teoria.

Le principali linee di attività sperimentale adottate per ABC sono state le seguenti: i) lo studio della idrodinamica indotta in fogli sottili irradiati a densità di potenza relativamente bassa ($\leq 10^{13}$ W/cm²) con fasci laser, resi uniformi con la tecnica ISI in campo vicino, per simulare regimi simili a quelli generati nel *Direct Drive*; ii) lo studio della tecnica per rendere uniforme la deposizione di energia mediante diffusione termica elettronica in materiali strutturati a bassa densità (per esempio materiali porosi, 10-20 mg/cm³).

Negli esperimenti di interazione di fasci resi uniformi con la tecnica ISI, bersagli sottili di alta qualità sono stati accelerati in modo molto riproducibile su distanze circa 70 volte il loro spessore in volo senza lo sviluppo di perturbazioni dovute ad instabilità. Gli esperimenti in ABC, le simulazioni numeriche, e la ricerca teorica hanno dimostrato che la tecnica per rendere uniforme la distribuzione dell'energia mediante la diffusione termica in materiali a bassa densità è di difficile uso. Questo risultato è legato allo sviluppo di strutture idrodinamiche macroscopiche nel caso di irraggiamento con fasci non uniformi, oppure allo sviluppo di strutture microscopiche, dipendenti dalla dimensione dei pori, che si sviluppano anche nel caso di irraggiamento altamente uniforme.

When Frascati activity in Inertial Confinement Fusion (ICF) restarted, after a long break following the Hot-Ice activity discontinuation, the program was been set in the observatory mode to develop and maintain in the Association critical evaluation capabilities in ICF. The activity has been maintained in this role until the present days and relevant issues of the main lines of approach to ICF have been addressed (Indirect Drive mainly during 1985-1993 and Direct Drive). Some new approaches to ICF have been proposed since 1993 (Fast Ignition by ions or macro-particles, Multi-Spark Ignition, Injected Entropy ignition). The tools used in this research have been homemade Neodymium laser installations (a few ns pulse duration, hundreds Joules class, 1 or 2 beams), hydrodynamic codes (1-D and 2-D, 3 temperatures with real matter equation of state and real opacity) and theory.

The main lines of experimental activity adopted for ABC have been the following: i) The study of the hydrodynamics induced in thin foils by near-field ISI smoothed beams at relatively low power densities ($\leq 10^{13}$ W/cm²), to simulate regimes similar to those generated in the Direct Drive. In this approach, during a highly time-shaped irradiation, a low-power foot forerunning the main laser pulse accelerates high In-Flight-Aspect-Ratio targets (IFAR=radius/in-flight-thickness $\gg 1$); ii) The study of the smoothing approach based on thermal diffusion by low-density (10-20 mg/cm³) structured materials (foams). In this activity the interaction of non-smoothed, sharp-focused beam on porous targets was first studied. Structured targets have been also irradiated by smoothed beams to discriminate the effects of the structured nature of the target from those due to the beam non-uniformities.

In the interaction of smoothed beam with high-density, thin, high quality targets have been accelerated, in very reproducible shots, to distances about 70 times their in-flight thickness without development of detectable disruptions due to instabilities. This may suggest the feasibility of use of quite large IFAR in ICF, proviso the targets and the laser beam are equipped with qualities comparable to those used in the ABC experiments. Experiments in ABC, simulations and theory have shown the approach to smoothing by thermal diffusion in low-density structured materials as quite difficult to pursue. This is due to the onset macroscopic hydrodynamic structures that arise for non-uniform irradiation, or pore-dependent microscopic structures generated in the case of smooth irradiation.

Istituto Gas Ionizzati-CNR (Padova)



Gli edifici di RFX, all'interno dell'area di ricerca del CNR a Padova.

The RFX buildings inside the CNR research area in Padua.

Le ricerche sulla fusione a Padova

Research on fusion in Padua

Le ricerche sulla fusione iniziano a Padova nel 1958-59 e proseguono nei primi anni '70 presso il Centro di Studio sui Gas Ionizzati, struttura di ricerca del Consiglio Nazionale delle Ricerche (CNR) e dell'Università di Padova. Gli studiosi ricercano una configurazione magnetica "spontanea", che poi sarà chiamata "Reversed Field Pinch" (RFP), osservata casualmente in esperimenti condotti nella macchina ZETA a Culham. Viene così realizzato l'esperimento ETA-BETA I e successivamente ETA-BETA II che riesce a riprodurre nel 1979 i risultati ottenuti su ZETA. Questo risultato dà nuovo impulso alla ricerca sugli RFP e porta, in Europa, alla decisione di realizzare RFX (si veda pag. 88). La costruzione dell'impianto avviene negli anni dal 1984 al 1991 presso l'Area della Ricerca di Padova (figura a fronte) da parte del CNR, che opera in quegli anni la trasformazione del Centro in Istituto Gas Ionizzati, dell'Università di Padova, del Culham Laboratory dell'UKAEA e dell'ENEA; la realizzazione comporta spese complessive di investimento per circa 100 miliardi di lire, in ottimo accordo con le previsioni iniziali.

La fase degli esperimenti sull'impianto RFX comincia nel 1992. Nel 1996 nasce il Consorzio RFX, costituito dagli enti che fino ad allora avevano collaborato alla realizzazione e gestione di RFX (CNR, ENEA, Università di Padova), oltre ad una componente societaria privata che non ha però rilevanza gestionale. Nel 2005 la compagine societaria viene allargata all'Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN).

Negli anni dal 2000 al 2004 l'impianto RFX è stato parzialmente ricostruito, per rimediare ad un incendio, e migliorato. Nel dicembre 2004 è ripresa l'attività sperimentale che ha prodotto nuovi e promettenti risultati in parte riportati nella prestigiosa rivista *Nature Physics*. Dal 2004 il Consorzio è inoltre impegnato nella realizzazione, in collaborazione con altri laboratori europei e giapponesi, del sistema di riscaldamento addizionale del plasma di ITER mediante fasci accelerati di particelle neutre (si veda pag. 125).

Research on fusion begun in Padua in 1958-59 and, in the beginning of the seventies, were to continue at the Study Centre on Ionized Gases, a research centre belonging jointly to the National Research Council (CNR) and the University of Padua. Scientists there investigated a "spontaneous" magnetic configuration, which was later called "Reversed Field Pinch" (RFP), observed by chance a few years before in some of the experiments on ZETA at Culham. The ETA BETA I experiment was implemented in order to reproduce this phenomenon; later, in 1979, ETA BETA II reproduced successfully the configuration seen in ZETA.

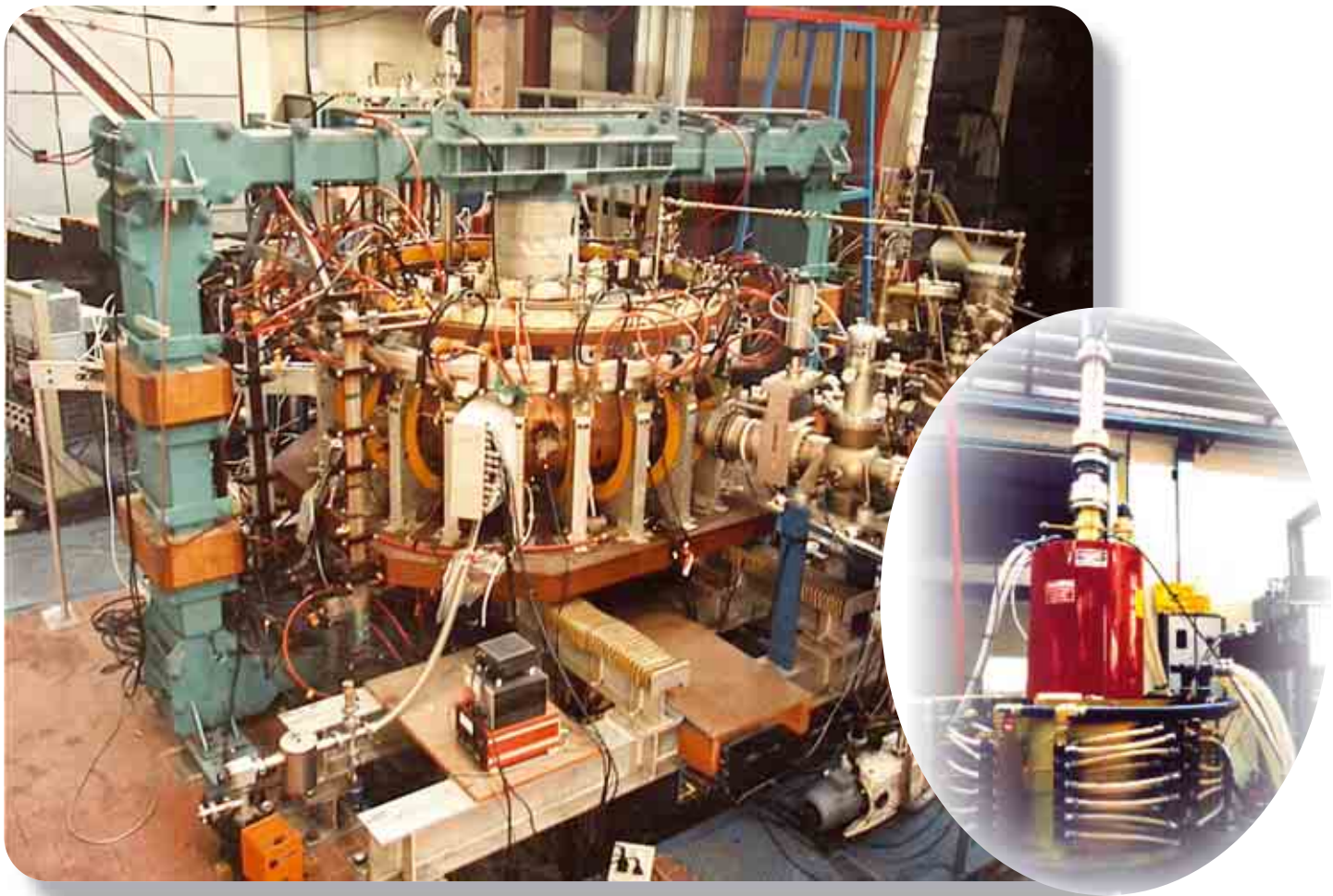
These encouraging results prompted further research on the RFP configuration and led to the European decision to build RFX (see page 88). The RFX plant construction took place from 1984 to 1991 at the CNR Research Area of Padua (see figure). The research group comprised staff made available by CNR which, at that time, transformed the Centre into the Institute of Ionized Gas, a collaboration of the University of Padua, UKAEA Laboratory of Culham and ENEA; this involved a total investment equal to about 100 billion lire as was estimated in the planning stage.

Experimental activities on RFX started in 1992. In 1996 the Consorzio RFX was set up by the collaborators to the RFX construction and operation (CNR, ENEA, University of Padua) in conjunction with a local company, not involved in the management. In 2005 Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN) joined Consorzio RFX.

*From 2000 to 2004 the RFX machine was partially rebuilt and upgraded to recover from fire damage. In December 2004 experimental activities resumed and new and significant promising results were obtained, partially reported in prestigious journal *Nature Physics*. Since 2004 the Consorzio has been involved in the realisation of one of the additional heating systems for ITER plasmas (the Neutral Beam Injector, see page 125) in collaboration with other European and Japanese laboratories.*

Istituto di Fisica del Plasma “P. Caldirola” - CNR

*The Institute of Plasma
Physics “P. Caldirola” - CNR*



Il tokamak THOR presso IFP-CNR (Milano) (sinistra). Il gyrotron per esperimenti ECRH in THOR (destra)
The tokamak THOR at IFP-CNR (Milano) (left). The gyrotron for ECRH experiments in THOR (right).

Gli inizi

The beginning

Il Laboratorio di Fisica del Plasma del Consiglio Nazionale delle Ricerche (CNR) divenne parte dell'Associazione Euratom-CNR nel 1976. Nella sede di Milano venne installato il tokamak THOR (1978-1989) dedicato allo studio a) delle scariche tokamak nel regime cosiddetto di *slide-away* e b) della fisica del riscaldamento del plasma mediante iniezione di radiazione elettromagnetica alla frequenza di rivoluzione degli elettroni nel campo magnetico di confinamento (Electron Cyclotron Resonant Heating, ECRH). Il regime *slide-away* era stato appena scoperto in esperimenti condotti al Massachusetts Institute of Technology (MIT) e l'elevata uniformità toroidale del campo magnetico del THOR avrebbe permesso un buon confinamento degli elettroni veloci e quindi lo studio della loro dinamica. I principali parametri costruttivi di THOR erano: $a = 19.5$ cm, $R = 52$ cm, $B < 1.2$ T, $\tau_{\text{disch}} < 30$ ms. I parametri tipici del plasma: $n_e < 1.5 \times 10^{13}$ cm⁻³, $T_e < 350$ eV, $I_{\text{max}} = 55$ kA, $\tau_E = 0.5$ ms. Il sistema ECRH installato nel 1981 in THOR utilizzava una delle prime sorgenti gyrotron di microonde operanti in Europa, in grado di generare impulsi fino a 200 kW di potenza alla frequenza di 28 GHz e durata di 10 ms. L'esperienza acquisita nella sperimentazione sul THOR permise al personale dell'IFP di progettare e costruire l'impianto ECRH a 140 GHz che venne installato in seguito sul tokamak FTU dell'ENEA. Iniziò allora una fruttuosa collaborazione tra IFP ed ENEA che sarebbe stata destinata a rinforzarsi negli anni successivi.

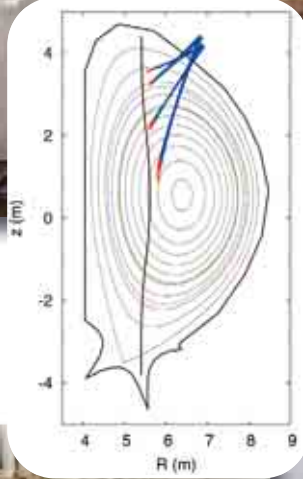
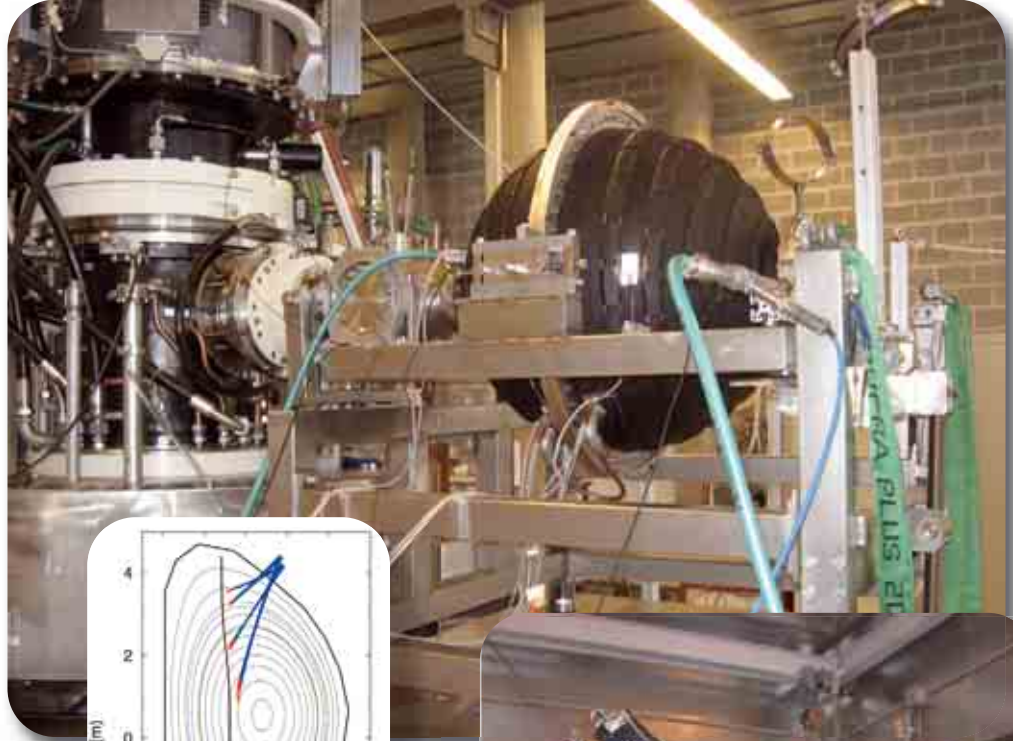
Nel 1979 il Laboratorio cambiò nome in Istituto di Fisica del Plasma (IFP) e nel 1983 aderì al Contratto di Associazione Euratom-ENEA. Sin dalla creazione del Laboratorio si è sviluppato un gruppo teorico specializzato nella Fisica fondamentale del plasma e della fusione. Tra i numerosi contributi, ricordiamo le analisi di instabilità di plasma prodotte da popolazioni di elettroni veloci e la formulazione delle prime teorie complete del riscaldamento, della generazione di corrente e dell'uso diagnostico delle onde di ciclotrone elettroniche in plasmi da fusione.

The Laboratorio di Fisica del Plasma of the Italian National Research Council (CNR) was first associated to Euratom in 1976. The tokamak THOR was then built in the laboratory in Milan (1978-1989) devoted to the study of, a) tokamak discharges in the slide-away regime and b) the physics of auxiliary plasma heating by means of electromagnetic radiation at the frequency of the revolution of plasma electrons in the confining magnetic field (Electron Cyclotron Resonant Heating, or ECRH). The slide-away regime had been recently discovered in tokamak experiments at Massachusetts Institute of Technology (MIT), and the very low ripple of the THOR magnetic field looked particularly favourable for confining fast electrons to study their dynamics. The main constructive parameters of THOR were: $a = 19.5$ cm, $R = 52$ cm, $B < 1.2$ T, $\tau_{\text{disch}} < 30$ ms. Typical plasma parameters were: $n_e < 1.5 \times 10^{13}$ cm⁻³, $T_e < 350$ eV, $I_{\text{max}} = 55$ kA, $\tau_E = 0.5$ ms. The ECRH system installed in 1981 in THOR made use of one of the first gyrotron microwave sources available in European laboratories, that generated up to 200 kW at a frequency of 28 GHz and pulse length of 10 ms. The experience gained on the THOR tokamak allowed IFP to design, complete, and scientifically and technically operate the 140 GHz ECRH system eventually installed in the FTU tokamak at ENEA. A fruitful collaboration between IFP and ENEA-Frascati then began, which was bound to strengthen in time.

In 1979 the Laboratory changed its name to Istituto di Fisica del Plasma (IFP) and in 1983 IFP joined the Euratom-ENEA Contract of Association. Since the creation of the Laboratory an excellent theoretical group in fundamental plasma physics has been active there. Among their several lines of research are the extensive study of plasma instabilities driven by fast electrons, the theoretical basis of the radio frequency heating and current drive, and the pioneering exploration of diagnostic potentials of EC waves.

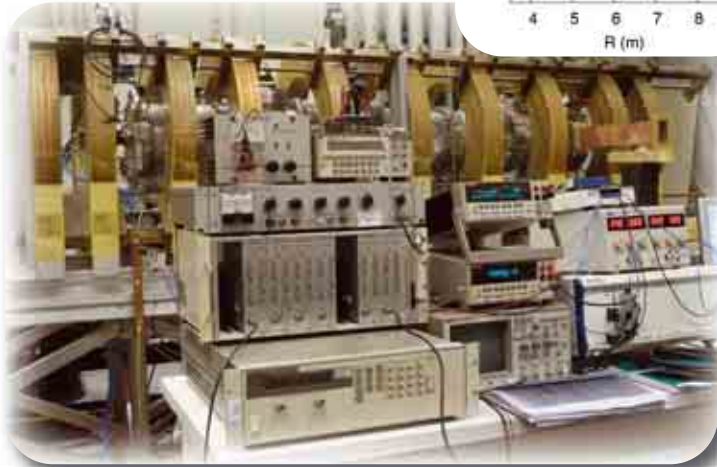
Carico bolometrico sviluppato da IFP, per 1 MW di potenza a 140 GHz installato sul tokamak Asdex-UG di Garching.

Bolometric load developed by IFP, for 1 MW power at 140 GHz and installed Asdex-UG on tokamak in Garching.



Traiettorie di fasci di onde EC in ITER.

EC beam tracing in ITER.



La macchina lineare a plasma GyM.

The linear plasma device GyM.



La macchina a cuspidi Omega.

The magnetic cusp device Omega.

Le attuali attività dell'IFP

IFP present activities

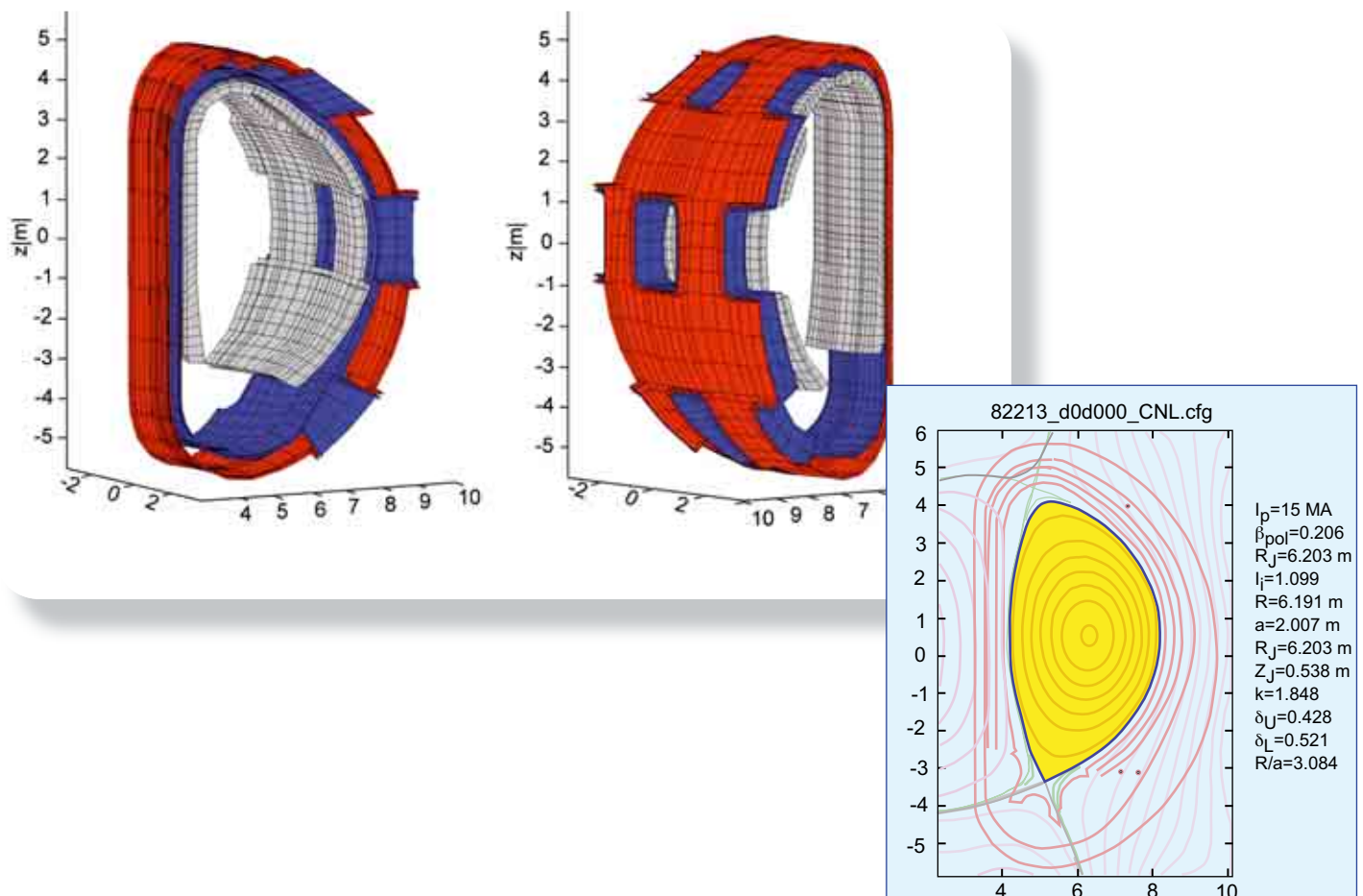
Le attività di ricerca dell'IFP spaziano dalla teoria dei plasmi magnetizzati, alla sperimentazione in FTU e in altre macchine a plasma, allo sviluppo di tecnologie per la fusione. In campo teorico l'IFP vanta, tra le molteplici competenze, una lunga e riconosciuta esperienza nella modellizzazione della propagazione di onde EC in plasmi tokamak. In una delle figure a fronte sono mostrati i risultati di una simulazione numerica tridimensionale delle traiettorie di fasci di onde millimetriche nel plasma di ITER: i tratti in rosso indicano le regioni spaziali ove la potenza è assorbita. Nel corso di diversi lustri l'IFP ha acquisito grande competenza nella sperimentazione nel campo dell'ECRH su FTU (si veda pag. 81) e altri tokamak europei, ottenendo importanti risultati originali. Questa esperienza ha portato inoltre a sviluppare a partire dal 1993 un'intera famiglia di carichi adattati con misura calorimetrica della radiazione assorbita, alcuni dei quali sono oggi in uso in altri esperimenti europei. Tali carichi prototipi, specifici per una data potenza, frequenza e durata d'impulso, costituiscono strumentazione ancillare fondamentale di un impianto ECRH. L'IFP si è inoltre dotato di macchine a plasma per lo studio di processi di fisica del plasma di base. La macchina lineare "GyM" è destinata alla produzione e al confinamento magnetico di plasmi a bassa densità su cui effettuare studi di turbolenza e di instabilità. La camera da vuoto cilindrica è lunga 2100 mm con un diametro di 250 mm. Il campo magnetico generato da 10 bobine co-assiali può arrivare fino a 0.13 T. Il plasma è prodotto da un filamento incandescente di tungsteno o da onde a radiofrequenza a 2.45 GHz. La macchina a cuspid magnetica "Omega" è dedicata allo sviluppo di metodi diagnostici di polveri sub-micrometriche in plasmi. Infine l'IFP possiede diversi reattori a radiofrequenza (13.56 MHz) per il trattamento al plasma di superfici materiali, sviluppati per applicazioni fusionistiche tra cui la deposizione di strati sottili.

Research activities of IFP span a wide range of subjects, from fusion plasma theory to the experimental work on FTU and other plasma devices, and to the development of technologies for fusion applications. In the field of theory, along with their many competences IFP has a long-standing experience, recognized on an international level, in modelling of EC wave propagation in tokamak plasmas. One of the figures on the front page shows the results of 3-dimensional numerical simulations of the trajectories of mm-wave beams injected into the ITER plasma: the red segments show the spatial regions where the power is absorbed. Since its foundation, IFP has gained much experience in experimental work in the field of ECRH in FTU (see page 81) and other European tokamaks, producing important original results. Such experience has led, since 1993, to development of a whole family of innovative loads adapted with calorimetric measurement of the absorbed power, some of which are now operating in other European experiments. Such prototypal loads, operating at specific power, frequency and pulse length values, are a fundamental ancillary instrument of a ECRH system in a tokamak.

IFP has also set up a number of plasma devices for the investigation of fundamental plasma processes. The linear device "GyM" is devoted to the production and magnetic confinement of low-density plasma, aimed at studying turbulence and instabilities. The cylindrical vacuum chamber is 2100 mm long and has a diameter of 250 mm. A magnetic field of up to 0.13 T is generated by 10 co-axial coils. The plasma is created either by a hot tungsten mesh or by radio frequency waves at 2.45 GHz. The magnetic cusp device "Omega" is used to develop new diagnostic techniques of submicron charged dust particles in plasmas. Finally, IFP has developed several radio frequency reactors for plasma processing of material surfaces for fusion applications, thin layer deposition for example.

Il Consorzio CREATE

The CREATE Consortium



Configurazione di equilibrio del plasma di ITER in presenza di strutture metalliche massive (camera da vuoto e mantello).

Plasma equilibria in ITER in presence of massive metallic structures (vacuum vessel and blanket).

L Il Consorzio di Ricerca per l'Energia e le Applicazioni Tecnologiche dell'Elettromagnetismo (CREATE), formato da soci universitari (Università di Cassino, Napoli Federico II, Università di Reggio Calabria, Seconda Università di Napoli) ed industriali (Ansaldo Energia) collabora stabilmente con l'ENEA dal 1996, fornendo contributi teorici, progettuali e sperimentali alle attività promosse dall'Associazione Euratom-ENEA, in particolare ai progetti JET e ITER.

I contributi si innestano sulla tematica di comune interesse dell'elettromagnetismo in bassa frequenza, che svolge un ruolo centrale per il funzionamento di un tokamak. Infatti, il comportamento macroscopico del plasma dipende dai campi magnetici statici e variabili, i quali influenzano anche le complesse strutture metalliche che lo circondano. Grazie all'accoppiamento delle equazioni di Maxwell in bassa frequenza con l'equazione di Grad-Shafranov per l'equilibrio del plasma è possibile costruire complessi modelli numerici che simulano con grande precisione la realtà sperimentale, e che possono essere utilizzati a scopi sia progettuali sia di controllo in tempo reale. Per quanto riguarda quest'ultimo, l'integrazione nei modelli numerici delle misure magnetiche e delle leggi di controllo in controreazione, consente la programmazione ed il controllo in tempo reale della posizione e forma del plasma durante la scarica.

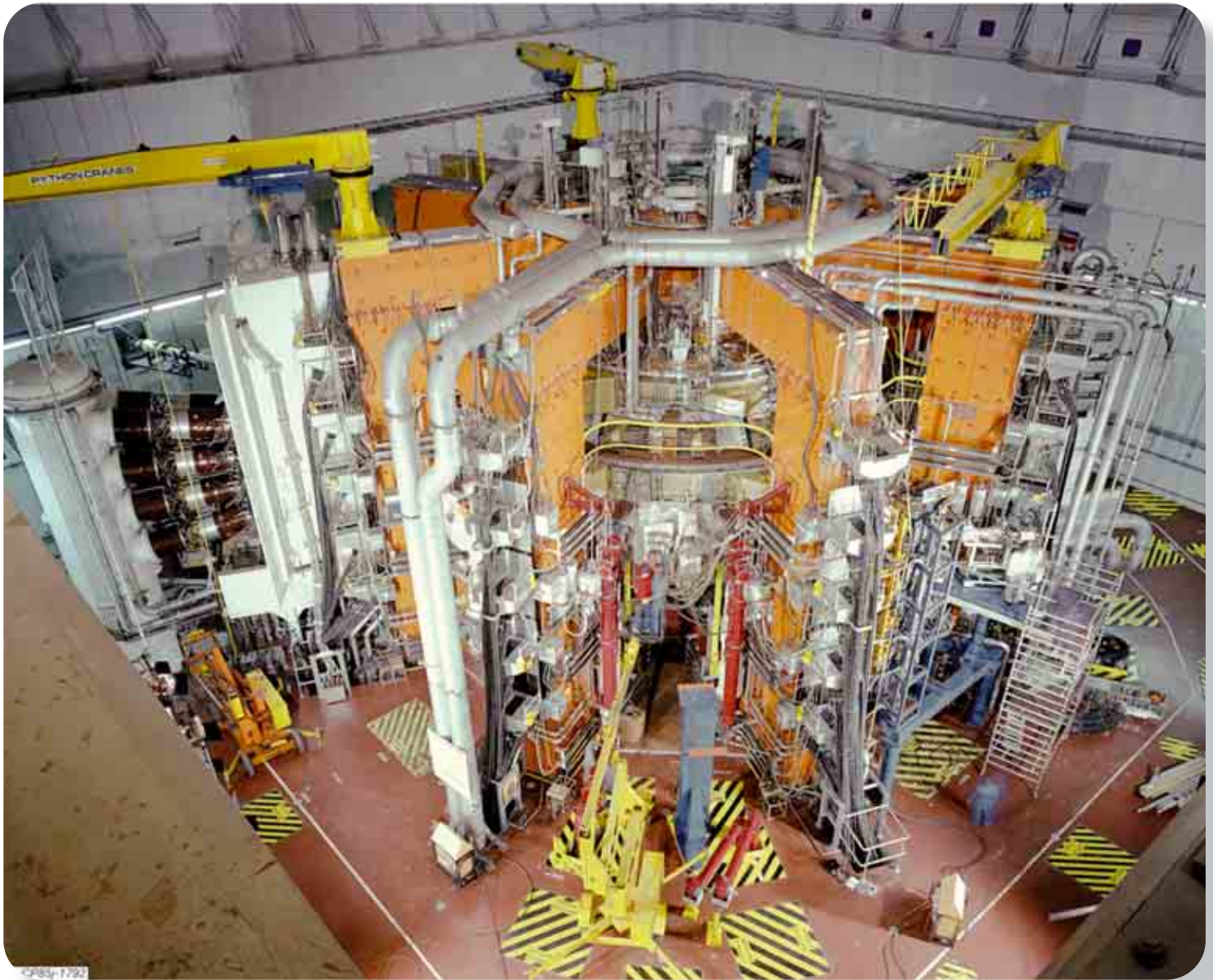
La modellistica elettromagnetica svolge un ruolo importante anche per l'analisi dei magneti superconduttori, sensibili agli effetti associati ai campi magnetici rapidamente variabili dovuti al plasma ed agli avvolgimenti attivi in presenza di strutture metalliche massicce ed alle relative perdite per effetto Joule, determinate dalle correnti indotte nelle strutture metalliche a temperatura criogenica.

The Consortium for the Research on Energy and on Technological Applications of Electromagnetism (CREATE), formed of Italian universities (University of Cassino, Napoli Federico II, University of Reggio Calabria, Second University of Naples) and industrial partners (Ansaldo Energy) has been collaborating with ENEA since 1996, contributing to the theoretical, design and experimental activities promoted by the Association Euratom-ENEA, in particular to the JET and ITER projects.

The common theme in these contributions is the application of low frequency electromagnetism to the physics and engineering of modern tokamaks. In fact, the macroscopic behaviour of the plasma depends on static and time-varying magnetic fields, which also affect the complex 3-D metallic structures surrounding the plasma. Thanks to the coupling of Maxwell equations at low frequency with the Grad-Shafranov equation for the plasma equilibrium it is possible to develop sophisticated numerical models, capable of simulating with good precision the experimental reality, and that can be applied both for design and for real-time control purposes. In the latter case, the integration of the magnetic measurements and of the feedback control laws in the numerical models enables programming and real-time control of the plasma position and shape during the discharge.

The electromagnetic modelling plays also an important role for superconducting magnets, whose performance is very sensitive to the effects associated with rapidly varying magnetic fields, caused by the plasma and by active coils coupling with the nearby metallic structure, and to the related losses due to Joule effect, caused by the induced currents in the metallic structures at cryogenic temperature.

Joint European Torus (JET)



Joint European Torus (JET).

Durante gli anni '70 in Europa, nell'ambito di una collaborazione comunitaria, veniva sviluppato il progetto di una macchina "europea". Nel 1977 veniva scelto il sito per la nuova costruzione: Culham, presso Oxford, prevaleva in particolare del Centro Comune di Ricerca, Ispra e di Garching presso Monaco. Nel 1978 veniva costituito il JET (Joint European Torus) Joint Undertaking, ente dotato di personalità giuridica, il che gli permetteva di dotarsi di agili strutture tecniche e di propri regolamenti amministrativi che ne rendevano efficace e affidabile il funzionamento. Il lavoro di costruzione, iniziato nel 1978 terminava nel 1983, un tempo veramente ridotto per un'impresa di quelle dimensioni.

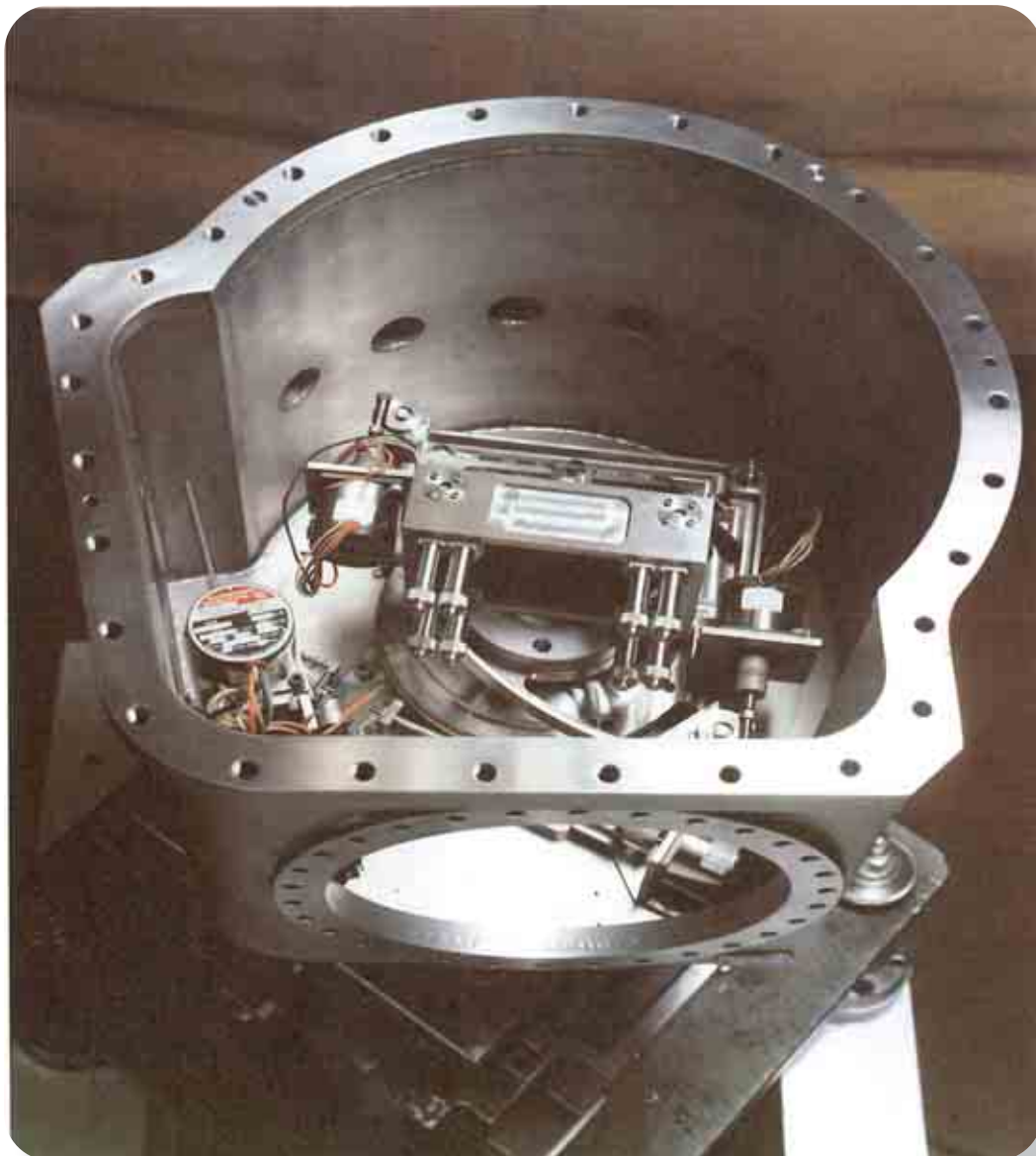
Il JET, diversamente da FT ed FTU che avevano obiettivi essenzialmente scientifici, si collocava decisamente sulla strada verso il reattore a fusione. Le dimensioni ed il costo conseguente, i valori di campo magnetico adottati, le intense potenze di riscaldamento ausiliario del plasma e l'uso previsto di miscele deuterio-trizio per entrare nel vivo delle problematiche legate al riscaldamento del plasma da parte delle particelle alfa, ne facevano un antesignano delle macchine a venire nel cammino verso il reattore: ITER e poi DEMO.

L'Associazione italiana, fortemente impegnata in quegli stessi anni nella costruzione di FTU e di RFX, partecipò comunque in modo più che onorevole allo sforzo comune europeo. Alcuni dei suoi uomini giocarono un ruolo di primo piano nella gestione delle strutture direttive del Joint Undertaking. Anche sul piano tecnico vi furono apporti significativi basati sul lavoro che veniva condotto in patria e sulle esperienze acquisite; alcuni ingegneri e fisici esperti si trasferirono in Inghilterra e un notevole numero di fisici ed in particolare di giovani ingegneri appena laureati venne reclutato nelle università italiane e formò, nel tempo, una preziosa riserva di competenze per il JET stesso e per gli sviluppi futuri del programma fusione. Un aspetto importante del coinvolgimento italiano alla costruzione del JET riguarda la partecipazione delle industrie nazionali, stimolata e sostenuta dagli enti, in particolare dall'ENEA, basti citare la fornitura della camera da vuoto del JET. I settori di fornitura prevalenti furono la meccanica e l'elettromeccanica, tradizionali campi di eccellenza dell'industria nazionale.

In Europe, during the 70s, in the framework of community collaboration, the project of a "European" device was developed. In 1977 the site for the new construction was chosen: Culham, near Oxford, prevailed against the Joint Research Centre, Ispra and Garching (München). The JET (Joint European Torus) Joint Undertaking was established in 1978, a legal entity which was allowed to adopt flexible technical instruments and administrative regulations that made its functioning reliable and effective. The construction work began in 1978 and ended in 1983, a very short time for such an undertaking.

JET, in contrast to FT and FTU, that had essentially scientific objectives, was conceived to step firmly on the road toward realizing a fusion reactor. The consequent size and cost, the values of the magnetic field adopted, the intense auxiliary plasma heating power and the use of deuterium-tritium mixture, to enter the heart of the issues related to plasma heating by alpha particles, made it a forerunner of the machines to follow on the road to the reactor: ITER and DEMO.

The Italian Association, being heavily committed during those years to the construction of FTU and RFX, however participated more than respectably in the joint European effort. Some of its personnel played a prominent role in the management structures of the Joint Undertaking. On the technical level there were also significant contributions made on work that was conducted at home and on the gained experience; some expert engineers and physicists moved to England and a significant number of physicists and engineers, in particular young graduates, were recruited from Italian universities and over time formed a valuable reserve of highly qualified personnel for JET itself and for future projects of the fusion program. An important aspect of the Italian participation in the construction of JET is related to the participation of the domestic industries, stimulated and supported by the institutions involved, in particular by ENEA, which provided the vacuum chamber of JET, for example. The most important procurement sectors were in mechanics and electromechanics, traditional fields of excellence of the domestic industry.



Spettrometro X ad alta risoluzione per la misura della temperatura ionica del plasma.

High resolution crystal X-ray spectrometer to measure the plasma ion temperature.

Il contributo dell'ENEA

ENEA contribution

Il contributo italiano allo sfruttamento scientifico del JET è stato tra i più rilevanti in Europa.

Ricercatori dell'ENEA hanno fatto parte del team europeo a Culham, occupando anche posizioni di elevata responsabilità. Molti hanno contribuito, anche nel ruolo di coordinatori, allo sviluppo di tutte le più importanti aree tematiche, dalla realizzazione di sistemi diagnostici, allo studio della stabilità MHD del plasma, del confinamento, dell'iniezione di pellet, del riscaldamento addizionale e dei regimi di plasma avanzati. Rilevanti contributi si sono avuti anche in ambito teorico e modellistico, nello sviluppo dei sistemi di controllo nonché in diverse attività tecnologiche. Significativo il contributo nella simulazione del trasporto di particelle e di energia, e della diffusione della corrente, con lo sviluppo di codici originali ancora oggi tra i più usati (per es. il codice JETTO). In campo diagnostico, ENEA ha realizzato lo spettrometro a raggi X a cristallo curvo ad alta risoluzione per la misura della temperatura ionica e della rotazione del plasma in direzione toroidale. Inoltre, ha realizzato il sistema di analizzatori di particelle neutre che fornisce la funzione di distribuzione degli ioni e la densità degli atomi neutri, e, più recentemente, il nuovo spettrometro per l'emissione di ciclotrone degli elettroni (ECE) a trasformata di Fourier con riflettore rotante di originale produzione italiana (ruota di Ascoli). Un significativo contributo è stato dato nel campo della neutronica: il primo modello (MCNP) del JET per calcoli di trasporto neutronico fu realizzato da ricercatori ENEA, e fu utilizzato per la calibrazione dei rivelatori di neutroni, e applicato a misure di attivazione indotta da neutroni e allo studi del *burn-up* dei tritoni emessi nelle reazioni di fusione in plasmi di deuterio. Più recentemente è stato realizzato il sistema di acquisizione veloce per la discriminazione neutroni/gamma nel multicollimatore di neutroni, e sono stati installati in JET e provati con successo, per la prima volta in un tokamak, rivelatori a diamante per misure di neutroni e raggi UV.

The Italian contribution to the scientific exploits of JET has been one of the most important among the European partners.

ENEA scientists have been part of the JET team, also in high level positions. Many have contributed as task leaders, to the development of all areas of activity, i.e. in the realization of diagnostic systems, in the study of MHD plasma stability, of confinement, of additional heating, of pellet injection and of advanced scenarios. Important contributions have been provided in theoretical analyses and modelling, in the development of plasma controls, and in fusion technology activities. Particularly significant was the contribution to simulation of particle and energy transport, and of current diffusion, with the development of original codes still among the most used (f.i. the JETTO code) in plasma physics. As for diagnostics, ENEA has realized the high resolution X-ray bent crystal spectrometer for measuring plasma ion temperature and toroidal rotation velocity. It has also realized the Neutral Particle Analyser System to provide the ion distribution function and the neutral density, and, more recently the new electron cyclotron emission (ECE) Fourier transform spectrometer with rotating reflector based on an original Italian concept (Ascoli wheel). The first neutronics (MCNP) model of JET was developed by ENEA scientists and was used for the neutron activation system calibration and for studies on triton burn-up in deuterium plasmas. A fast data acquisition system for neutron/gamma discrimination has also been set up for the neutron camera. Recently diamond detectors have been installed and tested in JET, for the first time in a tokamak, for neutron and UV light measurements.

I sensori di correnti halo (indotte nelle strutture della macchina), sviluppati dal Consorzio RFX per il JET.

The halo current sensors system developed by Consorzio RFX for JET.



I sensori di correnti halo durante l'installazione all'interno della camera da vuoto del JET mediante l'apparato di movimentazione remota.

The halo current sensors being installed inside JET by means of the remote handling system.

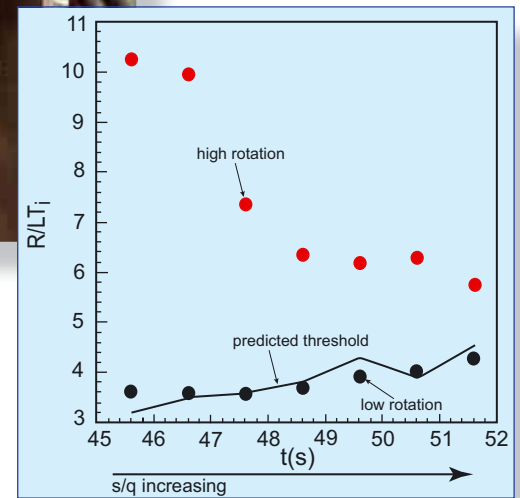
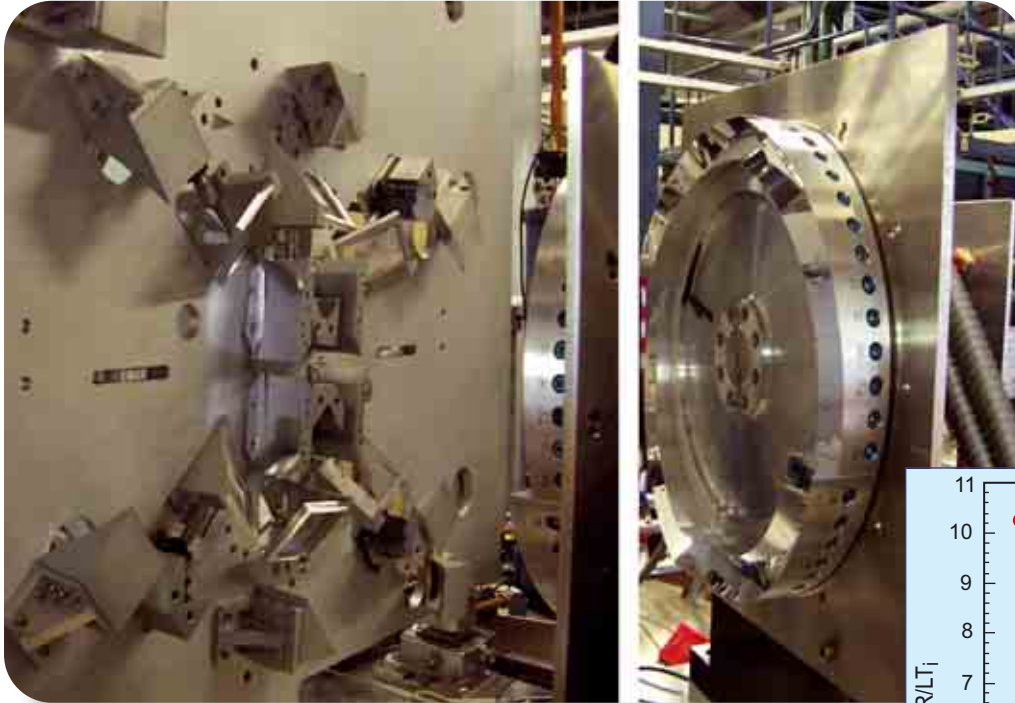
Il contributo del Consorzio RFX

The contribution of RFX Consortium

Nonostante al Consorzio RFX si compiano ricerche su un esperimento con caratteristiche di topologia magnetica diverse da quelle di un tokamak, il suo contributo al progetto JET è stato consistente da quando la riorganizzazione di quest'ultimo ha attribuito alle Associazioni Euratom sulla fusione il compito diretto della conduzione degli esperimenti. Partecipazione questa che testimonia la piena integrazione organizzativa e scientifico-tecnologica del Consorzio nel contesto delle ricerche europee e internazionali. Il Consorzio RFX ha contribuito al programma JET con personale impegnato a vari livelli di leadership nella struttura organizzativa, con la proposta e conduzione di esperimenti, con la partecipazione nell'implementazione e operazione di numerosi apparati diagnostici e di svariati strumenti di analisi dati. Ricercatori del Consorzio sono stati, per esempio, principali responsabili dello sviluppo del sistema di misura della diagnostica LIDAR di bordo per la determinazione di profili di temperatura e densità; hanno inoltre effettuato le prime misure in JET di velocità poloidale nel centro del plasma, condotto studi sull'impatto dei sistemi di riscaldamento sui profili di impurezze, e sviluppato sistemi di predizione in tempo reale di eventi distruttivi basati su reti neurali. Il Consorzio ha contribuito all'implementazione di codici di simulazione ed analisi di fenomeni come l'ablazione di pellet di deuterio solido e svariati fenomeni magnetoidrodinamici. In campo più propriamente tecnologico, il Consorzio ha compiuto analisi termiche e magnetiche di importanti componenti come le bobine per il controllo dei campi errore (EFCC) e della nuova antenna per il riscaldamento del plasma mediante onde radio ed ha contribuito alla stesura delle specifiche per nuovi amplificatori del sistema per il controllo di instabilità verticali. Personale del Consorzio è stato anche responsabile per il progetto dei sensori di correnti parassite nelle strutture interne della macchina nonché per l'infrastruttura dedicata alla partecipazione remota agli esperimenti.

Despite the fact that Consorzio RFX is conducting experiments on a device with topological features different from a tokamak, its contribution to the JET project has been substantial since JET was reorganized and the conduction of the experiments was attributed directly to the fusion Associations. This was possible because the program of Consorzio RFX is well integrated into the context of European and international research. Personnel from Consorzio RFX have shared responsibilities in the JET organizational structure, proposed and carried out experiments, implemented diagnostic systems and data analysis tools. In particular, Consorzio RFX has been a leader for the procurement of the detection system of the edge LIDAR, to measure plasma temperature and density profile, has performed the first measures of the poloidal velocity in the plasma core, has studied the effect of heating systems on impurity density profiles, has developed prediction tools based on neural networks to prevent plasma disruptions. Consorzio RFX has also implemented modeling tools for the study of the ablation of solid deuterium pellets and of various magneto-hydrodynamic phenomena. On the cutting edge of technology, personnel from Consorzio RFX have carried out thermal and electromagnetic analysis of important machine components such as the Error Field Correction Coils (EFCC) and of the new antenna to heat the plasma and has participated in defining the specifications of the amplifiers for the new vertical stabilization system. Consorzio RFX has been the leader for procurement of the halo current magnetic sensors as well as for the remote experiment participation infrastructure.

Particolari del sistema ottico della diagnostica ECE. Sulla destra il tamburo di specchi rotanti.
 Details of the optical system of the ECE diagnostic. On the right the rotating mirror system.



Evoluzione temporale dei gradienti di temperatura ionica per bassa e alta rotazione toroidale del plasma.

Time evolution of ion temperature gradient values for low and high toroidal plasma rotation.



Lo spettrometro TOFOR per neutroni da 2.5 MeV.

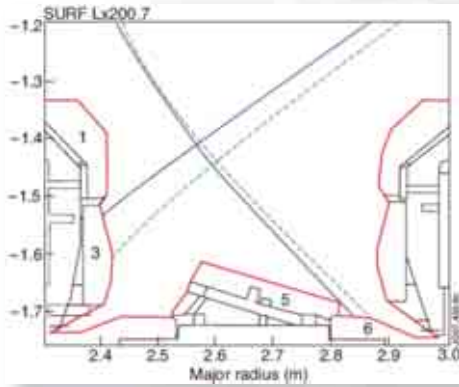
The TOFOR 2.5 MeV neutron spectrometer.

Il contributo dell'Istituto Fisica del Plasma (IFP)

The contribution of Istituto di Fisica del Plasma (IFP)

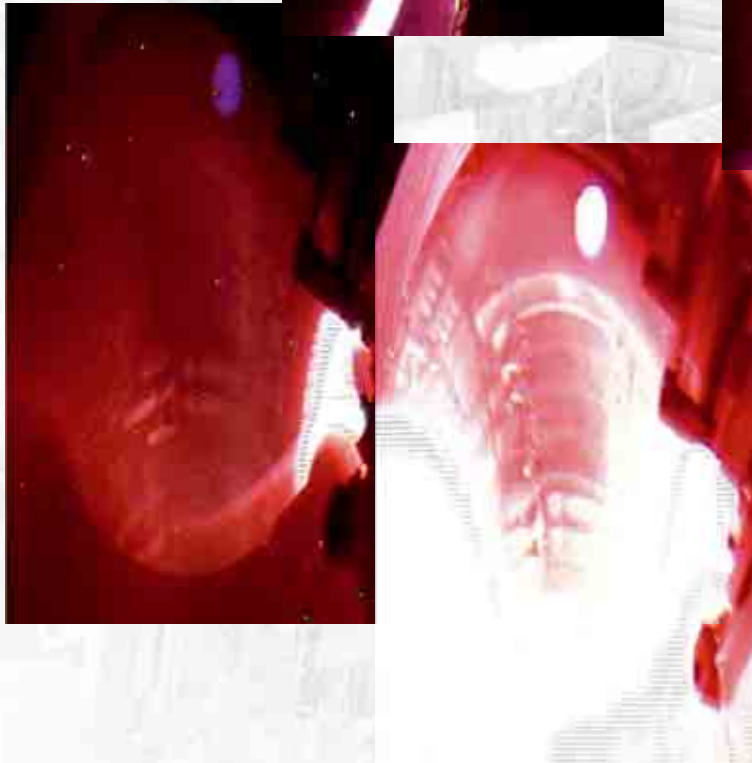
L'IFP contribuisce con proprio personale al coordinamento scientifico e alla conduzione degli esperimenti al JET. Negli ultimi anni ci si è concentrati sullo studio del trasporto di particelle ed energia e sulla realizzazione di alcune diagnostiche. Si è studiato a fondo il fenomeno della rigidità dei profili del plasma nei regimi di confinamento L e H e nei plasmi "ibridi", mediante tecniche di modulazione delle temperature elettronica e, per la prima volta, ionica. Un risultato importante è l'aver mostrato che la rigidità dei profili in JET tende a diminuire all'aumentare della velocità di rotazione toroidale. Inoltre, la lunga esperienza di IFP nelle applicazioni delle onde millimetriche alla fusione e all'astrofisica ha permesso di sviluppare ed installare in JET un interferometro multi-canale Martin-Pupplet che analizza la radiazione di ciclotrone elettronica lungo tre direzioni, 0° , 10° , and 22° rispetto alla normale al campo magnetico, che risulta particolarmente utile nello studio dei plasmi in cui siano presenti elettroni sovra-termici. Infine l'IFP, in collaborazione con l'Università di Milano-Bicocca (UniMiB), partecipa da diversi anni allo sviluppo di diagnostiche spettrometriche di neutroni e raggi γ . In collaborazione con le Associazioni svedese e portoghese, nel 2006 sono stati installati in JET due sistemi di spettrometria a neutroni, il TOFOR (*Time of Flight – Optimized Rate*) e il MPRu (*Magnetic Proton Recoil upgrade*). Nel 2008 è stata effettuata la prima misura spettrometrica affidabile capace di risolvere le componenti termica e non-termica dei neutroni raccolti. Attualmente, IFP e UniMiB sono capofila nella collaborazione europea impegnata nell'aggiornamento degli spettrometri γ in uso al JET. Un risultato di rilievo conseguito recentemente consiste nell'aver misurato per la prima volta l'allargamento spettrale dei γ dovuti alle α presenti in un plasma da fusione.

*IFP contributes to the scientific coordination and to the management of the JET experimental campaigns with its own personnel. Recently, the commitments have been focussed on particle and energy transport data analysis and the implementation of diagnostics. The phenomenon of plasma profile stiffness in L-mode, H-mode and hybrid plasmas has been investigated by means of electron temperature and, for the first time, ion temperature modulation techniques. An important inverse dependence of the degree of stiffness on the toroidal plasma rotation velocity has been revealed. The long experience of IFP in millimeter-wave applications to fusion- and space-plasmas has been exploited to implement and operate a multi-channel Martin-Puplett interferometer, which spectrally analyzes the electron cyclotron emission signals collected along three lines of sight, 0° , 10° , and 22° inclinations with regard to the normal with respect to the magnetic field. The diagnostics are particularly useful for investigating plasmas containing supra-thermal electrons. Finally, IFP, in collaboration with the University of Milano-Bicocca (UniMiB), has participated in the development of the neutron and γ -ray spectrometers at JET. In collaboration with Sweden and Portugal, two neutron spectrometers, TOFOR (*Time of Flight – Optimized Rate*) and MPRu (*Magnetic Proton Recoil upgrade*), have been installed and commissioned in 2006. In 2008 the first reliable measurement of the thermal and non-thermal components of neutron emission, using neutron spectrometry, was carried out. IFP and UniMiB are presently leading a European collaboration for the upgrading of the γ -spectrometers in use at JET. An important result achieved in 2009 was the first experimental measurement of the spectral broadening of γ -emission due to α 's produced in a fusion plasma.*



Sweeping a 4 Hz con l'XSC nell'impulso n. 68414 del JET: forme del plasma a vari istanti (16.00 s and 16.12 s). Lo sweeping consiste in un movimento periodico della separatrice per distribuire il carico termico su una zona più estesa del divertore.

Sweeping with XSC in JET Pulse No. 68414 at 4 Hz: plasma shapes at different time instants (16.00 s and 16.12 s). The sweeping, i.e., a periodical movement of the strike points, spreads the thermal load on a larger divertor region.



ELM gigante (oltre 1 MJ) nell'impulso del JET n. 78452 a 15.18 s: il nuovo sistema di stabilizzazione verticale ed il nuovo amplificatore per il campo radiale progettati ed implementati nell'ambito dei progetti PCU ed ERFA hanno garantito il funzionamento in presenza di disturbi di tale entità ad elevati valori di corrente del plasma (3 MA) e tassi di accrescimento dell'instabilità (oltre 200 s^{-1}) rimanendo sufficientemente distanti dai limiti operativi.

Big ELM (more than 1 MJ) in JET pulse #78452 at 15.18 s: the new vertical stabilization system and the new radial field amplifier designed by the PCU and ERFA enhancement projects guaranteed recovery from such large perturbations at high plasma current (3 MA) and growth rates (more than 200 s^{-1}) without approaching the limit conditions.

Il sistema di controllo

The control system

I progetti PCU (Plasma Control Upgrade) e XSC (eXtreme Shape Controller) svolti da ENEA e dal CREATE hanno portato alla realizzazione di sistemi di controllo del plasma in JET limitando al massimo le prove sperimentali. Ciò è stato possibile utilizzando il “*model based approach*”, una tecnica di progetto basata sull'utilizzo di modelli e metodi predittivi affidabili. La messa a punto di tali strumenti si è rivelata dispendiosa ma senza di essi sarebbe stato praticamente impossibile realizzare nuovi sistemi di controllo in una macchina in cui la priorità è data all'utilizzazione scientifica nelle campagne sperimentali.

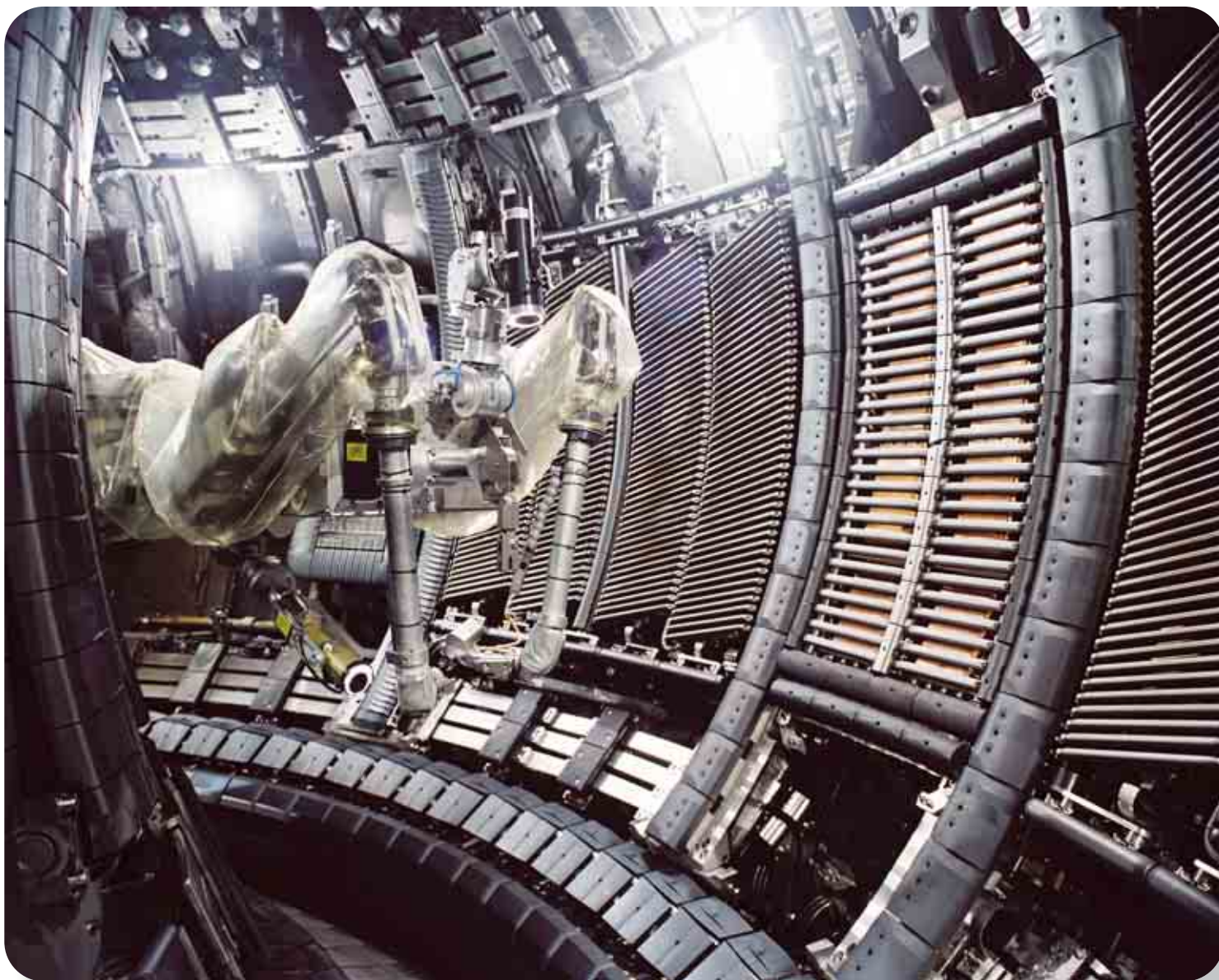
L'XSC ha prestazioni considerevolmente migliori rispetto al preesistente sistema di controllo di forma (SC). Le misure magnetiche vengono elaborate per valutare le distanze plasma-parete in 32 posizioni (gap). L'XSC, sulla base di un modello della risposta dei gap alle correnti dei circuiti di campo poloidale, calcola in tempo reale le forme d'onda delle correnti necessarie per controllare l'intera forma in presenza di variazioni significative dei parametri interni del plasma.

Il principale obiettivo del progetto PCU è stato l'incremento delle prestazioni del sistema di stabilizzazione verticale (VS) in presenza di perturbazioni al bordo (ELM), fornendo adeguato supporto al progetto ed all'implementazione del nuovo amplificatore per il circuito di campo radiale (ERFA). In particolare, il progetto ha definito i parametri principali di ERFA ed il numero di spire nel circuito, selezionando altresì una nuova variabile controllata che non utilizza i sensori che saranno maggiormente schermati dai componenti della prima parete (ITER-like wall) da installare in JET nel 2010. Le prove sperimentali con ELM giganti (oltre 1 MJ) su plasmi da 3 MA e tasso di accrescimento dell'instabilità di 200 s^{-1} hanno dimostrato sul campo l'affidabilità del sistema, che in questi casi è rimasto sufficientemente lontano dai suoi limiti funzionali.

The PCU (Plasma Control Upgrade) and XSC (eXtreme Shape Controller) projects conducted by ENEA and CREATE led to the realization of plasma control systems in JET without the need for extensive pre-installation test runs. The key approach to achieving these successful results was the “model based” design approach, consisting of the development of reliable models and simulators. This was a laborious and costly activity, but without this approach, the introduction of new control systems in a machine where the priority is the scientific exploitation would hardly have been possible.

The XSC considerably improved the performance of the existing shape controller (SC). The magnetic diagnostic data are elaborated to evaluate plasma-wall distances (gaps) in 32 locations. The XSC uses a model of gap sensitivity to PF currents to calculate in real-time the current waveforms necessary to maintain the shape of the whole in the presence of significant variations of the plasma internal parameters.

The JET enhancement project PCU is aimed at increasing the capabilities of the plasma vertical stabilization (VS) system to recover from large edge-localized modes (ELMs), and at providing an adequate support to the design, construction and commissioning of the new enhanced radial field amplifier (ERFA). In particular, the PCU project defined the main parameters of ERFA components as well as the set of turns to be used in the control coils, and selected a new controlled variable that does not utilize the sensors expected to be most shielded by the ITER-like wall to be installed in JET in 2010. Experimental tests with big ELMs (more than 1 MJ) were carried out at high plasma current (3 MA) and growth rate of 200 s^{-1} , showing the reliability of the full system, which worked far from its maximum capability.



Il telemanipolatore *master-slave* MASCOT all'interno della camera da vuoto di JET.

The MASCOT master-slave manipulator in the JET vacuum vessel.

MASCOT

U

Un esempio significativo di apporto italiano, strategico per il JET e per la fusione, è stato l'impiego del MASCOT per il JET. Il MASCOT è un telemanipolatore *master-slave* sviluppato presso il Centro ENEA della Casaccia per impieghi in campo nucleare. Il MASCOT, trasferito al JET insieme ad alcuni dei suoi progettisti, ulteriormente sviluppato e potenziato opportunamente, è diventato il punto di forza della filosofia "*man in the loop*" adottata dal JET per le sue operazioni di manutenzione remotizzata all'interno della camera da vuoto della macchina.

In sostanza, proprio per far fronte a tutte le possibili esigenze di una macchina sperimentale, si è adottata per il JET la filosofia di utilizzare dei servo manipolatori *master-slave* il cui *slave* è installato all'estremità di bracci articolati o altri mezzi di trasporto con cui raggiungere, attraverso le finestre di accesso della camera da vuoto, le zone interessate all'interno della macchina. Le operazioni di sostituzione o manutenzione di componenti vengono effettuate da operatori adeguatamente addestrati che utilizzano un *master*, con l'ausilio di telecamere ed eventualmente di simulacri riproducenti fedelmente i componenti interessati e la loro disposizione spaziale, per effettuare le operazioni necessarie riprodotte fedelmente dallo *slave* sul campo. Naturalmente questa filosofia operativa è stata accompagnata da tutta una serie di misure di normalizzazione dei vari componenti in modo da semplificare il più possibile le esigenze operative e ridurre il numero di tipologie di interazione necessarie per intervenire sulla macchina. Tutta una metodologia poi adottata negli esperimenti successivi, attualmente in particolare applicata ad ITER, è stata sviluppata con la predisposizione di manuali e di regole di progettazione specifiche per i componenti da mantenere o sostituire in modo remotizzato.

An important example of the Italian contribution, strategic to JET and for fusion in general, was the use of MASCOT for JET. The MASCOT is a remote master-slave manipulator developed at the ENEA Casaccia Centre for use in the nuclear field. The MASCOT, transferred to JET along with some of its designers, further developed and appropriately fine-tuned, became the strong point of the "man in the loop" philosophy adopted by JET for its in-vessel remote-maintenance procedures.

Basically, to meet all possible requirements of an experimental machine, for JET servo master-slave manipulators are used whose slave is installed at the end of articulated arms or other means of transport able to reach the affected areas inside the machine through the vacuum chamber windows. Replacement operations or maintenance on components are carried out by properly trained personnel using a master, with the help of cameras and, when necessary, mock-ups faithfully reproducing the affected components and their spatial arrangement, to carry out the necessary operations faithfully reproduced by the slave in the field. Of course, this operating philosophy has been accompanied by a series of measures for the standardization of various components in order to simplify, as much as possible, the operational needs and reduce the number of types of interaction needed to work on the machine. A whole methodology later adopted in subsequent experiments, currently applied in particular to ITER, has been developed with the careful preparation of maintenance and remote handling manuals and rules for design specifications for the components to be maintained or replaced remotely.

Un altro evento importante

Another important occasion



Sua Santità, Papa Giovanni Paolo II con i partecipanti al Simposio nella Sala Clementina del Palazzo Apostolico.

His Holiness Pope John Paul II with participants at the International Symposium on Heating in Toroidal Plasmas in the Sala Clementina, Palazzo Apostolico, the Vatican.

Udienza speciale al Vaticano

Special audience at the Vatican



L'ENEA promosse e organizzò nel marzo 1984 il Simposio Internazionale sul Riscaldamento nei Plasmi Toroidali. Questo fu tenuto nell'Auditorio Augustinianum, adiacente a S. Pietro. Per il Comitato scientifico e organizzativo locale fu quindi naturale interessarsi per un'udienza al Vaticano. Lunedì, 26 marzo 1984 alle 11.30, Sua Santità Papa Giovanni Paolo II concesse un'udienza speciale ai partecipanti del Simposio che si tenne nella Sala Clementina del Palazzo Apostolico.

Rivolgendo la parola ai "Cari Amici", il Papa citò la responsabilità degli scienziati a favore della vera pace e progresso, sottolineando che "è verso la persona umana che i vostri sforzi, i vostri studi, la vostra ricerca deve essere indirizzata".

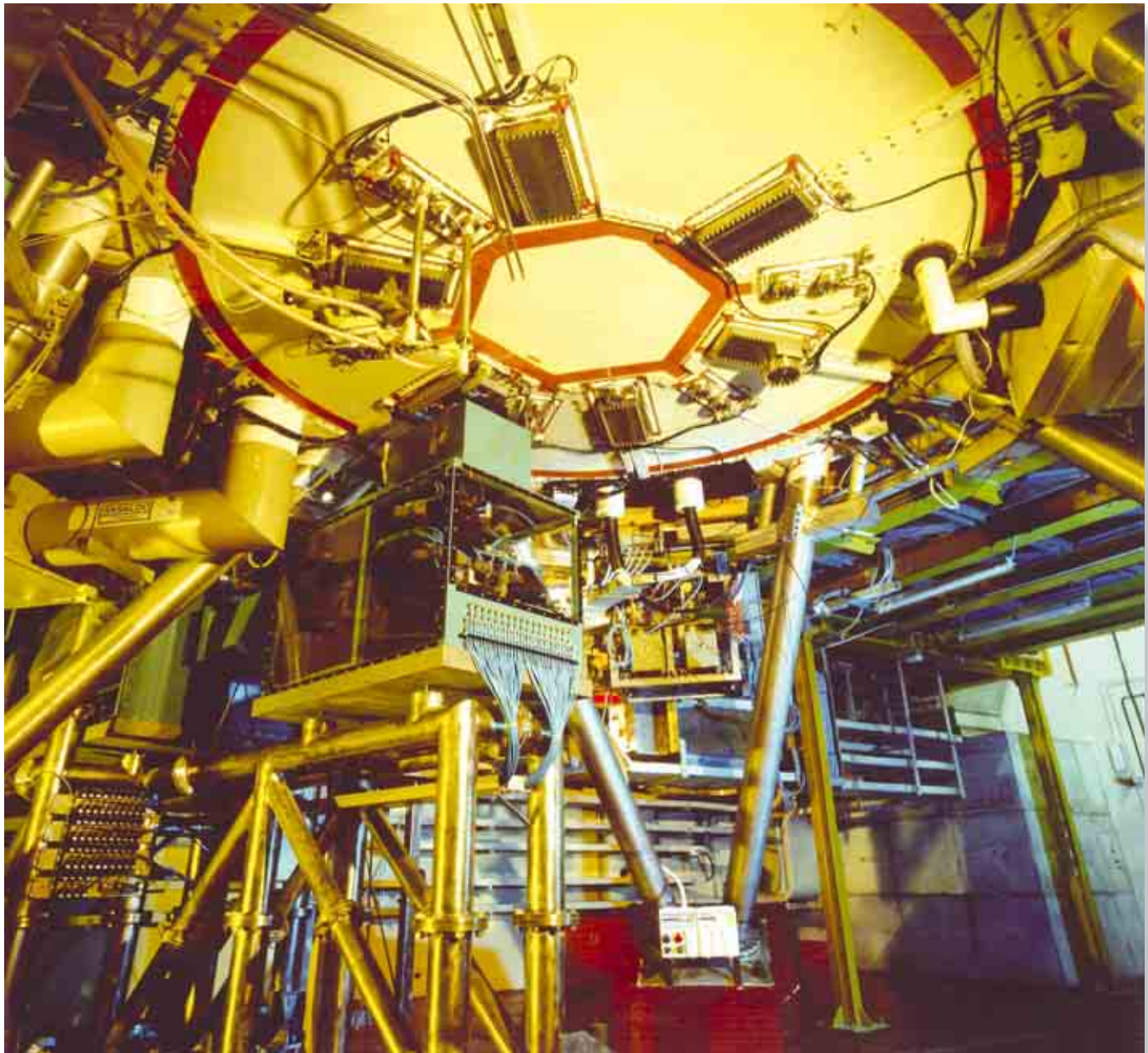
In questa occasione parole di circostanza furono rivolte al Santo Padre anche dal Direttore del Programma Europeo sulla Fusione, Donato Palumbo, e dal Presidente ENEA, Umberto Colombo.

ENEA promoted and organized, on March 21-28, 1984, the International Symposium on Heating in Toroidal Plasmas. It was held at the Auditorium Augustinianum just adjacent to S. Peter. For the local Scientific and Organizing Committee it was thus tempting to apply for an audience at the Vatican. On Monday, March 26, 1984 at 11.30 hours, His Holiness, Pope John Paul II, granted a special audience to the participants of the Conference in the Sala Clementina at the Palazzo Apostolico.

In his address to the "Dear Friends", the Pope stressed the responsibilities of the scientists for true peace and progress, stating that "it is to the human person that your efforts, your studies, your research must be directed".

At this occasion, addresses were also presented by Donato Palumbo (Director, European Fusion Program) and Umberto Colombo (Chairman of ENEA).

Frascati Tokamak Upgrade (FTU)



D

Dieci anni dopo l'avvio della costruzione di FT, all'inizio degli anni '80, si decise a Frascati di procedere ad un passo ulteriore che sfruttasse le competenze e l'esperienza acquisite nella costruzione e utilizzazione scientifica di FT ed anche l'entusiasmo derivante dal successo di tale impresa per raggiungere traguardi più ambiziosi. La proposta di un nuovo esperimento, Frascati Tokamak Upgrade (FTU), venne presentata in ambito europeo e, sottoposta allo scrutinio degli Stati membri del programma Euratom, ricevette nel 1983 il supporto prioritario corrispondente al finanziamento comunitario del 45% delle spese per investimenti, esclusi le infrastrutture e gli edifici. Il costo complessivo dell'impresa è risultato alla fine di 160 miliardi di lire per investimenti, escluso il personale.

Le motivazioni scientifiche principali che giustificavano la nuova costruzione erano legate all'estensione dei regimi di buon confinamento corrispondenti alle alte densità ottenibili ai campi magnetici elevati, tipici di FT come delle altre macchine ad alto campo, a valori più elevati di temperatura raggiungibili mediante elevate potenze di riscaldamento a radiofrequenza. Per ottenere le aperture nella camera da vuoto di FTU della sezione necessaria per installare le strutture di accoppiamento della potenza a radiofrequenza prevista, fu necessario ridurre il valore di campo magnetico toroidale dai 10 T di FT a 8 T per alleggerire la struttura meccanica del magnete toroidale, che era simile a quella di FT, pur mantenendo un margine adeguato sugli sforzi meccanici nel magnete. L'operazione ebbe successo come dimostrato dalla vita di FTU che, tuttora operativo, ha sinora totalizzato impulsi sperimentali di cui molti al massimo campo magnetico.

Ten years after the start of the construction of FT, in the early 80s, a decision was made in Frascati to take a further step to capitalise on the experience gained in the construction and the scientific exploitation of FT, and on the enthusiasm arising from the success of that undertaking, to achieve more ambitious goals. The proposal for a new experiment, Frascati Tokamak Upgrade (FTU), was introduced in Europe and, subjected to the scrutiny of the member states of Euratom program, in 1983 it received a priority support with a Community funding corresponding to 45% of capital expenditure, excluding infrastructure and buildings. The total final cost of the undertaking turned out to be of 160 billion lire, excluding the personnel.

The main scientific reasons justifying the new construction were linked to the extension of good confinement regimes corresponding to high density values that could be obtained at high magnetic fields, typical of FT as of other high field devices, at higher temperature values that could be reached by high radio frequency heating power. To have the openings in the vacuum chamber of FTU section necessary for the installation of all the radio frequency power coupling structures foreseen, it was necessary to reduce the value of the toroidal magnetic field from the 10 T of FT to 8 T to lighten the mechanical structure of the toroidal magnet, which was similar to that of FT, while maintaining an adequate margin in the mechanical stresses on the magnet. The operation was successful, as demonstrated by the life of FTU that is still operating and has so far accumulated experimental pulses including many at the maximum magnetic field.



Una recente foto del Centro ENEA di Frascati con, in primo piano, i nuovi edifici ospitanti gli impianti di FTU.
A recent photo of the ENEA Frascati research centre with the buildings housing the FTU facilities in the foreground.

La costruzione

The construction

La nuova macchina, benché venisse denominata come un upgrade di FT, era in realtà una costruzione totalmente nuova che richiese anche un intero complesso di nuovi edifici per installarvi non solo la macchina stessa, la sala controllo e le diagnostiche del plasma, ma anche le nuove importanti alimentazioni elettriche, aggiuntive a quelle già disponibili per FT e utilizzate anche per FTU, e gli impianti di riscaldamento del plasma a radiofrequenza. Fu necessario, per ottenere spazio adeguato ad ospitare la nuova iniziativa, acquisire preventivamente all'ENEA buona parte dei terreni circostanti il Centro e, benché questi fossero inclusi nella fascia di rispetto prevista dal piano regolatore di Frascati per il Centro, non fu impresa di poca difficoltà dati i livelli modesti degli indennizzi previsti per gli espropri e la scarsa propensione dei possessori a considerare la legge come tale e non eludibile.

La costruzione degli edifici, degli impianti elettrici (inclusi una nuova linea elettrica di trasporto di energia a 150 kV da parte dell'ENEL con annessa stazione di arrivo e una nuova stazione ENEA a 150 kV derivata da quella ENEL, un gruppo rotante da 250 MVA, 200 MJ immagazzinati, un complesso di nuovi raddrizzatori di potenza controllati a tiristori per alimentare gli avvolgimenti poloidali e controllare la posizione del plasma) e infine della macchina (principale elemento il magnete toroidale) ha richiesto circa sette anni a partire dal 1982. Quattro anni, dal 1984 al 1988 la pura costruzione del magnete toroidale con un impegno presso la fabbrica che lo ha realizzato anche di personale ENEA, in particolare di alcuni degli eccellenti periti di cui erano dotati i laboratori, il che ha garantito la qualità ottimale della fabbricazione dei componenti magnetici.

La macchina entrò in funzione nel luglio 1989.

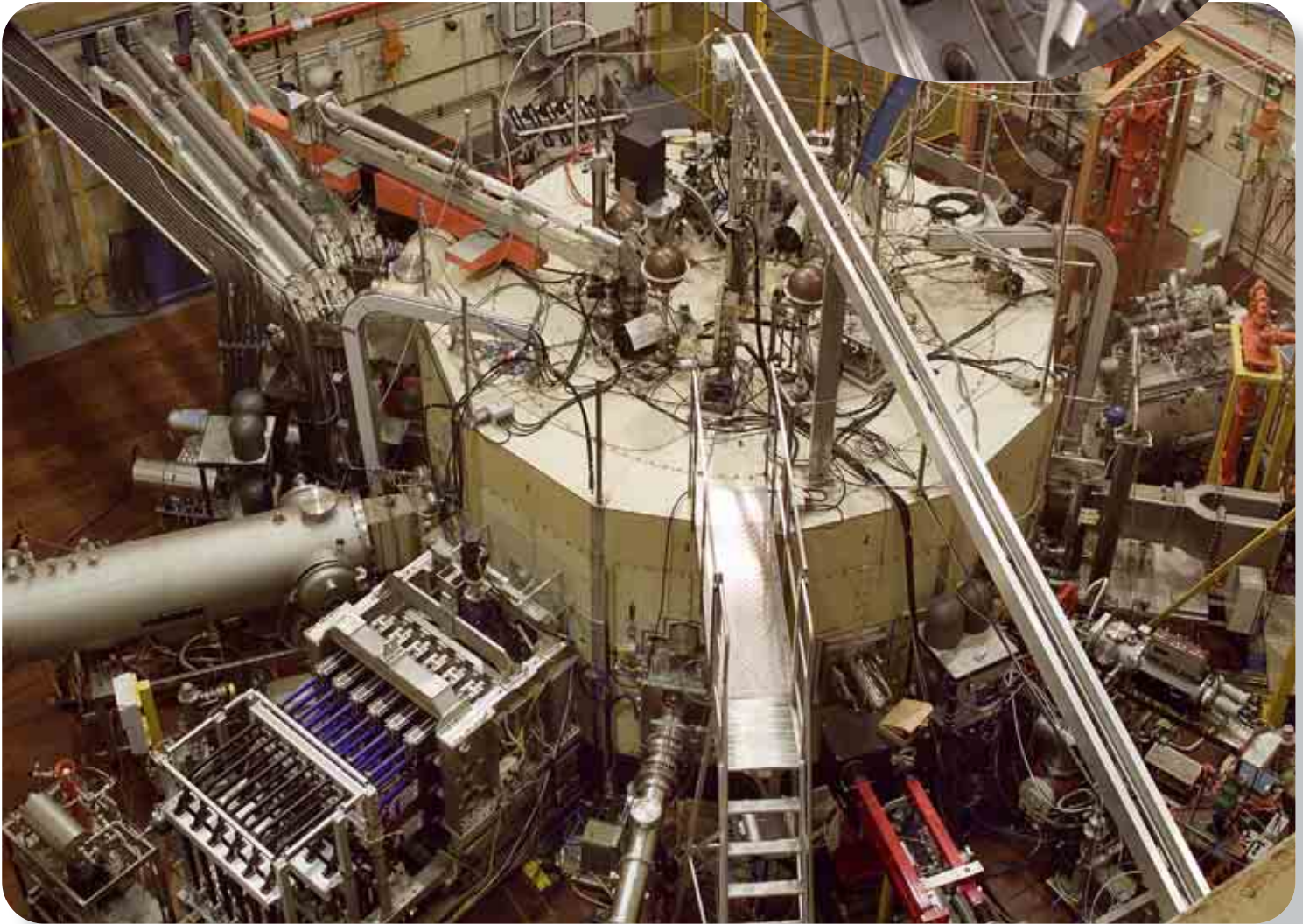
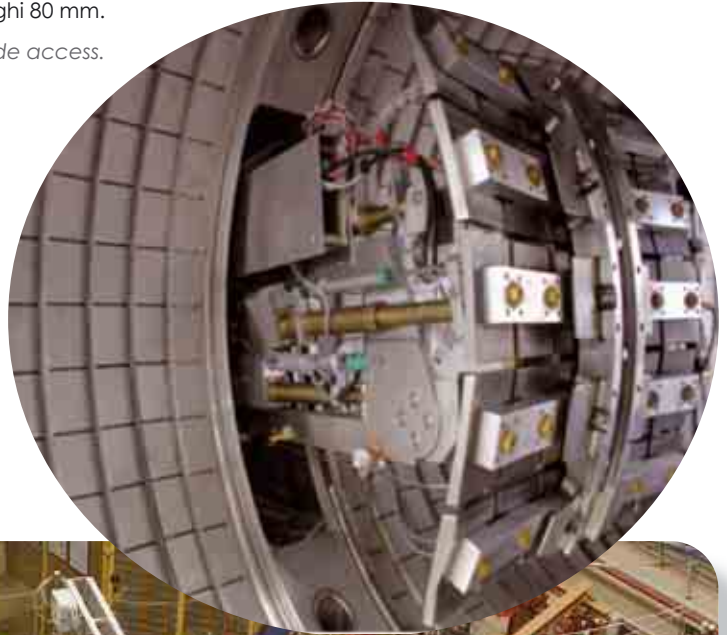
The new device, although called an upgrade to FT, was in reality a totally new construction requiring an entire complex of new buildings for installation of, not only the machine itself, the control room and the plasma diagnostics, but also of the new more powerful electrical connections to run it, in addition to those already available for FT and used also for FTU, not to mention the radio frequency facilities for plasma heating. It was necessary, in order to obtain adequate space to house the new enterprise, for ENEA to acquire most of the vineyards surrounding the Frascati Centre, and although these lands were zoned to provide for a probable expansion of the research centre, it was not at all a simple feat given the modest leverage for indenture prescribed for expropriation and the lean propensity of owners to honour such orders as inevitable legal sanctions.

The construction of the buildings, the electrical facilities (including a new 150 kV feed line from ENEL and its power station annex, a new 150 kV ENEA power station deriving from ENEL's, the flywheel-generator of 250 MVA, 200 MJ stored, a new complex of power rectifiers controlled by thyristors for powering the poloid windings and control the position of the plasma) and, finally, of the machine (the principal element being the toroidal magnet) required around seven years beginning in 1982. It took four years only, from 1984 to 1988, to construct the toroidal magnet with continuous involvement also of ENEA personnel, with special mention of the excellent laboratory staff who were involved at the factory, guaranteeing optimal quality in the magnets.

The machine first went into operation in July of 1989.

Inserzione del limiter toroidale in FTU attraverso accessi larghi 80 mm.

Insertion of FTU toroidal limiter through 80 mm wide access.



La macchina FTU.

The FTU device.

La macchina

The device

FTU è un tokamak compatto operante ad alto campo magnetico (8 T, più elevato di quello in ITER) e consente di studiare plasmi di interesse per ITER, in condizioni fisiche non realizzabili in altre macchine. Il plasma ha sezione circolare con raggio minore di 0.3 m e raggio maggiore di 0.93 m. La massima corrente di plasma è 1.6 MA. Il magnete toroidale è formato da 12 moduli, ciascuno dei quali include due bobine in rame contenute in una struttura di acciaio. L'intera macchina è racchiusa in un criostato e raffreddata alla temperatura dell'azoto liquido (77 K). La camera da vuoto è di acciaio inossidabile AISI 304, con un limiter toroidale in materiale ad alto numero atomico (TZM, 98% molibdeno). L'inserimento del limiter toroidale attraverso gli accessi di FTU, che hanno una larghezza utile di soli 80 mm, ha richiesto lo sviluppo di sistemi di manutenzione remota capaci di posizionare i settori il cui peso supera i 15 kg con un precisione di alcuni decimi di millimetro operando da circa due metri di distanza. Nonostante le pareti della camera siano condizionate prima di ogni campagna sperimentale tramite riscaldamento o scariche di pulizia, è molto difficile mantenerle pulite a causa della temperatura di lavoro (77 K). Per ridurre la contaminazione dei plasmi di FTU, sono state studiate nel tempo diverse tecniche di trattamento delle pareti tramite la deposizione di sottili strati di titanio o di boro.

FTU è dotato di tre diversi sistemi di riscaldamento a radiofrequenza con una potenza totale installata pari a 9.2 MW (si vedano pagine seguenti) per studiare l'efficienza di riscaldamento e di generazione di corrente non induttiva (current drive) nei plasmi ad alta densità. Sin dall'inizio, FTU ha operato fino ai valori di progetto del campo magnetico. Grazie all'impiego di un iniettore di pellet di deuterio (fino a otto pellet alla velocità di 1.3 km/s), in FTU si sono ottenuti plasmi ad alta densità (fino a $8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$), elevata purezza ($Z_{\text{eff}} = 1.3$), temperature ioniche ed elettroniche uguali e pari a 1.5 keV, e con ottimo confinamento dell'energia con tempi tipici ($\tau_E \approx 100 \text{ ms}$) corrispondenti a regimi molto migliorati (di circa il 70%) rispetto a quanto previsto dalle leggi di scala semiempiriche.

FTU is a compact tokamak operating at high magnetic field (8 T, higher than that of ITER) and is aimed at investigating ITER relevant plasmas in physical regimes that cannot be obtained in other devices. The plasma section is circular, with a minor radius of 0.3 m and a major radius of 0.93 m. The toroidal field magnet consists of 12 modules, each containing two copper coils enclosed in a steel casing. The machine is contained in a cryostat and cooled at liquid-nitrogen temperature (77 K). The vacuum chamber is made of stainless steel AISI 304, with a toroidal limiter made of a high atomic number material (TZM, 98% molybdenum). The insertion of the toroidal limiter through the accesses of FTU, that have a width of 80 mm only, has required the development of remote maintenance systems capable to position the sectors, whose weight overcomes the 15 kg, with a precision of some tenth of millimeter operating from around two meters distance. Although wall conditioning is normally performed prior an experimental campaign using careful baking and several clean up pulses, the operating wall temperature (77 K) makes wall purity difficult to maintain. In order to limit plasma contamination, several wall conditioning techniques have been investigated over time, by deposition of thin layers of titanium or boron onto the vessel walls.

FTU is equipped with three different radio frequency heating systems, with a total installed power of 9.2 MW (see next pages) to study the plasma heating and current drive efficiency in high density plasmas. Since the beginning of operations, FTU has operated at design values of the magnetic field. Thanks to the use of a high-speed multiple pellet injection system (up to eight pellets at 1.3 km/s), plasmas with high density (up to $8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$), high purity ($Z_{\text{eff}} = 1.3$), equal ion and electron temperatures of 1.5 keV have been obtained, and with improved energy confinement properties ($\tau_E \approx 100 \text{ ms}$) corresponding to much better regimes (by about 70%) than predicted on the basis of semi-empirical scaling laws.



Struttura di accoppiamento delle onde LH al plasma.

Coupling structure of the LH waves to the plasma.



Divisore della potenza LH su 12 guide d'onda.

LH power converter on 12 waveguides.

Lower Hybrid Heating & Current Drive (LHH&CD) & Ion Bernstein Wave (IBW)

Il sistema LHH&CD di FTU è progettato per trasferire al plasma la potenza generata alla frequenza di 8 GHz da 6 sorgenti per 1 s. Le sorgenti sono gyrotron assiali convenzionali, ciascuno capace di generare 1 MW di potenza nominale. La potenza viene trasmessa per oltre 30 m fino ad un convertitore dove viene divisa su 12 guide d'onda rettangolari, controllabili separatamente in modo da poter variare in fase lo spettro della radiofrequenza lanciato nel plasma. Da ciascuna di queste, la potenza viene ulteriormente divisa in 4 guide d'onda di sezione ridotta ($28 \times 3.6 \text{ mm}^2$) e trasmessa fino alle 6 griglie organizzate in 2 strutture di accoppiamento al plasma.

Il sistema LHH&CD è utilizzato per studiare il riscaldamento del plasma e la generazione di corrente al variare del campo magnetico e della densità di plasma. In particolare, ha fornito la validazione delle previsioni teoriche della dipendenza dell'efficienza di generazione di corrente dalla densità. Con LHH&CD sono stati ottenuti 0.5 MA di corrente non induttiva, pari al 100% della corrente totale con $n_e = 0.8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, e al 75% con $n_e = 1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$. Con la parete trattata con litio, grazie alla temperatura relativamente elevata del plasma di bordo, si osserva la penetrazione delle onde ad alta densità ($n_e \approx 1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ a $r/a = 0.7-0.8$), che dimostra la possibilità di usare il sistema LH per controllare i profili di corrente in condizioni simili a quelle che si avranno in ITER. Nello studio di scenari avanzati, tramite l'uso combinato di LHH&CD e ECRH (si veda pagina seguente), si sono ottenuti plasmi con barriere interne al trasporto di calore molto ampie, localizzate a circa metà del raggio della sezione di plasma, a densità più alte rispetto ad altre macchine (fino a $0.9-1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$).

FTU è dotato inoltre del sistema IBW che genera onde alla frequenza di 433 MHz (1.2 MW) che si propagano fino al centro del plasma dove riscaldano sia gli ioni sia gli elettroni.

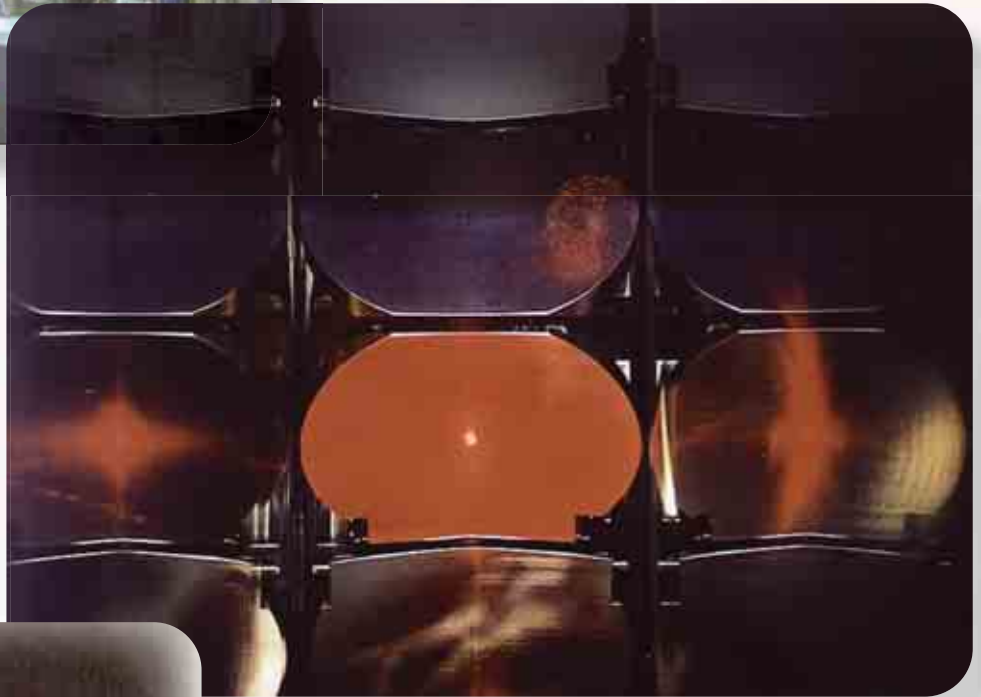
The LHH&CD system is designed to couple the 8 GHz RF power of six sources to FTU plasmas for 1 s. The sources are conventional axial gyrotrons, each capable of generating a nominal power of 1 MW. The power is transmitted for over a distance of 30 m to a converter where it is split into 12 rectangular waveguides, each remotely phase-controllable for adjusting the emitted radio frequency spectrum into the plasma. From each of them, the power is further split into 4 smaller waveguides ($28 \times 3.6 \text{ mm}^2$) and transmitted up to 6 grills arranged in 2 plasma coupling structures.

The LHH&CD is used for current drive and plasma heating studies under various conditions of magnetic field and plasma density. In particular, it provided validation of the theoretical predictions of dependence of the current drive efficiency on density. A non-inductive plasma current of 0.5 MA has been obtained with LHH&CD, corresponding to 100% of the total current with $n_e = 0.8 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$, and to 75% with $n_e = 1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$. Wave penetration at high plasma densities ($n_e \approx 1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ at $r/a = 0.7-0.8$) is observed when operating with a lithium-conditioned wall due to relatively high temperature at the plasma periphery, thus demonstrating the possibility of effectively use LH for plasma current profile control in ITER relevant conditions. In investigating advanced plasma scenarios, through the combined use of LHH&CD and ECRH (see next page), very large internal heat transport barriers have been obtained, localised at half plasma radius, at higher densities than obtained in other device (up to $0.9-1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$).

The IBW system, which generates waves at 433 MHz frequency that propagate up to the plasma centre, is also installed In FTU, where those waves can heat both ions and electrons.



Due dei 4 gyrotron funzionanti nell'impianto ECRH di FTU.
Two out of 4 gyrotrons operating in the FTU ECRH system.



Vista interna del lanciatore ECRH.
Internal view of the ECRH launcher.



Il plasma di FTU prodotto da ECRH.
FTU plasma produced by ECRH.

Electron Cyclotron Resonant Heating (ECRH)

Il sistema ECRH di FTU è stato progettato, costruito e installato dall'IFP-CNR di Milano, in collaborazione con l'ENEA di Frascati, nella prima metà degli anni '90. Utilizza 4 sorgenti *gyrotron* capaci di sviluppare una potenza di 500 kW ciascuna per 0.5 s alla frequenza di 140 GHz. L'alta frequenza permette di trasferire agli elettroni del plasma l'energia elettromagnetica, prodotta dai *gyrotron*, mediante un'interazione risonante con il moto di girazione degli elettroni nel campo magnetico di FTU. La potenza prodotta dai *gyrotron* viene trasmessa al tokamak mediante linee di trasmissione con il 94% di efficienza su una distanza di 40 m. La potenza totale accoppiata al plasma è di 1.6 MW e viene iniettata in esso attraverso un lanciatore dotato di specchi orientabili che permettono la focalizzazione e il puntamento indipendente di ognuno dei 4 fasci iniettati. La potenza può essere lanciata sia perpendicolarmente al campo magnetico (per esperimenti di riscaldamento) sia in direzione obliqua, mediante due grandi specchi laterali (per esperimenti di generazione di corrente non induttiva). Quest'ultima geometria permette il controllo delle instabilità macroscopiche nei tokamak. Un recente esperimento su FTU è consistito nel *break-down* di plasma assistito da potenza ECRH. L'anello luminoso alla risonanza ciclotronica elettronica visibile nella figura a fronte in basso evidenzia l'estrema localizzazione della deposizione di potenza ottenibile con l'ECRH, caratteristica che è stata largamente sfruttata in molti esperimenti condotti su FTU. Tali esperimenti hanno tra l'altro permesso di raggiungere temperature elettroniche di 15 keV (record mondiale per alcuni anni) o di controllare l'evoluzione di instabilità (*Modi Tearing*) che deteriorano il confinamento o portano alla distruzione della colonna di plasma. Altri esperimenti importanti hanno riguardato gli studi sul confinamento dell'energia mediante modulazione della potenza e gli studi sul riscaldamento degli ioni attraverso l'alta collisionalità del plasma di FTU. Recentemente l'ECRH è stata usata con successo per evitare le disruzioni del plasma.

The ECRH system for FTU was designed, constructed and installed by IFP-CNR, Milan, in collaboration with ENEA, Frascati, in the first half of the 90s. It uses 4 gyrotron sources able to generate up to 500 kW each, for 0.5 s at 140 GHz. The high frequency allows transferral of the electromagnetic energy to plasma electrons through a resonant interaction with their gyration motion in the strong FTU magnetic field. The power produced by the gyrotrons is delivered to the tokamak with 94% transmission efficiency over a distance of 40 m. The total power coupled to plasma is 1.6 MW which is injected into the plasma by means of a launching system consisting of a set of mirrors that allow the focusing and the independent orientation of each of the 4 injected beams into FTU. The power can be launched either in a direction perpendicular to the magnetic field (for heating experiments) or in an oblique direction, through two large side mirrors (for non-inductive current drive experiments). The latter geometry makes the control of macroscopic instabilities in tokamaks possible. A recent experiment carried out in FTU has concerned plasma break-down assisted by ECRH power. The luminous ring at EC resonance, visible in the bottom figure on the front page, evidences the extreme localization of power deposition obtained with ECRH, a characteristic that has been widely exploited in several experiments performed on FTU. Such experiments have allowed to reach an electron temperature of 15 keV (a world record for several years) or to control the evolution of instabilities (Tearing Modes) that lower confinement or even lead to the disruption of the plasma column. Other relevant experiments were the study of energy confinement through power modulation techniques and ion heating exploiting the high collisionality of FTU plasma. Recently ECRH has been successfully used to prevent plasma disruptions.



Il limiter di litio prima del montaggio su FTU.

The lithium limiter before the installation on FTU.

Esperimenti su limiter a metallo liquido

Experiments on liquid metal limiter

U

Uno degli aspetti più critici nel progetto di un futuro reattore è la scelta del materiale da utilizzare per i componenti esposti al plasma. Infatti, i carichi termici e i danneggiamenti su tali componenti sono talmente elevati da richiederne frequenti interventi di sostituzione, inaccettabili per l'economicità di un reattore. Un'alternativa alla superficie solida, normalmente considerata, potrebbe essere rappresentata da una superficie liquida con un materiale fluente, su cui i fenomeni di danneggiamento sarebbero enormemente ridotti o addirittura assenti. I materiali più adatti sono i metalli liquidi, ma finora ad il loro uso è stato limitato poiché l'interazione con i campi elettromagnetici determina la formazione di goccioline di metallo liquido con effetti deleteri sul plasma. Per la prima volta, in collaborazione con i colleghi russi del Troitsk Institute of Innovative and Thermonuclear Research (TRINITI) a cui si deve la proposta originaria, su FTU è stato installato a contatto con il plasma un dispositivo (*limiter*) contenente litio liquido (si veda figura). L'idea innovativa è di contenere il litio liquido in una maglia formata da vari strati di fili metallici in modo che il litio fluisca in superficie per capillarità. Gli esperimenti effettuati a partire dal 2006 hanno evidenziato non solo che non si ha più la formazione di goccioline ma anche che l'uso del litio ha l'effetto di migliorare la qualità del plasma in virtù del cambiamento delle caratteristiche fisiche del plasma al bordo. Grazie a questi importanti risultati, confermati in seguito da esperimenti condotti su altre macchine, l'utilizzo del litio liquido è adesso oggetto di studio e di esperimenti per un suo effettivo utilizzo in un reattore.

One of the main issues in designing a future reactor is the choice of the material for the components directly exposed to the plasma. In fact, the heat loads and the subsequent damage on these elements are so strong that they could require frequent substitutions with severe economic implications. If, instead of exposing a solid surface to the plasma, it would be possible to expose a liquid surface, consisting of a fluent material, these problems would be greatly reduced or even absent. The most suitable materials are liquid metals but, up to now, their use was strongly limited due to the formation of liquid metal droplets which have negative effects on plasma behavior as consequence of the electromagnetic force. For the first time, in collaboration with Russian colleagues of the Troitsk Institute of Innovative and Thermonuclear Research (TRINITI), who originally had the idea, a liquid lithium limiter has been installed and directly exposed to the plasma on FTU (see figure). The innovative idea was to confine the liquid lithium in a mesh formed by many layers of metallic wires in such a way that the liquid lithium would flow towards the surface by capillarity effect. Since 2006, when the first experiments were performed, no droplets were detected and the lithium presence significantly alters the plasma edge with an improvement in plasma performance. These very important results were confirmed in experiments performed in other devices so that now studies on liquid lithium are in progress for reactor application.

Il gruppo MFG3 (in primo piano): si notano il generatore (a sinistra), il volano (a destra) con l'avviatore statico in secondo piano al centro.
 MFG3 group (in the foreground): the generator itself (on the left), the flywheel (on the right), the static driver (in the middle behind MFG3).

Sistema di barre coassiali di MFG3 per $300 \text{ kA}_{\text{picco}}$.
 MFG3 coaxial bus-bars able to withstand $300 \text{ kA}_{\text{peak}}$



Convertitori a tiristori.
 Thyristor converter.

Sistema di alimentazione

Power supply system

I laboratori ENEA di Frascati hanno sempre sofferto della mancanza di adeguata potenza elettrica. La rete a 60 kV inizialmente disponibile era insufficiente per alimentare macchine a fusione di grandi dimensioni. Per questo motivo nel 1975 era stato realizzato un sistema di due gruppi generatore volano (MFG1,2) per alimentare FT, per una potenza/energia totale di 200 MW/160 MJ. Benché nel frattempo una nuova linea a 150 kV fosse stata costruita dall'ENEL per alimentare il complesso di laboratori presenti a Frascati ma anche la stessa area urbana adiacente, poiché FTU richiedeva più potenza dei 30 MVA così resi disponibili, un terzo generatore, MFG3 (250 MVA, 200 MJ), fu aggiunto nel 1987 per alimentare le bobine del campo magnetico poloidale (PFC), mentre quelle del campo toroidale erano ancora alimentate dai MFG di FT. MFG3 è azionato, come motore sincrono, da un avviatore statico in fase di lancio mentre opera come generatore durante la scarica su FTU. Tale avviatore è stato, a suo tempo, il primo realizzato dall'industria italiana con tali caratteristiche.

MFG3 ha un'elevata capacità di corto circuito ($300 \text{ kA}_{\text{peak}}$) che richiede l'uso di barre coassiali. Per regolare la corrente e la tensione nei PFC (fino a $\pm 25 \text{ kA}$ e $\pm 5 \text{ kV}$) sono stati realizzati quattro convertitori AC/DC a tiristori con circolazione di corrente per evitare discontinuità intorno allo zero. Inoltre per ridurre la potenza reattiva e quindi le dimensioni di MFG3, ciascun convertitore è composto da due elementi in serie regolati in modo che almeno uno richieda sempre la minima potenza reattiva (controllo in sequenza). Per le loro caratteristiche e per i tiristori di potenza di nuova concezione usati, i convertitori di FTU erano, al momento della costruzione, unici. Per non trasmettere eccessive sollecitazioni all'edificio e per prevenire danni alla macchina in caso di sisma, MFG3 (circa 600 t) è montato su un basamento isolato tramite smorzatori-assorbitori.

The ENEA Frascati laboratories have always suffered from a lack of adequate electrical power. The 60 kV grid initially available was not sufficient to supply large fusion experiments. For this reason, a system of two-motor flywheel-generators (MFG1,2) had been built in 1975 to feed FT for a total power/energy of about 200 MW/160 MJ. Although in the meantime a new 150 kV grid had been realised by ENEL to feed the various laboratories present in Frascati and the adjacent urban area, as FTU required more electrical power than the 30 MVA made available in this way, a new generator, the MFG3 (250 MVA, 200 MJ), was added in 1987 to supply the poloidal field coils (PFC), the toroidal field coil being still fed by the FT MFG1,2. MFG3 is driven by a static driver as a synchronous motor during the starting and re-accelerating phases, while it operates as a generator during the discharge. This static driver was, at that time, the first one realised by an Italian company with such characteristics.

MFG3 has a very high short circuit capability ($300 \text{ kA}_{\text{peak}}$) that requires adequate coaxial bus-bars. To properly regulate the PFC current and voltage (up to $\pm 25 \text{ kA}$ and up to $\pm 5 \text{ kV}$), four fully reversible AC/DC thyristor converters have been realized, using the circulating current method to avoid any discontinuity at current zero crossing. In addition to that, to reduce the reactive power required by MFG3 (and then its size), each converter is divided in two sections connected in series and sequentially controlled in order that at least one of them requires the minimum reactive power. For their characteristics and for the new type power thyristor used, these converters were unique at the time of their realization. To avoid transmitting excessive mechanical stresses to the building structure and to prevent any damage in case of earthquake, the MFG3 (600 tons) is located on an oscillating base supported and insulated by a system of proper shock absorbers.

Conferenze e scuole

Conferences and schools

L'ENEA ha acquisito nel corso degli anni una riconosciuta competenza nell'organizzazione di riunioni scientifiche. Degli oltre 60 importanti eventi di questo tipo, vogliamo ricordare solo alcuni significativi esempi.

La Scuola Internazionale sulla Tecnologia del Reattore a Fusione fu fondata da Bruno Brunelli nel 1972 e si tiene ancor oggi nell'ambiente culturalmente stimolante di Erice.

Il Corso sulla Fisica delle Alte Densità di Energia si tenne a Varenna nel 1969 nell'ambito della Scuola Internazionale "Enrico Fermi" della Società Italiana di Fisica (esso presentò in modo coerente un campo di fisica relativamente nuovo, e i suoi resoconti furono tradotti anche in russo).

La grande Conferenze Internazionali sulla Fusione dell'IAEA (a Sorrento nel 2000).

Il Simposio Internazionale sulla Tecnologia della Fusione, SOFT (a Roma nel 1992).

Il Simposio Internazionale sulle Tecnologie Nucleari per la Fusione (ISFNT) (a Roma 1999).

Le Conferenze della Società Europea di Fisica sulla Fusione Controllata e sulla Fisica del Plasma (EPS) (a Roma 1970, Venezia 1989, Roma 2006).

ENEA built up a well recognized reputation in the organization of scientific meetings. Out of the more than about 60 important events, let us mention here only a few highlights.

The International School of Fusion Reactor Technology was founded by Bruno Brunelli in 1972, and is still active. It is held in Erice surrounded by an intense and stimulating cultural environment.

The Course on Physics of High Energy Densities was held at the International School of Physics "Enrico Fermi" within the realm of the Italian Physical Society at Varenna in 1969 (It introduced a coherent presentation of a relatively new field of physics, and its proceedings had a great success, having been also translated in Russian).

The big IAEA sponsored International Fusion Energy Conference (Sorrento 2000).

The Symposium on Fusion Technology (SOFT) (Rome 1992)

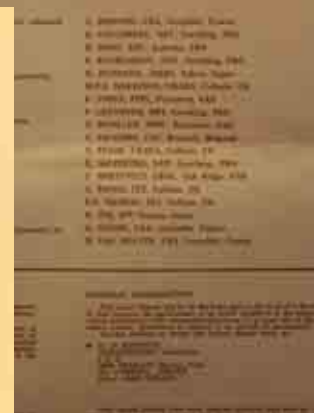
The International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT) (Rome 1999).

The European Physical Society sponsored Conferences on Controlled Fusion and Plasma Physics (EPS) (Rome 1970, Venice 1989, Rome 2006).



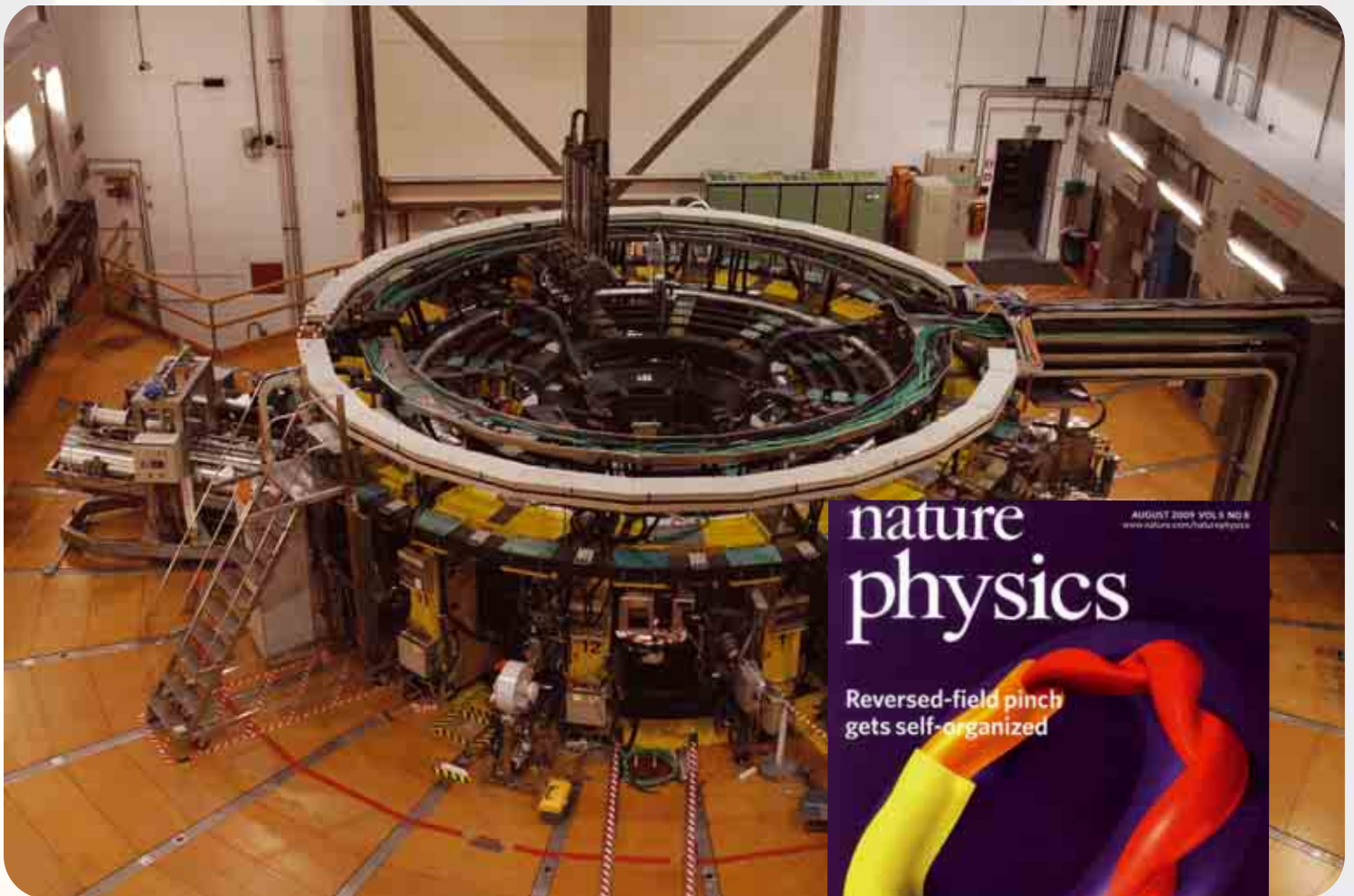
La Conferenza Internazionale sulla Generazione di Campi Magnetici Megagauss e Argomenti Affini venne lanciata a Frascati nel 1965 ed è ora alla sua 14^a edizione. Fu occasione molto apprezzata per fisici e ingegneri attivi in laboratori altamente classificati, particolarmente russi e americani, di mantenere contatti tra di loro anche nei periodi più bui della Guerra Fredda.

The International Conference on Megagauss Magnetic Field Generation and Related Topics was founded in Frascati in 1965 and is now at its 14th edition, and still continues. It provided occasions for scientists working in highly classified laboratories, particularly Russian and American, to meet even at the peak of the Cold War period.



L'esperimento RFX-mod

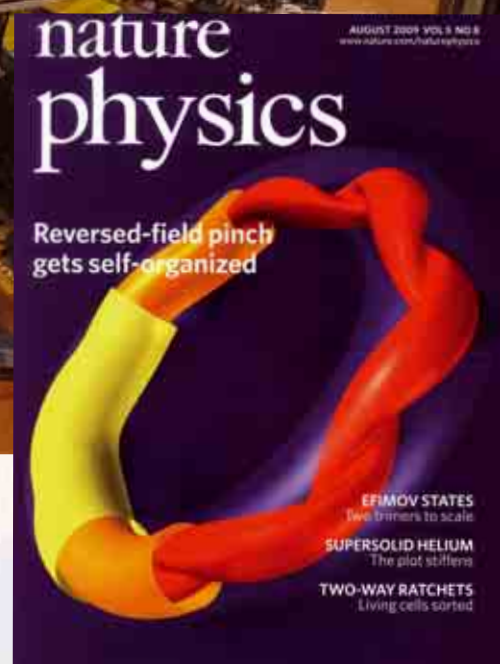
The RFX-mod experiment



L'impianto RFX presso il Consorzio RFX di Padova.

The RFX device at the Consorzio RFX in Padua.

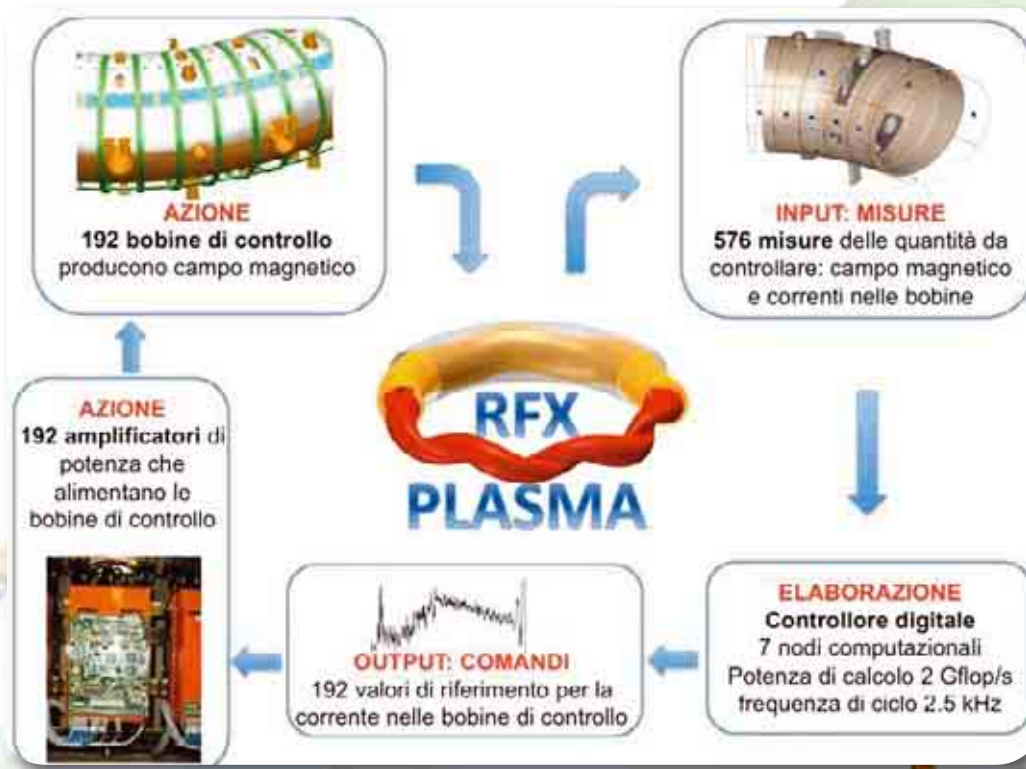
La copertina di Nature Physics dell'agosto 2009 dedicata ai risultati di RFX.
Front cover of the August 2009 issue of Nature Physics featuring the RFX results.



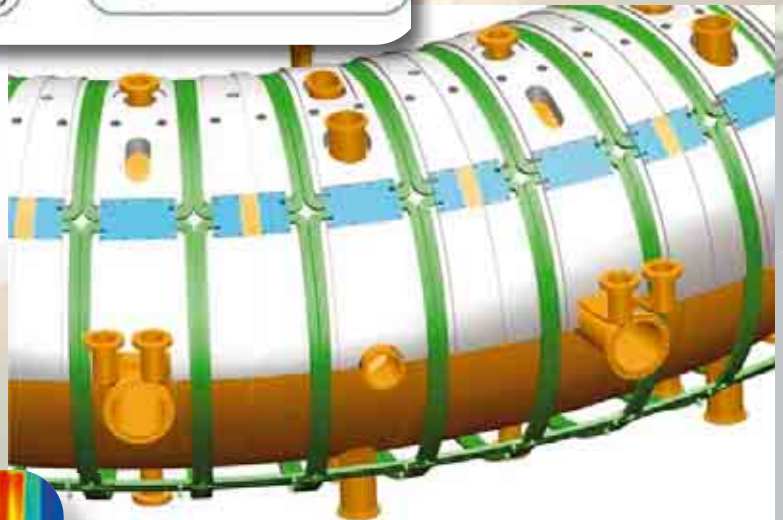
RFX è l'esperimento per lo studio della fusione più grande al mondo nella sua categoria, quella dei *Reversed Field Pinch* (RFP). Dieci metri cubi di plasma a temperature superiori di circa 1.4 keV vengono confinati da un campo magnetico all'interno di un contenitore toroidale con un diametro maggiore di 4 m ed uno minore di 0.9 m. A differenza del tokamak, il campo magnetico non è particolarmente intenso, e funziona nel modo più efficiente quando assume la forma di un'elica. Si è scoperto che l'elica è la forma naturale del plasma di RFX quando la corrente elettrica che lo attraversa supera il valore di 1 MA. Questo innovativo risultato, previsto teoricamente e sperimentato a Padova, è stato recentemente pubblicato sulla prestigiosa rivista *Nature Physics* (agosto 2009), conquistandone l'immagine di copertina. Con la scoperta degli stati elicoidali ed il miglioramento delle prestazioni ad esso associato si aprono nuove prospettive per RFX il cui programma sperimentale punta a: (1) raggiungere i suoi massimi parametri operativi con ulteriori miglioramenti di prestazioni – grazie anche ad un progetto di trattamento con litio della parete in collaborazione con il gruppo FTU dell'ENEA; (2) esplorare regioni operative inaccessibili ad altre configurazioni e con una forte integrazione con gli esperimenti tokamak e stellarator; (3) contribuire al programma internazionale sul controllo attivo della stabilità grazie suo sistema di bobine attive controllate in *feedback*, il più avanzato mai installato in un esperimento di fusione. Tutto ciò avviene in un ambiente giovane e dinamico, orientato alla formazione grazie alla forte integrazione con l'Università di Padova. Ciò consente la continua presenza di un elevato numero di studenti che svolgono tesi di laurea e dottorato in fisica ed ingegneria. Un dottorato europeo recentemente avviato con le Università di Lisbona e Monaco di Baviera, insieme ai numerosi corsi di fisica ed ingegneria della fusione, fa del Consorzio RFX uno dei maggiori poli internazionali per la formazione di eccellenza sulla fusione termonucleare.

RFX is the largest Reversed Field Pinch (RFP) fusion experiment in the world. Ten cubic meters of plasma, with a temperature of about 1.4 keV are confined within a toroidal vessel with major and minor diameters of 4 m and 0.9 m respectively. Contrarily to a tokamak, the toroidal field is small and more effective when the plasma self-organizes into a helical configuration. This happens spontaneously when the plasma current is raised above 1 MA. This innovative discovery, theoretically predicted and experimentally proved in Padua, was published in the August 2009 issue of the prestigious international journal Nature Physics, and obtained the cover page.

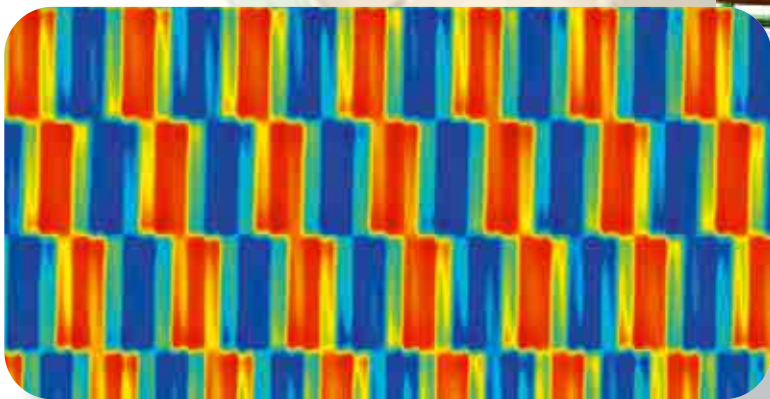
With the discovery of the helical states and the performance improvement new perspectives open for RFX whose programme aims at: (1) achieving its maximum operational parameters with further improvement in performance - also thanks to a first wall lithization programme in collaboration with ENEA FTU experiment; (2) exploring operational regimes and region of the fusion parameter space inaccessible to other configurations and with close integration with the stellarator and tokamak programmes; (3) contributing to the international fusion effort on active control of plasma stability exploiting the RFX feedback controlled system, the most complete ever realized in a fusion device. This is done in a lively, youthful and motivated environment, where emphasis is placed on education and training thanks to a strong synergy with the University of Padua. A large number of Ph.D. and undergraduate students do their thesis work at RFX. The European doctorate programme has recently been initiated through a collaboration between the Universities of Padua, Lisbon and München (Ludwig Maximilians) making Consorzio RFX one of the major international training hubs for fusion science.



L'architettura del sistema di controllo.
Control system architecture.



Le bobine per il controllo attivo (in verde).
Active control coils (in green).



Rappresentazione del campo magnetico prodotto dalle 192 bobine in configurazione $m=1, n=7$.
Magnetic field pattern produced by the 192 coils in $m=1, n=7$ configuration.

Controllo attivo della stabilità in RFX

Active control of stability in RFX

*I*n un plasma termonucleare il controllo in controeazione della stabilità è elemento essenziale affinché esso possa operare ad elevate prestazioni. E tale controllo, negli esperimenti odierni, deve avvenire in tempi dell'ordine del millesimo di secondo, o addirittura inferiori. Si tratta di una sfida scientifica e tecnologica al limite della conoscenza nel settore. L'esperimento italiano RFX è un leader mondiale nella ricerca sul controllo attivo dei plasmi termonucleari. Grazie al più completo sistema di bobine mai realizzato in un esperimento di fusione, la forma e l'intensità del campo magnetico al bordo del plasma prodotto in RFX possono essere controllati con grande precisione, al fine di mantenere il campo magnetico stesso prossimo alla sua situazione ottimale. La "correzione" delle eventuali discrepanze nei valori del campo magnetico rispetto a quelli desiderati avviene grazie a 192 bobine che coprono integralmente la superficie dell'esperimento. Ciascuna è individualmente alimentata. Un insieme di oltre 500 sonde misura il campo magnetico. Un avanzato sistema di calcolo elabora le misure, le confronta con i valori di riferimento e invia i comandi di controeazione agli amplificatori che alimentano le bobine. Con questo sistema si sono non solo ottenuti notevoli miglioramenti nelle prestazioni di RFX, ma si dispone di una *facility* avanzata in grado di contribuire direttamente allo sviluppo del controllo in feedback in ITER e nei maggiori tokamak. Non a caso, ricercatori europei, giapponesi ed americani, provenienti dai principali laboratori tokamak (tra i quali Max Planck, General Atomics, Japan Atomic Energy Agency) svolgono attività di ricerca in collaborazione con RFX per sviluppare e sperimentare, proprio su RFX, nuove idee e modelli di controllo.

The feedback control of plasma stability is a key requirement for successful operation at high performance. In modern devices feedback control must be applied in extremely short times, on the order of one millisecond, or less. It is a very demanding and challenging task, which explores the frontiers of the knowledge in the field.

The Italian RFX device is a worldwide leader in the field of active control of thermonuclear plasma stability. Thanks to the most complete system of feedback controlled coils ever realized for a fusion device, the shape and the intensity of the magnetic field at the edge of the RFX plasma can be controlled with high precision in order to keep the magnetic field close its optimal configuration. Corrections of deviations in the magnetic field values with respect to those desired are obtained through 192 active coils that fully cover the RFX plasma boundary. Each of them is independently driven and feedback controlled. A set of about 500 coils measures the magnetic field. An advanced control algorithm elaborates the field measurements, compares them with the reference values set by the operator and the resulting feedback triggers the necessary adjustments to the power supplies, which feed the coil. This system has not only allowed to significantly improve the performance of RFX, it also represents an advanced facility able to contribute to further development on ITER and on the main tokamak control programmes. Experimental teams from major tokamak laboratories (Max-Planck Institute for Plasmaphysik, General Atomics, Japan Atomic Energy Agency Institute) are collaborating and performing experiments in RFX, to develop and test new feedback control schemes.

I laboratori del Centro ENEA Brasimone

*The laboratories of
ENEA Brasimone Centre*



Veduta del Centro del Brasimone, dal lago del Brasimone, con l'edificio del reattore PEC.

View of the Brasimone Centre with the PEC reactor building, as seen from Brasimone Lake.

All'inizio degli anni '90, il Centro ENEA del Brasimone fu assegnato alla divisione Fusione. Il Centro del Brasimone, nell'Appennino Tosco Emiliano, era sorto negli anni '60 per sviluppare il programma nucleare italiano. Dagli anni '70, nell'ambito del programma Reattori Veloci, vi si svolgeva in collaborazione colla Francia un ampio spettro di attività che comprendevano la realizzazione del PEC, un reattore veloce sperimentale per la Prova degli Elementi di Combustibile, e una serie di attività di R&S e di prova di componenti in supporto alla costruzione di Superphenix. Dopo il referendum del 1987 che aveva interrotto bruscamente tutte le attività dell'ENEA di R&S sull'energia nucleare, ENEA decideva di riorganizzare il Brasimone per partecipare al programma europeo di tecnologie della fusione in vista di ITER. L'obiettivo era di ottenere ed utilizzare al meglio i potenziali contributi finanziari comunitari per sviluppare nuove attività che mantenessero vivo e potenziassero il patrimonio di competenze ed esperienza presente nel Centro.

I principali filoni scelti furono il *Remote Handling* di ITER, la realizzazione di circuitistica ad elio per la prova di elementi di mantelli triziogeni, e lo sviluppo di materiali per applicazioni fusionistiche. In tutti e tre i campi esistevano una competenza e un notevole complesso di attrezzature, in particolare dei laboratori per il trattamento e le prove sui materiali che vennero ulteriormente aggiornati e potenziati. Ma soprattutto erano presenti una consuetudine e capacità del personale e la competenza necessaria a realizzare impiantistica sperimentale per prova di componenti in campo nucleare, con il supporto di un buon tessuto industriale nell'area circostante.

L'operatività piena del Brasimone venne rapidamente ristabilita e la partecipazione complessiva ENEA al programma europeo fu così efficace che, alla fine degli anni '90, il budget dell'Associazione italiana, largamente finanziato dall'Euratom attraverso le commesse tecnologiche acquisite, risultava il secondo in Europa, dopo quello complessivo delle tre Associazioni tedesche.

In the early 90s, the ENEA Brasimone Centre was assigned to the Fusion Division. The Brasimone Centre, in the Tuscan-Emilian Appennines, was established in the 60s to develop the Italian nuclear program. In the framework of the fast reactor program, there was a collaboration with France beginning in the 70s over a broad spectrum of activities, including the completion of PEC, an experimental fast reactor to test fuel elements, as well as a series of R&D activities and component testing in support of construction of Superphenix. After the referendum of 1987 brusquely discontinued all ENEA's R&D activities on nuclear energy, ENEA decided to reorganize the Brasimone Centre to participate in the European fusion technology in view of ITER. The goal was to obtain and exploit the potential European financial funding to develop new activities that would maintain and enhance the wealth of expertise and experience concentrated in this Centre.

The main topics chosen were the ITER Remote Handling, construction of the helium loops for testing elements of the tritium breeding blankets, and the development of materials for fusion applications. In all three areas there were considerable expertise and complex equipment present, particularly laboratories, for the treatment and testing of materials, that were since further updated and expanded. But most importantly there were staff habits, skills and expertise necessary for realizing experimental plants for testing of components in the nuclear field, and a good industrial support network present in the local area.

Full efficiency of Brasimone Centre was quickly restored and the overall ENEA participation in the European program was so effective that, in the late 90s, the budget of the Italian Association, largely funded through the technology activities procured for Euratom, was the second in Europe after the sum of the three German Associations.



Divertor Test Platform (DTP).

Manutenzione remotizzata

Remote handling

Per il *Remote Handling* venne acquisita al Brasimone la realizzazione di due grossi impianti sperimentali attinenti alla manutenzione del divertore di ITER: la *Divertor Test Platform* (DTP) e la *Divertor Refurbishment Platform* (DRP).

La DTP riproduceva, a grandezza naturale, un sesto della zona di ITER comprendente il divertore con tutte le apparecchiature prototipo necessarie per il complesso sistema di introduzione e rimozione automatizzate dei 54 moduli (cassette) componenti il divertore e comprendeva il progetto e la realizzazione della relativa sala controllo remotizzata e delle apparecchiature di controllo sul campo. Alcuni dei sistemi di movimentazione vennero forniti da altre associazioni europee che collaboravano al progetto. Una volta completato l'impianto, venne dimostrata con successo l'operatività dell'intero sistema attraverso ripetute campagne di prova. La DRP era costituita da un laboratorio appositamente attrezzato dove veniva studiato lo smontaggio e la sostituzione dei componenti del modulo singolo di divertore, una volta estratto dalla macchina, operazioni tutte da effettuare in cella calda ed in modo remotizzato, utilizzando dei robot specializzati, venendo il modulo ed in particolare la sua struttura meccanica ad essere fortemente attivati dopo l'impiego in ITER.

A seguito della riduzione nel 2000 delle dimensioni di ITER, la DTP perse la sua importanza come prototipo in dimensioni reali dei componenti da utilizzare su ITER benché restasse fondamentale la dimostrazione fornita da quell'impianto della fattibilità del concetto utilizzato, in effetti analogo a quello adottato per il nuovo ITER. La DRP invece continua ad essere utilizzata come banco di prova per le operazioni da effettuare in cella calda sui moduli di divertore ai fini della riutilizzazione della loro struttura meccanica dopo sostituzione delle parti attive. La competenza del Brasimone nel campo della remotizzazione è ulteriormente utilizzata nell'ambito del programma *Broader Approach*, col disegno e la realizzazione di un modello del bersaglio di litio liquido fluente di IFMIF nel quale la sostituzione periodica del supporto di guida del litio è prevista avvenire in modo remotizzato (si veda pag. 152).

For the Remote Handling, Brasimone acquired two large experimental facilities relevant to the ITER divertor maintenance system: the Divertor Test Platform (DTP) and the Divertor Refurbishment Platform (DRP).

The DTP is a full-scale reproduction of a one-sixth section of ITER area that includes the divertor with all prototype equipment necessary for the complex system of automated placement and removal of the 54 divertor modules (cassettes). It includes also the design and implementation of the remote control room and the on-site control equipment. Some of the handling systems were provided by other European Associations involved in the project. Once completed, the facility successfully demonstrated the system operation through repeated testing campaigns. The DRP consists of a specially equipped laboratory to study the removal and replacement of components of the single divertor module, once extracted from the machine. All operations are to be carried out in a remote-hot cell and using specialized robots, as the module, and in particular its mechanical structure, are strongly activated after use in ITER.

Following the reduction in size of ITER in 2000, the DTP lost its importance as a full-size prototype of the components used on ITER, although the demonstration it provided remains essential for the feasibility of the concept, effectively similar to that adopted for the new ITER. The DRP has continued to be used, instead, as a test bed for hot cell operations carried out on divertor modules, to allow reuse of their mechanical structure after replacement of activated parts. The competence in the field of remote handling present in Brasimone is further used for the Broader Approach program, on the design and implementation of a model of IFMIF fluent liquid lithium target, in which periodic replacement of back plate should take place using remote handling (see page 152).

Impianto ad elio HE-FUS 3.
Helium loop facility HE-FUS 3.



Prove di flusso termico su prototipi di prima parete di ITER rivestiti in berillio.
Thermal test on ITER first wall beryllium armoured prototypes.

Tecnologie termo-fluido-dinamiche

Thermo-fluid-dynamic technologies

Nello sforzo di contenere il costo e quindi le dimensioni di un futuro reattore a fusione, gioca ovviamente un ruolo cruciale la temperatura di funzionamento che pone un limite superiore al rendimento termodinamico del ciclo utilizzato. Ne deriva l'attrattiva esercitata dal possibile utilizzo dell'elio come fluido refrigerante ad alta temperatura del mantello triziogeno del reattore a fusione, analogamente a quanto avviene nel campo dei reattori a fissione di quarta generazione raffreddati a gas ad alta temperatura che infatti presentano problematiche simili, in particolare per quanto concerne i materiali. Da qui la necessità di realizzare un circuito ad elio nel quale provare i modelli di moduli del mantello triziogeno per il reattore dimostrativo, in vista della loro installazione e prova in ITER.

Il circuito realizzato presso il Centro del Brasimone comprende un compressore ad elio, il componente tecnologicamente più complesso e costoso, i sistemi di riscaldamento per simulare al meglio possibile le condizioni di funzionamento reale dei moduli, almeno per tutti gli aspetti non specificamente di danneggiamento nucleare, e gli scambiatori per il raffreddamento dell'elio dopo il passaggio nelle sezioni di prova.

Il circuito era originariamente destinato a provare moduli di *blanket* del tipo HCPB (*Helium Cooled Pebble Bed*), a *breeder* solido costituito da letti alternati di sferette (*pellet*) di *breeder* di litio di varia composizione chimica, per esempio silicati e alluminati, e di berillio come moltiplicatore di neutroni. Successivamente è stato dotato di una seconda sezione di prova per la sperimentazione su moduli di *blanket* a *breeder* litio piombo liquido di tipo HCLL (*Helium Cooled Lithium Lead*), dove il litio è l'elemento triziogeno e il piombo agisce come moltiplicatore di neutroni, anch'essi raffreddati da elio gassoso.

Un'attività molto impegnativa è stata quella per la caratterizzazione dei pannelli di prima parete di ITER. Il laboratorio del berillio ha ospitato il dispositivo per le prove di fatica termica che utilizzava riscaldatori in carbonio per flussi fino a 1 MW/m^2 e il circuito ad acqua pressurizzata per il raffreddamento.

In an effort to reduce the cost and therefore the size of a future fusion reactor, the operating temperature obviously plays a crucial role as it imposes an upper limit to the performance of the thermodynamic cycle used. The possibility of using helium as high temperature coolant is, therefore, attractive in the tritium breeding blanket of a fusion reactor, similarly to what happens in the field of high temperature, gas-cooled nuclear fission reactors of Generation IV that, in fact, have similar problems particularly regarding the materials. Hence the need arises to realize a helium loop to test tritium breeding blanket modules for the demonstration reactor, in view of their installation and test in ITER.

*The loop realized at the Brasimone Centre includes a helium compressor, the most expensive and complex component from the technological point of view, heating systems that best simulate the actual operating conditions of the modules, at least in all aspects not specifically due to nuclear damage, and heat exchangers for helium coolant after the passage through the test sections. The loop was originally designed to test blanket modules of the HCPB (*Helium Cooled Pebble Bed*) type, employing a solid breeder, composed of alternating beds of spheres (*pellets*) of lithium breeders of different chemical compositions, for example silicates or aluminates, and of beryllium as neutron multiplier.*

*A second test section was subsequently provided for testing blanket modules of the HCLL (*Helium Cooled Lithium Lead*) type, also cooled by gaseous helium, based on the use of a liquid lead-lithium alloy, where lithium is the breeder material and lead acts as neutron multiplier.*

Extensive work has been carried out for the characterization of the ITER first wall panels. The beryllium facility hosted the apparatus for thermal fatigue tests made utilizing carbon heaters for heat loads up to 1 MW/m^2 and for the water loop for the coolant flow.

Il contributo dei gruppi universitari

The contribution of university groups



UNIVERSITA' degli STUDI di ROMA
TOR VERGATA



Università degli Studi di Firenze



Un ruolo molto importante per la crescita scientifica della Associazione, che ha anche costituito un efficace sistema di diffusione e promozione delle ricerche sulla fusione tra i giovani in via di formazione, è quello che svolgono i molti gruppi universitari che gradualmente si sono aggregati all'ENEA .

I campi di ricerca di questi gruppi spaziano dalla fisica teorica allo sviluppo tecnologie innovative.

Il Politecnico di Torino è impegnato in quattro campi principali: la fisica teorica, con lo sviluppo di modelli per lo studio dei fenomeni magnetoidrodinamici e loro stabilizzazione; la superconduttività, con lo sviluppo di codici basati su principi primi per la simulazione della propagazione delle perturbazioni magnetiche e termo-fluido-dinamiche nelle bobine superconduttrici; la radiofrequenza, con la progettazione di sistemi di riscaldamento basati sulla frequenza ibrida inferiore (*lower hybrid*) e sulla ciclotronica ionica; lo sviluppo di codici per la simulazione dei fenomeni di interazione tra il plasma e le pareti.

L'Università di Roma Tor Vergata collabora su vari temi. Lo sviluppo di diagnostiche che include quelle neutroniche per le quali sono stati sviluppati degli innovativi sensori al diamante che possono essere utilizzati per un vasto range di energia e la polarimetria. Nel campo dei materiali si sviluppano e caratterizzano materiali per la protezione della prima parete prodotti mediante plasma spray. Nel campo della sicurezza collabora su esperimenti atti a determinare la dinamica delle polveri all'interno della camera da vuoto in caso di incidente. Sviluppa anche sistemi innovativi per l'acquisizione dei dati sperimentali.

L'Università di Roma Tre è impegnata principalmente sulla progettazione componentistica per impianti a radiofrequenza, come divisori di potenza e convertitori di modi, sia per la frequenza ibrida inferiore sia per la ciclotronica ionica. Vi è anche un forte interesse a svolgere attività relative alla manutenzione remota.

L'Università di Catania ha sviluppato sistemi innovativi per il trattamento delle immagini tali da poter essere utilizzati per il controllo in tempo reale degli scenari del plasma.

L'Università di Firenze svolge attività di fisica teorica sviluppando codici per la dinamica di fenomeni complessi e le simulazioni non lineari per il trasporto, la stabilità e l'interazione tra le particelle veloci e il plasma termico.

The university groups that gradually joined ENEA during the years played a very important role for the scientific growth of our Association. They established an effective system of dissemination and promotion of fusion research information among young researchers.

The universities are broadly involved in the Association activities, ranging from theoretical physics to technology R&D.

Politecnico di Torino is engaged in four main areas: theoretical physics, including modellization and control study of MHD phenomena; superconductivity, including development of first principles based codes for modelling the propagation of magnetic and thermo-fluid-dynamics perturbations in superconducting coils; radiofrequency heating systems design in the LH (Lower Hybrid) and in IC (Ion Cyclotron) frequency range; codes development for simulating plasma-wall interaction phenomena.

Università di Roma Tor Vergata mainly deals with: diagnostics, in particular the manufacture of innovative diamond sensors to be used in neutron UV to gamma ray measurements; materials R&D on plasma spray technique for plasma facing surfaces protection; safety studies on dust dynamics in the vacuum vessel following a possible accident; development of innovative systems for experimental data acquisition.

Università Roma Tre is primarily engaged in plasma wave modelling in the LH field and in the design of special radiofrequency components for high power transmission lines both for the LH and IC systems. It is interested also in R&D activities related to remote maintenance.

Università di Catania is developing image-reconstruction codes for real-time plasma control.

Università di Firenze carries out theoretical studies on non linear complex dynamic phenomena in burning plasmas, and develops codes for the simulation of transport, stability and plasma-fast particle interactions.

14-MeV Frascati Neutron Generator (FNG)



Frascati Neutron Generator. Un prototipo sperimentale è assemblato sopra la torre gialla, davanti al bersaglio di FNG, ed è pronto per essere irraggiato con i neutroni.

Frascati Neutron Generator. An experimental prototype is mounted on top the yellow tower, in front of the FNG target, ready to be irradiated by neutrons.

Neutronica per la fusione

Fusion neutronics

Nel corso degli anni '80, crescendo l'interesse e l'impegno verso gli aspetti tecnologici della fusione, fu avviata la costruzione di un generatore di neutroni con energia da 14 MeV per poter effettuare esperimenti per validare le sezioni d'urto di interazione dei neutroni da fusione con i vari materiali di interesse per il reattore. Infatti, lo sviluppo di materiali capaci di sostenere l'alta fluenza neutronica senza degradazione delle caratteristiche termo-meccaniche e con bassa attivazione indotta, rappresenta una delle maggiori sfide della fusione. D'altra parte, l'esperienza acquisita nei reattori a fissione è limitata in quanto in quel caso i neutroni hanno energie significativamente più basse (1-2 MeV). Il 14-MeV Frascati Neutron Generator (FNG), interamente progettato e realizzato in ENEA, inaugurato nel novembre 1992 ed ancora in operazione, genera fino a 10^{11} neutroni/s tramite la reazione di fusione $D + T = n + \alpha$, accelerando un fascio di deutoni su bersagli triziati. L'impianto è costituito da un alimentatore a 300 kV, 10 mA, una sorgente di ioni, un magnete analizzatore, un acceleratore lineare e un tripletto di quadrupoli per la focalizzazione del fascio di deutoni sul bersaglio. La realizzazione di FNG fu una felice intuizione: esso è uno dei pochissimi generatori di neutroni di intensità medio-alta disponibili al mondo per la ricerca sulla fusione, ed è tuttora la facility di riferimento in Europa. Anche se l'intensità non consente di studiare il danneggiamento dei materiali causato dai neutroni (per questo si dovrà attendere la disponibilità di una sorgente ben più intensa, quale IFMIF, si veda pag. 151), FNG ha consentito di ottenere risultati importanti. Ad FNG, infatti, sono stati condotti numerosi esperimenti su prototipi di componenti di ITER (si veda pag. 133) e su diversi materiali, che hanno consentito di validare i relativi calcoli di progetto dal punto di vista nucleare. Oggi la conoscenza delle interazioni dei neutroni da fusione con la materia è notevolmente cresciuta rispetto al 1992: in questo progresso FNG ha dato, e continuerà a dare, un contributo fondamentale.

During the eighties, as both the interest and the efforts in fusion technological aspects increased, the construction began on a 14-MeV neutron generator to perform experiments for the validation of fusion neutron cross sections of materials of interest for fusion. In fact, the development of suitable materials, capable of withstanding the high neutron fluence and characterised by a reduced neutron-induced activation, is one of the main challenges of fusion research. Unfortunately, the experience gained in fission reactors has a limited value to this end because the fission neutron energy is much lower (1-2 MeV). The 14-MeV Frascati Neutron Generator (FNG), completely designed and realized by ENEA, inaugurated in 1992 and still in operation, generates up to 10^{11} neutrons/s through the fusion reaction $D + T = n + \alpha$, accelerating a deuteron beam on a tritiated target. The facility includes a 300 kV, 10 mA power supply, an ion source, a deflecting magnet, a linear accelerator and a quadrupole triplet to focus the beam onto the target.

FNG has the merit of being one of the very few medium-high intensity neutron generators in the world available for fusion research, and is still the reference facility in Europe. Although the operating intensity does not allow investigation of neutron induced damage in materials (facilities with much higher intensity, like IFMIF, are needed for this, see page 151), FNG provides very important results. In fact, at FNG many experiments were carried out on mock-ups of ITER components (see page 133) and on various materials, which provided experimental validation of ITER nuclear design calculations. Since 1992, the knowledge of fusion neutron interactions with matter has significantly progressed: FNG has given, and will continue to give, a fundamental contribution to this progress.

Superconduttività

Superconductivity

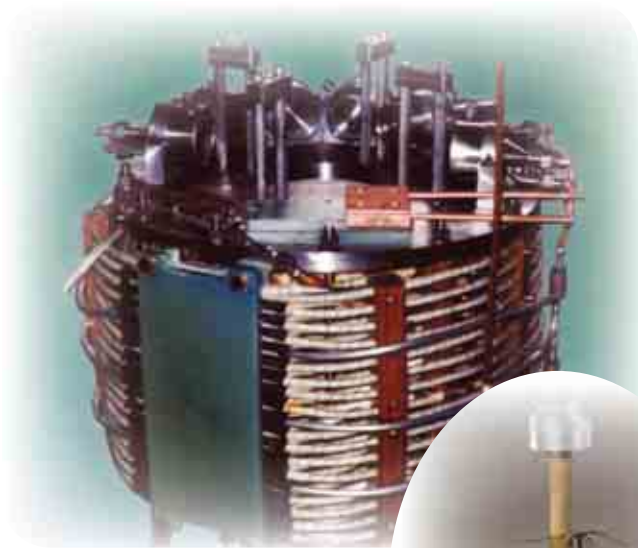
Magnete per l'esperimento SAFFO, 20 cm diametro interno e campo magnetico di 6 T.

Magnet for the SAFFO experiment, 20 cm internal diameter and magnetic field 6 T.



Primo magnete superconduttore di dimensioni rilevanti in Nb-Ti, progettato e costruito in Italia per la Test Facility SULTAN (Villigen, Svizzera) nel 1980.

First magnet in NbTi of considerable size, designed and built in Italy for the SULTAN Test Facility (Villigen, Switzerland) in 1980.



Primo magnete superconduttore prodotto in Italia nel 1963, di 5 mm di diametro interno e campo magnetico di 3.9 T.

First superconducting coil produced in Italy in 1963, with internal 5 mm diameter and magnetic field 3.9 T.

Il laboratorio

The laboratory

LIl laboratorio Superconduttività dell'ENEA ha una lunga tradizione nel settore delle applicazioni su piccola scala della superconduttività, risalente agli anni '60, quando fu realizzata la prima giunzione tunnel italiana, ed il primo magnete superconduttore (diametro interno 5 mm, campo magnetico 3.9 T). Da allora, in collaborazione con l'industria italiana, si è avuta una notevole evoluzione soprattutto nei metodi di fabbricazione e di caratterizzazione di materiali superconduttori. Infatti, è nei laboratori di Frascati che viene avvolto e provato il primo magnete superconduttore di media scala (esperimento SAFFO: diametro interno 20 cm, campo magnetico 6 T), utilizzato anche come magnete di *background* in esperimenti successivi. Ma è negli anni '80 che si passa ai magneti allora considerati di larga scala, con la realizzazione di un solenoide in NbTi (diametro interno 130 cm, campo magnetico 6 T), primo magnete superconduttore di dimensioni rilevanti completamente progettato e costruito in Italia da ENEA ed alcune industrie italiane. Il magnete, ancora in operazione, è inserito nell'impianto di prova europeo SULTAN (Svizzera), unico impianto in grado di provare conduttori con correnti fino a 100 kA e campi magnetici fino a 12 T. Nel 1987, immediatamente dopo la scoperta degli ossidi ceramici superconduttori ad alta temperatura (HTS) è iniziata un'attività di ricerca, tutt'ora in corso, sulle proprietà dei film sottili ceramici.

The ENEA Superconductivity laboratory has a long tradition in the field of small-size applications. This tradition began in the sixties, when they produced the earliest tunnelling junction and the first superconducting coil (internal diameter of 5 mm and magnetic field of 3.9 T). From then on, great advancements have been made in collaboration with Italian firms, especially in manufacturing procedures and in characterization techniques for superconducting materials. In fact, in the Frascati laboratories the first medium sized superconducting magnet was wound and tested (that of the SAFFO experiment: internal diameter of about 20 cm, magnetic field of 6 T), which has also been used as background magnet for later experiments. But it was in the 80s that upgrading to what were then considered large scale coils took place, with the manufacture of a solenoid in NbTi (internal diameter 130 cm, magnetic field 6 T), completely designed and built in Italy by ENEA and some Italian industries. This magnet, which is still in operation, is inserted in the European test facility SULTAN (Switzerland), the only facility where conductors carrying up to 100 kA of current can be tested in a background magnetic field as high as 12 T. Finally, in 1987, just after the discovery of high critical temperature superconducting ceramic oxides (the so-called HTS), the Superconductivity laboratory began a still ongoing research activity on the topic, based on the properties of YBCO superconducting thin films (coated conductors).



Il magnete di background dell'impianto per la caratterizzazione di cavi-in-condotto.
The background magnet of the facility for the cable-in-conduit characterization facility being inserted in the cryostat.

Sviluppo e prova di cavi e magneti superconduttori

Development and tests of superconductors cables and magnets

Attualmente, le attività nel campo della superconduttività sono concentrate nella partecipazione al programma ITER. Il laboratorio possiede numerosi apparati sperimentali per la caratterizzazione e lo sviluppo dei materiali superconduttori, e vi si effettuano misure di trasporto e di magnetizzazione in funzione del campo (fino a 16 T) e della temperatura su fili superconduttori in NbTi e Nb₃Sn e sui *coated conductor* (superconduttori ad alta temperatura critica, questi ultimi prodotti all'interno degli stessi laboratori sia per ablazione laser sia per deposizione chimica). Un ulteriore strumento in dotazione per l'analisi morfologica e composizionale fondamentale per lo studio dei superconduttori è il microscopio elettronico a scansione (SEM). Il laboratorio è in grado di effettuare campagne sperimentali anche su avvolgimenti del tipo "Cavo-in-Condotto" (CIC, si veda pag. 117) di medie dimensioni, o su qualche metro di conduttore a grandezza naturale. Per questo scopo, dispone di un refrigeratore da 500 W in grado di fornire elio a 4.5 K, 16 K e 77 K, un criostato con un magnete di background con 4 T di campo massimo e con diametro interno di circa 60 cm (si veda figura), diversi alimentatori DC (da 1 kA fino a 100 kA) e un generatore AC da 100 A, 10 V.

Presently, the activities related to superconductivity are mainly focused on the participation in the ITER project. The laboratory has several facilities for the development and characterization of superconducting materials. It hosts experimental campaigns for the measurement of transport and magnetization versus magnetic field (up to 16 T) and temperature on NbTi and Nb₃Sn superconducting wires as well as on YBCO coated conductors, these latter grown in the laboratory, either via laser ablation or by chemical deposition technique. The Superconductivity laboratory also contains a device essential for the morphological and elemental analysis of superconductors, the Scanning Electron Microscope (SEM). It also has a further experimental facility able to test small inserts wound by subsized Cable-In-Conduit (CIC, see page 117) type conductors, as well as few meters of full-size superconducting conductor samples. For this scope a helium refrigerator of 500 W able to deliver helium at 4.5 K, 16 K and 77 K is available together with a large cryostat hosting a background magnet with internal diameter of about 60 cm and 4 T magnetic field (see figure).

Several power DC supplies (ranging from 1 kA up to 100 kA) and an AC generator (100 A, 10 V) complete the facility's equipment.

Superconduttività ad alta temperatura critica

High temperature superconductivity

La ricerca di base è principalmente rivolta allo studio dei materiali superconduttori cosiddetti ad alta temperatura critica e tra questi i *coated conductors*, cioè nastri superconduttori a base di $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-x}$ (YBCO) che vengono realizzati utilizzando le sofisticate tecniche di deposizione tipiche dei film sottili. L'YBCO è oggetto di ricerca a livello mondiale per le sue potenzialità di produzione in larga scala a costi competitivi e per le ottime proprietà di trasporto elettrico in presenza di intensi campi magnetici già a temperature ottenibili con l'azoto liquido. Ciò consente di prefigurare applicazioni di potenza con costi criogenici ridotti rispetto ai materiali superconduttori ad alta temperatura critica disponibili oggi sul mercato e largamente utilizzati in campo medico (Tomografia a Risonanza Magnetica).

Nei laboratori ENEA sono stati realizzati nastri a base di YBCO utilizzando la tecnica RABiTS (Rolling Assisted Biaxially Textured Substrate), applicata a substrati di composti di nickel. Esempi di strutture ottenute sono: NiV-NiO-CeO₂-YBCO e NiV-NiO-CeO₂-YSZ-CeO₂-YBCO (con correnti critiche fino a 0.7 MA/cm² a 77 K), oppure NiW-CeO₂-YBCO (con correnti critiche fino a 1.2 MA/cm² a 77 K). Le architetture multi-strato sono depositate per mezzo di tecniche come l'evaporazione da cannone elettronico e l'ablazione laser. Recentemente, sono stati esplorati con successo metodi per la deposizione chimica, e sono stati condotti studi sul drogaggio di calcio ai bordi grano dei film di YBCO per aumentarne le proprietà di trasporto.

Un punto fondamentale nello studio dei superconduttori ad alta temperatura è l'approfondimento degli effetti dovuti a difetti strutturali e l'individuazione di opportune tecniche di difettazione controllata che permettano un miglioramento delle caratteristiche e prestazioni. Ciò è stato raggiunto attraverso l'introduzione di nano-particelle di BaZrO₃ nella metrica YBCO, migliorandone le proprietà di trasporto in presenza di campo magnetico.

The basic research activities are mainly devoted to the study of the so called HTS (High Temperature Superconductors), and, of these, concentrated on the coated conductors, i.e. superconducting tape based on $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-x}$ (YBCO), obtained by means of the complex techniques typically employed for thin film growth. YBCO stimulates world-wide interest due to its unique potential in terms of high production rates at competitive costs, and thanks to its superior transport properties in presence of elevated background field and, furthermore, at an operating temperature obtainable using liquid nitrogen (far cheaper than liquid helium). These features in YBCO promise power applications with lower cooling costs compared with other HTS already in production, now widely used in medical diagnostic (f.i. in Magnetic Resonance Imaging, MRI).

YBCO tapes were obtained in ENEA laboratories using the RABITS technique (Rolling Assisted Biaxially Textured Substrate) applied to nickel composite substrates. Examples of structures obtained are: NiV-NiO-CeO₂-YBCO and NiV-NiO-CeO₂-YSZ-CeO₂-YBCO (with critical currents up to 0.7 MA/cm² at 77 K) or NiW-CeO₂-YBCO (with critical current up to 1.2 MA/cm² at 77 K). The multi-layer architectures are deposited using techniques such as electron gun evaporation by laser ablation. Recently, successful methods have been explored using chemical deposition, and studies have been conducted on calcium doping of grain boundaries in YBCO films to increase their transport properties.

A key point in the study of high temperature superconductors is the study of the effects due to structural defects and the identification of appropriate techniques for producing defects in a controlled way, so enabling improved features and performance. This has been achieved through the introduction of BaZrO₃ nano-particles in YBCO, which improves the transport properties of that material in the presence of magnetic field.



Impianto per Pulsed Laser Ablation con laser a 100 Hz/150 mJ.

Pulsed Laser Ablation facility with a 100 Hz/150 mJ laser.

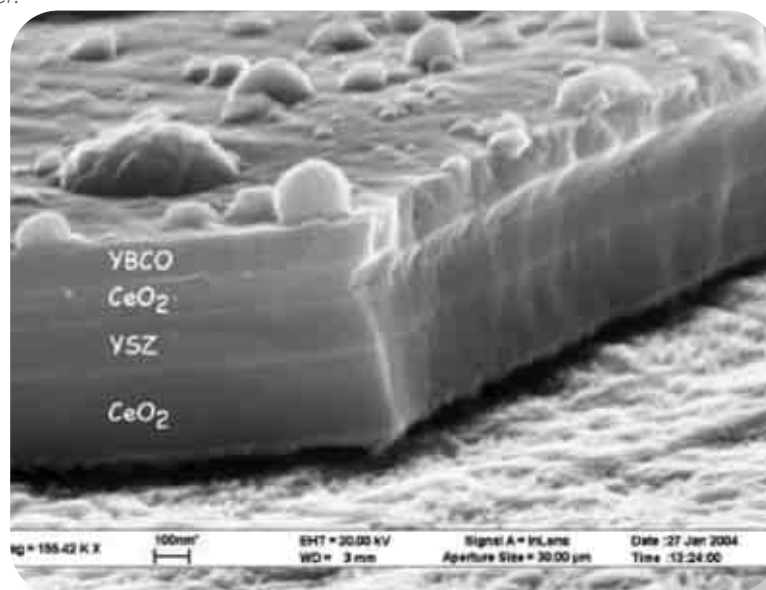


Immagine SEM di un film di YBCO depositato per ablazione laser nel laboratorio Superconduttività.

A SEM image of an YBCO coated conductor deposited via laser ablation in the Superconductivity laboratory.

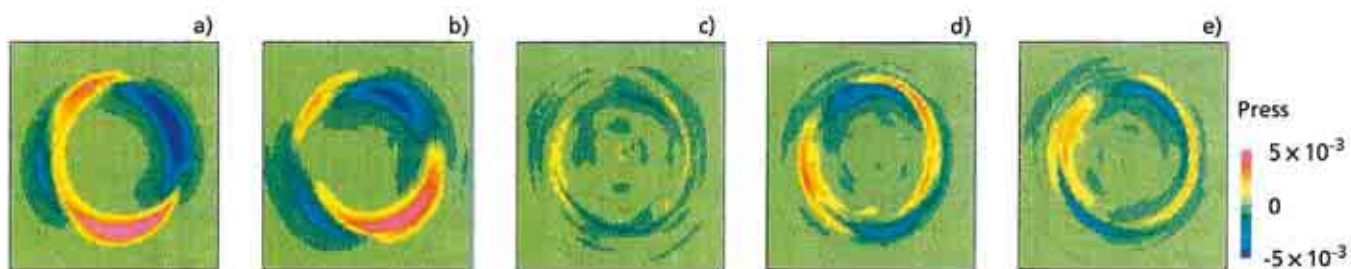
Fisica teorica dei plasmi

Plasma Theory

Le ricerche in fisica teorica dei plasmi di interesse fusionistico hanno accompagnato negli anni l'evoluzione delle attività dei laboratori ENEA di Frascati. Nel corso degli anni '80 esse conobbero un nuovo impulso orientandosi sia verso l'analisi delle osservazioni sperimentali in FT e poi in FTU sia, più in generale, verso lo studio di temi di frontiera quali le microinstabilità e l'effetto delle particelle alfa nei plasmi in regimi di interesse per ITER e per i futuri reattori. Studi teorici delle instabilità magnetoidrodinamiche (MHD) del plasma, della propagazione e assorbimento delle onde a radiofrequenza *Lower Hybrid* (LH), *Electron Cyclotron* (EC) e *Ion Bernstein Wave* (IBW), della fisica delle interazioni plasma-parete sono stati affrontati con tecniche analitiche e numeriche e applicati agli esperimenti FT, FTU e JET e in simulazioni per ITER.

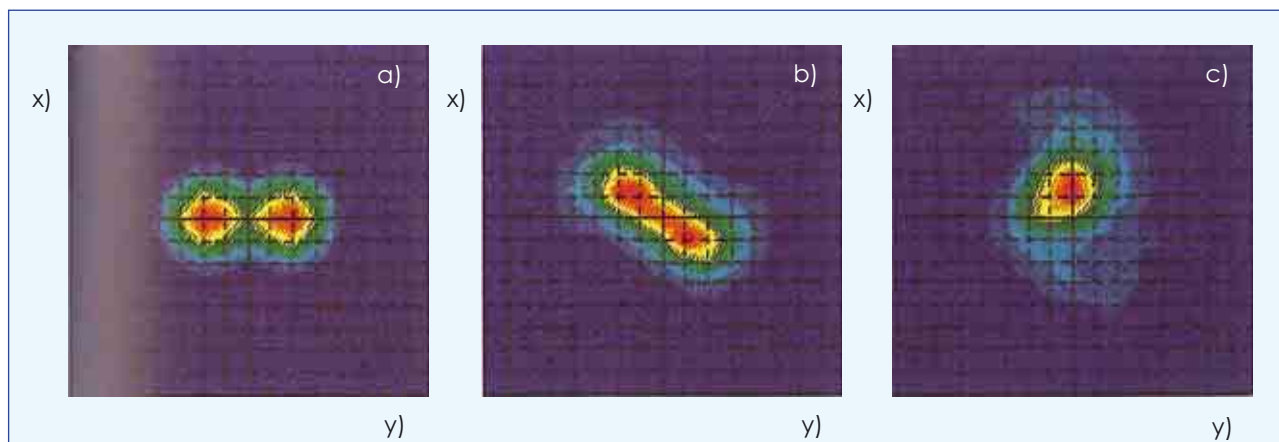
Un importante contributo è stato dato alla comprensione delle microinstabilità che determinano il trasporto anomalo del calore nei plasmi, in particolare dei modi causati dall'effetto combinato del gradiente della temperatura ionica e della curvatura del campo magnetico (modi ITG) per i quali è stata derivata la soglia di insorgenza e il tasso di crescita, tenendo conto della dinamica degli elettroni intrappolati e della presenza di impurità. A Frascati, inoltre, è stato realizzato il primo codice ibrido MHD-girocinetico di simulazione delle instabilità guidate dalle particelle alfa nei plasmi termonucleari (si veda pagina successiva).

Over the years the research in theory of fusion plasmas has accompanied the evolution of the activities at ENEA Frascati laboratories. During the 80s, it knew a new impulse oriented both toward the analysis of experimental observations, first in FT and later also in FTU and, more generally, toward the study of frontier issues such as micro-instabilities and the effect of alpha particles in plasmas on regimes relevant to ITER and to future reactors. Theoretical studies on magneto-hydrodynamic (MHD) plasma instabilities, propagation and absorption of radio frequency waves such as Lower Hybrid (LH), Electron Cyclotron (EC) and Ion Bernstein Wave (IBW), and the physics of plasma-wall interactions have been made using analytical and numerical techniques and applied to FT, FTU and JET experiments and to ITER simulations. An important contribution was made toward understanding the micro-instabilities that drive the anomalous heat transport in plasmas, in particular those caused by the combined effect of the ion temperature gradient and the curvature of the magnetic field (ITG modes) for which the threshold and the growth rate were derived, taking into account the dynamics of trapped electrons and the presence of impurities. The Frascati theory group, moreover, produced the first hybrid MHD-gyrokinetic code for simulation of the instabilities driven by alpha particles in thermonuclear plasmas (see next page).



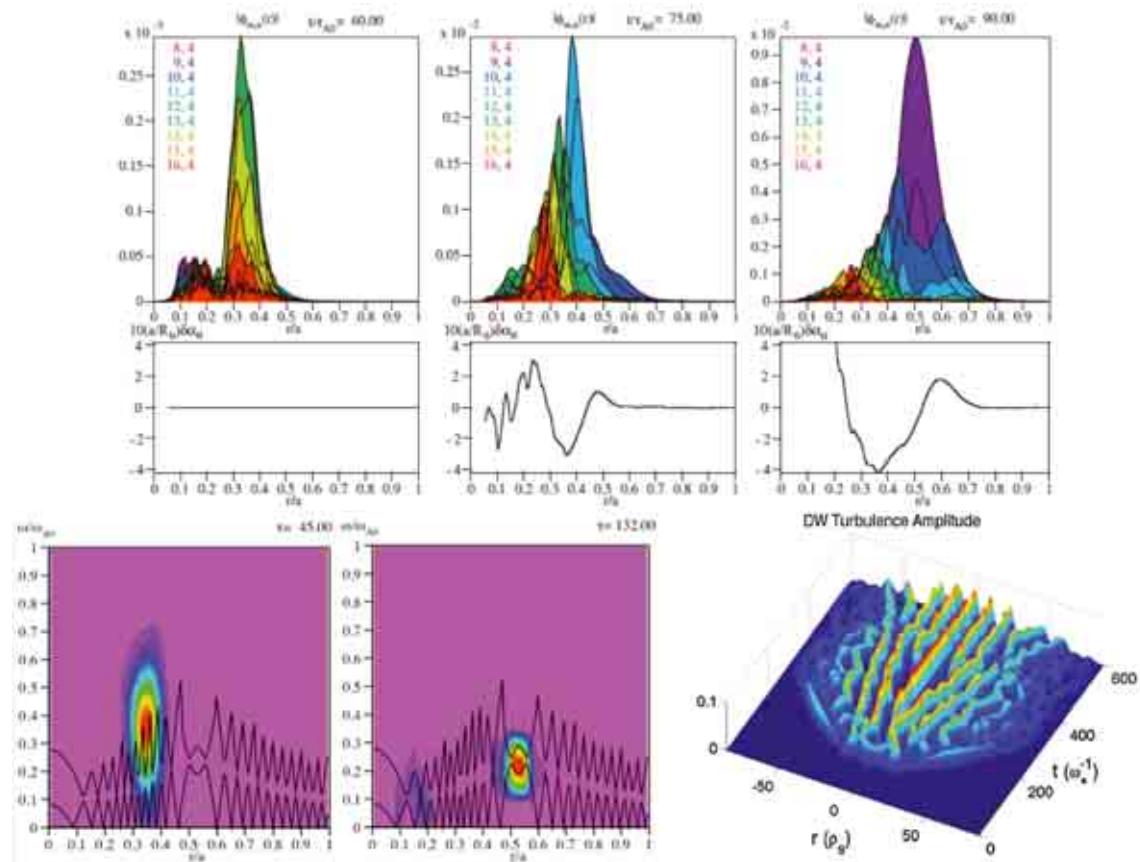
Curve di livello della perturbazione della pressione degli ioni veloci nel piano meridiano ottenute tramite una simulazione effettuata con il codice ibrido MHD-girocinetico. La perturbazione iniziale corrisponde ad un modo stabile TAE (Toroidal Alfvén Eigenmode). Dopo una fase di smorzamento, si sviluppa un modo KTAE (Kinetic Toroidal Alfvén Eigenmode) instabile con una rotazione poloidale opposta.

Contour plots of the perturbed energetic-ion pressure in the meridian plane from a simulation performed with the hybrid MHD-gyrokinetic code. The initial perturbation corresponds to a stable TAE (Toroidal Alfvén Eigenmode) mode. After a damping stage, an unstable KTAE (Kinetic Toroidal Alfvén Eigenmode) mode develops with opposite poloidal rotation.



Coalescenza di due vortici del potenziale elettrostatico ottenuta con una simulazione giro-cinetica nel piano x-y perpendicolare al campo magnetico: inizialmente, due vortici monopolari ruotano nella stessa direzione (a), il sistema quindi evolve nei due vortici che ruotano intorno al loro centro (b), e infine i vortici si combinano in un unico vortice monopolare (c).

Coalescence of two vortices of the electrostatic potential in the x-y plane perpendicular to the magnetic field, as obtained by a gyrokinetic simulation: after initializing the system with the two monopolar vortices rotating in the same direction (a), the two vortices rotate around their centre (b) and then merge into a single monopolar vortex.



In alto è riportata l'evoluzione spazio-temporale del pacchetto d'onda descritto nel testo: in ordinata compare il modulo del potenziale scalare, scomposto in armoniche di Fourier riconoscibili nei diversi colori, mentre in ascissa figura la posizione radiale normalizzata nella sezione del plasma. I riquadri sottostanti riportano la variazione normalizzata dell'energia delle particelle alfa rispetto al valore di riferimento in assenza di fluttuazioni. In basso a sinistra, si illustrano le curve di livello dello spettro di energia iniziale e finale dello stesso pacchetto d'onda nello spazio delle frequenze (ordinate) e posizione radiale normalizzata (ascisse): dal blu al rosso i valori dell'energia aumentano. Le linee nere rappresentano lo spettro continuo di Alfvén. In basso a destra, è rappresentata l'evoluzione spazio-temporale dell'ampiezza della turbolenza in funzione di posizione radiale e tempo normalizzati alle scale naturali del fenomeno.

The spatio-temporal evolution of the wave packet described in the text is reported on the top row: the module of the scalar potential appears in ordinate, decomposed in Fourier harmonics denoted in different colours, while the normalized radial position is in abscissa. The lower frames report the normalized alpha-particle energy variation with respect to the reference value without fluctuations. In the bottom left part, lines of initial and final energy level spectrum are illustrated in the space of frequency (ordinate) and normalized radial position (abscissa): from blue to red the energy values increase. Black lines represent the Alfvén continuous spectrum. In the bottom right frame, the spatiotemporal evolution of the turbulence amplitude is represented as a function of radial position and time, normalized to the natural scales of the phenomenon.

P

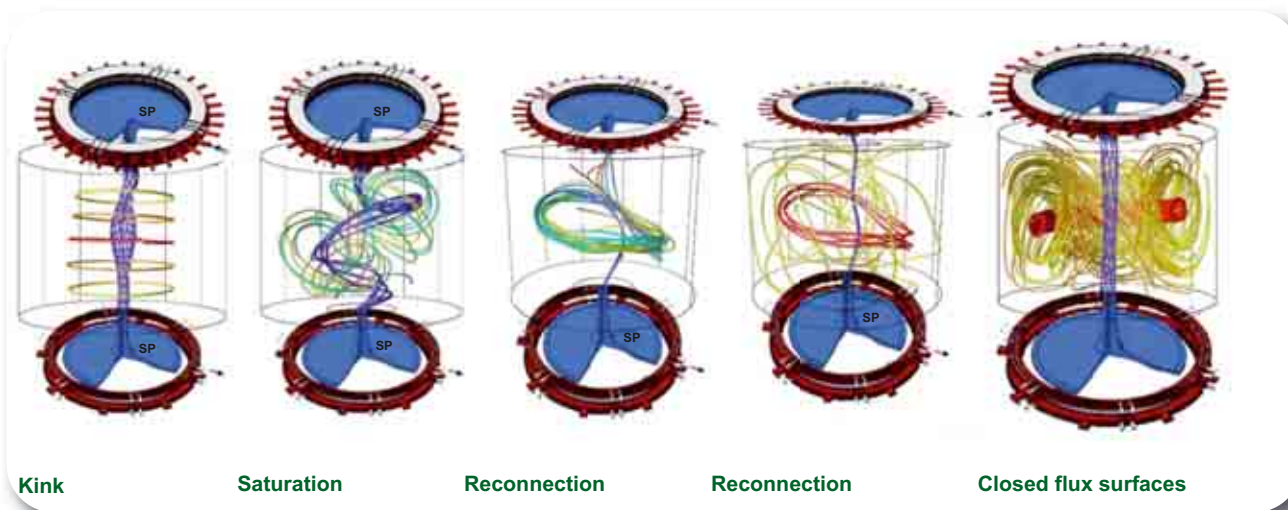
Più recentemente l'attività in fisica teorica dei plasmi è andata spostandosi, con sempre maggior enfasi sulle tematiche di frontiera riguardanti il reattore a fusione, come il trasporto turbolento di particelle e energia, il riscaldamento del plasma mediante onde a frequenze radio o utilizzo di fasci di particelle neutre ad alta energia, allo scopo di creare le condizioni ottimali per l'accensione del plasma termonucleare, e la fenomenologia prodotta dalla presenza di una sorgente intensa di densità di potenza nella componente sovratermica associata ai prodotti di fusione carichi (particelle alfa). Per lo studio di questi molteplici aspetti, che si influenzano a vicenda determinando le dinamiche del plasma ignito sui tempi lunghi, caratterizzandolo come un sistema complesso, è indispensabile l'utilizzo di sofisticate simulazioni numeriche in stretto connubio con l'analisi teorico-formale.

Alcuni esempi di risultati numerici, ottenuti con simulazioni fatte sui più moderni calcolatori ad architettura parallela, sono riportati in figura e illustrano aspetti interessanti del comportamento dei plasmi termonucleari. Nei tre riquadri in alto, si può osservare la propagazione radiale di un pacchetto d'onda eccitato dall'interazione risonante onda-particella alfa. Il pacchetto d'onda ha massima ampiezza dove l'energia delle particelle alfa è svuotata (riquadri sottostanti, che ne riportano la variazione normalizzata) e, come una valanga, spostandosi segue le particelle dove la loro energia si accumula, amplificandosi mentre si propaga. Nei due riquadri in basso a sinistra, è riportato lo spettro di energia iniziale e finale di un pacchetto d'onda di questo genere. È importante controllare questi processi nel reattore per evitarne la perdita di efficienza e un possibile danneggiamento della prima parete. Nel riquadro in basso a destra, infine, è illustrato lo sparpagliamento radiale della turbolenza, responsabile del trasporto del plasma termico, che qui si assume inizialmente originata in uno strato localizzato.

Recently, the plasma theory activities have gradually shifted to increasingly emphasise advanced fusion reactor topics, such as turbulent transport of particles and energy, plasma heating by radio frequency waves or high energy neutral particle beams, aimed at creating optimal conditions for thermonuclear plasma burn, and phenomenology due to intense power density sources in the supra-thermal components associated with charged fusion products (alpha particles). To study these various interdependent aspects and determine the dynamics of an ignited plasma on the long times, characterizing it as a complex system, the use of sophisticated numerical simulations is indispensable, strictly connected with formal theoretical analyses.

Some numerical results, obtained by simulations with the most modern parallel computers, reported in figure, illustrate interesting aspects of thermonuclear plasma behaviours. In the top three frames, one can observe the radial propagation of a wave-packet excited by wave-alpha particle resonant interactions. The wave-packet amplitude is peaked where alpha-particle energy is emptied (lower frames, showing the respective normalized variation) and, like an avalanche, follows the particles while shifting to where the energy accumulates. In the bottom left two frames, the initial and final energy spectrum of such a wave-packet is reported. Controlling these processes in a reactor is important to avoid efficiency loss and possible damage to the first wall. In the bottom right frame, finally, radial spreading of turbulence is illustrated, which is responsible for thermal plasma transport and, here, is assumed to be initially created in a localized layer.

PROTO-SPHERA



Sequenza di formazione del plasma in PROTO-SPHERA.
 Sketches of PROTO-SPHERA plasma formation.



L'assemblaggio di PROTO-SPHERA.
 Construction of the PROTO-SPHERA load-assembly.

Vista dell'interno della macchina.
 Wide-angle view inside the machine.



Un futuro reattore a fusione basato su un toro sferico (ST) avrebbe il rilevante vantaggio di permettere una grande corrente di plasma in presenza di un campo magnetico non molto elevato. Tale configurazione magnetica concentrerebbe tuttavia la gran parte delle difficoltà ingegneristiche intorno al sottile "palo centrale" della macchina, dove i campi magnetici e di conseguenza le sollecitazioni elettromeccaniche sarebbero le più elevate, e che non potrebbe venir schermato dai neutroni prodotti dalle reazioni di fusione. In più, non resterebbe ulteriore spazio per un trasformatore centrale e quindi sarebbe necessario ricorrere a sistemi di "current drive" per sostenere la corrente del plasma del toro sferico: tali sistemi sarebbero particolarmente difficili da far funzionare, a causa della elevata corrente e densità del plasma ed alla bassa intensità del campo magnetico.

Una possibilità interessante è quella di sostituire la corrente nel "palo centrale" metallico con la corrente di un plasma che prenda la forma di uno "screw-pinch" (SP), e sia prodotta da elettrodi. In tal modo scomparirebbe il problema del danneggiamento neutronico ed inoltre, se si potesse ottenere iniezione di elicità magnetica e di corrente dal plasma dello "screw-pinch" centrale al toro sferico con sufficiente efficienza, si potrebbe sostenere la corrente di plasma I_p grazie ai rilassamenti ciclici della configurazione. L'esperimento PROTO-SPHERA realizzato in ENEA è una configurazione magnetica semplicemente connessa, composta da un toro sferico (di diametro esterno 0.7 m, con superfici magnetiche chiuse e corrente toroidale di plasma $I_p \leq 240$ kA) e da un arco di plasma d'idrogeno, che prende la forma di uno "screw-pinch" (con estensione del plasma da un elettrodo all'altro $L_{pinch} \approx 2$ m e diametro all'equatore ≈ 0.08 m) con linee di campo magnetico aperte e corrente tra gli elettrodi di 60 kA, alimentato da elettrodi anulari (raggio = 0.40 m e altezza = 0.04 m). L'esperimento è stato costruito negli anni 2007-2009 all'interno della camera da vuoto di START (che è stata gentilmente donata dalla Associazione Britannica Euratom-CCFE). PROTO-SPHERA dovrebbe iniziare le operazioni con il plasma nel 2011-2012.

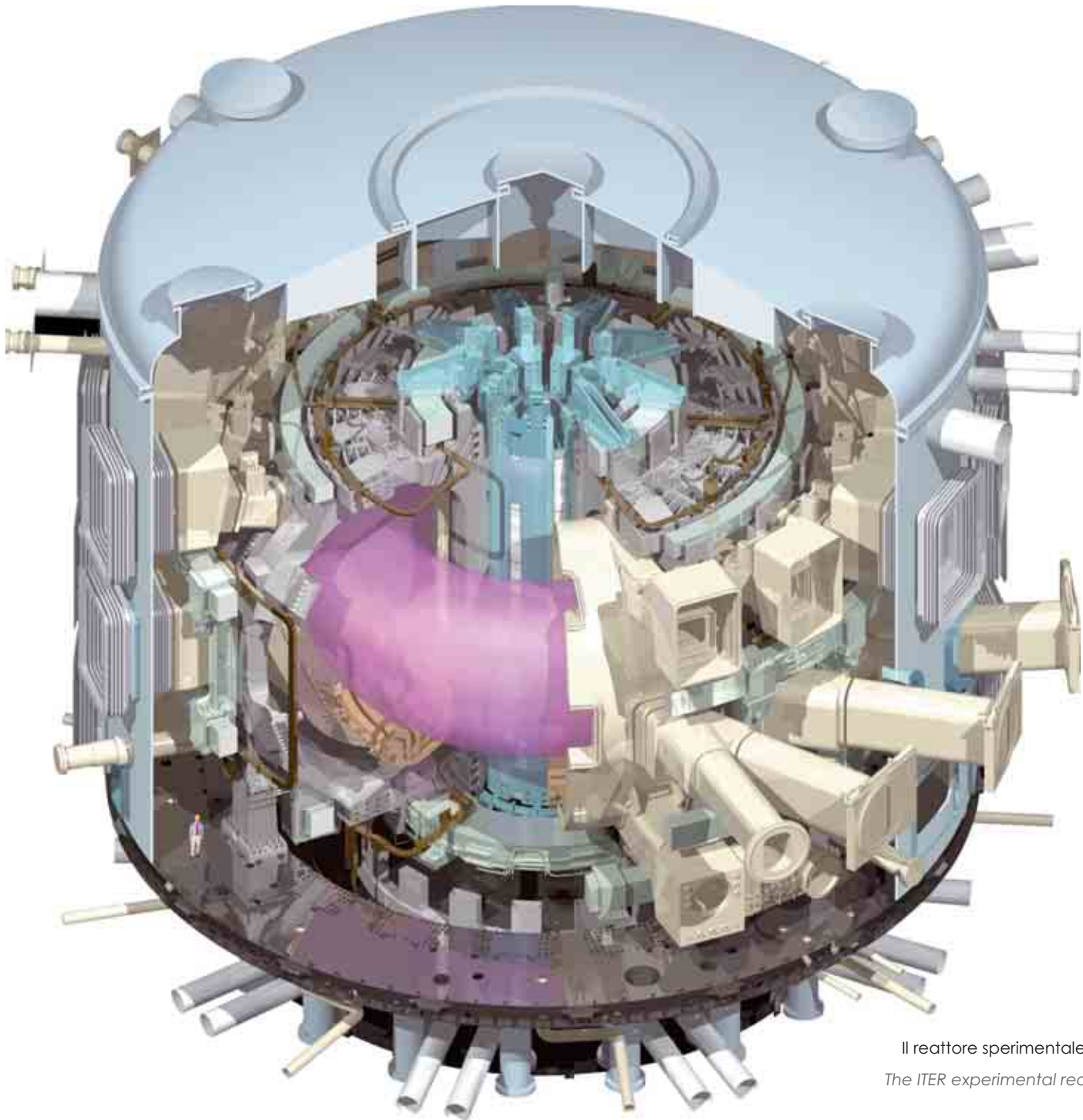
A spherical tokamak (ST) fusion power plant would have the important advantage of allowing for large toroidal plasma current with a low value of the toroidal magnetic field. However, it would unfortunately concentrate most of its engineering difficulties around the toroidal field centre stack, where the magnetic fields, and therefore, the electromechanical stresses, are greatest, and which, due to its slimness, cannot be shielded from neutrons. In the same way, the miniscule space allowable for a central transformer makes it mandatory to also sustain a magnetic fusion configuration of this kind through current drive, which would become particularly demanding, due to the large toroidal plasma current and density and to the low value of the toroidal magnetic field.

An intriguing alternative would be to substitute the metal centre post current with the current of a screw pinch (SP) plasma, driven by DC electrodes. In this way, the problem related to the above-mentioned damage of the central conductors disappears and the helicity injection from the SP into the toroidal plasma closed surfaces should be able to sustain I_p inside the ST, through cyclic reconnection oscillations of the magnetic configuration.

The PROTO-SPHERA experiment realized at ENEA in Frascati is a simply connected magneto-plasma configuration composed by a spherical torus (with external diameter 0.7 m, with closed flux surfaces and toroidal plasma current $I_p \leq 240$ kA) and by a hydrogen plasma arc, taking the form of a screw pinch with plasma length $L_{pinch} \approx 2$ m and midplane diameter ≈ 0.08 m fed by annular electrodes (radius = 0.40 m, height = 0.04 m) with open flux surfaces and plasma electrode current equal to 60 kA. The load assembly has been built inside the START vacuum vessel (donated by the Euratom-CCFE British Association) from 2007 to 2009. PROTO-SPHERA should start plasma operation in 2011-2012.

Il contributo a ITER

The contribution to ITER



Il reattore sperimentale ITER.
The ITER experimental reactor.

In parallelo all'avvio della sperimentazione col JET, all'inizio degli anni '80, in Europa venne avviata l'attività di progettazione del Next European Torus (NET), il passo successivo nel cammino verso il reattore a fusione. Venne costituito un NET Team a Garching, presso Monaco di Baviera, ospitato dall'Istituto di fisica del plasma della Max Planck Gesellschaft. Il direttore del Team ed altro personale chiave provenivano dall'ENEA. NET era giunto ad una fase avanzata di progettazione quando, nel 1985, nell'ambito delle discussioni tra Gorbachev e Reagan miranti a superare lo stallo nelle relazioni internazionali legato alla guerra fredda, fu presa la decisione di intraprendere un'impresa in comune di grande scala nel campo della fusione. L'Europa aderì alla collaborazione internazionale per tale impresa, l'International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER, nel quale NET fu in buona parte traghettato.

Venne quindi costituito, sempre a Garching, un nuovo gruppo internazionale di progetto, formato da Europa, Stati Uniti, Unione Sovietica e Giappone, che intraprese le Conceptual Design Activities di ITER. Negli anni successivi si aggiunsero anche la Repubblica Popolare di Cina, la Corea del Sud e infine l'India. Il risultato delle Engineering Design Activities, negli anni '90, fu un progetto di macchina di grandi dimensioni che avrebbe dovuto produrre con alta probabilità un plasma ignito. Nel 2001 il costo eccessivo di questo progetto portò alla decisione di adottare parametri meno ambiziosi. Si optò per una macchina di dimensioni e costo circa metà di quelli originari, che mira a produrre circa 500 MW di potenza di fusione per tempi lunghi, alcuni minuti, con un guadagno di potenza di circa 10. I paesi coinvolti in ITER parteciparono, oltre che con proprio personale nel gruppo di progetto, con attività di ricerca e sviluppo. In Europa l'Euratom costituì, attraverso lo European Fusion Development Agreement, un gruppo dedicato per gestire le attività di R&S per ITER nei paesi associati all'Euratom. Nel 2007 è stato costituito l'European Joint Undertaking for ITER and the Development of Fusion Energy (F4E) per realizzare e fornire il contributo europeo alla costruzione di ITER, avviata in quell'anno.

In parallel with the start of the experiment JET, early 80s, in Europe, was the start of the design of the Next European Torus (NET), the next step on the path towards a fusion reactor. The NET European team was established in Garching, near München, hosted by the Institute of Plasma Physics of the Max Planck Gesellschaft. The Director of Team and other key personnel came from ENEA. A very advanced engineering project and plant was produced when, in 1985, in discussions between Gorbachev and Reagan aimed at breaking the deadlock in international relations related to the Cold War, the decision was taken to launch a large-scale joint undertaking in fusion. Europe joined the international collaboration on such undertaking, the "International Thermonuclear Experimental Reactor", ITER, into which NET was re-directed. A new international project group, from Europe, U.S., USSR and Japan was therefore formed, still in Garching, who undertook the Conceptual Design Activities of ITER. In the following years the People's Republic of China, South Korea and finally India joined the project. The result of the Engineering Design Activities, carried out in the 90s, was the design of a large device that would produce with high probability an ignited plasma. In 2001, the excessive cost of this project led to the decision to adopt less ambitious parameters. The decision led to a machine with size and cost of about half of the original ones, which aims at producing about 500 MW of fusion power for a long time, several minutes, with a power gain of about 10. The ITER parties, participated in R&D activities as well as with their staff in the project team. In Europe, the Euratom formed, through the European Fusion Development Agreement, a dedicated group, also located in Garching, to manage R&D for ITER countries associated with Euratom. In 2007 the European Joint Undertaking for ITER and the Development of Fusion Energy (F4E) has been established to realize and provide Europe's contribution to the ITER construction that started in that year.



Cavo-in-condotto per i magneti poloidali di ITER (sinistra); particolare del conduttore per il magnete toroidale di ITER (destra).

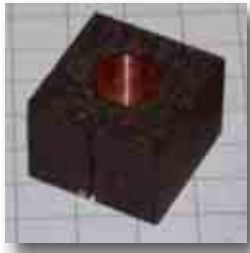
Cable-in-conduit for the ITER poloidal field coil (left); particular of the ITER toroidal field coil conductor (right)

I cavi per i magneti superconduttori

The cables for the superconducting magnets

L'ENEA ha coordinato l'attività europea per la realizzazione e i test di prova di tutti i prototipi europei dei conduttori del tipo cavo-in-condotto (CIC), per i magneti di ITER. Essi consistono in un cavo superconduttore contenuto in una guaina metallica all'interno della quale scorre il liquido refrigerante (elio). Fra questi, il conduttore in Nb_3Sn utilizzato nel prototipo delle bobine per il campo magnetico toroidale, detiene tuttora il record mondiale di corrente (80 kA) in un magnete. Questo tipo di cavi è costituito da una corda di circa 1400 fili intrecciati, di cui circa 500 fili di rame puro e 900 fili di rame contenente filamenti di Nb_3Sn superconduttore nei quali scorre la corrente operativa (mentre il rame ha la funzione di stabilizzatore). Il cavo così ottenuto viene inserito nel condotto di acciaio e compattato in modo da rendere la corda stabile e ben ingaggiata con il condotto stesso. Il canale centrale serve a mantenere bassa l'impedenza idraulica per la circolazione forzata di elio. Poiché il Nb_3Sn è piuttosto fragile, nel processo di produzione si utilizzano fili in cui il niobio e lo stagno sono contenuti separatamente e non reagiti. Solo dopo che è avvolto nella sua forma definitiva, il magnete viene sottoposto al trattamento termico per la formazione del conduttore in forma di composto Nb_3Sn . La realizzazione del prototipo di bobina per ITER, che ha visto l'ENEA fra i principali protagonisti, ha dimostrato la fattibilità industriale dei grandi magneti superconduttori in Nb_3Sn con la tecnica sopra descritta (wind&react).

ENEA coordinated the activities for manufacture and testing of all the European prototypes of the cable-in-conduit (CIC) conductors for ITER magnets. This type of conductor consists of a superconducting cable inserted in a stainless steel tube where coolant (liquid helium) is forced to flow. Among these conductors, the Nb_3Sn one used to wind the model coil for the toroidal field ITER magnet continues to maintain the world record for the highest current (80 kA) ever carried by a conductor in a coil. This type of CICC is made of a rope of about 1400 twisted strands, about 500 of pure copper and 900 of copper containing thousands of superconducting Nb_3Sn filaments: the operative current is actually carried by these superconductive filaments while the copper acts as stabilizer. The rope is then inserted in a stainless steel jacket, which is then compressed in order to make the cable more compact and well-engaged with the conduit tube itself, and to become more stable from a mechanical point of view. The central channel is necessary for lowering hydraulic impedance to the forced helium flow. Nb_3Sn is quite brittle, so in the production process they use wires where the components Niobium and Tin are separate. Only after having wound the coil into its final shape does the magnet undergo the heat treatment to allow Nb_3Sn formation. The manufacturing of the model coil for the ITER toroidal magnetic field, in which ENEA played a fundamental role, demonstrated the industrial feasibility of large magnets made of Nb_3Sn utilizing the above mentioned technique (called wind&react).



Campioni di componenti "monoblocco" in CFC e tungsteno realizzati e testati ad alto flusso termico per la qualifica della tecnologia di giunzione "Hot Radial Pressing".

Mock ups of "monoblock" components realized and tested under high heat flux to qualify the "Hot Radial Pressing" joining technique.



Prototipo di parte del divertore di ITER che ha superato il processo qualifica della tecnologia di costruzione. Costruito con monoblocchi in composito di grafite 3D e monoblocchi in tungsteno attraverso tecniche Pre-Brazed Casting e Hot Radial Pressing. Ha resistito a 20 MW/m^2 raggiungendo temperature superficiali di 2000°C . (Prototipo realizzato da Ansaldo su specifiche ENEA).

ITER divertor mock-up that has passed the qualification process for manufacturing technology. It consists of Carbon-Carbon fibre composite and tungsten blocks and was manufactured by using Pre-Brazed Casting and Hot Radial Pressing technologies. It withstood heat fluxes of 20 MW/m^2 reaching a surface temperature of 2000°C . (Prototype realized by Ansaldo on ENEA specification).



Campioni di componenti per prima parete rivestiti di con strati di tungsteno spessi fino a 5 mm tramite tecniche di plasma spray.

Mock up of first wall component armoured with tungsten coating up to 5 mm thick by plasma spray technique.

Tecnologie per componenti ad alto flusso termico

Technologies for high heat flux components

L'esperienza acquisita dai laboratori nel campo delle giunzioni fra materiali ceramici e materiali metallici, delle tecnologie del vuoto e delle alte pressioni, è stata applicata con successo alla costruzione dei componenti affacciati al plasma di macchine tokamak, in particolare di ITER, che devono sostenere carichi termici elevatissimi. Tali carichi termici impongono di proteggere opportunamente i tubi di refrigerazione con rivestimenti di materiale refrattario, dette tegole, quali il tungsteno (W) o Compositi in Fibra di Carbonio in matrice di Carbonio (CFC): in uno spessore dell'ordine della decina di mm si possono avere, in condizioni estreme di funzionamento, differenze di temperatura di 2000 °C.

Per la realizzazione di questi componenti, ENEA ha messo a punto un processo di fabbricazione in due fasi. Nella prima fase il materiale di protezione viene preparato con la deposizione di un adeguato spessore di rame di *interlayer*. Nel caso delle tegole in CFC, tale operazione richiede una particolare procedura di attivazione della superficie interna del foro della tegola (*Pre-Brazed Casting*). Tale procedura coperta da brevetto è stata sviluppata da ENEA ed utilizza materiali e leghe reperibili sul mercato. Nel caso di tungsteno è sufficiente la fusione del rame, a 1200 °C, sulla superficie da utilizzare. La seconda fase consiste nella saldatura per diffusione delle "tegole" con il tubo di lega di rame, e si ottiene attraverso la tecnica di HRP (*Hot Radial Pressing*). In questo processo il prototipo viene riscaldato in vuoto alla temperatura di 600 °C, il tubo di rame viene quindi pressurizzato all'interno attraverso argon a 60 MPa e viene tenuto in queste condizioni il tempo necessario per far avvenire la diffusione. Molti prototipi sono stati costruiti e provati in condizioni simili a quelle di lavoro in ITER. A seguito degli ottimi risultati ottenuti dai prototipi ENEA (flusso termico massimo 35 MW/m²), ENEA ed Ansaldo hanno partecipato con successo al processo di qualifica delle tecnologie di costruzione della parte verticale interna del divertore di ITER.

The experience gained at ENEA Frascati laboratories on joining ceramic materials to metals, and on vacuum and high pressure technologies has been successfully used for the manufacture of plasma-facing components for tokamaks and in particular for ITER. These components must sustain very high thermal loads and for this reason the cooling tubes have to be protected by armouring materials such as tungsten (W) or Carbon-Carbon fibre composites (CFC): within a 10 mm thickness there may be up to a 2000 °C variation of temperature under extreme working conditions.

In order to realize such components, ENEA developed a process consisting of two main phases. The first phase is the preparation for armour material by casting a suitable copper inter layer. In the case of CFC, a particular activation procedure is required (Pre-Brazed Casting). This procedure was developed by ENEA and is protected by a patent. In case of tungsten (W) a simple copper casting at 1200 °C is sufficient. The second phase consists in diffusion welding of the armour to the copper alloy tube and it is obtained by HRP (Hot Radial Pressing). In this process the component is heated in vacuum to 600 °C while the tube is pressurized up to 60 MPa for the time required to obtain a sound joint. Several mock-ups have been manufactured and tested under ITER-like working conditions. Following the successful results obtained by the ENEA mock-ups (maximum thermal flux 35 MW/m²) ENEA and Ansaldo have concluded the European qualification process and are now qualified for the ITER divertor inner vertical target procurement.



Prototipo della cassetta del divertore di ITER.

ITER divertor cassette prototype.

Il ricondizionamento della cassetta del divertore

The refurbishment of the divertor cassette

P

Poiché le cassette del divertore devono essere sostituite e revisionate molte volte durante la vita operativa di ITER, a causa del danneggiamento dei componenti sottoposti a intensi flussi termici e neutronici, occorre che le operazioni di manutenzione siano eseguite rapidamente e con un alto standard di sicurezza e affidabilità. Esse prevedono la rimozione della cassetta con estrazione dalla camera da vuoto di ITER, il suo ricondizionamento in cella calda e poi la sua reinstallazione. Queste operazioni comportano la connessione e disconnessione dei componenti della cassetta esposti al plasma, chiamati anche bersagli, il taglio e la saldatura dei tubi di raffreddamento come pure la sostituzione dei sistemi diagnostici inseriti nella cassetta stessa. Prima di rimuovere la cassetta, debbono essere eseguite anche le operazioni di svuotamento e asciugatura del circuito di raffreddamento ad acqua.

ENEA ha partecipato sin dall'inizio (1996) alle attività di ricerca e sviluppo per lo studio del processo di manutenzione e ricondizionamento del divertore di ITER ed è oggi uno dei principali attori nello sviluppo e prova delle procedure remotizzate e nella progettazione dei dispositivi necessari per l'esecuzione di tali operazioni. Presso la *Divertor Refurbishment Platform* (DRP) ENEA del Brasimone è stata effettuata una campagna di prove su un prototipo della cassetta del divertore di ITER, consistenti in due operazioni complete di assiemaggio e smontaggio dei tre bersagli. Lo scopo delle prove era quello di validare le procedure e gli strumenti già sviluppati al tal fine, e di valutare il progetto della cassetta dal punto di vista della sua manipolazione remota. Sono stati condotte anche prove idrauliche in condizioni stazionarie e transienti, fino ad una pressione di 40 bar dell'acqua di raffreddamento.

Since the divertor cassettes need to be removed and reinstalled after refurbishment several times during ITER operating life due to damage of components resulting from the intense thermal fluxes and neutron bombardment, the refurbishment of these components must be rapid and be performed with high standards of safety and reliability. These maintenance operations will require remote attachment and detachment of the plasma facing components (also called targets), cutting and welding of the cooling pipes, as well as the substitution of the diagnostic systems installed in the cassette. Before removing the cassette, draining and drying operations must also be performed on the water cooling system.

Since their inception in 1996, ENEA has participated in the R&D activities for studying the the ITER divertor refurbishment process, and today, it is one of the main partners for the development and testing of the remote handling procedures, as well as for the design of the necessary equipment. A test campaign has been performed on the Divertor Refurbishment Platform (DRP) at the ENEA Brasimone on a prototype of the cassette, consisting of two complete operations of assembly and disassembly of the three targets. The tests were aimed at validating the procedures and the tools developed specifically for that purpose, and at evaluating the suitability of the cassette design for remote handling. Hydraulic tests have also been performed under both steady-state and transient conditions with cooling water pressures of up to 40 bar.



Impianto di prova per gli anelli di serraggio del magnete toroidale. Sotto: particolare dell'impianto con, in evidenza gli anelli, in fibra di vetro.
Machine for testing the toroidal field coils pre-compression rings. Below: a detail showing, in the foreground, the glass fiber rings.

Anelli di serraggio per il magnete toroidale

Toroidal magnet pre-compression rings

Per quanto riguarda le caratteristiche meccaniche ed elettriche, il sistema di precompressione del magnete toroidale di ITER ha requisiti tali da richiedere lo sviluppo e la caratterizzazione di un materiale non convenzionale di elevata resistenza meccanica e bassissima o, preferibilmente, nulla conducibilità elettrica per prevenire la formazione di correnti indotte che, oltre a sottrarre flusso magnetico al plasma, originerebbero sollecitazioni ulteriori alla struttura.

ENEA ha sviluppato un materiale composito costituito da fibre di vetro unidirezionali ad alta resistenza impregnate sotto vuoto con resina epossidica. Dopo aver realizzato componenti in piccola scala per ottimizzare la composizione del materiale tramite prove meccaniche di trazione, taglio e creep, sono stati costruiti degli anelli in scala 1:5 che sono stati sottoposti a prove di rottura in una speciale macchina di prova.

Le prove di trazione su provini lineari hanno fornito valori della resistenza a rottura di 2200 MPa a temperatura ambiente e di 2766 MPa a 77 K. I test effettuati su 5 anelli in scala 1:5 con un diametro di 1 metro, realizzati da un'industria italiana su specifiche fornite da ENEA, hanno dimostrato che la resistenza a rottura degli anelli è molto elevata e idonea per l'utilizzo in ITER. Il valore massimo di resistenza a trazione è pari a circa 1830 MPa e il valore medio è superiore a 1400 MPa. I risultati sono in accordo con i massimi attesi secondo i dati forniti dal produttore del materiale base e sono molto migliori di quelli ottenibili con materiali metallici.

The requirements of the pre-compression system of the ITER toroidal magnet system are so demanding, both in terms of mechanical and electric properties, that a new, non conventional material must be developed with very high mechanical strength and very low, or even zero electrical conductivity in order to prevent induced currents and additional strain in the structure, and reduction of magnetic flux from the plasma.

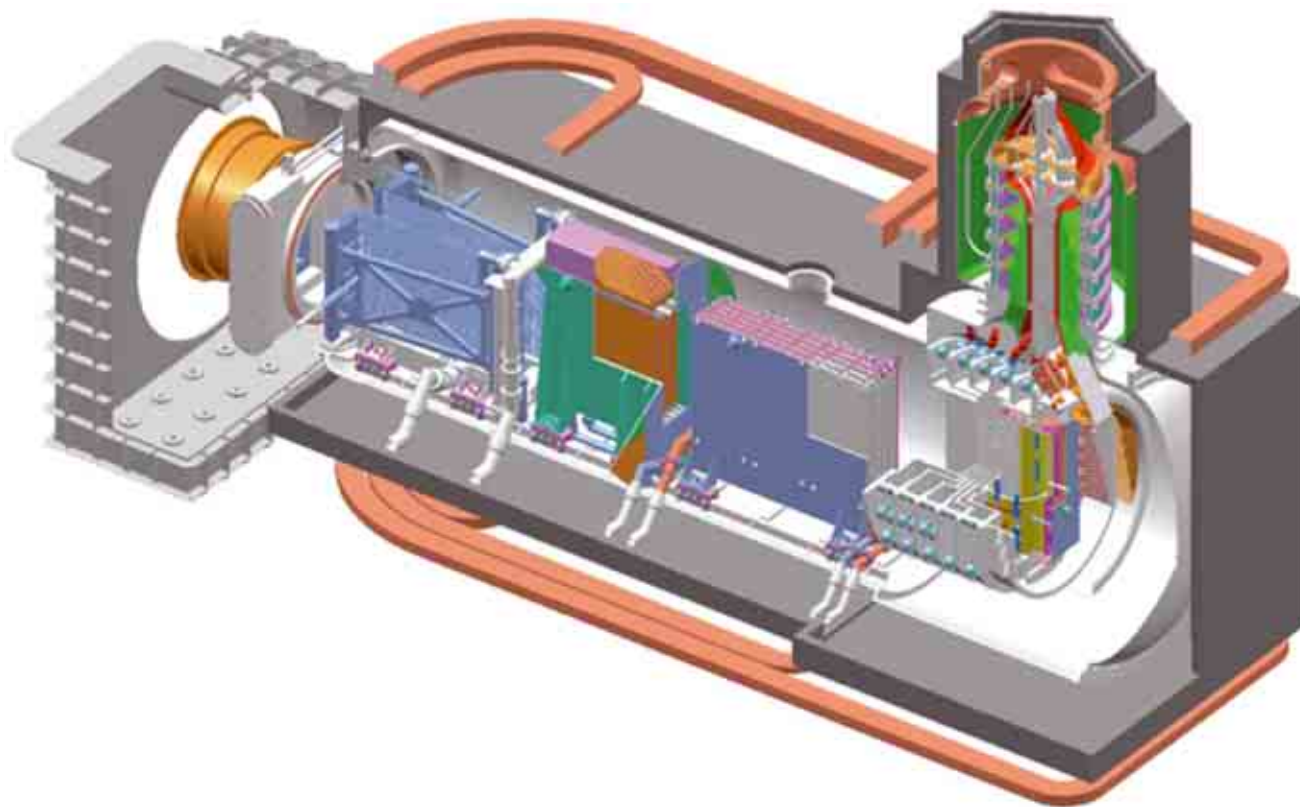
ENEA developed and characterized a non conventional material made of vacuum impregnated unidirectional glass fibers. After the fabrication of small samples for optimizing the material by tensile, shear and creep tests, 1:5 scaled mock-ups were fabricated and tested in a special test rig.

The tensile tests on linear samples have given a tensile strength of 2200 MPa at room temperature and of 2766 MPa at 77 K. The tests performed on 5 rings 1:5 scale a diameter of 1 meter, realized by an Italian firm on the basis of the ENEA specification, have shown a very high tensile strength well suitable for the utilization in ITER. The maximum value was of about 1830 MPa and the average one was larger than 1400 MPa. These results are the best achievable according to the data provided by the material producer, and superior than those that could be obtained with metallic materials.



Veduta degli edifici che ospiteranno l'impianto di prova del sistema di iniezione di neutri per ITER nell'area di Ricerche del CNR - Consorzio RFX a Padova.

Architectural view of the buildings that will host the ITER Neutral Beam Test Facility in the CNR Research Area – Consorzio RFX in Padua.



Schema dell' iniettore di neutri che sarà realizzato e provato presso il Consorzio RFX.

Layout of the neutral beam injector to be built and tested at Consortium RFX.

Impianto di prova del sistema di iniezione di neutri

Neutral beam injector test facility

In ITER il plasma di deuterio e trizio verrà riscaldato da sistemi a radiofrequenza e da fasci di neutri fino a raggiungere un guadagno di potenza di un fattore 10. Il riscaldamento mediante fasci di neutri sarà realizzato tramite due (aumentabili a tre) iniettori che forniranno complessivamente fino a 33 MW (50 MW) di potenza. Ciascun iniettore è composto da una sorgente di ioni negativi, un acceleratore elettrostatico, un neutralizzatore, un separatore di ioni residui e infine un calorimetro. L'acceleratore dovrà lavorare a 1 MV e fornire una corrente fino a 40 A con impulsi di durata fino a un'ora. Per sviluppare e provare gli iniettori da installare su ITER, verrà realizzato a Padova un laboratorio idoneo a ospitare il prototipo, verificarne il funzionamento prima della realizzazione degli iniettori da installare su ITER, assistere ITER durante le operazioni e infine garantire le necessarie attività di ricerca e sviluppo per DEMO.

La realizzazione dell'impianto dovrà avvenire entro un termine tale da consentire almeno cinque anni di sperimentazione prima dell'inizio delle operazioni di ITER. Padova, con le competenze presenti presso il laboratorio del Consorzio RFX, l'Università e l'INFN di Legnaro, fornirà le infrastrutture e le competenze necessarie per ospitare l'impianto e realizzare e mettere in funzione l'iniettore, con la collaborazione dei laboratori di Culham (UK), Garching (Germania), Cadarache (Francia), Naka (Giappone) e di Bhat (India).

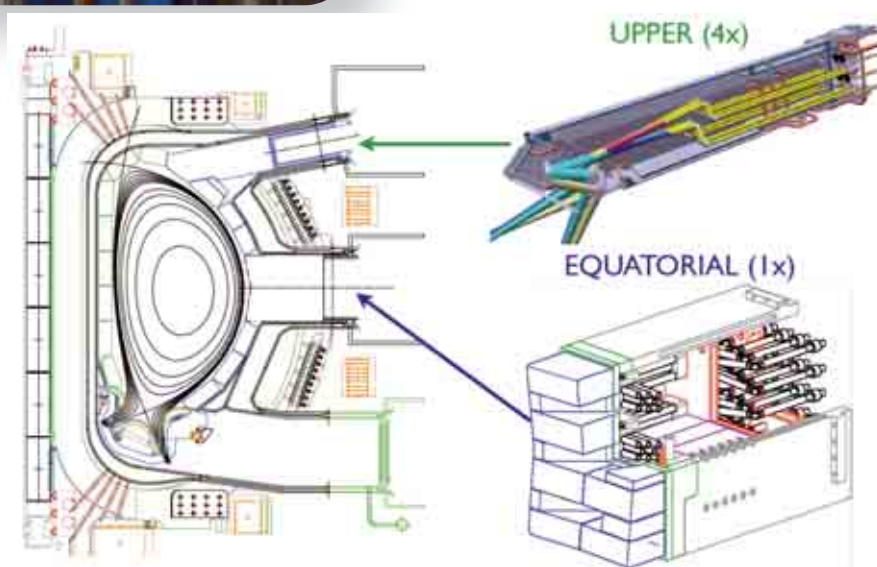
In ITER, auxiliary heating power will be applied to heat a deuterium tritium plasma in order to achieve a power gain of 10. The auxiliary system will be based on radio frequency and Neutral Beam Injector (NBI) systems. The NBI system will consist of two (or three) injectors designed to provide 33 MW (50 MW) of heating power. The main components of each injector are a negative ion source, an electrostatic accelerator, a neutralizer, a residual ion dump and a calorimeter. The accelerator is designed to operate at 1 MV with a current of 40 A with pulses of one hour. In order to develop and test the NBI for ITER, a Test Facility will be built in Padova also aimed at assisting ITER during NBI operations and at continuing the necessary R&D for DEMO.

The construction and operation planning of the Test Facility will allow for at least five years of testing before the start of full ITER operation. Padua, through use of the laboratories of the Consorzio RFX, INFN Legnaro, and the University of Padova, will provide the necessary competence to realize and operate the facility, and test the injector. The project will be carried out in close collaboration with European laboratories in Culham (UK), Garching (D), Cadarache (F) and international laboratories in Naka (J) and Bhat (I).



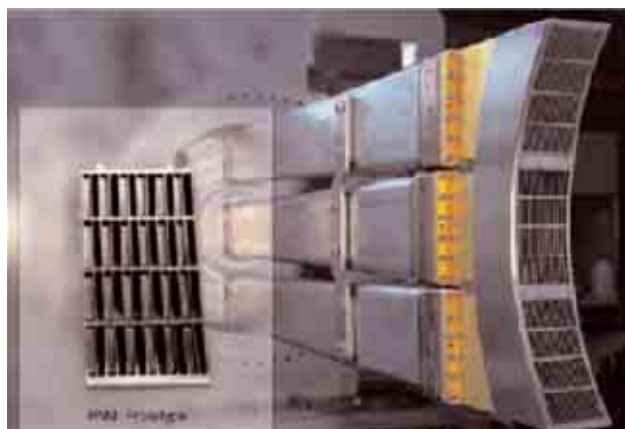
Prototipo di carico bolometrico da 2 MW.

Prototype of the 2 MW bolometric load.



Rappresentazione schematica del sistema di lancio ECRH di ITER.

Schematic representation of the ECRH launching system in ITER.



L'antenna PAM installata nel lanciatore LH di FTU.

The PAM antenna installed in the FTU LH launcher.

Electron Cyclotron Resonance Heating (ECRH) & Lower Hybrid Current Drive (LHCD)

L'impianto di riscaldamento addizionale ECRH di ITER è in grado di rilasciare nel plasma circa 20 MW di potenza di radiofrequenza a 170 GHz. Un Consorzio tra l'Istituto di Fisica del Plasma di Milano (IFP) e partner tedeschi, svizzeri e greci è impegnato in un programma di R&S teso a produrre un prototipo di gyrotron da 2 MW, CW. In questo ambito l'IFP ha realizzato il prototipo di carico bolometrico capace di assorbire e misurare la potenza prodotta dal gyrotron. È inoltre coinvolto in calcoli predittivi sulla propagazione delle onde EC nel plasma, attraverso due sistemi di lancio, uno equatoriale (EL) e uno superiore (UL), e nell'ottimizzazione delle ottiche interne dell'UL. Nell'ambito di un Consorzio europeo con partner tedeschi, svizzeri e olandesi appositamente creato per realizzare l'UL, l'IFP ha il compito di sviluppare un sistema automatico di controllo in *feedback* dei modi instabili, comprendente il riconoscimento di una piccola isola magnetica in crescita, la decisione di orientare opportunamente gli specchi del lanciatore per il conseguente irraggiamento con i corretti valori di potenza e durata d'impulso.

ENEA e CEA collaborano alla progettazione del sistema LH per ITER (5 GHz, 20 MW) che, sebbene non incluso nel progetto iniziale, potrebbe essere realizzato e installato in seguito, in tempo per le operazioni con regimi avanzati ($Q = 5$, stato stazionario). Infatti, è dimostrato sperimentalmente che onde LH generano corrente nella regione esterna del plasma con efficienza superiore ad altri sistemi. Nell'ambito della collaborazione viene sviluppato il progetto di antenna per il sistema LH basata sul concetto *Passive Active Multijunction* (PAM) che, oltre alla capacità di operare in continua, mostra ottime caratteristiche in termini di accoppiamento della potenza al plasma per densità molto basse, permettendo quindi all'antenna di restare lontana dal plasma. Un primo esperimento su FTU ha validato le attese caratteristiche di accoppiamento del PAM, e un secondo esperimento sul tokamak TORE SUPRA (CEA, Cadarache) sta dimostrandone anche la validità tecnica per impulsi lunghi.

The ECRH auxiliary heating system delivers 20 MW of radio frequency power at 170 GHz into the ITER plasma. A European Consortium between Istituto di Fisica del Plasma, Milan and German, Greek and Swiss partners is carrying out an R&D program aimed at producing a prototypal 2 MW, CW gyrotron. In this frame, IFP has developed an original matched calorimetric load capable of absorbing and measuring the radiation power produced by the gyrotron. IFP has been involved since long in the predictive studies of the mm-wave beam propagation through the plasma for two launchers, the equatorial (EL) and the upper launcher (UL), and in the optimization of the optics inside the UL. In the frame of a Consortium, together with German, Swiss and Dutch partners, purposely organized to realize the UL, IFP is developing an automatic feedback control system of the unstable modes, capable of recognizing a small growing island, making the launcher mirrors deposit the power on the magnetic perturbation, and irradiating with the correct power level and time duration.

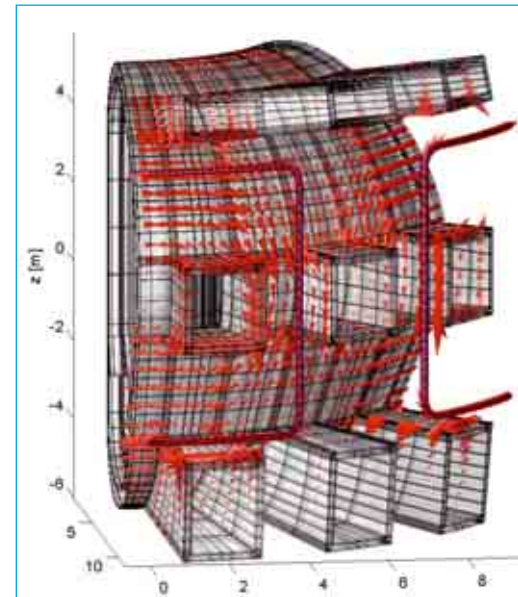
*ENEA and CEA are collaborating to the design of the ITER LH system (5 GHz, 20 MW) that, although not included in the starting baseline, could be realized and installed later, in time for the advanced mode operation ($Q = 5$, steady state). In fact, it has been demonstrated by experiments that LH wave can drive the current in the outer plasma region more efficiently than other systems. In the frame of such collaboration, LH antenna design is developed, based on the *Passive Active Multijunction* (PAM) concept that, beside the capability of CW operation, has good power-to-plasma coupling properties for very low plasma densities, thus allowing the antenna to be located far and protected from the plasma. The expected good coupling characteristics of PAM have been validated in a recent experiment in FTU, a new experiment is now in progress in tokamak TORE SUPRA (CEA, Cadarache). A demonstrating the technical validity of the concept also for long pulses.*

Analisi elettromagnetiche e strutturali

Electromagnetic and structural analyses

Una caratteristica dei tokamak è la presenza di campi magnetici variabili e delle conseguenti correnti indotte che debbono essere considerate tra i carichi di progettazione. L'ENEA è stata tra i primi a sviluppare competenze in questo settore che richiede di simulare sulla base di evidenze sperimentali e di modelli teorici l'andamento della corrente di plasma nelle varie fasi di funzionamento. Solo dopo aver analizzato i carichi termici dovuti ai neutroni e quelli dovuti alle correnti indotte è possibile procedere con le analisi termo strutturali con l'impiego di molti sistemi di codici. Il progetto della camera da vuoto e del *blanket* in ITER è fortemente influenzato dagli effetti delle correnti parassite che fluiscono nella struttura metallica a seguito di rapide variazioni del campo magnetico poloidale o dell'azzeramento della corrente di plasma in una disruzione, come pure del movimento verticale del plasma nella camera. Gli sforzi elettromagnetici che ne conseguono possono raggiungere valori elevati, come pure le perdite ohmiche nelle strutture. Il Consorzio CREATE, in collaborazione con società di ingegneria italiane, conduce le analisi elettromagnetiche delle strutture che circondano il plasma. Il codice CARIDDI si adatta bene a questo tipo di analisi, grazie alla possibilità di discretizzare alquanto finemente in geometria 3D le strutture. Il codice fornisce la distribuzione delle correnti parassite, calcolate in funzione del tempo. L'elaborazione ulteriore dei dati può condurre al calcolo puntuale degli sforzi elettromagnetici, come pure alla distribuzione della potenza ohmica dissipata.

A peculiar feature of a tokamak is the presence of sudden variations of the magnetic fields and the subsequent eddy currents that must be taken into account in calculating the design loads. ENEA has been among the first to develop expertise in this area that requires simulations based on experimental evidence and theoretical models of the evolution of plasma current in the various stages of operation. Only after analyzing the thermal loads due to neutrons and the loads due to eddy currents the structural thermal analysis can proceed by managing many code systems. The engineering design of the vacuum vessel and blanket in ITER is strongly affected by the effects of eddy currents flowing in the metallic structure due to rapid changes in the poloidal magnetic field, or to plasma current quench in a disruption, or to vertical movements of the plasma column. The consequent severe electromagnetic force and ohmic losses must be carefully computed. The CREATE Consortium, in collaboration with Italian engineering companies, carries out the electromagnetic analyses of the structures surrounding the plasma. The code CARIDDI is well suited for this analysis, since it allows a fine 3D discretization of the metallic components. The output of the code is a pattern of the eddy currents versus time. The electromagnetic body forces can be then computed, as well as the ohmic power distribution.



Percorso delle correnti parassite (in rosso) nella camera da vuoto di ITER.

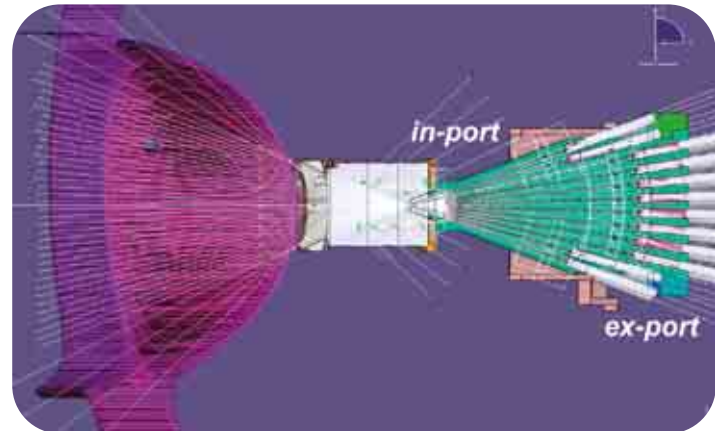
The pattern of eddy currents (in red) in the ITER vacuum vessel structure.

Analisi neutroniche

Neutronic analyses

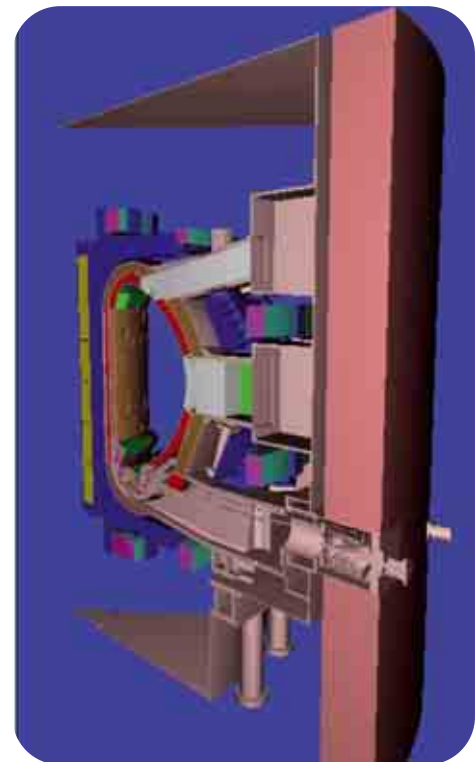
ZENEA ha partecipato attivamente alla progettazione dei componenti interni di ITER fornendo importanti contributi nei calcoli neutronici. Fin dall'inizio, infatti, le analisi neutroniche hanno accompagnato ed influenzato la progettazione della prima parete, del mantello schermante, del divertore, e di tutte le aperture per diagnostiche, sistemi di riscaldamento ecc., per assicurare che i componenti permanenti più esterni, principalmente i magneti superconduttori, fossero adeguatamente schermati dai neutroni generati nel plasma dalle reazioni di fusione. Di fatto, il progetto dei componenti più interni ha dovuto tener conto degli effetti di danneggiamento subito dai materiali a causa dei neutroni (riscaldamento nucleare, rigonfiamento, indurimento, trasmutazioni nucleari, degradazione delle proprietà termomeccaniche), per i quali sono stati condotti calcoli molto estesi ed accurati. È stato anche necessario calcolare la radioattività indotta dai neutroni nei vari componenti del reattore, in particolare quelli per cui si prevede una manutenzione periodica, e la dose conseguente al personale. ENEA progetta inoltre il multicollimatore per neutroni per la misura della potenza di fusione in ITER.

ENEA has actively participated in the design of ITER internal components with major contribution in neutronics calculations. Since the beginning, in fact, the neutron analysis have accompanied and influenced the design of the first wall, shielding blanket, divertor, and all openings for diagnostic, heating systems etc., to ensure that the outer permanent components, mainly the superconducting magnets, were adequately shielded from neutrons generated by fusion reactions in the plasma. In fact, the design of internal components had to take into account the effects of neutron induced damage sustained by the materials (nuclear heating, swelling, hardening, nuclear transmutations, degradation of thermo-mechanical properties), for which extensive and accurate calculations were carried out. It was also necessary to calculate the neutron-induced radioactivity in various reactor components, in particular those for which it is expected periodic maintenance, and the consequent dose to the personnel. ENEA is also designing the radial neutron camera for the measurement of the ITER fusion power.



Disegno del multicollimatore radiale per neutroni.

Layout of the radial neutron camera.



Modello MCNP di un settore di 40° di ITER.

MCNP model of a 40° sector of ITER device.



Sezione di prova di mantello triziogeno HEXCALIBER (HE-FUS 3 EXperimental CAssette of Lithium BERYllium Pebble Beds).
Tritium breeding blanket test section of HEXCALIBER (HE-FUS 3 EXperimental CAssette of Lithium BERYllium Pebble Beds).

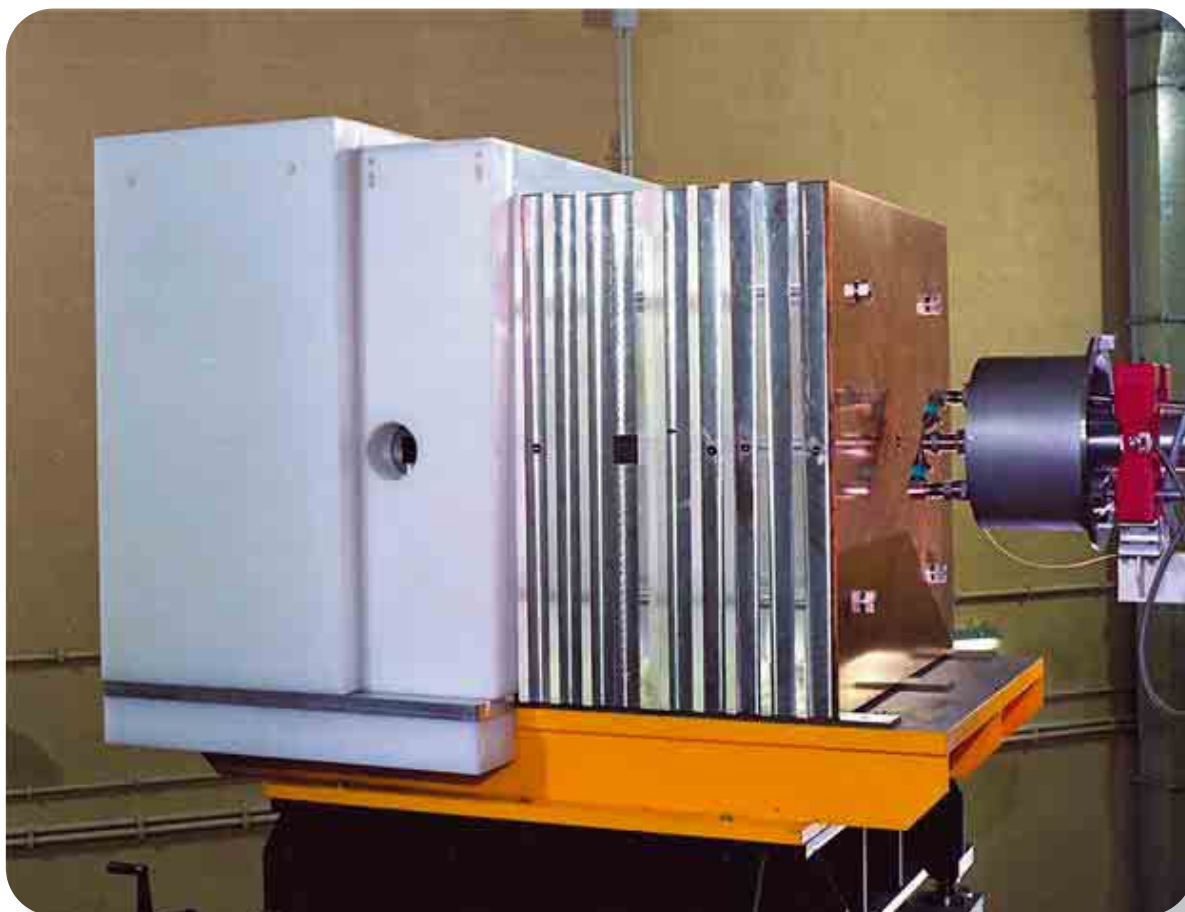
Prototipi di mantelli triziogeni

Test blanket modules

I reattori a fusione di prima generazione utilizzeranno la fusione dei due isotopi pesanti dell'idrogeno, il deuterio e il trizio (ciclo DT). Mentre il deuterio è estremamente abbondante in natura, il trizio deve essere prodotto ed estratto in un ciclo chiuso all'interno del reattore, in un componente a ciò dedicato denominato mantello, posto dietro la parete della camera di reazione e contenente litio. Qui il trizio viene prodotto nelle reazioni nucleari tra il litio e i neutroni generati nella stessa reazione DT. Nel mantello sono utilizzati anche altri materiali, quali il piombo e il berillio, capaci di moltiplicare i neutroni attraverso opportune reazioni nucleari, e quindi di aumentare la produzione di trizio. In Europa sono in via di sviluppo due tipi di mantelli: il tipo *Helium Cooled Lithium Lead* (HCLL), nel quale il materiale triziogeno e moltiplicatore di neutroni è una lega eutettica piombo-litio, ed il tipo *Helium Cooled Pebble Bed* (HCPB) nel quale il materiale triziogeno è costituito da orto-silicati o meta-titanati di litio, combinati con berillio. Nell'ambito di un consorzio europeo, ENEA partecipa allo sviluppo di moduli di mantelli da provare in ITER. In particolare, presso l'impianto ad elio HE-FUS 3 (si veda pag. 97) dei laboratori ENEA di Brasimone, è stato realizzato HEXCALIBER (in figura), una sezione di prova concepita per investigare il comportamento termo-meccanico del mantello HCPB. Essa riproduce una porzione di mantello costituita da due letti di sferette di ortosilicato di litio e due letti di sferette di berillio, ed è integrata ad un sistema di riscaldamento elettrico per la simulazione del calore di origine nucleare. I test effettuati su HEXCALIBER hanno fornito la verifica della fattibilità del progetto HCPB e delle relative tecniche di fabbricazione, ed un esteso set di dati sperimentali sul comportamento termo-meccanico dei letti di sferette di berillio e dei composti del litio per la validazione dei codici FEM commerciali.

Fusion reactors will be based on the fusion of the two heavy hydrogen isotopes, deuterium and tritium (DT cycle). While deuterium is extremely abundant in nature, tritium must be produced and extracted in a closed cycle in the reactor itself, in a ad hoc component containing lithium, called a blanket, placed just behind the reaction chamber wall. Here, the tritium is produced in nuclear reactions between lithium and the neutrons generated in DT reactions. Other materials are also used in the blanket, such as lead and beryllium, capable of multiplying neutrons thanks to particular nuclear reactions, thus increasing the tritium production. In Europe, two types of blankets are being developed: Helium Cooled Lithium Lead (HCLL), in which an eutectic lithium-lead alloy is employed as tritium breeder and neutron multiplier material, and Helium Cooled Pebble Bed (HCPB), in which lithium orthosilicates or titanates are employed as tritium breeder material in combination with beryllium.

In the framework of a European consortium, ENEA participates in development of blanket modules to be tested in ITER. In particular, at the HE-FUS 3 facility (see page 97) at the ENEA laboratories in Brasimone, HEXCALIBER has been designed and fabricated (see figure) as a medium scale mock-up conceived to investigate the thermo-mechanical behaviour of the HCPB blanket. It reproduces a portion of a breeding blanket module, constituted of two lithium ceramic and two beryllium pebble bed cells, and is integrated with an electric heating system to simulate the nuclear heating. The tests performed on HEXCALIBER have provided the verification of the feasibility of the HCPB design and of the related fabrication techniques, as well as an extensive set of experimental data on the thermo-mechanical behaviour of both beryllium and lithiated-ceramic pebble beds to be used for the validation of the available FEM commercial codes.



In alto: Esperimento ITER Bulk Shield condotto a FNG per la validazione dei calcoli di attenuazione della densità di flusso neutronico e gamma nel mantello schermante, camera a vuoto e del calore nucleare nel magnete di ITER.

In basso: Esperimenti su mock-up di mantelli triziogeni del tipo Helium Cooled Pebble Bed (a sinistra) e Helium Cooled Lithium Lead (a destra) per la validazione de calcoli della produzione di trizio.

Above: ITER Bulk Shield Experiment at FNG for the validation of neutron/gamma flux density attenuation in the ITER shielding blanket, vacuum vessel and of the nuclear heating in magnetic field coils.

Below: Experiments on mock-up of tritium breeder blankets of the Helium Cooled Pebble Bed type (on the left) and Helium Cooled Lithium Lead type (on the right) for the validation of tritium production calculations.

Validazione sperimentale dei calcoli nucleari di progetto

Experimental validation of nuclear design calculations

*P*resso il 14-MeV Frascati Neutron Generator (FNG) sono stati condotti importanti esperimenti per la validazione dei calcoli dei carichi nucleari in ITER, tra i quali ricordiamo l'esperimento *Bulk Shield* per la validazione dei calcoli di attenuazione della densità di flusso neutronico e gamma nel mantello schermante, camera a vuoto e del riscaldamento nucleare nel magnete superconduttore (in figura), e l'esperimento *Shutdown Dose Rate* per la validazione dei calcoli del rateo di dose fuori dalla camera a vuoto dopo lo spegnimento del reattore. Poiché FNG è stato per molti anni l'unico generatore di neutroni da 14 MeV disponibile in Europa, generalmente tali esperimenti sono stati condotti nell'ambito di larghe collaborazioni con altri laboratori europei, russi e giapponesi, che hanno portato a Frascati numerosi gruppi di ricercatori da tutto il mondo.

Recentemente a FNG sono stati condotti due esperimenti su prototipi dei moduli di mantelli triziogeni che saranno provati in ITER, l'uno basato sul concetto solido con l'uso di berillio come moltiplicatore di neutroni, l'altro basato sul modello liquido con l'uso di piombo come moltiplicatore di neutroni. Tali esperimenti hanno fornito la dimostrazione sperimentale che il trizio viene prodotto ai livelli necessari per l'autosufficienza nel reattore a fusione. Tra le molteplici attività di ricerca e sviluppo condotte a FNG, è importante ricordare la validazione delle sezioni d'urto di attivazione indotta dai neutroni di fusione e dei dati di decadimento di numerosi materiali, i cui risultati sono andati ad arricchire le librerie di dati nucleari in uso in tutto il mondo. I risultati ottenuti a FNG costituiscono oggi la base sperimentale per l'autorizzazione alla costruzione di ITER.

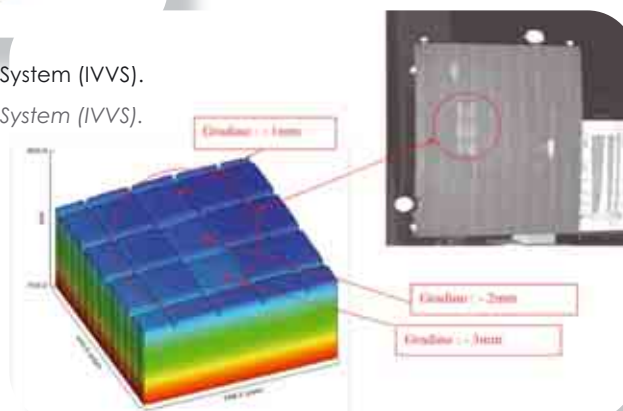
A number of important experiments have been performed at the 14-MeV Frascati Neutron Generator (FNG) to validate the calculations of nuclear loads in ITER. Among them, the Bulk Shield Experiment was devoted to the validation of the neutron and gamma ray flux density attenuation in the shielding blanket, the vacuum vessel and the nuclear heating in the superconducting magnet (in the figure), and the Shutdown Dose Rate Experiment which was devoted to the validation of the dose rate calculations outside the vacuum vessel after reactor shutdown. Since FNG has been the only 14-MeV neutron generator available in Europe for several years, ITER experiments have generally been carried out in collaboration with other European, Russian and Japanese fusion laboratories, bringing numerous researchers from all over the world to Frascati.

Recently, two experiments have taken place at FNG on mock ups of tritium breeder blanket modules to be tested in ITER, one is based on the solid concept, with the use of beryllium as a neutron multiplier, and the other, based on the liquid concept, using lead as neutron multiplier. These experiments have proved that tritium can be produced at the levels required for fuel self sufficiency in the fusion reactor. Among the several research and development activities carried out at FNG, it is important to mention those devoted to the validation of neutron-induced activation cross sections and to decay data for many materials, the results of which have been integrated into nuclear data libraries used all over the world. Today, the results obtained at FNG provide the experimental data base required for ITER construction licensing.



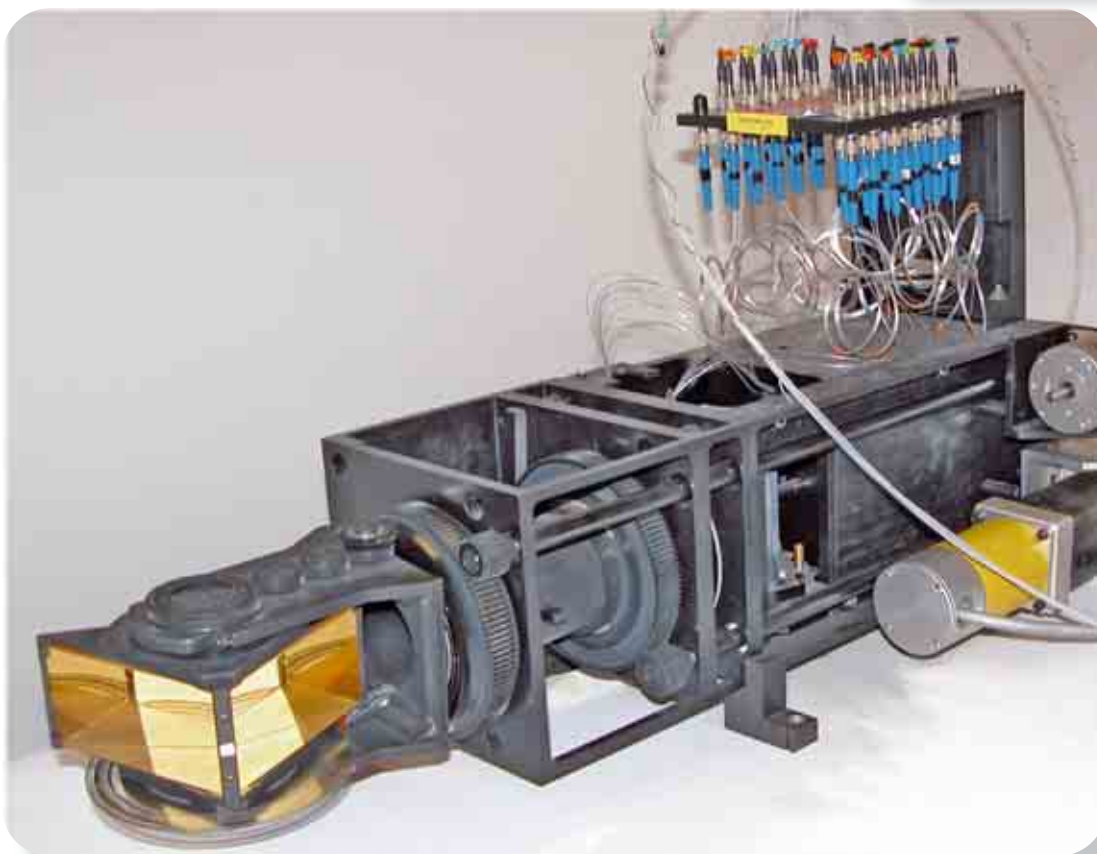
Ricostruzioni visive tridimensionali effettuate con sistema In Vessel Viewing System (IVVS).

Image 3D reconstruction using the In Vessel Viewing System (IVVS).



Pannello della prima parete di ITER.

ITER first wall panel.



Prototipo del sistema di ispezione per la visione dei componenti della parete interna della camera da vuoto.

In vessel viewing system prototype for the inspection of the first wall of the vessel.

Sistema di ispezione interna

In vessel viewing system

*P*er valutare lo stato della prima parete di ITER dal punto di vista degli eventuali danni e dell'erosione subiti a causa dell'interazione con il plasma, ENEA ha sviluppato un sistema basato sulla tecnologia del radar ottico a doppia modulazione di ampiezza e che opera sulle lunghezze d'onda ottiche del vicino infrarosso e con frequenze di modulazione di circa 0.5 GHz. Il sistema è stato concepito specificamente per lavorare con le condizioni fortemente ostili, quali quelle presenti all'interno del reattore, che sono caratterizzate da alte dosi di radiazioni gamma, temperature di 120°C, vuoto spinto e presenza di campi magneti molto elevati. Ciò è stato possibile utilizzando per la testa di scansione solo materiali passivi e collegando remotamente tutta l'elettronica laser e di misura mediante fibre ottiche resistenti alle radiazioni e temperatura.

Il sistema utilizza un concetto di scansione ad elevata accuratezza angolare che permette di generare immagini dell'ambiente in cui è inserito sia bidimensionali sia tridimensionali e ad altissima risoluzione. Esso è in grado di operare su un campo di visione sferico con la sola esclusione di un piccolo cono d'ombra alle spalle del sistema stesso e su distanze dell'ordine della decina di metri. Inoltre, opera su superfici di centinaia di metri quadrati con risoluzione spaziale inferiore al millimetro producendo immagini composte da miliardi di pixels, ad ogni pixel essendo associata una misura di distanza con accuratezza sub-millimetrica.

In order to evaluate the state of the ITER first wall, i.e. possible damages or erosion caused by interaction with the plasma, ENEA has developed a system based on optical radar technology with amplitude double modulation, which operates on near infrared optical wavelengths with modulation frequencies of about 0.5 GHz. The system was conceived to work under the hostile environmental conditions present inside the vessel, due to high gamma radiation flux, to operating temperatures of 120°C, to the high vacuum and the presence of high magnetic fields. To allow this evaluation, the scanning head is composed of only passive components and materials then the all laser and measurement electronics are placed outside of the vessel and connected using optical fibres resistant to radiation and extreme temperature.

The system utilizes a scanning head with high angular accuracy and which generates high resolution bi-dimensional and tri-dimensional images of the environment where it is inserted. It operates on distances of the order of roughly ten meters with a nearly perfect spherical field of view that excludes only a narrow conical blind spot. The system inspects surfaces of hundreds of square meters with a lateral resolution of under the millimetre producing images composed of billions of pixels, each pixel having an associated range measurement with sub-millimetric accuracy.

Ciclo del combustibile

Fuel cycle

La condizione di autosufficienza del combustibile in un reattore a fusione richiede la realizzazione di una serie di processi finalizzati al recupero del trizio, prodotto nel mantello, e alla sua separazione dagli altri isotopi dell'idrogeno (ciclo del combustibile). In questo settore, ENEA ha raggiunto importanti risultati nello sviluppo di tecnologie a membrana per quanto riguarda sia lo studio dei materiali e sia la progettazione di moduli e processi a membrana.

Una innovativa procedura di laminazione a freddo e saldatura per diffusione ha permesso di produrre tubi permeatori in lega Pd-Ag a parete sottile (50 μm) caratterizzati da più elevati flussi di permeazione degli isotopi dell'idrogeno rispetto ai tubi commerciali (spessore di parete 150 μm). Tali tubi a parete sottile sono stati utilizzati per costruire uno speciale dispositivo (reattore a membrana) in grado di realizzare la detritazione di correnti gassose. Questo reattore a membrana (PERMCAT) viene proposto per il processo di trattamento finale degli esausti del plasma di ITER e l'utilizzo di tubi permeatori a parete sottile permette il raggiungimento di elevati fattori di decontaminazione.

Fuel selfsufficiency in a fusion reactor requires capability of performing a series of processes aimed at recovering the tritium, produced in the blanket, and its separation from the other hydrogen isotopes (fuel cycle). In this context, important results have been attained by ENEA for both the study of materials and the design of processes and of membrane modules.

New techniques of cold rolling and diffusion welding have permitted production of Pd-Ag permeator tubes with thin walls (50 μm) characterized by higher permeation fluxes than the commercial ones (150 μm) available. These thin wall permeator tubes have been used to manufacture a special device (membrane reactor) capable to carry out the detritiation of gas streams. Such a membrane reactor (PERMCAT) has been studied for the final clean-up of the plasma exhaust in ITER, and the use of thin wall permeators provides very high decontamination factors.



Reattore a membrana costituito da un involucro esterno in acciaio e da un tubo permeatore in lega Pd-Ag di diametro 6 mm, lunghezza 500 mm e spessore di parete 50 μm (a destra).

Membrane reactor consisting of a stainless steel shell and a Pd-Ag permeator tube with diameter 6 mm, length 500 mm and wall thickness 50 μm (on the right).

Alimentazioni elettriche

Power supply

Grazie all'esperienza acquisita nei sistemi per l'alimentazione elettrica di macchine per la fusione in generale, e nei convertitori tiristori AC/DC ad alta potenza in particolare, ENEA ha contribuito in modo significativo alla progettazione degli alimentatori per ITER.

In particolare, ENEA ha progettato, in collaborazione con l'industria italiana, il prototipo del modulo a piena potenza del convertitore ($\pm 45 \text{ kA}/\pm 2.5 \text{ kV}$, servizio continuativo). In esso, in aggiunta al controllo sequenziale e con circolazione di corrente, per evitare l'interruzione della scarica di ITER (che dura circa 1200 s) è prevista la capacità di sopportare la piena corrente di guasto (fino a $330 \text{ kA}_{\text{picco}}$) per il tempo necessario ad azzerarla senza l'intervento dei fusibili (*Fault Suppression Capability*). Questa capacità è stata pienamente dimostrata nel prototipo realizzato.

*Thanks to ENEA's experience in power supply systems for fusion experimental devices, in general, and in high power AC/DC thyristor converter, in particular, significant contributions were made to the design of the power supply system for ITER. In particular, a full scale prototype of ITER AC/DC converter module ($\pm 45 \text{ kA}/\pm 2.5 \text{ kV}$ continuous duty) was designed in collaboration with an Italian industry. This converter, in addition to circulating current and sequential control modes that avoid the interruption of ITER discharge (lasting about 1200 s), has the capability to fully withstand the shortcircuit current - up to $330 \text{ kA}_{\text{peak}}$ - for the time needed to suppress it without using fuses for this operation (*Fault Suppression Capability*). This capability has been successfully tested on the prototype.*



Prototipo a piena potenza del convertitore AC/DC a tiristori ($\pm 45 \text{ kA}/\pm 2.5 \text{ kV}$) per servizio continuativo e con *Fault Suppression Capability*.

*Full scale prototype of the AC/DC thyristor converter module ($\pm 45 \text{ kA}/\pm 2.5 \text{ kV}$) continuous duty with *Fault Suppression Capability*.*



L'impianto STARDUST per lo studio della mobilitazione delle polveri.

The STARDUST facility for dust mobilization studies.

Studi di sicurezza ed impatto ambientale

Safety and environmental impact studies

La sicurezza e l'impatto ambientale delle macchine per la fusione nucleare è argomento di studio ed analisi in ENEA fin dall'inizio degli anni '90. In questo ambito, sono stati effettuati studi per numerose macchine sperimentali, quali JET, ASDEX, DIII-D, TFTR e per progetti di futuri reattori come DEMO. Tuttavia, l'impegno maggiore è dedicato a ITER, per il quale sono stati affrontati gli aspetti principali della sicurezza degli impianti, quali: *i)* la determinazione dei termini di sorgente, mediante la valutazione dell'attivazione indotta dai neutroni di fusione in materiali e componenti e dei prodotti di corrosione attivati; *ii)* l'analisi incidentale con tecniche probabilistiche (analisi dei modi di guasto ed effetti, alberi di guasto ed alberi degli eventi) e deterministiche (simulazioni con codici di calcolo); *iii)* la valutazione della dose occupazionale per i lavoratori professionalmente esposti, *iv)* la validazione dei codici di calcolo utilizzati nelle analisi di sicurezza.

Come supporto alle analisi probabilistiche di sequenze incidentali, è stata messo a punto il primo database relativo ai dati di guasto di sistemi e componenti specifico per gli impianti a fusione.

Un rilevante lavoro è stato svolto anche per il Rapporto Preliminare di Sicurezza dell'impianto ITER a Cadarache (Francia). Inoltre, è stato realizzato un impianto sperimentale (STARDUST) per studiare il comportamento delle polveri radioattive. Tali polveri, generate dalle interazioni plasma-parete nella camera da vuoto, si sollevano in condizioni incidentali e possono diffondere all'esterno. Dai risultati ottenuti si evidenzia che i margini di sicurezza, assunti per ITER nel rilascio di polveri verso l'ambiente esterno durante gli incidenti, sono ampiamente conservativi. Viene studiata anche la concentrazione delle polveri durante la ri-sospensione. Infatti, per certi valori di tale concentrazione possono verificarsi esplosioni in caso di rientro di aria o presenza di idrogeno nella camera da vuoto.

The safety and environmental impact of nuclear fusion plants have been studied by ENEA since the beginning of the 90s. In this framework, studies have been carried out for several experimental devices, such as JET, ASDEX, DIII-D, TFTR and for the future DEMO reactor. However, the major effort has been devoted to ITER, for which all the main aspects of safety for nuclear plants have been covered, like: i) source terms assessment, by calculation of neutron-induced activation in materials and components and evaluation of activated corrosion produced; ii) probabilistic safety assessments (failure mode and effect analysis, fault tree, event tree) and deterministic accident analysis (simulations using computer codes); iii) occupational radiation exposure assessment; iv) validation of accident analysis computer codes. A component failure data base, peculiar to fusion plants, has been designed and compiled for the first time as support for probabilistic safety assessment.

An important role has been played in the preparation of the Preliminary Safety Report for the plant site in Cadarache (France). Moreover, a small experimental facility (STARDUST) has been set up to study the mobilization of activated dust. Such dust, generated by the plasma-wall interactions in the tokamak, spread from vacuum chambers in case of accidental transients. Results of these studies demonstrate that the safety margins, hypothesized for ITER for dust release into the environment in case of accidents, are widely conservative. The dust concentration during mobilization is studied as well. In fact, dust concentration is a critical parameter because, in certain concentrations, activated dust can cause explosions when air or hydrogen enter in the vacuum vessel.

Il contributo delle altre Unità ENEA

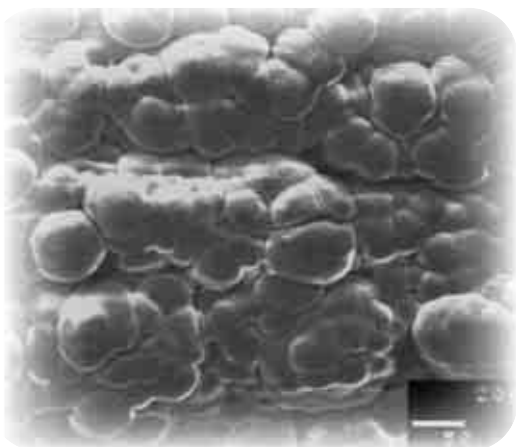
The contribution of the other ENEA Units

L'inizio del programma tecnologico segnò una svolta nelle attività condotte fino allora dall'ENEA: si trattava di estendere le attività dagli esperimenti, e dall'ingegneria e le tecnologie ad essi correlate, alle tecnologie di interesse per lo sviluppo di ITER e del reattore dimostrativo. Il modo più naturale fu quello di coinvolgere i colleghi delle altre Unità ENEA che avevano partecipato al programma sulla fissione e che potevano apportare le loro competenze nelle nuove attività che riguardavano soprattutto i materiali per la fusione, funzionali e strutturali. I colleghi del Centro ENEA della Casaccia hanno collaborato allo sviluppo del processo "sol-gel" che è stato utilizzato per la produzione delle sferette in materiale ceramico per il mantello triziogeno. È stato anche sviluppato un materiale strutturale a bassa attivazione, un acciaio martensitico al cromo chiamato "Batman". Sempre in collaborazione con ENEA Casaccia, è stata lanciata l'attività di sviluppo dei materiali ceramici compositi (SiC/SiC) che successivamente ha coinvolto anche la Fabbricazioni Nucleari. Un altro importante settore su cui si sono avuti proficui contributi è quello dei controlli non distruttivi che hanno rappresentato un utile strumento per le tecnologie di giunzione sviluppate a Frascati.

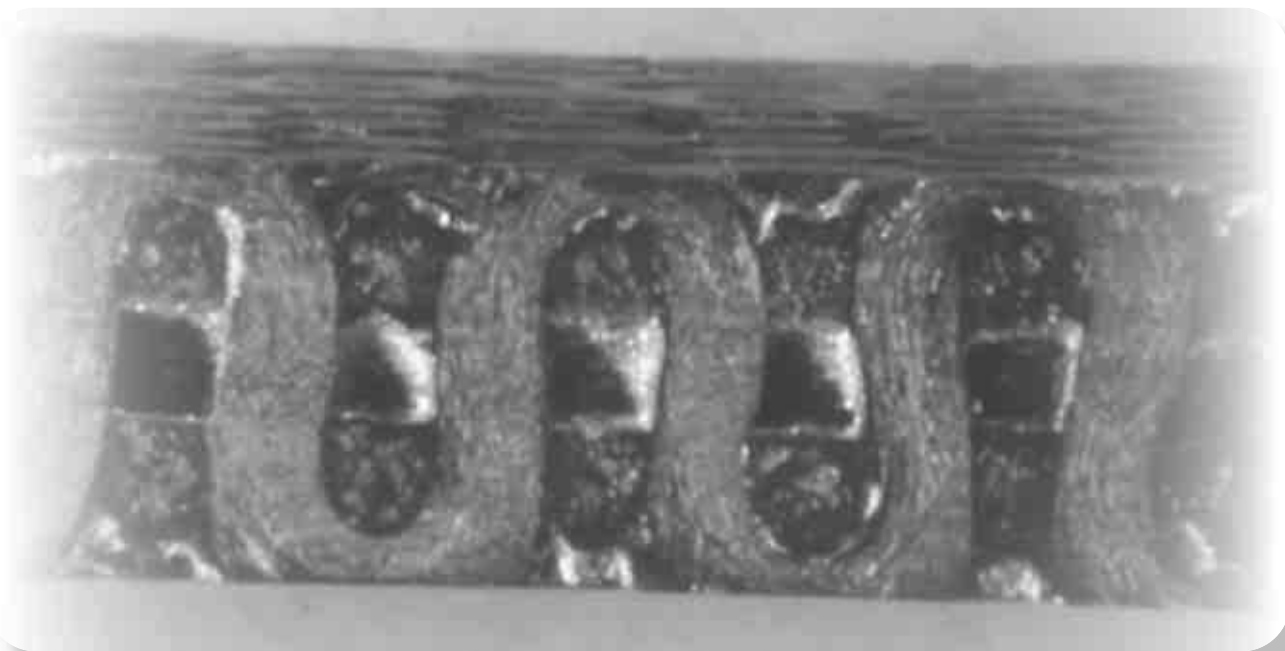
Da ricordare anche il contributo dato dalle Unità che gestiscono il calcolo scientifico che hanno sempre dato un contributo prezioso, culminato con la realizzazione del sistema denominato "Gateway" su cui sono concentrati negli ultimi quattro anni i lavori di sviluppo dei modelli di calcolo di tutti i laboratori europei.

The start of the technology program marked a major turning point of ENEA activities: the idea was to expand from solely experiments and the related engineering and technologies to include technologies of interest for the development of ITER and the demonstration reactor. The most natural way was to involve colleagues from other ENEA Units that had participated in the fission program and could bring their know-how in the new activities that concerned the functional and structural materials for fusion. Colleagues from the ENEA Casaccia Centre collaborated in the development the so called "sol-gel" process which was used for the production of ceramic beads for tritium breeder blankets. A low-activation structural material called "Batman", a chrome based martensitic steel, has also been developed. In collaboration with ENEA Casaccia, and later also with Fabbricazioni Nucleari, the ceramic composites (SiC/SiC) were developed too. Another important area where there were fruitful contributions is that of nondestructive testing that provided a very useful tool for joining technologies developed in Frascati.

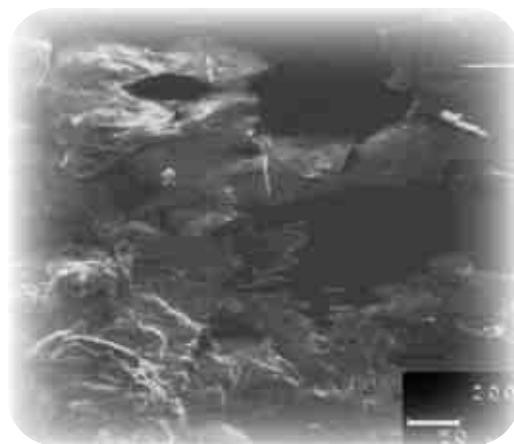
The contribution given by the scientific computing Unit must be also mentioned, that have always made a valuable supporting work culminated in the realization of the computer system called "Gateway" on which in the last four years all European laboratories have concentrated the development of computational plasma models.



Studi di compatibilità dei materiali compositi SiC/SiC con materiali triziogeni:
immagini SEM di SiC_f/SiC dopo l'esposizione di 10000 ore al Li₄SiO₄.
*Compatibility of SiC/SiC composites with tritium breeder materials: SEM images of
SiC_f/SiC samples after 10000 h of exposure to Li₄SiO₄.*



Sezione di un tessuto 3-D in fibre di SiC_f/SiC.
Section of a 3-D SiC_f/SiC fibre texture.



Immagini SEM di SiC_f/SiC dopo l'esposizione di 10000 ore al Li₂TiO₃.
SEM images of SiC_f/SiC samples after 10000 h of exposure to Li₂TiO₃.

Il ruolo dell'industria

The role of industry



Struttura di supporto per il sistema di riscaldamento ICRH del JET - *Support structure for the ICRH heating system at JET (Fantini Sud).*



Corpo principale dell'antenna ITER-Like del sistema di riscaldamento ICRH del JET - *Main body of the ITER-like antenna of the ICRH heating system at JET (Ettore Zanon SpA)*



Prototipo di cavo superconduttore per il magnete toroidale di ITER - *Prototype of the superconducting cable for ITER toroidal magnet (TRATOS Cavi and ENEA).*



Modulo del supporto centrale delle bobine toroidali di Wendelstein 7-X - *A module of the central support structure of the Wendelstein 7-X toroidal field coils (Ravera Costruzioni Meccaniche).*



Avvolgimenti superconduttivi per le bobine dei magneti di Wendelstein 7-X - *Superconducting coil for Wendelstein 7-X (ASG Superconductors).*



Alimentatore elettrico ad alta tensione per l'impianto di prova europeo del sistema di riscaldamento ECRH di ITER - *High voltage power supply for the European test facility of the ECRH heating system for ITER (OCEM)*



Prototipo del Inner Vertical Target - *Prototype of the Inner Vertical Target (Ansaldo Ricerche and ENEA).*

Fino dall'inizio delle ricerche sulla fusione, l'industria ha avuto un ruolo fondamentale nella realizzazione delle macchine sperimentali. Grazie all'esperienza acquisita nella partecipazione alle realizzazioni nazionali (FT, FTU, RFX), le industrie italiane hanno potuto inserirsi con successo nel mercato europeo realizzando componenti sia per gli esperimenti nazionali sia per il JET. Sebbene la progettazione delle grandi macchine sperimentali per la fusione, compresa ITER, sia ancora condotta in buona parte dalla comunità scientifica, l'industria ha assunto un ruolo crescente in questa fase, specialmente per la dimostrazione di soluzioni tecnologiche adottate per la fabbricazione dei componenti più complessi e innovativi. Le tecnologie richieste, altamente sofisticate, abbracciano settori diversi quali i magneti superconduttori, i materiali, le tecnologie di giunzione e del vuoto, l'elettronica di potenza, la telemanipolazione. Durante la fase di R&S per ITER, un ruolo importante dell'industria è stato quello di sviluppare l'industrializzazione delle tecnologie, passando dalla loro dimostrazione, spesso ottenuta nei laboratori di ricerca, alla definizione di tecnologie industrialmente valide, affidabili e di costo accettabile, prima con la qualifica e poi con il controllo di tutte le fasi di processo di realizzazione in regime di controllo di qualità. Un esempio importante è quello dei materiali superconduttori e dei sistemi di riscaldamento del plasma. In alcuni casi, l'industria ha affiancato i laboratori nelle attività di R&S contribuendo allo sviluppo delle soluzioni tecnologiche applicabili: questo è il caso, ad esempio, dei componenti affacciati al plasma che debbono sostenere altissimi flussi termici, per i quali ENEA ha sviluppato particolari tecniche di giunzione con sostanziale contributo dell'industria.

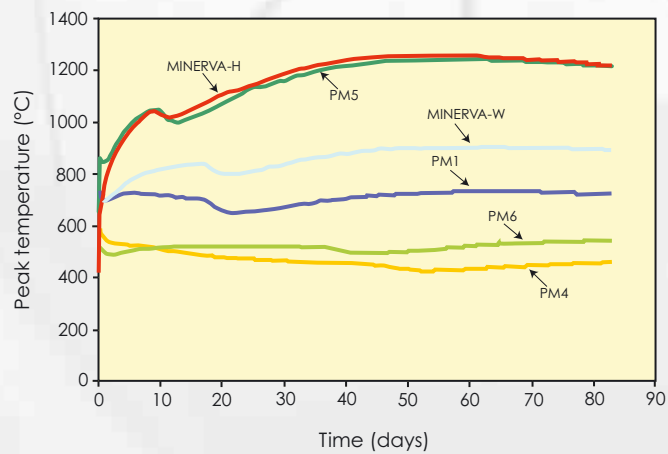
Grazie all'esperienza acquisita con la partecipazione al programma tecnologico nazionale, l'industria italiana sta ora partecipando in modo rilevante alla costruzione di ITER con l'acquisizione di importanti commesse nei settori tecnologicamente più avanzati. Il grande interesse a tale partecipazione, oltre che dalla dimensione economica del progetto ITER e dei programmi ad esso collegati, deriva dalla possibilità di applicare le tecnologie adottate ad altri settori, dall'arricchimento professionale di tutto il personale impiegato, dalla crescita in termini di elevata qualità/affidabilità.

Since the beginning of fusion research, industry has played a key role in the construction of the experimental machines. Thanks to the experience gained in participating in national achievements (FT, FTU, RFX), Italian industries were able to successfully get into the European market making components for both national experiments and for JET. Although the design of large experimental fusion machines, including ITER, is still conducted largely by the scientific community, industry has taken an increasing role in this phase, especially in the demonstration of technological solutions for manufacturing of complex and innovative components. The technology required is highly sophisticated, embracing different fields such as superconducting magnets, materials, joining and vacuum technologies, power electronics, remote handling. During the R&D for ITER, industry contributed to develop the industrialization of technologies, from their demonstration, often obtained in research laboratories, to development of commercially viable, reliable and affordable technologies, first through qualification and then control of all phases of the implementation process under quality control. An important example is that of superconducting materials and of plasma heating systems. In some cases, industry has supported research laboratories in R&D activities, contributing to the development of feasible technological solutions: this is the case, for example, of plasma facing components that must support very high heat fluxes, for which ENEA has developed special joining techniques with substantial contributions from industry.

Thanks to the experience gained through participation in the national technology program, the Italian industry is now participating in a relevant way to ITER construction with the acquisition of important contracts in the most technologically advanced areas. The large interest in such participation, as well as to the economic size of the ITER project and the related programs, is due to the possibility to transfer the applied technology to other areas, to the training for all staff employed, to the growth in terms of high quality/reliability.

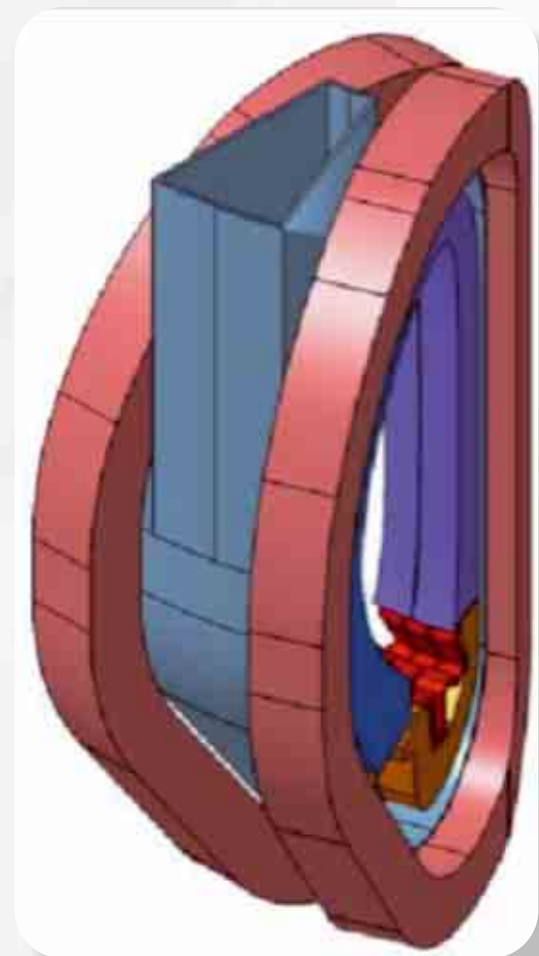
Attività DEMO

DEMO Activities



Andamento delle temperature del mantello triziogeno dopo un incidente di perdita di refrigerante.

Temperature behaviour of the breeder blanket temperature after a loss of coolant accident.



Studio della segmentazione del mantello triziogeno di DEMO.

Segmentation study of DEMO breeder blanket.



Elemento di divertore per DEMO.

DEMO divertor element.

Studi concettuali

Conceptual studies

Lo sviluppo del reattore dimostrativo a fusione, DEMO, richiede soluzioni innovative per i materiali strutturali e per la realizzazione di componenti chiave quali il mantello triziogeno e il divertore.

L'ENEA ha condotto studi concettuali per l'ottimizzazione della segmentazione del mantello, che incide maggiormente sulle procedure di manutenzione e di conseguenza sulla disponibilità del reattore. Si è concentrata l'attenzione sul concetto "Dual Coolant" che utilizza due fluidi di raffreddamento: elio (per la prima parete) e litio-piombo liquido, che ha anche le funzioni di materiale triziogeno.

Negli studi per il divertore di DEMO, è stato studiato un dispositivo il cui principio è stato sviluppato presso i laboratori ENEA ed è stato adattato alle nuove condizioni operative previste in DEMO. Tale dispositivo è costituito da una serie modulare di elementi in cui il fluido refrigerante (elio) viene iniettato perpendicolarmente attraverso un ugello verso la parete concava da refrigerare. Per poter resistere alle elevate temperature di esercizio questi elementi sono realizzati con materiali speciali come il tungsteno e sue leghe. Nella parte superficiale esposta al plasma sono previste temperature di circa 3000°C e la parete raffreddata supera i 1200°C. Il fluido refrigerante ha una temperatura di ingresso di 600°C. Per la sua realizzazione è stato necessario mettere a punto particolari tecniche di giunzione come la brasatura del tungsteno a temperature superiori a 1500°C e la brasatura della lega di tungsteno ed i condotti di adduzione dell'elio in acciaio. Ci si aspetta che questo dispositivo possa lavorare con flussi tra i 10 ed i 20 MW/m².

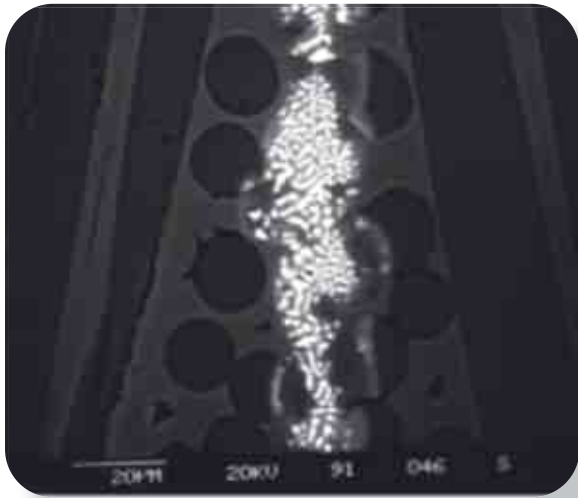
ENEA ha contribuito agli studi europei per Safety and Environmental Assessment of Fusion (SEAFP) condotti negli anni '90 e, più recentemente, per il Power Plant Conceptual Study (PPCS) in particolare nei settori della sicurezza (analisi dei rischi, analisi incidentali), e della valutazione della radiotossicità dei materiali a fine vita del reattore.

The development of the demonstrative reactor, DEMO, requires innovative solutions for structural materials and for the realization of key components, such as the blanket and the divertor.

ENEA has conducted conceptual studies for the optimization of the segmentation of the blanket, that mostly impacts on the maintenance procedures and consequently on the availability of the reactor. The attention has focussed on the "Dual Coolant" blanket concept that uses two coolant fluids: helium (for the first wall) and liquid lithium-lead that acts also as tritium breeder material.

In DEMO divertor studies, a device was conceived, whose principle was developed at the ENEA laboratories, and adapted to the DEMO operating conditions. This device consists of a series of modular elements in which the coolant, helium, is perpendicularly propelled towards the concave wall to be cooled. In order to withstand to the high working temperatures these components are manufactured with special materials like tungsten and its alloys. The temperature of the surface exposed to the plasma is expected to be about 3000°C and the cooled wall temperature exceeds 1200°C. The coolant has an inlet temperature of 600°C. For its realization it was necessary to develop particular joining technologies as W-brazing at temperature of over 1500°C and the brazing of W-alloys to the steel tubes for the He inlet. This device is expected to work under heat fluxes between 10 and 20 MW/m².

ENEA has contributed to the European studies on Safety and Environmental Assessment of Fusion (SEAFP) carried out in the 90s and, more recently, for the Power Plant Conceptual Study (PPCS), mainly in the areas of safety (analysis of hazards, analysis of accidents), and of radio-toxicity properties of materials after reactor shutdown.



Brasatura a 1400°C tra due elementi in SiC/SiC.
Brazing at 1400°C joining two SiC/SiC components.



Tubo impermeabile a doppia parete in SiC: monolitico/composito.
Double wall SiC non-permeable tube: monolithic/composite.



Apparecchiatura FIMEC portatile.
Portable FIMEC apparatus.



Apparato FIMEC per test ad alta temperatura.
FIMEC apparatus for high temperature tests.

Sviluppo dei materiali

Materials development

ENEA ha condotto un importante programma di sviluppo dei materiali strutturali, prima sugli acciai martensitici a bassa attivazione BATMAN (concepito in Italia), MANET e F82H (giapponese) e più recentemente sull'acciaio martensitico EUROFER, e sui compositi ceramici a fibre di carburo di silicio (SiC_f/SiC), conducendo prove di caratterizzazione delle proprietà meccaniche sul materiale base e sulle giunzioni, di compatibilità con i materiali triziogeni, e studiando gli effetti dell'irraggiamento da neutroni.

Le attività di sviluppo del SiC/SiC sono state indirizzate sui seguenti obiettivi principali: ottimizzare i processi di infiltrazione per aumentare la densità e quindi le proprietà meccaniche dei manufatti; ottenere componenti non permeabili a liquidi e gas; sviluppare tecniche di giunzione ad altissima temperatura; caratterizzare la resistenza a corrosione/erosione verso i metalli liquidi ad alta temperatura. In tutti questi settori si sono ottenuti risultati positivi ai fini dell'utilizzo del SiC/SiC almeno come materiale funzionale (barriera termica e isolatore elettrico).

Nella caratterizzazione dei materiali sottoposti a irraggiamento neutronico, la riduzione delle dimensioni dei provini standard permette di irraggiare, fino alle dosi di interesse, una maggiore quantità di materiale. Per questo motivo è stato sviluppato e qualificato, in collaborazione con l'Università di Tor Vergata, un sistema per prove meccaniche denominata FIMEC (Flat Indenter for Mechanical Characterization) che, grazie alla tecnica di indentazione, richiede un volume di materiale estremamente ridotto. La dimensione tipica è infatti paragonabile a quella di una moneta. Con questo sistema è possibile, per un dato materiale, determinare la caratteristica sforzi-deformazioni alla resistenza a creep, e determinare la transizione duttile-fragile. Le prove di qualifica sono state eseguite principalmente su acciai al carbone ed acciaio austenitici. I risultati ottenuti (curve di penetrazione di carico e scarico) in accordo con quelli di riferimento ottenuti per mezzo di apparati standard. È stato possibile realizzare una versione portatile dell'apparato per prove sul campo che può essere utilizzato, per esempio, nel settore petrolchimico per prove di verifica "in service".

ENEA has conducted a significant program for the development of structural materials, first of low activation martensitic steels BATMAN (first conceived in Italy), MANET and F82H (developed in Japan) and, more recently, of the martensitic steel EUROFER, and of Silicon Carbide ceramic composites (SiC_f/SiC), through characterization tests on the mechanical properties of the base materials and of joints, on the compatibility with tritium breeding materials, and through studies of the effects induced by neutron irradiation.

The development activities that ENEA has conducted on SiC/SiC are mainly been addressed on the following objectives: to optimize the processes of matrix infiltration to increase the density and therefore the mechanical properties of the material; to achieve component not permeable to liquids and gases; to develop joint techniques at high temperature; to characterize the corrosion/erosion resistance toward the liquid metals at high temperature. In all these areas, very important results are achieved giving promising indication that SiC/SiC can be utilize at least as functional material (thermal barrier and electric insulator).

In the characterization of neutron irradiated materials, the reduction of the standard specimen dimension to be used for the mechanical tests, allows to irradiate, up to the desired doses, a larger amount of material. For this purpose, ENEA and University of Tor Vergata have developed and qualified a system for mechanical tests, denominated FIMEC (Flat Indenter for Mechanical Characterization), that requires much less material thanks to the indentation technique. The typical dimension of the specimen is, in fact, comparable to that of a coin. With this system it is possible for a given material to determine the stress-strain characteristics, the creep resistance and the ductile-fragile transition. Qualification tests have been carried out mainly on carbon and stainless steel. The results obtained (loading-unloading penetration curves) are in agreement with the reference ones obtained by means of standard apparatus. The reduced dimension of this equipment makes possible in service inspection tests.

Studi socio-economici

Socio-economic studies



Incontro pubblico presso il Comune di Porto Torres a conclusione delle attività del SERF (Ricerche socio-economiche sulla fusione).

Public meetings at the Porto Torres Town Hall in occasion of the conclusion of the SERF activities (Socio-economic Research on Fusion)

Nel 1998, in seguito alla proposta da parte dell'Italia di ospitare ITER, a Porto Torres fu effettuato uno studio sulla accettabilità della fusione da parte del pubblico. Tale studio durò circa sei mesi e vide il coinvolgimento della popolazione locale nella scelta della città come sito ospitante l'impianto. Le attività, interne al programma SERF (*Socio Economic Research on Fusion*), coinvolsero, oltre ai ricercatori dell'ENEA, l'Università di Sassari e Fondazione IDIS-Città della Scienza di Napoli che fornì la metodologia di denominata EASW (*European Awareness Scenario Workshop*). Porto Torres fu una grande occasione per provare, nel campo della tecnologia avanzata, metodi e tecniche di indagine sociale che in precedenza erano state utilizzate solo in campo ambientale. Attraverso una serie di "public hearing", interviste a testimoni privilegiati, analisi della stampa e incontri, si ottenne per la prima volta in Europa il consenso della popolazione ad ospitare ITER e la consapevolezza dei vantaggi della fusione nucleare.

Un rappresentante Euratom, presente all'incontro finale, commentò l'evento con queste parole: "Mai mi era capitato in tanti anni, e dopo Chernobyl, di assistere a un dibattito su un tema nucleare, in cui la popolazione, insieme a studiosi e tecnici, discutesse questo argomento con tale serenità e competenza".

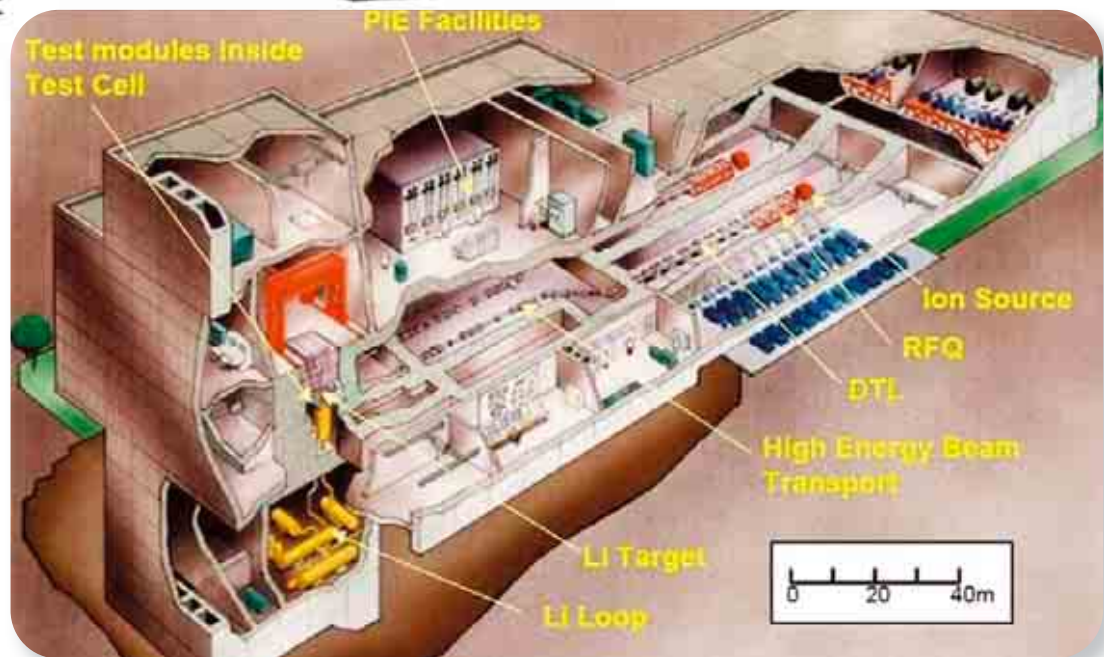
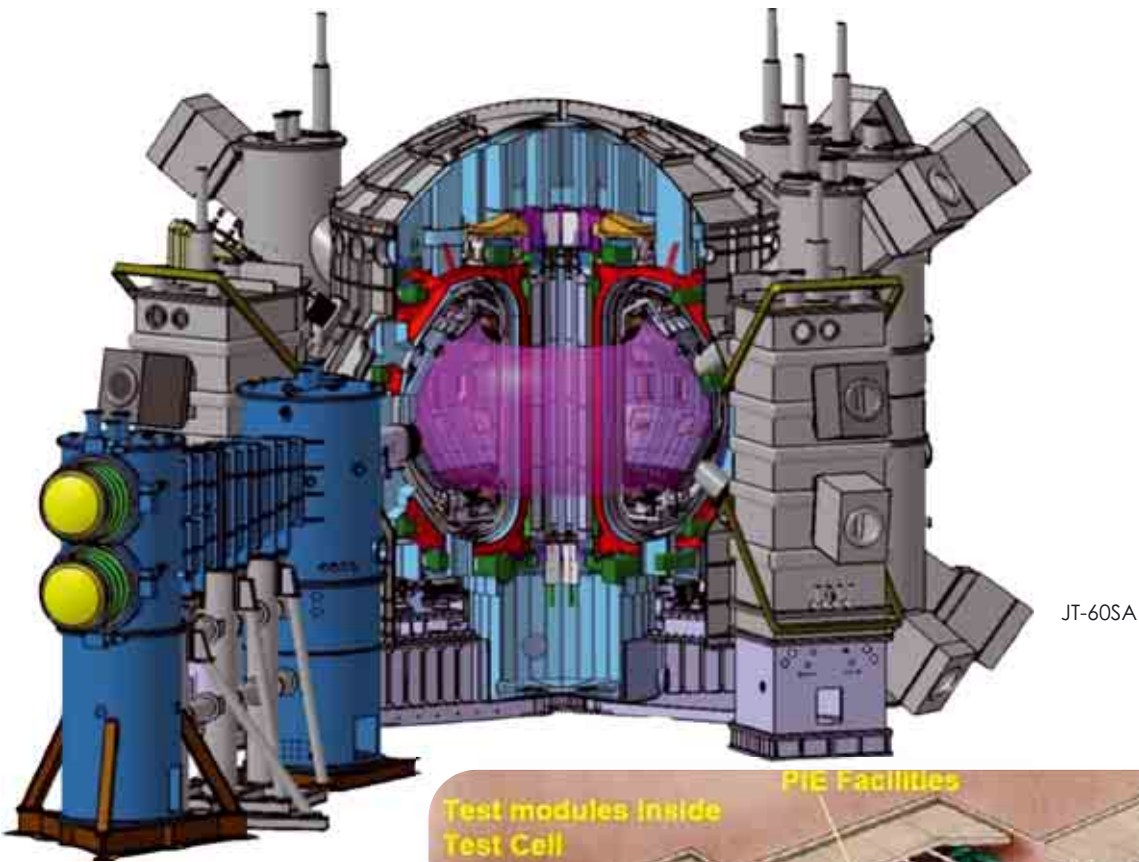
Dopo Porto Torres l'ENEA ha partecipato a tutti i successivi programmi socioeconomici europei nel campo della fusione. Nel 2003 a Frascati, dopo una attività di circa sei mesi, 100 studenti di diversi Paesi europei si trovarono per discutere e confrontarsi sulle attività di comunicazione che gli esperti avevano proposto nei mesi precedenti. Occorre anche ricordare che ENEA ha partecipato con un proprio rappresentante alle attività del gruppo di sei esperti internazionali che hanno elaborato il documento conclusivo dei primi 10 anni di SERF e che dettava le linee per le attività future.

In 1998, following the proposal by Italy to host ITER, a study that lasted about six months on the public acceptability of fusion was done in Porto Torres in order to involve the local people in the choice of the site. This activity, belonging to the SERF (Socioeconomic Research on Fusion) Program involved, ENEA researchers, the University of Sassari and the Fondazione IDIS-Città della Scienza of Naples which provided the methodology named EASW (European Awareness Scenario Workshop). Porto Torres was a great opportunity to experience in the field of advanced technology, methods and techniques of social investigation that had previously been used only in the environmental field. Through a series of "public hearing", interviews to privileged witnesses, analysis of the press and meetings, it succeeded in obtaining for the first time in Europe the people's consent to host ITER and a great awareness on the benefits of nuclear fusion.

A Euratom representative that took part to the final phases, said: "I never had, in many years, and after Chernobyl, the possibility to attend a debate on the nuclear issue, where the population, along with scientists and technicians, discussed this issue with such serenity and competence".

Besides Porto Torres, ENEA participated in all subsequent socio-economic programs promoted by the EU in the field of fusion. In 2003, after an activity of about six months, 100 students from different European countries met in Frascati to discuss and debate about communications that the experts had suggested in the preceding months. We must also remember that ENEA has participated with one representative in the activities of six international experts who developed a final document of the first 10 years of SERF and that dictated the lines for future activities.

Broader Approach



Visione di insieme dell'impianto IFMIF.

Overview of the IFMIF plant.

L'accordo bilaterale denominato *Broader Approach*, negoziato tra Europa e Giappone nell'ambito delle trattative per ottenere la localizzazione di ITER in Europa e firmato nel gennaio del 2007, ha l'obiettivo di affiancare la sperimentazione in ITER con attività complementari volte ad accelerare la realizzazione dell'energia da fusione. A questo scopo, il programma, di durata decennale, include tre importanti progetti. Il primo riguarda la progettazione di una sorgente intensa di neutroni per la caratterizzazione e qualificazione dei materiali da impiegare in un futuro reattore a fusione (*International Fusion Irradiation Facility*, IFMIF), ottenuta mediante bombardamento di un bersaglio di litio liquido in movimento con deuteroni ad alta energia (40 MeV). Il progetto include, accanto alla progettazione dell'impianto, attività di validazione del progetto attraverso la realizzazione di prototipi in vista della costruzione. Il secondo progetto prevede la realizzazione di un tokamak satellite di ITER (JT-60SA) a Naka, presso Tokyo, una macchina sperimentale, dotata di magneti superconduttori per poter raggiungere il funzionamento continuo, dedicata allo sviluppo degli scenari di funzionamento di ITER e del reattore dimostrativo (DEMO). L'accordo prevede infine la creazione di un centro internazionale per gli studi sulla fusione (*International Fusion Energy Research Centre*, IFERC) dotato di un supercomputer di capacità dell'ordine del *petaflops* a Rokkasho, nel nord della principale isola dell'arcipelago nipponico.

La partecipazione al *Broader Approach Agreement* da parte europea e l'entità del relativo contributo finanziario è stata decisa su base volontaria dai governi di alcuni Paesi europei, la Francia, la Germania, la Spagna, la Svizzera e il Belgio, oltre all'Italia, particolarmente impegnati nella ricerca sulla fusione.

Il contributo italiano è descritto nelle pagine seguenti.

The objective of the bilateral agreement named Broader Approach, established between the EU and Japan in the framework of the negotiations made to obtain the ITER site in Europe, signed in January in 2007, is to accompany the ITER experiment with complementary activities for accelerating the realization of fusion energy. Toward this purpose, the program includes three main projects. The first is the design of an intense neutron source for the characterization and qualification of materials to be used in a future fusion reactor (International Fusion Materials Irradiation Facility, IFMIF), obtained by the bombardment of a liquid lithium target by high energy deuterons (40 MeV). Along with the plant design, the project also includes validation activities through the realization of prototypes in view of the construction. The second project is the construction of a tokamak satellite to ITER (JT-60SA) at Naka, near Tokyo, an experimental facility with superconducting magnets in order operate in steady state, and devoted to the optimization of the operating scenarios for ITER, and of the demonstration reactor (DEMO). Finally, the agreement includes the realization of the International Fusion Energy Research Centre (IFERC), equipped with a supercomputer with petaflops capacity located in Rokkasho in the north of the main island of the Japanese archipelago.

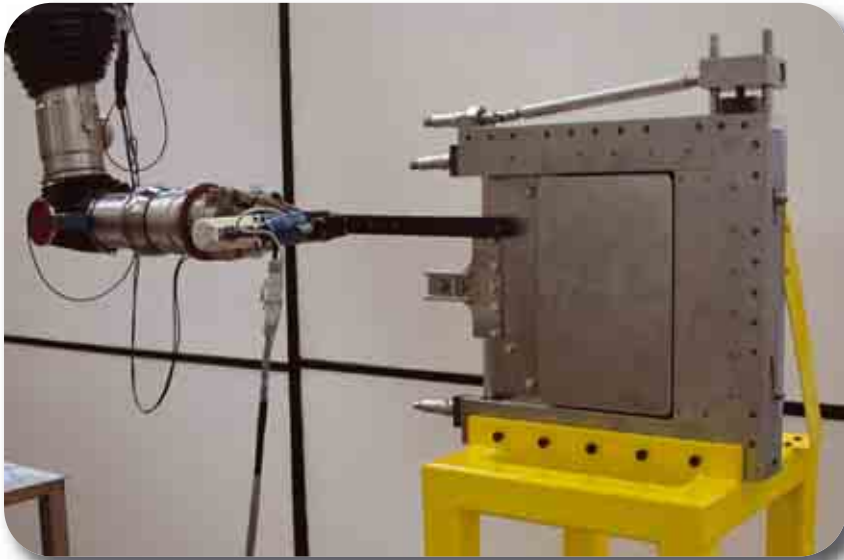
The European participation in the Broader Approach and the related financial contribution has been decided on a voluntary basis by some governments of the European Countries, namely France, Germany, Spain, Switzerland, Belgium and Italy, particularly committed to fusion research.

The Italian contribution to the Broader Approach is described below.

Progetto del bersaglio di IFMIF

IFMIF target design

Una delle operazioni tecnicamente più complesse da eseguire in IFMIF è la manutenzione e il ricondizionamento dei componenti, e tra questi il bersaglio è il più critico. ENEA ha la responsabilità della progettazione del bersaglio di IFMIF basato sul cosiddetto concetto di “bersaglio rimpiazzabile a baionetta” e dello sviluppo e prova delle operazioni da remoto che devono essere eseguite per il processo di ricondizionamento del bersaglio stesso. Questo modello di bersaglio (mostrato in figura) è stato concepito ed interamente sviluppato in ENEA presso i laboratori di Brasimone, con gli obiettivi di semplificare l'operazione di ricondizionamento del bersaglio stesso e quindi di ridurre il tempo necessario per la sua sostituzione. A causa dell'attivazione indotta dai neutroni nei materiali dei componenti nell'area del bersaglio (10^5 Sv/h è la dose attesa allo spegnimento degli acceleratori), la manutenzione del bersaglio richiede l'uso di sofisticati dispositivi e di tecnologie per la gestione in remoto di tali operazioni. ENEA, con la collaborazione di istituti universitari e di industrie italiane, sta progettando tutti i nuovi dispositivi, in versione resistente alle radiazioni, richiesti per questa tipologia di operazioni di manutenzione.



Prototipo del bersaglio di IFMIF.

The IFMIF target assembly.

The refurbishment of components, and of these, the target assembly, is the most technically critical operation for IFMIF. ENEA has the responsibility for the design of the target system based on the so-called “Replaceable Backplate Bayonet” concept as well as for the development and testing of the remote handling operations to be performed for the refurbishment process of the target assembly itself. The model of this target system (shown in the figure) has been conceived, and entirely developed in ENEA Brasimone laboratories, with the objectives of simplifying the replacement of the back-plate and reducing the time required for its substitution. The high neutron activation of the components in the target area (10^5 Sv/h is the expected dose rate at the beam shut down), necessitates that maintenance on the target assembly requires the use of these sophisticated tools and of the fore-mentioned remote handling technologies. ENEA, with the collaboration of university institutes and of specialized Italian industries, is also designing all the new rad-hard resistant equipment required for such operations.

Tecnologia del litio liquido per il bersaglio di IFMIF

Liquid lithium technology for IFMIF target

La realizzazione di centrali a fusione richiede la disponibilità di materiali idonei con caratteristiche di bassa attivazione indotta da neutroni e in grado di operare per tempi sufficientemente lunghi nei flussi neutronici tipici del reattore. Per lo studio degli effetti da irraggiamento neutronico nei materiali saranno utilizzati, nella misura del possibile, gli impianti a fissione. Tuttavia, solo nella sorgente di neutroni IFMIF sarà possibile qualificare i materiali ai livelli di fluensa neutronica e con spettro in energia simile a quelli tipici di un reattore a fusione. Per generare il flusso di neutroni richiesto (1×10^{18} neutroni/s) IFMIF utilizzerà due acceleratori per indirizzare fasci di deutoni a 40 MeV su un bersaglio a litio liquido. Gli aspetti tecnologici del litio liquido per il bersaglio di IFMIF sono studiati nel circuito LIFUS 3 presso il Centro ENEA di Brasimone.

LIFUS 3 è un impianto a circolazione forzata progettato per esperimenti di corrosione/erosione su materiali in condizioni estreme (350°C e 16 m/s di velocità del metallo liquido) e per prove di funzionamento dei dispositivi di controllo e regolazione della chimica del litio liquido. In LIFUS 3 vengono analizzati diversi metodi per limitare le impurità nei circuiti. Le impurità ossigeno e carbonio possono essere mantenute a livelli accettabili e la concentrazione di isotopi di idrogeno può essere ridotta mediante l'impiego di una trappola fredda, in quanto le solubilità di questi elementi, alla temperatura proposta (473 K), sono sufficientemente basse. Per l'azoto, al contrario, è necessario usare una trappola a getter caldo a 823 K perché la sua solubilità alla temperatura proposta è ancora troppo alta rispetto alle condizioni di normale operatività. Inoltre, per assicurare livelli accettabili di concentrazione degli isotopi di idrogeno, è richiesta una trappola ad ittrio operante a 523 K. Grazie all'uso combinato di questi metodi, si è dimostrato che è possibile ottenere concentrazioni di equilibrio di ossigeno, carbonio, azoto e idrogeno entro i limiti richiesti per IFMIF (rispettivamente di 2.0, 7.0, 2.0 e 4.8 wppm).



Prove di corrosione e erosione da litio liquido.

Corrosion and erosion test on liquid lithium.

The construction of fusion plants requires the availability of suitable materials, characterized by low neutron-induced activation, and capability of withstanding the high neutron flux levels occurring in the reactor for the required times. Fission reactors will be employed, as far as possible, for investigating the neutron-induced damage in materials. However, only in IFMIF will it be possible to characterize materials at the neutron fluence and energy spectrum typical of a fusion reactor. IFMIF will consist of two deuteron accelerators to accelerate deuteron beams at 40 MeV energy and focus them on a liquid lithium source in order to generate the required intensity of neutron flux (1×10^{18} neutrons/s). The technological aspects related to the use of liquid lithium in IFMIF are studied at the ENEA Brasimone Centre in the LIFUS 3 loop.

The LIFUS 3 facility is a Li forced convection loop facility designed for corrosion/erosion testing in extreme material conditions (350°C and 16 m/s liquid metal speed) as well as implementing chemistry control devices for liquid Li. A number of control methods are investigated in LIFUS 3 to limit impurities in loops. Oxygen and carbon impurities can be maintained at acceptable levels and hydrogen isotope concentrations reduced by the use of a cold trap as their solubility at the proposed cold trap temperature (473 K) is sufficiently low. Nitrogen inventories cannot be controlled in the same way as its solubility in liquid lithium at the proposed cold trap temperature is far too high for normal loop operation. It is therefore necessary to use a hot trap (getter) operating at 823 K to minimise nitrogen levels. Furthermore to ensure acceptable hydrogen isotope concentrations, an yttrium trap operating at 523 K is required. Thanks to the combined use of these three methods, it has been demonstrated that equilibrium concentrations of oxygen, carbon, nitrogen and hydrogen can be maintained within the operating limits for IFMIF (2.0, 7.0, 2.0 and 4.8 wppm, respectively).



Prototipo in scala naturale dell'acceleratore RFQ a bassa potenza installato presso i Laboratori Nazionali di Legnaro (INFN) e, sotto, il primo prototipo in rame realizzato nelle Sezioni INFN di Padova e Torino.

Full scale low power RFQ prototype accelerator installed at Laboratori Nazionali di Legnaro (INFN) and, below, the first copper prototype built by the Padua and Turin INFN Sections.

Il contributo INFN a IFMIF: la costruzione del RFQ

INFN contribution to IFMIF: the construction of the RFQ

L'Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN) ha la responsabilità della costruzione della struttura accelerante di tipo RFQ (*Radio Frequency Quadrupole*) dell'acceleratore prototipo di IFMIF.

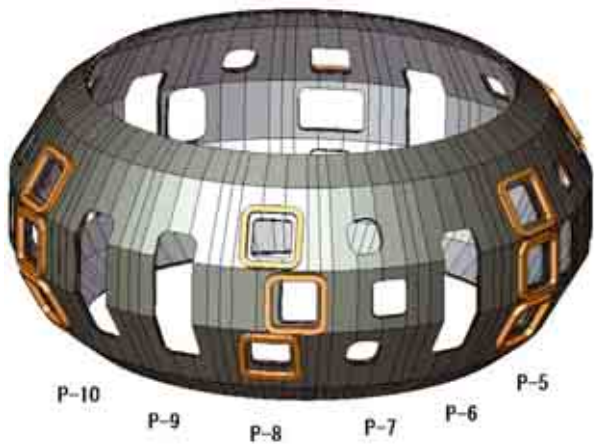
Si tratta di un acceleratore di alta intensità, in grado di impulsare e accelerare un fascio di 130 mA di deutoni (tra 0.1 e 5 MeV); questo RFQ costituirà il primo modulo di un acceleratore da 40 MeV per IFMIF. La parte del progetto sin ora finanziata corrisponde ad un acceleratore di 9 MeV e piena corrente, che verrà costruito da una collaborazione europea (principalmente CEA Francia e CIEMAT Spagna, oltre all'INFN) ed installato nel 2013 in un'infrastruttura specifica costruita dal JAEA presso Rokkasho nel nord del Giappone.

La progettazione e costruzione del RFQ viene realizzata dall'INFN in tre delle sue unità operative, i Laboratori Nazionali di Legnaro (LNL) e le Sezioni di Padova e Torino. La struttura progettata è notevolmente più corta ed efficiente di quanto proposto in precedenza (circa 9.8 m, 0.7 MW dissipati nel rame), mentre l'approccio costruttivo utilizzato consente di estendere a questo acceleratore l'esperienza nella realizzazione di strutture in rame con strettissime tolleranze meccaniche, guadagnata con RFQ per protoni di più alta frequenza (progetto TRASCO). Sono stati inoltre costruiti e validati alcuni prototipi degli elementi critici (riportiamo in figura il prototipo RF a bassa potenza dell'acceleratore, installato a LNL, ed il primo prototipo in rame, costruito nelle Sezioni di Padova e Torino).

The INFN (Istituto Nazionale di Fisica Nucleare) has charge of the construction of the RFQ (Radio Frequency Quadrupole) accelerating structure for the IFMIF prototype linac.

It is a high intensity accelerator, able to pulse, and accelerate up to 5 MeV, an intense beam (130 mA) of deuterons; this RFQ will be the first accelerating module of a 40 MeV high intensity linac for fast neutron production for testing fusion reactor materials. The part funded thus far is a linac of up to 9 MeV of full beam current. It will be built (mainly by CEA France and Ciemat Spain, and by INFN) and installed during the course of 2013 in a specific infrastructure build by JAEA at Rokkasho, in the north of Japan.

The design and construction of the RFQ is implemented at Legnaro National Laboratory (LNL), and in the Sections at Padua and Turin. The structure is remarkably shorter and more efficient with respect to previous proposals (about 9.8 m, 0.7 MW dissipated in copper), while the construction approach allowed to apply to this accelerator the experience gained in the realization of copper structures with very tight mechanical tolerances in proton RFQ at higher frequencies (TRASCO project). Some prototypes have already been built and validated (in figure the full scale low power RF prototype installed at LNL and the first copper prototype built by the Padua and Turin Sections).



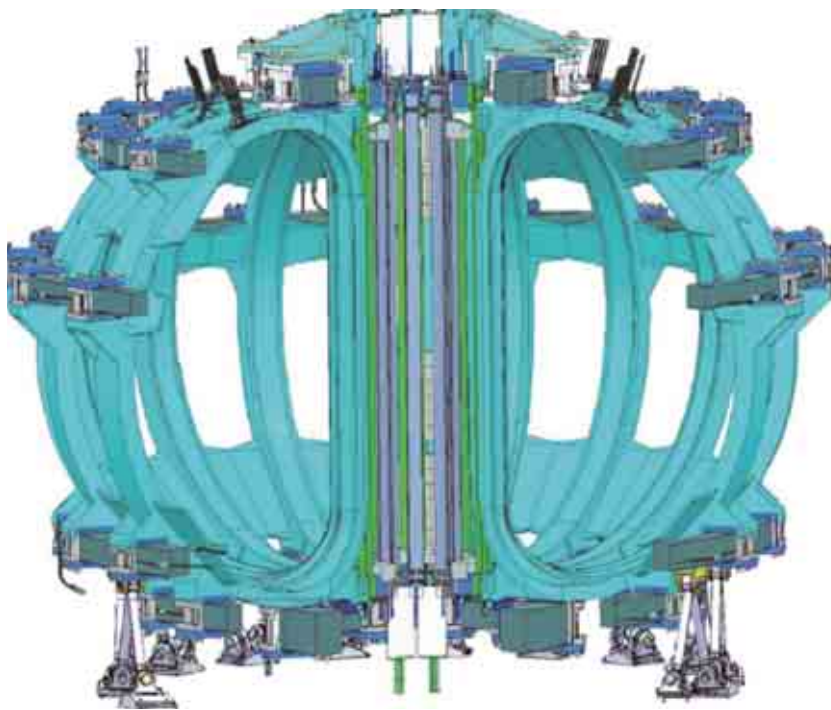
Bobine interne al vessel per il controllo dei Resistive Wall Modes in JT-60SA.

In-vessel sector coils for RWM control in JT-60SA.



Studio della segmentazione del mantello triziogeno di DEMO.

Segmentation study of DEMO breeder blanket.



Il sistema dei magneti di JT-60SA.

The magnet system of JT-60SA.



Sezione del cavo del magnete toroidale di JT-60SA.

JT-60SA Toroidal Field magnet cable cross section.



Compattazione del cavo di JT-60SA presso i laboratori di Frascati.

Compaction of the JT-60SA cable at Frascati laboratories.

JT-60SA

ENEA, in collaborazione con CEA, e Consorzio RFX partecipano alla progettazione e realizzazione del tokamak JT-60SA. ENEA ha effettuato l'ottimizzazione del conduttore delle bobine del magnete toroidale superconduttore conducendo le analisi di stabilità termica e magnetica, oltre che un'accurata analisi dei carichi termici dovuti ai neutroni. In questo modo è stato possibile dimensionare il cavo in NbTi garantendo l'adeguato margine di sicurezza rispetto alle perturbazioni magnetiche e termiche nelle varie condizioni di funzionamento. L'ottimizzazione era resa difficile dalle particolari caratteristiche del NbTi che presentano una forte degradazione con l'aumentare della temperatura. ENEA ha quindi progettato le bobine per i magneti del campo toroidale, le giunzioni per gli adduttori di corrente e le alimentazioni elettriche. Sono stati realizzati prototipi del cavo superconduttore in NbTi di riferimento, progettato e realizzato in ENEA, che sono stati provati con successo nell'impianto di prova SULTAN (Svizzera). Il giunto brevettato da ENEA viene inoltre ottimizzato e adattato per essere utilizzato nel magnete di JT-60SA.

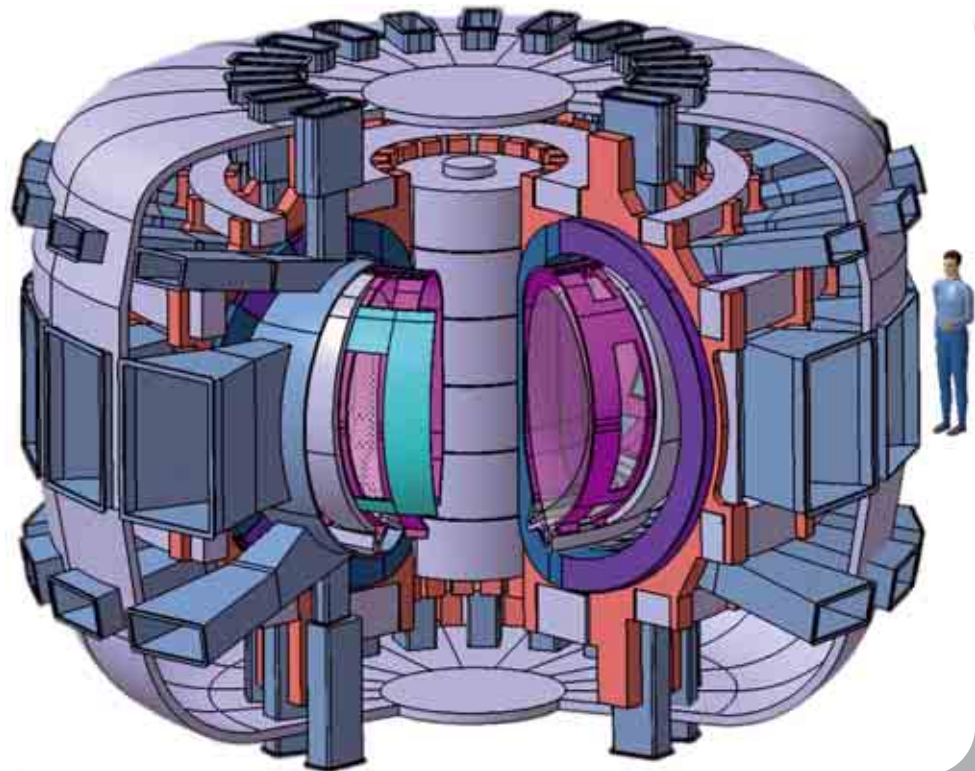
Il Consorzio RFX fornirà il sistema di protezione per i magneti superconduttori, per il quale ha individuato e sviluppato una soluzione innovativa per il progetto concettuale. Sono previste tredici unità di protezione, dieci dedicate ai magneti del circuito di campo poloidale e tre a quelli di campo toroidale, rispettivamente dimensionate per interrompere correnti di 20 kA e 25.7 kA, sostenendo una tensione riapplicata massima di 5 e 2.8 kV. Essa è basata su un sistema ibrido di interruzione della corrente continua, composto da un interruttore meccanico "By-Pass Switch" (BPS) ed uno a semiconduttori, in parallelo; un interruttore aggiuntivo, attuato tramite carica esplosiva (*pyrobreaker*) rappresenta l'elemento di *backup* del sistema di protezione. Il Consorzio RFX sta contribuendo alla revisione dell'attuale progetto delle bobine per il controllo dei Resistive Wall Modes (RWM). In supporto allo sviluppo del progetto sono stati anche effettuati studi dedicati di fisica e campagne sperimentali di RFX, miranti a derivare informazioni sull'evoluzione della dinamica dei modi RWM ed a valutare l'efficacia di diverse configurazioni delle bobine di controllo nella stabilizzazione dei modi.

ENEA, in collaboration with CEA, and Consorzio RFX contribute to the design and construction of the JT-60SA tokamak. ENEA has carried out the optimization of the conductor of the superconducting toroidal magnet, by means of thermal and magnetic stability analyses, besides an accurate analysis of the thermal loads due to the neutrons. In this way it has been possible to design the NbTi cable guaranteeing a suitable safety margin under the various operating conditions with respect to magnetic and thermal perturbations. The optimization was made difficult by the particular characteristics of the NbTi that experience a sudden degradation with the temperature increase. ENEA has then designed the coils for the toroidal field magnet, the current leads and the high voltage power supply. Prototypes of reference superconducting cable in NbTi have been designed and realized in ENEA, and successfully tested in the Sultan test facility (Switzerland). A new joint, patented by ENEA, is being optimized and adapted to the JT-60SA magnet system.

Consorzio RFX is in charge of the procurement of the quench protection system for superconducting magnets. Thirteen units will be provided, ten for the poloidal and three for the toroidal circuits, respectively, rated to interrupt 20 and 25.7 kA and to sustain a replied voltage of 5 and 2.8 kV. The conceptual design of the QPCs was studied and an innovative solution, based on an advanced Hybrid Circuit Breaker, composed of a mechanical ByPass Switch (BPS) and a static interrupter was worked out; a pyrobreaker in series represents the backup protection. Consorzio RFX is contributing to the revision of the present design of the sector coils for the stabilization of the Resistive Wall Modes (RWM). Physics studies were also performed in support to the development of the RWM control system; moreover, experimental campaigns on RFX were made to derive information on RWM mode rigidity and to evaluate the effectiveness of different control coil configurations in the mode stabilization.

Il progetto FAST

The FAST project



Fusion Advanced Studies Torus (FAST)

Corrente di plasma - <i>Plasma current (MA)</i>	≤ 8
Campo magnetico toroidale - <i>Toroidal magnetic field (T)</i>	≤ 8.5
Raggio maggiore - <i>Major radius (m)</i>	1.82
Raggio minore - <i>Minor radius (m)</i>	0.64
Densità media di plasma - <i>Average plasma density (m^{-3})</i>	$\leq 5.5 \times 10^{20}$
Durata dell'impulso - <i>Pulse duration (s)</i>	15 \rightarrow 170
Potenza ausiliaria a radiofrequenza - <i>Auxiliary radio frequency power (MW)</i>	40
Potenza ausiliari con negative neutral beam - <i>Negative neutral beam auxiliary power (MW)</i>	10
Potenza totale/raggio maggiore - <i>Total power/major radius (MW/m)</i>	22

ITER sarà affiancato da esperimenti ed impianti complementari, più semplici e di dimensioni inferiori, allo scopo di accelerarne il programma di riferimento. A tal fine, nell'ambito del *Broader Approach*, Europa e Giappone collaborano alla realizzazione di JT-60SA, il tokamak satellite di ITER da costruirsi in Giappone (si veda page 149). Contemporaneamente, l'Europa sta analizzando la possibilità di realizzare un tokamak satellite da farsi in Europa e con obiettivi complementari rispetto a quelli di JT-60SA. All'interno di questa strategia, l'Associazione Euratom–ENEA propone il *Fusion Advanced Studies Torus* (FAST) con l'obiettivo di anticipare e ottimizzare la sperimentazione in ITER, e al tempo stesso di studiare alcuni dei problemi più importanti in vista del futuro reattore dimostrativo DEMO. A questo scopo, FAST è stato progettato in modo da ottenere plasmi con parametri adimensionali (ovvero normalizzati ai parametri fisici rilevanti) il più possibile simili a quelli di ITER, ma all'interno di precisi vincoli di budget. Il risultato di questo processo ha portato alla selezione dei parametri riassunti in tabella nella pagina a fronte. Questa scelta permetterà: a) di studiare l'interazione plasma–parete in presenza di carichi termici elevati e utilizzando materiali di interesse per ITER e per DEMO (tungsteno, metalli liquidi); b) di studiare i fondamentali aspetti delle operazioni connessi con la affidabilità e la sicurezza della macchina (controllo del plasma, disruzioni,...); c) di simulare la dinamica delle particelle alfa senza l'uso del trizio e le complicazioni dovute alla produzione di neutroni ad alta energia; d) di validare le teorie più avanzate con un esperimento non troppo lontano dai parametri di un reattore. Infatti, FAST avrà la capacità di operare con un guadagno di potenza di circa 2 (equivalente DT), per un tempo molto lungo rispetto ai tempi caratteristici della diffusione della corrente nel plasma (circa 30 s), e potrà operare autosostenendosi, a corrente di plasma ridotta, per un tempo di circa 200 s.

ITER will be accompanied by complementary experimental devices and plants, smaller and simpler, in order to accelerate its reference program. For this purpose, in the framework of the Broader Approach agreement, Europe and Japan collaborate on the realization of JT-60SA, the tokamak, satellite to ITER, to be built in Japan (see page 149). At the same time, Europe is investigating the possibility of realizing a satellite tokamak in Europe, with complementary objectives with respect to JT-60SA. With this in mind, the Euratom – ENEA Association proposes the Fusion Advanced Studies Torus (FAST), an experiment aimed at supporting ITER and, at the same time, at addressing some of the most important issues in view of the future experimental reactor DEMO. In order to achieve this goal, FAST has been designed to obtain plasmas characterized by dimensionless parameters (i.e. normalized to the relevant physical parameters) as close as possible to those of ITER plasmas and, at the same time, taking into account budget constraints. The final selected parameters (see the table on the facing page) will allow to study, in an integrated scenario: a) the plasma-wall interaction in the presence of high thermal loads and using ITER- and DEMO- relevant materials (tungsten, liquid metals); b) all the important operational aspects connected with experiment reliability and safety (plasma control, disruptions...). They will also allow c) simulation of the dynamics of the alpha particles without the use of the tritium and the complications due to the presence of fast neutrons, and d) to validate the most advanced theories with a reactor-relevant experiment. In fact FAST will have the capability of operating with a power gain equal to about 2 (equivalent DT), for a duration of several current diffusion times (about 30 s) and, at reduced plasma current, with a fully self-sustained current lasting up to around 200s.

