

核融合開発における産業界の立場と役割

— 第三次報告書 —

2006年3月

日本原子力産業会議
核融合開発検討会

目 次

はじめに	3
第1章 核融合開発の位置付け	5
1.1 核融合開発に関する国の方針	5
1.2 産業界のとらえ方	7
第2章 核融合開発の進展	8
2.1 国の核融合開発の進展	8
2.1.1 概要	8
2.1.2 黎明期の核融合研究開発と我が国における研究体制の確立	8
2.1.3 第一段階研究開発計画	9
2.1.4 第二段階研究開発計画	10
2.1.5 第三段階研究開発計画と ITER 計画	12
2.1.6 現状	14
2.2 核融合研究の概要	15
2.2.1 核融合炉のさまざまな方式	15
2.2.2 磁場方式の現状	16
2.2.3 慣性方式の現状	16
2.2.4 トカマクの構造と特性	17
2.2.5 今後の技術課題	19
2.3 核融合研究開発における重要な成果と日本の貢献	19
2.3.1 プラズマ性能とプラズマ制御技術	19
2.3.2 核融合工学技術	22
2.4 ITER 以後に取り組むべき技術的な課題	26
2.4.1 プラズマ物理の課題	27
2.4.2 炉工学での課題	29
2.4.3 システム全体の視点からの課題	30
第3章 欧米の核融合開発との比較	31
3.1 米国における核融合開発	31
3.2 欧州における核融合開発	32
3.3 核融合研究開発への産業界の参画形態の推移	34
第4章 産業界の果たしてきた役割と現状	36
4.1 産業界による核融合開発への寄与	36

4.1.1	産業界のこれまでの関わり	36
4.1.2	JT-60、JT-60U における産業界の貢献	38
4.1.3	LHD における産業界の貢献	40
4.1.4	ITER-EDA における産業界の貢献	42
第5章	産業界における核融合開発環境をめぐる現状と課題	45
5.1	国の核融合研究開発推進方策と産業界への期待	45
5.2	核融合開発市場の縮減による影響	46
5.3	ITER 建設へ向けての留意点	47
5.4	今後の核融合研究開発の方向と産業界の課題	48
第6章	今後の核融合開発の展開に向けて	50
	あとがき	52
	おわりに	57
	図表集	59
	参考文献・HP 集	83
	核融合開発検討会委員名簿	85

はじめに

日本原子力産業会議は、我が国が将来の有望なエネルギー源と位置付けている核融合エネルギーの開発に産業界が深く関与していることに鑑み、核融合開発に関する情報の収集と敷衍(ふえん)に努めるとともに、併せて産業界の核融合開発への取り組み方についての検討を進めてきた。

検討を進めるため、各関連企業からの代表者から成る「核融合技術懇談会」を設置し、核融合をめぐるトピックスや課題等について議論するとともに、さらに我が国の ITER 計画（国際熱核融合実験炉、International Thermonuclear Experimental Reactor）への参加を契機として「ITER 計画推進連絡会」を設置し、ITER 計画を推進する政府や日本原子力研究所(当時)の担当者より進捗状況についての説明を受け、企業の ITER 計画への参画、支援方策について審議してきた。

これらの活動を通して、当会議は国の核融合開発計画を支援し、また産業界の立場からの核融合開発、あるいは ITER 計画推進に関する意見や要望を原子力委員会等に具申してきた。さらに、調査団を国外に派遣して外国の核融合関連産業界との意見交換等により国際的連携を強め、海外の核融合開発についての調査活動を進めるなどしてきた。

我が国の核融合研究開発の指針は、原子力委員会や旧文部省、そして現文部科学省において策定され、その内容は報告書にまとめられてきた。当会議においても、これら国の策定計画における産業界の立場や果たすべき役割について審議し、折に触れ、「核融合開発における産業界の立場と役割」と題する報告書としてまとめた。すなわち、1983 年 1 月には第一次報告書を、また 1992 年 10 月には第二次報告書を出している。また、1996 年 12 月には「ITER 建設段階を想定した産業界の考え方」と題する報告書をまとめた。

我が国では、原子力委員会のもとで段階的核融合研究開発計画を進めている。当会議が「核融合開発における産業界の立場と役割」（第一次報告書）を取りまとめたのは、原子力委員会が定めた第二段階核融合研究開発基本計画の中頃であり、その中核装置である JT-60 の建設が終わり、原子力開発利用長期計画に示された実験炉を目指す諸準備の研究開発に着手した時期であった。また第二次報告書を取りまとめたのは、第三段階核融合研究開発基本計画が出された時期であった。

その後の核融合研究開発はめざましく進展し、ITER 計画においては、実験炉を建設し、核融合反応を実規模(500MW)にて発生させる研究が行われようとしている。一方では、核融合関連予算が縮小していく中、省庁再編や研究機関の統合改編が進められるなど、開発をめぐる状況は新たな段階を迎えている。政策面では文部科学省の科学技術・学術審議会と内閣府の原子力委員会において、改めて今後の核融合研究開発の基本方針についての検討が行われ、2003 年 1 月の「今後の我が国の核融合研究の在り方について（報

告)」(科学技術・学術審議会学術分科会)、および2005年10月の「今後の核融合研究開発の推進方策について」(原子力委員会核融合専門部会)としてまとめられた。

核融合開発を取り巻く環境の変化はまた、産業界にも大きな影響を及ぼしている。すなわち、産業界はJT-60(JAERI Tokamak-60)の改造、大型ヘリカル装置等の建設を通して装置全体システム設計にも深く関与しつつ、ITER工学R&D等でもモックアップなどの試験機器製作を担い、核融合技術に関する技術蓄積と優秀な人材を多数輩出してきた。しかるに、大型ヘリカル装置建設以降、国内では建設機会がなく、蓄積されてきた技術の継承が困難な状況になりつつある。今後、核融合で燃焼する炉心プラズマの閉じ込め制御技術に成功すると、核融合開発の重心は実用化に向けて炉工学技術、プラント技術等に移り、核融合発電の経済性が強く求められることになると予想される。国の期待とそれに応えるには、産業界の役割はますます重要になるであろう。

こうした21世紀における核融合開発の新たな状況を踏まえ、我が国産業界の核融合開発に対する従前の取り組みについて改めて総括・評価し、核融合開発の現状を把握し、問題点とその対応策について検討する必要性が生じた。このため、当会議は2004年9月に新たに「核融合開発検討会」を設置し、産業界のおかれた現状を把握し、今後のあり方について審議した。この報告書はその取りまとめであり、「核融合開発における産業界の立場と役割」の第三次報告書である。

核融合開発検討会
主査 井上 信幸

第1章 核融合開発の位置付け

核融合開発は1950年代半ばから世界各国で開発が始められ、着実に進展してきている。とくに世界3大トカマクである日本のJT-60、米国のTFTR(Tokamak Fusion Test Reactor)、EUのJET(Joint European Torus)における実験結果には目覚ましいものがあり、臨界プラズマ条件を達成している。3大トカマクの建設と並行して1980年代に3大トカマクの次期装置である核融合実験炉の設計が各国で進められた。当初、各国は独自建設を考えて進めてきたが、装置の大型化に伴い、その建設費用の増大が顕著となってきたため、リスク分散の観点からも国際協力で実験炉を建設することに日本、米国、EC(後のEU)、ソ連(当時)が合意し、現在進められているITER計画に至っている。

核融合開発の位置付けとして2001年5月に原子力委員会のITER計画懇談会がまとめた報告書「国際熱核融合実験炉（ITER）計画の進め方について」には、「核融合エネルギーは、i）資源的には地域的な偏在がなく量的にも制約が予想されていない、ii）核融合炉は核分裂炉と比べて安全対策が比較的容易である、iii）低レベル放射性廃棄物は発生するが、高レベル放射性廃棄物の処理処分の必要がない、iv）国際的な緊張を引き起こさず、エネルギーの逼迫を防ぐ等の特徴がある。」と記載されており、明らかにエネルギー開発であるとうたわれている。

本章では、産業界の立場で日本の核融合開発の位置付けを整理し、産業界は核融合開発をどう捉えているのかを報告する。

1. 1 核融合開発に関する国の方針

1956年9月に原子力委員会・長期計画策定会議より「第1回原子力開発長期利用計画」報告書が出された。以後、改訂が重ねられて、2000年11月に第9回報告書が出された。そして計画の進展や情勢の変化等を踏まえて、今後10年程度の期間を一つの目安とした新たな計画を策定するために、2004年6月に新計画策定会議が設置され、審議を重ねてきた結果、2005年10月11日に原子力政策大綱として原子力委員会決定された。一方、核融合研究開発については、1968年7月に原子力委員会・核融合反応懇談会の下部委員会である（第二次）核融合専門部会において「核融合研究開発基本計画」がまとめられ、続いて1975年7月に核融合研究開発懇談会により「第二段階核融合研

本文では、省庁名については中央省庁再編(2001年1月)以前の場合は旧省庁名で記載した。また、日本原子力研究所および核燃料サイクル開発機構名についても、2005年10月以前に関する記述の場合は旧機関名で記載している。

究開発基本計画」がまとめられ、最後に 1992 年 6 月に「第三段階核融合研究開発基本計画」が核融合会議の下部委員会である核融合研究開発基本問題検討会によりまとめられて、今日に至っている。

原子力開発長期利用計画の報告書に核融合開発が初めて記載されたのは、1961 年 3 月に出された「第 2 回原子力開発長期利用計画」報告書であり、第 I 部 緒論の第 2 章 原子力開発利用の意義において、「原子力については、核分裂反応により少量の核燃料で多量のエネルギーを発生するという特色があるばかりでなく、さらに将来核融合が実現すれば、利用しうるエネルギー資源はほとんど無限に拡大されるという可能性があり、これらの面で石炭および石油等化石燃料とは全く異なる特色を有しているから、エネルギー供給源の多様化について重要な役割を果たすことが期待される」との記述がある。また、1967 年 4 月に出された「第 3 回原子力開発長期利用計画」報告書では、各論の第 VI 章 核融合、第 1 節 研究開発の必要性において、「核融合動力炉は、それが実現されたあかつきには輸入エネルギーに依存することなく、安定かつ低廉にエネルギーを供給するものとなり、かつ、立地上の制約を受けずに建設することができる。従って、一次エネルギーの賦存度が低く、狭隘な国土に密度の高い人口をもち、高い生活水準をめざす我が国にとって、核融合は最も適したエネルギー源であるので、その研究開発を積極的に推進する必要がある。さらに、核融合研究開発を推進することは、我が国の科学技術の振興に寄与し、将来の国民福祉の向上に大きく貢献するものと考えられる」との見解を示しているように、日本の原子力開発の中では、核融合はエネルギー開発であるとして初期段階から一貫して位置付けられてきた。併せて核融合研究開発を通して我が国の科学技術の振興に寄与するとも指摘しており、サイエンスとしての学術的な面も国の方針に含まれている。

なお、同じく第 3 節 研究開発推進の総合的方策において、「プラズマ現象を幅広く研究し、その理解を深め、核融合制御の原理を探究する研究は、主として各大学、名古屋大学プラズマ研究所などに期待する。総合装置的プロジェクトは、大学、民間企業の協力のもとに、関係各機関において分担して行うこととする。その実施にあたっては、我が国全体として実質的な一元化をはかり、効果的に推進されることが肝要である。とくに、核融合のような長期にわたる研究開発ではその必要性が高いため、研究開発の一体化を強力に実施するための措置を講ずる必要がある」とされているように、初期の段階から産業界には総合装置的プロジェクトへの協力が期待されていた。

2001 年 1 月に実施された省庁再編により文部省、科学技術庁が統合し文部科学省に改組され、2003 年 1 月に科学技術・学術審議会下部委員会である核融合研究ワーキンググループから報告された「今後の我が国の核融合研究の在り方について（報告）」にあるように全日本的に開発していくことが提言された。

1. 2 産業界のとらえ方

核融合開発がエネルギー開発なのか、サイエンスなのか当核融合開発検討会において意見を聴取して議論したところ、「核融合はエネルギー開発である」との意見にほぼ収束した。

その主な理由は、以下のように集約される。

- 1) サイエンスには知的好奇心や未知への挑戦などの面での意義はあるが、核融合開発はそれが最終目的ではない。また、これまでの長期にわたる核融合開発に投入した国家予算は膨大なものでサイエンスの興味だけなら納税者は納得しないし、産業界もそれだけの位置付けであるなら核融合開発に協力してこなかった。
- 2) 資源小国である日本のエネルギーセキュリティを確保するためにも「核融合は将来のエネルギー源の一つとして有望な選択肢である」と捉えられている。
- 3) 全地球的なエネルギー問題解決の寄与、世界におけるリーダーシップを発揮する好機の活用とその維持等、エネルギー開発としてのメリットも多い。

なお、エネルギー開発の位置付けで意見が集束したが、以下のような留意点、コメントもあり、開発にあたっては、これらが十分勘案されることが望まれる。

- 核融合による発電は未だ実現・実証されていない。
- エネルギー開発にはコスト競争力も要求される。
- 核融合研究の意義はあるが、本当に実用化可能かどうかを議論することも必要である。
- 今後も核融合開発を推進していく上では、若手技術者、研究者の育成が必要であり、学生達が魅力を感じるアピールが必要である。

第2章 核融合開発の進展

2. 1 国の核融合開発の進展

2.1.1 概要

我が国では、省庁統合再編が行われるまでは、科学技術庁と文部省のもとで核融合研究開発が行われ、科学技術庁傘下には日本原子力研究所をはじめとする国立研究所が、また文部省傘下には大学と大学共同利用研究所とその後継機関である文部省直轄の核融合科学研究所が属した。日本原子力研究所は主として国家プロジェクトとして核融合開発を実施し、文部省は学術的観点のもとに核融合研究を進めてきた。原子力委員会は両者の調整を諮りつつ、全体計画としての段階的研究開発計画を推進してきた。

省庁再編後の核融合研究開発は、原子力委員会と文部科学省の協力の下に推進されている。すなわち、原子力委員会は核融合計画を新しい知識や技術概念を獲得・創出する研究開発と位置付けて、我が国の核融合研究開発を統括する。

一方、文部科学省は国際熱核融合実験炉 ITER を全日本計画として推進しつつ、日本原子力研究所、大学および核融合科学研究所の研究開発を統括している。なお、省庁の統合再編は核融合研究開発機関にも及び、2005 年 10 月に日本原子力研究所は核燃料サイクル開発機構と統合して独立行政法人日本原子力研究開発機構に、大学および核融合科学研究所も国立機関から独立行政法人に改変された。

我が国の核融合研究開発には、目標を定めたエネルギー開発研究から学術的基礎研究までを幅広く包含し、多くの研究機関が役割を分担しながら多様な研究開発を展開しているところに大きな特徴がある。その中で、我が国の産業界はこれらの研究開発を支援しつつ新技術の開発や技術の維持・蓄積、人材養成を行ってきた。しかしながら、近年では我が国の ITER 計画への参画などに伴い、核融合研究開発の様相が大きく変化し、産業界の核融合関連事業はその影響を直接的に受けている。以下ではその背景となる国の核融合開発体制について概観する。

2.1.2 黎明期の核融合研究開発と我が国における研究体制の確立

核融合エネルギーの平和的利用を目指した研究は 1940 年代に米国、英国、ソ連等ではじめられたが、最初は秘密裏に行なわれていた。情報が公開されるようになったのは、1950 年代に入ってからである。1955 年にアイゼンハワー米国大統領の提唱により第一回原子力平和利用国際会議が国際原子力機関(IAEA)の主催のもとでスイスのジュネーブで開かれ、核融合もとりあげられた。そのときに議長を務めたインドのバーバー博士が核融合エネルギーは 20 年で実用化の見通しが立つだろうと予言したが、それははずれた。第二回の原子力平和利用国際会議は 1958 年に開かれ、核融合研究の成果が華々

しく発表された。我が国からも研究成果が報告され、それ以降、我が国も核融合研究開発に熱心に取り組んできた。国際原子力機関が主催する核融合に関する国際会議はその後、原子力平和利用国際会議から切り離して開催されるようになり、今では2年に1度の頻度で開かれている。

我が国が国家的見地から核融合エネルギー開発に本格的に取り組むようになったのは、1957年に原子力委員会のもとに核融合反応懇談会が設置されてからである。この懇談会は翌1958年に核融合専門部会と改められた。同じ頃、日本学術会議には核融合特別委員会が設けられている。

当時、我が国の核融合開発の進め方としてA計画、B計画なる二つの考え方が提示され、それぞれの計画の支持者間で鋭く意見が対立した。これは「A・B計画論争」と呼ばれた。日本学術会議で立案されたA計画は、新しい着想の育成と具体化をうたうものであり、現在にあてはめれば学術的取り組みに近い。一方のB計画は原子力委員会の下に設置された核融合研究委員会で立案されたものである。この計画は中型装置の建設により成果をあげようとするものであり、開発指向型の研究方策である。

1961年には日本学術会議から三木武夫科学技術庁長官への勧告により、大学共同利用機関である名古屋大学プラズマ研究所が設立された。同研究所は我が国で初めての核融合研究を遂行する研究所である。それ以前は、大阪大学、京都大学、名古屋大学、東京大学、日本大学、東北大学、電子技術総合研究所（現産業技術総合研究所）、理化学研究所などで高温プラズマの発生、閉じ込め、加熱等に関する研究が行なわれていた。

2.1.3 第一段階研究開発計画

核融合開発が原子力開発利用長期計画で取り上げられたのは1967年であり、核融合分科会が設けられて作業が行なわれた。報告書には「プラズマ物理に関する基礎的な研究の充実を図るとともに、核融合を明確な目的とする総合的な研究開発を順次計画的に推進すべきであり、……」と記されている。長期計画の具体化については、原子力委員会の核融合専門部会、核融合研究小委員会、核融合研究体制小委員会で検討された。その結果を受けて、原子力委員会は核融合研究開発基本計画を立て、計画は科学技術庁の第一段階原子力特定総合研究としてスタートした。計画の運営は新設の核融合研究運営会議・同連絡会議が担当することになった。この計画はその後、我が国で推進されてきた段階的核融合エネルギー研究開発計画の最初の段階である。これに対して大学の核融合研究は文部省学術審議会の核融合部会で大型計画が立案され、予算措置を経て実施に移された。大学ではまた核融合研究のための科学研究費補助金が助成され、研究者の自由な発想に基づく独創的研究が奨励された。

第一段階研究は1965年にスタートして1974年まで続いた。研究計画としては、主計画と副計画が採用された。主計画を策定するにあたっては、ソ連のトカマクT-3による優れた閉じ込め性能が参考にされた。この装置の成果は世界の核融合研究に大きな影響を与え、主要な核融合関連の研究所では競ってトカマク装置が建設された。我が国の主

計画としても、日本原子力研究所で中間ベータ値トーラスプラズマの研究を行うためにトカマク装置を建設することが決まった。その後の経緯からすれば、このタイミングで行なわれたこの選択は極めて賢明であり適切であったと思われる。核融合エネルギー開発を目指すわが国が世界の核融合研究の主流に乗ることができ、さらにはこれを主導する地位に達することができたのは、ひとえにこのときの選択と方向付けが正しかったからである。

主計画は核融合エネルギー開発を主眼として立案されている。この決定に際して学術的立場から重要視される独創性や独自性が優先されていれば、主計画は別のものとなり、我が国の核融合エネルギー開発は異なる経路をたどった可能性がある。幸い我が国では核融合開発のエネルギー開発の側面と学術的側面が対等に重視されてきたことから、主計画と異なる研究開発路線も主計画と同様に発展できた。そのことは、我が国の核融合開発全体を著しく発展させ、人材の育成にも多大な貢献を果たした。

いうまでもなく、開発研究においても独創性が発揮されなければ、研究は進展しない。世界に数あるトカマク装置では最も優れた性能を追求するための熾烈な競争が行なわれ、次々に新しい現象が発見され解明されてきた。その殆どは他の閉じ込め装置でも追試され、適用された。その意味でトカマクによる研究は学術研究としても先導的役割を果たしている。

我が国の核融合開発の主計画では、ヘキサポール装置 JFT-1 と、JFT-2、JFT-2a と命名された 2 台のトカマク装置が日本原子力研究所に建設され運転された。これらを用いた研究は所定の成果をあげるとともに、次の計画への礎を築いた。副計画としては電子技術総合研究所の高ベータ・プラズマ研究が採用され、逆磁場ピンチ装置による研究が行われた。これらのほか、国立研究所では理化学研究所の核融合関連研究もこの計画の一環として実施された。一方、大学ではトカマク、ヘリカル系、逆磁場ピンチ、 z ピンチ、 θ ピンチ、プラズマフォーカス、コンパクトトーラス、ミラー、レーザー等、多様なプラズマ閉じ込め方式の研究や、プラズマ加熱、プラズマ計測の研究が行なわれていた。

このように我が国の核融合開発が総体的に発展できたのは、核融合エネルギー開発に対する社会の理解と期待に支えられてきたからである。折しも 1973 年に起こった第一次石油危機は、核融合研究開発に対する追い風になった。

2.1.4 第二段階研究開発計画

科学技術庁は、1975 年に第一段階研究開発に関する評価を行い、その結果を踏まえて第二段階特別研究開発を策定した。文部省においても学術審議会が「核融合研究の推進について」と題する答申を出している。またこの年、原子力委員会は産官学のメンバーで構成される核融合会議を設置した。

核融合会議の役割は我が国の核融合開発計画を推進し、省庁間の核融合開発計画を調整することであった。我が国では科学技術庁、通商産業省、文部省傘下の研究所で核融

合研究が行なわれていたから、全体のとりまとめを原子力委員会が担ったのである。ただし、大学の核融合研究については前述の文部省学術審議会核融合部会が審議し、核融合会議はその結果を尊重することとされていたので、原子力委員会の権限は限定的であった。このように複数の省庁下で多元的に核融合開発が行なわれる体制は我が国独自のものであり、予算要求などでは省庁間の競合もみられた。対照的に米国のエネルギー省(DOE)などでは、大学や国立研究所の核融合開発を予算配分も含めて一元的に統括している。

第二段階特別研究開発計画では、計画目標を炉心プラズマの臨界条件を達成することと定めた。臨界条件とは、プラズマへの加熱入力と核融合出力が等しくなる条件であり、所定のプラズマ密度、温度、エネルギー閉じ込め時間が炉心で同時に達成されなければならない。このための中核装置として、大型トカマク JT-60 が日本原子力研究所に建設されることとなり、茨城県那珂郡那珂町（現在、那珂市）にその敷地が選ばれた。JT-60 の初運転は 1985 年であった。その 2 年前の 1982 年には米国の TFTR が、1983 年には EU の JET がそれぞれ運転を開始しており、JT-60 の参入により世界の三大トカマク時代が明けた。なお、JT-60 建設期間は 7 年であり、その間、日本原子力研究所における核融合研究が途絶えることのないよう、JFT トカマクは改良が加えられて JFT-2M となり、運転が続けられた。

第二段階開始後、1978 年には原子力委員会が核融合炉開発に関する長期戦略分科会を発足させ、分科会は 1981 年にレビュー報告書を出した。また文部省学術審議会は 1980 年に大学等における長期的方策と題する報告書を出した。

対外的には、1978 年に福田首相とカーター米国大統領との間で核融合協力に関する共同声明が出され、翌年の 1979 年に日米エネルギー協力協定が締結された。その中には日米核融合分野協力事業が含まれている。この協力事業は今なお継続しており、我が国の核融合開発のレベル高揚に極めて有効であるほか、研究交流を通して国際的に通用する若手研究者の育成に大きな貢献を果たしている。日本と欧州共同体(EU)の核融合協力協定はこれより 10 年遅れて、1989 年に締結された。1978 年には IAEA のもとで INTOR(International Tokamak Reactor)の設計が始まった。1979 年には第二次石油危機が起こった。

1980 年には日本原子力産業会議に核融合技術懇談会が設置され、それ以降、産業界の核融合開発への取り組みが議論されてきた。1983 年にはプラズマ・核融合学会が発足している。

科学技術庁は 1985 年に日本原子力研究所那珂研究所を設立し、JT-60 をはじめとする日本原子力研究所の核融合研究開発はここに集約されることになった。ただし、既存の JFT-2M は、引き続き東海研究所で運転された。

一方、文部省は学術審議会報告を受けて、1989 年に文部省直轄の核融合科学研究所を発足させ、10 年の年月をかけて大型ヘリカル装置 LHD (Large Helical Device) を建設する事を決め、LHD は予定通り完成した。LHD は京都大学のヘリオトロン装置をもとに設計された装置であり、大学の核融合研究者が議論を重ねてこれを選択した。

原子力委員会は核融合会議の下に核融合開発基本問題検討分科会、核融合次期大型装置検討分科会、核融合炉工学技術検討分科会を設置して調査検討を重ね、1986年に核融合研究開発技術検討分科会のそれぞれの検討結果についての報告書を出した。また、1990年には第二段階計画を総括した核融合研究開発技術検討分科会報告書を公表した。

2.1.5 第三段階核融合研究開発基本計画と ITER 計画

1992年には核融合会議が改組された。同年、原子力委員会は核融合会議核融合開発基本問題検討分科会で審議されてきた第三段階核融合研究開発基本計画を公表した。この段階の研究開発目標は、自己点火条件の達成および長時間燃焼の実現、ならびに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成とされた。この目標を達成するための中核装置として、第二段階の成果を踏まえてトカマク型の実験炉を建設することとした。

1985年、ジュネーブで開かれた米ソ首脳会談で、核融合研究推進の共同声明が出された。この会談を契機として、1988年より ITER 計画が日本、米国、EC、ソ連の4極の協力で発足した。4極のメンバーで構成された ITER チームと各極のホームチームが、1988年から3年間の概念設計活動と1992年から6年間をかけた工学設計活動を行った。またこの間、設計を充足、確証するための工学 R&D が行われた。9年間にわたる設計活動の集大成としての最終設計報告書が1998年に出された。しかしながら、設計された ITER の建設コストは1兆円を超えるものであり、いずれの極にも建設を受け入れる候補地の可能性がなかった。1998年には米国が ITER 建設合意の見通しがつかないなどの理由で撤退した。

こうした中、核融合出力を下げ、放電時間を短くするなどして建設コストを半分に低減しながらも、なお ITER 計画の全体的目標の達成が確保できる装置の案が我が国から提案された。米国を除く残りの3極は、直ちにこの案をもとに工学設計活動の期間を3年間延長して作業を進め、2001年に最終設計報告書をまとめた。この年より ITER サイト決定に向けての政府間協議が始まった。一旦計画から撤退した米国は、我が国等からの強い働きかけもあって2003年に再復帰した。また、2003年1月には中国、6月には韓国、更に2005年12月にはインドが ITER 計画に新たに加わり、現在では日本、EU、ロシア、米国、中国、韓国、インドの7極が ITER 計画に参加している。

政府間協議では建設サイト、組織、資金配分、調達方式等に関する政府間交渉、ならびに建設サイト候補地の国際評価等が行われた。ITER 建設サイトとしては日本の青森県六ヶ所村とフランスのカダラッシュが提案されていずれも譲らず、政府間協議はなかなか決着を見なかったが、2005年6月28日にロシアのモスクワで行われた第2回6極閣僚級会合において、カダラッシュを ITER 建設地とすることが決まった。それまでの間、ITER 建設の判断は遅れ、併せて世界の核融合開発計画も少なからず影響を受けた。

我が国では1996年に核融合会議が ITER を第三段階核融合研究開発基本計画の中核装置とすることを提言し、原子力委員会がこれを決めた。また、核融合会議は我が国が ITER 計画に参加すること、ITER を我が国に誘致することの是非について原子力委員会

が主導して検討することを提言した。これを受けて、1996 年に原子力委員会は各界の有識者からなる ITER 計画懇談会を設置して検討を諮問した。なお、核融合会議も ITER 計画懇談会も公開の場で開かれてきたが、1999 年に国の情報公開法が制定されると議事録等もホームページなどを通じて公開されるようになった。このことは、産業界にとり歓迎すべきこととして特筆に値する。

ITER 計画懇談会での審議のために、同懇談会の下に「エネルギー需給及び代替エネルギーのフィージビリティに関する検討委員会」と「研究の資源配分と国際協力の責任分担に関する検討委員会」が設置、また核融合会議の下に「核融合会議開発戦略検討分科会」が設置された。それぞれの委員会はおよそ 3 年にわたり検討した結果を、2000 年に相次いで報告書としてまとめた。ITER 計画懇談会はこれらの報告を受けて審議に入り、2001 年に「ITER 計画懇談会報告書——国際熱核融合実験炉(ITER)計画の進め方について」と題する報告書をまとめ、原子力委員会に提出した。その骨子は、「我が国が ITER 計画に主体的に参加するだけでなく、設置国となることの意義が大きい」というものである。一方では、「しかしながら、ITER の設置国として名乗りを挙げるに当たっては、地元との関係や財源確保など国として総合的に判断すべき事がある」として、いくつかの考慮すべき事項も指摘している。

これを受けた原子力委員会は、我が国に ITER を誘致することに意義があるとしながらも、その予算が大きいことから他の科学技術に与える影響が大きいため、総合科学技術会議にも広い立場から検討してもらうべきだとした。

総理大臣が座長を務める総合科学技術会議は、2001 年後半からおよそ 1 年をかけて ITER の科学技術上の意義、社会経済上の意義および計画の妥当性の観点からレビューを実施し、慎重な審議を重ねた。同年には原子力安全委員会が、「ITER は実験炉として開発途上にあるため不確定なところはあるものの、その安全を確保することは技術的に可能」との考え方を示している。総合科学技術会議は翌 2002 年に「国際熱核融合実験炉(ITER)計画について」と題する報告をまとめ、内閣総理大臣ならびに関係大臣に具申した。報告書は「我が国は、ITER 計画が国家的に重要な研究開発であることに鑑み、政府全体でこれを推進するとともに、国内誘致を視野に、政府において最適なサイト候補地を選定し、ITER 政府間協議に望むことが適当」と結論するとともに、経費負担、計画の進め方、核融合研究のあり方、国民の理解、ITER 計画にあわせて実施すべき核融合エネルギーの実用化に向けた研究開発などについての見解を特記している。

この総合科学技術会議の報告を受けて、政府は 2002 年 5 月 31 日、「ITER 計画を推進することを基本方針とし、国内誘致を視野にいれ、協議のために青森県上北郡六ヶ所村を国内候補地として政府間協議に臨む」との方針を決定した。

その後の政府間協議の結果、前述のように欧州に ITER 建設サイトを設置することが決まったが、欧州と激しく競合した我が国にも計画の準ホスト国として応分の主体的役割が付与されることとなった。その内容は日欧間で合意された共同文書にまとめられている。それによれば、日欧の内、非ホスト国である日本の役割は次のように要約できる。

(1) 非ホスト国は、「幅広いアプローチ計画(Broader Approach)」の実施、ITER 本部機能の一部の設置、ITER 機構長の推薦などによりホスト国と並ぶ核融合研究開発の国際拠点として、世界に貢献する主要な役割を担う。「幅広いアプローチ計画」としては、

- ・ ITER 遠隔実験研究センターの設置
 - ・ 核融合科学シミュレーションセンターの設置
 - ・ 次世代炉（原型炉）の国際研究チームによる設計研究
（次世代炉が国際協力で行われる場合、日本が建設候補地を提案すれば、欧州はそれを支持）
 - ・ サテライトトカマクの建設と実験
 - ・ IFMIF（国際核融合材料照射施設、International Fusion Material Irradiation Facility）の EVEDA 活動
- などが挙げられている。

(2) 非ホスト国はこれらの活動をホスト国からの協力を得て行うことにより、技術の蓄積および人材育成の両面において、投資効果の非常に高い活動ができる。ホスト国の協力による効果としては、

- ・ 建設経費 10%、約 500 億円の負担で、20%相当分約 1000 億円の ITER 関連機器・装置の製作に責任を持つ。
 - ・ ITER 機構への研究者派遣枠も、10%の負担で全体の 20%に当たる研究者等の派遣が可能となる。
 - ・ 「幅広いアプローチ計画」については、約 460 億円の負担により約 920 億円の事業を実施することが可能となる。この「幅広いアプローチ計画」の実施は核融合技術の発展と優れた研究者等の育成に大いに貢献する。
- などが挙げられる。

これらは我が国が享受できる非ホスト国としての特典である一方、重い責任を伴うものであることに留意する必要がある。

2.1.6 現状

我が国では省庁の統合再編が行われ、2001 年より核融合研究開発関連省庁では文部省と科学技術庁が統合して文部科学省が発足した。その過程で学術審議会は科学技術・学術審議会となり、日本原子力研究所の核融合開発研究も大学や核融合科学研究所のそれと併せて審議されることになった。これまでとは異なり審議過程が一元化されたのである。また総理府原子力委員会は内閣府原子力委員会となり、核融合会議は廃止されて代わりに広く核融合以外を専門とする委員も含む核融合専門部会が発足した。専門部会には、核融合会議同様、産業界からも委員が選任されている。通商産業省は経済産業省となり、電子技術総合研究所は産業技術総合研究所に改編された。

国費から巨額の経費を投入する核融合エネルギー開発計画においては、専門家の間での最終的なコンセンサスがなければ計画の実現は困難であり、また社会的不信も招く。この点については、計画に協力する産業界は多大な影響を被ることから、重大な関心を抱かざるを得ない。文部科学省は科学技術・学術審議会学術分科会基本問題特別委員会の下に設置した核融合研究ワーキンググループにおいて、今後 20 年にわたる我が国の核融合研究開発体制についての検討を行い、2003 年 1 月に報告書を出した。この中では、我が国の核融合研究の重点化、効率化を進める方策を打ち出している。これにより我が国の核融合研究開発がより統合された形で推進されようとしている点は評価できる。

原子力委員会は 2005 年 10 月、核融合専門部会がまとめた「今後の核融合研究開発の推進方策について」と題する報告書を了承した。ここでは、核融合研究開発の効果的かつ効率的推進の観点、高い経済合理性の追求の観点から、ITER に続く原型炉に向けた研究開発の推進方策を示しており、基本的な産官学の役割についても言及している。

また、当面の大型プロジェクトである ITER 計画における準宿主国としての我が国の対処については、文部科学省・ITER 計画推進検討会で検討されてきたが、05 年 9 月に、原型炉設計・研究開発調整センター、ITER 遠隔実験センター及び核融合計算センターから構成される「国際核融合エネルギー研究センター」を国内に設置、そして JT-60 を超伝導コイルに改修し ITER のサテライトトカマク装置として活用すること等を骨子とする方針を取りまとめたところである。

このように、ITER-EDA 以降、ずっと停滞していた国内の核融合開発プログラムも新たな段階に歩もうとしているが、国の核融合開発計画の立案、策定に対し、産業界が意見を発する場は増えてきたものの、必ずしも反映されてきたとは言えない。産業界はいわゆる民の立場で率直に発言できる上、研究設備が巨大化する核融合エネルギー開発計画の参画を通して得た豊富な経験をもとに有意な意見を表明できるものと考えられる。

2. 2 核融合研究の概要

2.2.1 核融合炉のさまざまな方式

核融合炉の実現には、燃料である重水素と三重水素を加熱して一億度程度の温度で十分な密度のプラズマを生成し、かつそれを保持する必要がある。保持されたプラズマからエネルギーが逃げ出していく時間をエネルギー閉じ込め時間という。（注：これは「プラズマがもつ全熱エネルギー／単位時間に失われる熱エネルギー」で定義されるエネルギー損失の時定数であり、プラズマの保持継続時間のことではない）

核融合炉で十分なエネルギー利得、すなわち「核融合出力の方が加熱に使うエネルギーより十分に大きい状態」を実現するには、1 億度の達成に加え、このエネルギー閉じ

込め時間とプラズマの密度との積が、ある一定値 ($10^{14} \sim 10^{15}$ 秒/cm³) にならなければいけないことが示されている。これを実現するための研究は二つの方式で進められてきた。ひとつは、プラズマの閉じ込めのために磁場を使うもので、トカマク型が代表的である。トカマク以外にも、ヘリカル型、ミラー型、逆転磁場型などが研究されてきた。もうひとつは、強力な加熱で一瞬にして一億度にして、それが飛び散る前に核融合を起こそうとする方式で、飛び散るのに有限の時間がかかるのは慣性に起因することから「慣性閉じ込め」と呼ぶ。この方式ではいかにして瞬間加熱ができるかが重要で、レーザー方式が代表的である。

これらの方式のうち、現時点で連続燃焼実験へと進もうとしているのは、ITER 計画で採用されているトカマク型である。レーザー方式も、連続燃焼ではなく単発燃焼ではあるが、米国、フランス、日本でそれぞれ点火を目指している。

2.2.2 磁場方式の現状

磁場方式については、各種核融合装置の中でもっとも高い性能を更新してきたのはトカマクであるので、トカマクを中心に説明する。

電子とイオンが電離状態で存在するプラズマは、磁場に拘束されるという事実を利用し、ドーナツ状に閉じた磁場系でプラズマを保持するのがトカマク型核融合装置である (図 2.2.2-1)。この方式ではおよそ 10^{14} cm⁻³ 程度の密度が実現可能であるので、エネルギー閉じ込め時間を数秒にすることで上記の核融合積条件の達成ができると思われる。現時点ですでにトカマク方式によるエネルギー閉じ込め時間は 1 秒程度までは達成している。

図 2.2.2-2 は、トカマクの研究で実現した温度と核融合積を示している。なお、ヘリカル型を代表する LHD 装置 (日本の核融合科学研究所) の成果範囲も示した。1990 年台の 3 台の大型トカマク装置 (日: JT-60、欧: JET、米: TFTR) によってエネルギー収支比で 1 程度 (図 2.2.2-2 中の臨界プラズマ条件) が達成されており、次期装置では、外部からの加熱を止めても核融合の自己加熱のみで 1 億度を維持できる「自己点火条件」か、それに近い大きなエネルギー利得を得られる領域を目指している。次期トカマク実験炉 ITER がそのための装置である。ITER の熱出力の規模は 50 万 kW 程度と中型火力並みで、数百秒以上の連続的な核融合燃焼を人類史上はじめて実現できると考えられている。

2.2.3 慣性方式の現状

慣性方式では、レーザーなどの強力なビームを直径数ミリの燃料球に照射し、瞬間的に 1 億度まで加熱する。燃料は膨張して飛び散るが、慣性があるために飛散するまでには数ナノ秒 (10^{-9} 秒) はかかるので、体積が 2 倍程度に広がるまでは核融合反応を起こすことができる。この場合、エネルギー閉じ込め時間も 10^{-9} 秒程度になるわけだが、一

方、照射で燃料周辺が飛散する反動によって中心部が圧縮されて燃料密度が固体密度の1000倍（ $\sim 10^{24} \text{cm}^{-3}$ ）以上まで上昇することで、エネルギー閉じ込め時間×密度の条件を満たしうる。レーザーの大型化によってさらに高密度まで圧縮しながら加熱することが今後の目標になる。

レーザー核融合では、米国で建設中の次期装置 NIF (National Ignition Facility) とフランスの LMJ (Laser Mega Joule) で点火領域の達成を目指している。また、大阪大学では、圧縮用レーザーと加熱用レーザーを分けるという「高速点火法」という新しい手法を開発し、米国の NIF の 1/10 程度のレーザーエネルギーで点火を達成しようとする FIREX 計画を進めており、成功すればレーザー核融合炉の実現性を高めるのに大いに貢献するだろう。ただ、磁場方式と慣性方式のそれぞれに携わる研究者数が、米国では両者ほぼ同規模であるのに対して、我が国では、大阪大学（レーザー方式）を中心とした一部の研究機関にとどまっており、研究規模で米国とは大きく差がある。

レーザー方式において計画中の点火実験は、建設中の NIF を含めて一回ごとに燃料をセットする単発試験である。この点は、少なくとも数百秒の連続燃焼を実施する ITER と同列には論じにくいことは指摘しておく必要がある。レーザー方式では一発ごとに燃焼は完了するから、比較的小規模な装置で可能な単発の燃焼に成功すれば、物理的な基礎はほぼ確立するという利点がある一方、単発燃焼試験では炉工学的に得られる知見は乏しく、実用化への真の問題点が十分に明らかにされないかもしれない。実用化に向けては、毎秒数回の高速繰り返しが可能なレーザー、連続した燃料球供給制御のシステム、繰り返しに耐えうる炉システムなど、単発点火の装置には必要がなかった多くの技術開発がなされなければならない。

2.2.4 トカマクの構造と特性

以下では、トカマク型について、その構造を解説しながら、トカマクプラズマの性質について説明したい。先に述べたとおり、これはトーラス型（ドーナツ状）のプラズマを磁場の力で閉じ込めようとするもので、その概念は図 2.2.2-1 に示した。このようなトーラスプラズマが安定に維持されるには、トーラスに沿った強い磁場（トロイダル磁場、 B_t ）とプラズマの中を流れるプラズマ電流及び制御用コイルが作るトーラス方向に垂直な磁場（ポロイダル磁場、 B_p ）の両方がバランスよく存在している必要がある。図 2.2.2-1 ではわかりやすいようにプラズマとプラズマを取り囲むトロイダル磁場発生コイルの約半数だけを示した。実際にはこれ以外にも制御用などのコイルは多数存在する。プラズマ断面は通常は真円ではなく、縦長で少し D 形に歪んだ楕円になる。

プラズマを支える磁場は B_t と B_p を合成したもので、磁力線は螺旋状になる。この螺旋のねじれ具合は B_t と B_p の比に依存して決まるが、ねじれ具合の逆数を q 値と呼ぶ。中央の電流密度が高く周辺でゼロに近い自然な電流分布では、 q 値は中心が最小で周辺に向かって単調に増加する。 q 値の分布形状とプラズマ表面での値はプラズマの安定性のみならず、トカマクの性能を大きく支配するのが知られているので重要である。

このように、トカマクではプラズマ中に電流が流れていなければ (B_p ができないので) プラズマは安定に存在できない。プラズマに電流を流すためのもっとも簡単でかつもっとも効率がよい方法は、電磁誘導を用いることである。図 2.2.4-1 に示すように、プラズマリングがトランスフォーマーの二次巻線となるような形に構成し、一次巻線側にパルス電流を流せば、プラズマに電磁誘導で電流が流れる。これは、トカマクの電流生成のもっとも基本的な方法である。また、トカマクが初期に大きな成功を収めた理由のひとつは、この電流が作るジュール熱によるオーミック加熱はプラズマの加熱に大変効率的であったという事実がある。

しかし、この方法で駆動可能な電流はパルスのである。すなわち定常にはできないので、実用炉においてはこの電磁誘導による電流駆動法はあまり適さないと考えられている。また、電流によるオーミック加熱にもある限界がある。プラズマの抵抗値は、温度の -1.5 乗に比例し、高温になるほど抵抗は下がるので電流で発生するジュール熱は減ってくる。一方、プラズマから失われるパワーは、温度とともに上昇する。その結果、オーミック加熱で到達可能なプラズマ温度には上限がある。そして、残念ながらそれは数千万度が限度であり、核融合に必要な一億度にはオーミック加熱のみでは到達できないと考えられているのである。

この電流がパルスである問題と加熱が不足する問題とを解決する方法として、外部からビームや高周波を投入する方法がある (図 2.2.4-2)。

お風呂に熱湯を注いで温度を上げるように、高エネルギーの粒子ビームをプラズマに入射することでプラズマの温度を上げることができる (図 2.2.4-2a)。ビーム粒子は、プラズマの不純物とならないように重水素を用いる (原理的には三重水素も可)。高エネルギーにするには、それを一度イオンにして電界で加速するが、イオンのままでは磁場を横切ってプラズマに入ることができないので、加速後に電子を付加することで中性原子ビームとして入射する (中性「子」ビームではないのに注意されたい)。中性原子ビームはプラズマ内部での衝突によって電離され、イオン流となってプラズマ内部を運動し、自らは減速しながらそのエネルギーをプラズマに与える。都合のよいことに、このイオン流はプラズマ内に電流も誘起するので、電流駆動も同時に達成できる。

この方法によってトカマクでは1億度を超えるプラズマ温度を達成している。日本原子力研究所のJT-60装置は、5.2億度という世界記録を達成した。また、電流もそのほぼすべてをビーム駆動分 (一部は後述の自発電流) に置換することに成功している。必要となるビームのエネルギーは数百 keV から数 MeV である。現在のところ JT-60 用として約 400keV のビーム入射装置が稼動している。一方、ITER 用には 1 MeV のビームが必要であるが、それは現在開発中である。

もうひとつの加熱と電流駆動の方法は、高周波を用いるもので、電子レンジによる食品の加熱に似ている (図 2.2.4-2b)。強力な高周波 (電磁波) をプラズマに入射して、プラズマ粒子を直接加速 (加熱) する。加速にはプラズマ中に存在するさまざまな共鳴現象を用いるのが効率がよいが、どのような共鳴を用いるかで周波数は変わり、数十 MHz 帯から百数十 GHz 帯までが用いられる。位相速度のそろった高周波によって電子

やイオンを波に乗せて押すことで、電流の駆動も可能である。実用炉に向けては、電子が磁力線に拘束されてその周りを回る周期、あるいはその整数倍に周波数を合わせた電子サイクロトロン共鳴加熱が考えられており、周波数レンジとしては 100GHz 程度である。

2.2.5 今後の技術課題

核融合開発は着実にパラメータを向上してきている。中でもいわゆる核融合積では 10 年に一桁の向上を続けてきた。そして次のステップとしての ITER による高利得連続燃焼は高い確率で成功すると思われる。しかし、それ以後の発電実証や実用化には、

- 1) さらに高性能プラズマパラメータの同時達成
- 2) その完全定常化と安定な制御
- 3) 材料を含めた実用炉としての運用に耐える工学技術の開発

などの多くの課題が残されている。1)、2) は ITER によってかなり進展するが、それだけでは不十分である。3) についても、ITER である程度の開発はできると思われるが、ITER では中性子照射の量も稼働時間も限られたものであり、IFMIFなどを併用しつつできる限り開発を進め、最終的には原型炉（発電実証炉）そのもので開発を完成することになっていくであろう。（2.4 節に ITER 以降の技術課題を記載）

加えて、核融合炉が複雑な構造をもつという宿命ともいえる弱点は、今後の技術開発で単純化、高信頼度化を目指して克服していくべき大きな課題として認識されるものである。

2. 3 核融合研究開発における重要な成果と日本の貢献

これまでの核融合研究開発において、とくに重要であったと思われる成果と日本の貢献について、トカマクを例に、プラズマ性能とプラズマ制御技術、及び核融合工学技術に分けてまとめる。

2.3.1 プラズマ性能とプラズマ制御技術

(1) トカマク方式の有望性の確認

1968 年、69 年に旧ソ連のトカマク型実験装置 T-3 から、当時の常識を大きく上回る 1keV (1160 万度) 近くの温度が報告され、トカマク方式の有望性が国際的に認知されてソ連以外の国でもトカマクの研究が開始された。我が国もこの結果に着目し、日本原子力研究所に JFT-2 を建設して本格的にトカマク方式の開発に着手した。1973 年には電子温度 700 万度のプラズマを確認し、磁気閉じこめ核融合研究開発において日本が世界のトップランナーとなる基礎を築いた。

(2) 核融合燃焼へ向けてのプラズマ高性能化の研究開発

T-3の結果を受けて世界中の多くの研究所がトカマク方式による研究開発に着手したが、いずれも主プラズマ表面がリミターと呼ばれる受熱部品に接することで規定される方式であった。核融合に展望の開ける高いエネルギー閉じ込め性能を得るためには、リミターとプラズマの相互作用によって生じる主プラズマ中への不純物の混入を抑制することの必要性が認識されるようになった。これに対し、リミター部分から主プラズマ中への不純物の混入を低減することを目的に、ダイバータ磁場配位が提案され、世界初のダイバータ磁場配位をもつトカマク装置 JFT-2a（当時の日本原子力研究所；1973 年 8 月に完成）において不純物低減に関して良好な特性を確認し、ダイバータの有効性が実証された。その後、主要なトカマク型実験装置において熱と粒子を制御するダイバータの利点について報告がなされている。これらの成果に基づき、ダイバータは将来のトカマク型核融合プラントにおいて不可欠と考えられており、ITER でも採用されている。

1970 年代から中性粒子入射や高周波によるトカマクプラズマの追加熱実験がなされるようになり、加熱入力が増加と共に閉じ込め性能が著しく劣化するという結果が多く、装置から報告され、閉じ込め性能を向上させる運転方式の開発が強く期待されるようになってきた。そんな中、1982 年にドイツのダイバータ付きトカマク装置 ASDEX において、閉じ込め性能が通常（L モード）の約 2 倍に向上する高閉じこめ状態（H モード）の存在が発見された。我が国でも日本原子力研究所の JFT-2M や我が国が日米協力協定のもと参加していた米国 GA 社のダブレットⅢのダイバータ配位においていち早く H モードを確認した。加えて JFT-2M では条件を整えばリミター配位においても H モードに遷移し得ることや我が国大学研究者の理論的考察に従って H モードの発生に電場が関係していること等を世界に先駆けて実験的に見だし、H モード発生機構を解明するうえで有用な知見を提供した。H モードはその高い閉じ込め性能と豊富な実験データから、ITER における標準運転方式に位置付けられている。

この他、世界中の多くの研究者が精力的に閉じ込め性能を向上する手法の開発に取り組み、H モードとは異なるいくつかの高閉じこめ状態が見いだされてきた。我が国においても、プラズマ周辺部の現象は L モードの特徴を持つがプラズマ内部で閉じ込めが向上する改善 L モード（JFT-2M）や高 β_p モード（JT-60）が見いだされた。JT-60 では H モードと高 β_p モードの高閉じこめ現象を併せ持つ状態（高 β_p H モード）の実現やプラズマ中心部で凹上にへこんだプラズマ電流の分布を持つ場合に発生する高閉じこめ状態（負磁気シアモード）の実現によって、もし実燃料（重水素とトリチウムの混合燃料）を使っていればエネルギー増倍率が 1 を超えるプラズマ条件を重水素運転で達成するなど、世界のトカマク研究をリードする成果をあげてきた。

閉じ込め性能の予測に関しては、当初研究所毎に閉じ込め性能の予測式を整理し提案していた。ITER の設計活動を契機に、世界中の主要なトカマク型装置の実験データを持ち寄り、共同で統一的にデータの評価解析を行う「閉じ込めデータベース活動」が 1980 年代後半から進められるようになり、高い信頼性で ITER の閉じ込め性能を予測できるようになった。ITER 概念設計活動および ITER 工学設計活動の大きな成果の一つと

いえる。我が国は、JT-60 及び JFT-2M から質の高いデータを提供し、日本原子力研究所のみならず大学の研究者もこの活動に参加して重要な貢献を果たしてきた。

プラズマ圧力を上げて出力密度の高い核融合プラントを実現することを目指し、プラズマ圧力と磁気圧の比率 (β 値) の運転可能な値を向上させる手法の開発がなされてきた。プラズマ断面形状を工夫にすることによって β 値の上限を向上させる努力がいくつかの装置において実施され、当時日米協力で研究を進めていたダブレットⅢ(米国)において、D型断面形状のプラズマで 1982 年にトカマクでは世界最高のベータ値 4.6%を達成した。さらに 1994 年にはやはりダブレットⅢにおいてプラズマを取り囲む壁の安定化効果を活用して 13%のベータ値を達成し、トカマクプラズマの高 β 化に大きく貢献した。国内においても、JFT-2M, JT-60 改造, 大学の小型トカマク装置などで非円形断面トカマクプラズマの研究がなされ、プラズマ圧力分布やプラズマ電流密度分布と β 上限値の関係等、多くの知見が蓄積された。

実燃料である重水素とトリチウムの混合プラズマでの核融合燃焼実験は、TFTR(米国)と JET (EU) において 1990 年代半ばになされた。TFTR では 1994 年に 11MW の核融合出力が、JET では 1997 年に 16MW, エネルギー増倍率 ~ 0.65 および ~ 0.95 が得られた。我が国の JT-60 では重水素とトリチウムの混合燃料による実験を行う装置設計としていなかったため、重水素のみでの実験であるが、実燃料での運転に換算したエネルギー増倍率で世界記録を達成したことは既に記した通りである。

(3) トカマク運転の定常化

トカマクプラズマの閉じ込めにおいて、プラズマ中に電流を流すことは本質的に必要不可欠である。電磁誘導の原理で電流を駆動する方式で研究が始まったが、この誘導電流方式では、プラズマ電流の維持はパルスのみにならざるを得ず、定常的にプラズマ電流を維持することができない。そのため、トカマク方式ではパルスの運転の炉概念しかとれないと当初考えられていた。しかし、1970 年代に入り、高周波によってトカマクプラズマ中にも現実的に適用できる効率で定常的に電流を駆動できる可能性が理論的に提案された。低域混成波による電流駆動の原理実証について大学を含め多くの研究成果が報告され、1980 年に JFT-2 においてプラズマ電流の維持を実証、1986 年には JT-60 において世界最大の 2MA の電流駆動を実証し、さらにその後 3.6MA まで電流値を更新している。1989 年には九州大学の TRIAM において小型装置であるものの 1 時間を超える連続運転 (約 22kA) に成功し、現在は 5 時間を越える運転に記録を更新している。一方、1980 年代に入り、電子サイクロトロン波によるプラズマ電流駆動効率が高温プラズマにおいては低域混成波と同等レベルに達することが理論的に予想され、大電力高周波源の開発とともに、電流駆動実験が幾つかのトカマク装置で行われた。1986 年には京都大学の WT-2 で、低域混成波による電流駆動プラズマに電子サイクロトロン波を照射してプラズマ電流の増加を観測した。1990 年にはダブレットⅢで、電子サイクロトロン波による 100 kA の電流駆動を実証するとともに、電流駆動が理論的予測値によく一致することが示された。

中性粒子入射による電流駆動については、理論的可能性の提案は早くからあったものの、核融合プラントにおいて必要となる MeV を越える粒子ビームを効率よく生成することが困難であった。その後、負イオンの生成が効率的にできることが発見されて以来、負イオン源を基に 100keV を越えるエネルギーを持った高出力中性粒子ビーム入射装置が開発されるようになった。2000 年には JT-60 において 500keV の負イオン源型中性粒子入射装置を用いて、中性粒子入射方式としては世界最高の電流駆動効率でプラズマ電流の発生に成功し、極めて明確な形で理論予測に合致する効率で電流駆動できることを示した意義は深い。

一方、高周波、あるいは粒子入射において予想される電流駆動の効率では、全てのプラズマ電流を維持するために大きな電力が必要となり、30～50 のエネルギー増倍率を実現する定常発電プラントの設計は困難である。プラズマの圧力勾配が駆動力となって自然に流れる自発電流（ブートストラップ電流）によってプラズマ電流のかなりの部分を駆動することができれば、高周波あるいは粒子入射による駆動電流は低くて済み、トカマク型定常発電プラントの可能性が大きく広がる。しかし、1980 年前半まで、自発電流の存在は理論的に提案されていたものの、実験的に確かな検証の報告は無かった。1986 年になって 米国の TFTR から、自発電流のプラズマ電流に占める比率は低いものの、自発電流の最初の実験的検証の報告があった。我が国の JT-60 では、自発電流の比率の高い運転がトカマク型定常核融合プラントにとって不可欠との観点から研究を進め、1990 年にはプラズマ電流の約 8 割を自発電流が占めるプラズマの制御に成功し、この運転方式の将来性に展望を開いた。さらにその後 1990 年代半ばには、JT-60 や米国 GA 社 DIII-D 等の実験において、このように高い自発電流比率の運転で必然的に形成されるプラズマ中心部で電流密度が凹状になる電流分布の運転（磁気シアの勾配が負の場所が存在する運転）において、極めて高い閉じ込め性能を実現し得ることが示されている。

将来の核融合プラントの経済性を向上させるためには、プラズマ圧力の指標（規格化 β 値）が現在達成されている値よりさらに高い定常運転を実現する必要がある。現在我が国では現有の JT-60 において規格化 β 値 2～2.5 の定常運転実証を目指した研究が進められているが、ITER 計画と並行して JT-60 の超伝導装置化を進めて核融合プラントにおいて必要な規格化 β 値 3.5～5.5 の定常運転を実証するトカマク国内重点化装置計画を、日本原子力研究所および国内大学等の研究者が協力して提案し、核融合プラントの早期実現を目指している。

2.3.2 核融合工学技術

トカマク型核融合プラントに特有で、開発が必要な主な工学技術には、超伝導磁石、加熱・電流駆動装置、トリチウム取り扱い設備、真空容器、遠隔保守機器、高熱負荷プラズマ対向機器、第一壁、プラズマ計測装置、トリチウム増殖ブランケット等の製作および運転保守技術、安全性に関する技術がある。これらの技術は、長期的展望にたった

各技術毎の研究開発あるいはトカマク実験装置の建設、改良、運転経験を通して開発され進歩してきた。とくに世界の三大トカマク装置、JT-60（日）、JET（欧）、TFTR（米）には、超伝導磁石、トリチウム増殖ブランケット、遠隔保守（JET、TFTR は含む）を除くすべての主要機器が含まれており、大型装置での建設と研究・運転・保守保全の経験を通して重要な技術が開発されてきた。トリチウムについても、JET および TFTR において、取扱量は多くないものの重水素とトリチウムの混合実燃料を用いた核融合燃焼実験が成功裏に実施された。

将来の核融合プラント級の規模での超伝導磁石とトリチウム取り扱い機器も含めた工学技術の総合検証については、ITER で実施する計画である。そのため、ITER の建設に必要な技術については、ITER 工学設計活動（1992 年 7 月～2001 年 7 月）において計画参加極が共同で ITER の建設を判断する上で必要な機器の製作技術開発（図 2.3.2-1）を完遂したことの意義は大きい。その中で我が国は、工学設計活動の実施機関である原研が中心となり、産業界及び大学等が協力して応分の役割を果たしてきた（図 2.3.2-2）。

以下に、主要な工学技術について、これまでの主な成果と日本の貢献を概観する。

(1) 超伝導磁石

核融合超伝導磁石開発における最初の大きな成果は、IEA 協力の下に実施された LCT (Large Coil Task) 計画の成功 (1987 年) であろう。この計画では、6 個の大型トロイダル磁場コイル（外形寸法 3.5m×4.5m）を米国、EURATOM、日本、スイスが分担して製作し、米国で組み合わせて通電試験が実施された。NbTi を超伝導材とするコイル 5 個を米国、EURATOM、日本、スイスが、1 個の Nb₃Sn コイルを米国が製作し、8 テスラ、通電電流～10kA、全蓄積エネルギー 700MJ を達成した。我が国は日本原子力研究所が NbTi コイル 1 個を製作して計画に参加し、日本のコイルは総合的に良い性能を示した。我が国における Nb₃Sn コイルの製作技術に関しては、日本原子力研究所において Nb₃Sn 線材の開発が TMC (Test Module Coil) 計画において進められ、1985 年に 12T を達成した。またパルスコイルの開発に関しては、日本原子力研究所において NbTi コイルと Nb₃Sn コイルで 7T までの 7T/sec の急速励磁に成功（1989～1990 年）した。

これらの成果を基に、ITER 工学設計活動で我が国は原研を実施機関として、ITER 実規模大の中心ソレノイドモデルコイルの共同製作及び試験を幹事国となって進め、ITER の建設判断に必要な製作技術の開発と性能の検証を完了した。

(2) 加熱・電流駆動装置

中性粒子入射加熱装置の開発については、正イオン源を用いた装置の開発が 1970 年代に米国において進められ、1970 年代末には、1 台で大電流粒子ビームを得るために多極磁場型イオン源が米国、英国において考案された。我が国では日本原子力研究所、プラズマ研究所、大学等において研究が進められ、JT-60 に用いる入射装置として日本原子力研究所において開発されていた多極磁場型イオン源で 75keV、35A 原子イオン組成 90% の世界最高性能 (1982 年) が達成されるなど、中性粒子入射装置開発において世界の研究開発を牽引する貢献を果たすようになった。

中性粒子入射によってプラズマ電流を効率よく駆動するためには、100keV を越えて更にエネルギーを上げる必要がある。JT-60 では～500keV、ITER では～1MeV のエネルギーが必要であり、中性化効率の観点から負イオン源を基にした入射装置の開発が求められた。1970 年代後半にフランスの研究者によって負イオンを多量に効率よく生成できる負イオン体積生成法が提案されたことに伴い、その後いくつかの研究所において負イオン源型中性粒子入射装置の開発研究が進められた。86 年には日本原子力研究所において当時世界最大の 1 アンペアの負イオンを発生に成功した。1996 年には世界で初めてプラズマへの入射実験に供する JT-60 用負イオン源型中性粒子入射装置が完成した。核融合科学研究所においても、LHD 用負イオン源型中性粒子入射装置が 1998 年に完成し、我が国は負イオン源型中性粒子入射装置においても世界トップの技術を培ってきた。ITER 工学 R&D では、主に日本及び EU が 1MeV 用の負イオン源型中性粒子入射装置の開発を進め、高電圧技術や大電流負イオン源の技術等において多くの技術的課題を解決してきた。我が国は ITER 工学設計活動における開発戦略に沿って、ビーム電流値は ITER の必要性能に比べて 0.02A と低いものの、1MeV の負イオンの加速と、ビームエネルギーは 350keV であるが 18.6A の大電流ビーム加速に成功した（1998 年）。1MeV 級のビーム加速に関してはその後の日本原子力研究所の開発により、0.8MeV で世界最高の 0.14A の加速を 2004 年に実証している。ITER で求められるビームエネルギー 1MeV とビーム電流値 40A を同時に満たす入射装置は、上記の成果を基に ITER の建設活動の中でその性能を確認する計画になっている。

高周波加熱・電流駆動装置については、ITER 工学 R&D において我が国が分担して貢献した電子サイクロトロン(EC)加熱・電流駆動装置について記す。高周波発信管であるジャイロトロンは、その原型がソ連において完成し、1970 年代になって公開した。その後 1970 年代後半に、米国で製作および製品化が始まり、これを基に EC 加熱実験が複数の実験装置（JFT-2、DIII-D、JFT-2M、ヘリオトロン、Wendelstein、PLT 他）で行われるようになった。我が国でのジャイロトロンの開発は、JT-60 をはじめ、国内のプラズマ実験装置への利用を目指して行われた開発と ITER 工学 R&D として行われた開発が主要なものである。日本原子力研究所が実施した ITER 工学 R&D では、エネルギー回収技術を用いて世界で初めて 50%の発振効率の達成（1994 年）、大型高次モード共振器の開発、低 RF 損失窓（人工ダイヤモンド窓）の EU との共同開発およびジャイロトロンへの搭載成功（1997 年）等の課題解決により、170GHz で 9 秒の 1MW 級出力を行い（2001 年）、当初の目標を概ね達成した。EU では 2002 年に周波数 140GHz で 0.5MW、950 秒の運転を確認した。

(3) トリチウム取り扱い設備

核融合プラントにおいては数 kg 程度のトリチウムを取り扱うことが必要と想定される。大量のトリチウムを取り扱うことのできる施設は世界的にも限られており、米国ロスアラモス研究所にある世界初の核融合炉トリチウム技術の総合的研究開発施設 TSTA（Tritium Systems Test Assembly）で 1984 年にトリチウム実験が開始された。取り扱

い可能トリチウム量は 200g である。我が国は、日本原子力研究所が参加して日米共同で TSTA における燃料循環模擬システムの実証試験を 1987 年に開始すると同時に、1988 年に同所 TPL (Tritium Process Laboratory、取り扱い可能トリチウム 60g) でトリチウムの取り扱い実験を開始し、技術の開発と蓄積を進めてきた。また、ITER 工学 R&D では、精製系、分析系、貯蔵システム、輸送容器の開発を分担して実施し貢献した。

トカマク実験装置における DT 実験については、1990 年代前半に JET (EU)、TFTR (米) において開始され、DT プラズマの特性に関する知見の他、トリチウムのトカマク実験施設における運転実績を積んだ。とくに TFTR では DT 実験を行ったプラズマ装置の世界初の解体撤去を実施し、2002 年に無事に完了した。我が国は日米協力の下にこの解体撤去に参加し、装置内残留トリチウムの評価及び除染・処理技術の開発を行った。以上のような研究開発とその間の取り扱い経験から、これまでに開発した技術で数 kg 程度のトリチウムの安全な取り扱いには見通しが得られている。

(4) 真空容器、遠隔保守機器、高熱負荷プラズマ対向機器

真空容器については、ドーナツ型の複雑な形状を持つ大型構造物を高い製作精度で製作できる技術確立する必要がある。研究の進展とともに大型化する真空容器の製作経験を蓄積する中で、構造、材料、電磁力解析を含む構造解析、加工・組立方法、真空シール技術、表面仕上げ、試験検査手法等に関して着実に技術を蓄積してきた。それまでに経験の無かった大型の JT-60 の製作は、我が国がこれらの技術を開発し蓄積する上で極めて意義の深い機会であった。プラズマからの熱と粒子を直接に受け止める高熱負荷プラズマ対向機器についても、研究の進展とともに熱負荷の絶対値とパルス幅が増大してきており、プラズマとの相互作用などについて知見が蓄積されてきている。

しかし、ITER や核融合プラントでは真空容器、高熱負荷プラズマ対向機器が大型化すると同時に、電磁力や熱負荷条件が従来の実験装置よりも厳しくなり、また中性子照射環境下で使用される。遠隔保守機器については、従来の実験装置では必要性がなかったため、機器の十分な設計と製作技術が実機製作を通して培われていたわけではない。これらの新たに挑戦し確認すべき技術は、ITER 工学設計活動における工学技術開発を通して大きな進展があった。主要な我が国の貢献例としては、真空容器を 20 個に分割した実規模大のセクター (D 型形状、全高 15m 全幅 9m) を ±5mm の製作精度で製作する試作試験、重さ 4 トンのブランケットモジュールを遠隔で取り付け取り外しできる装置の試作開発等を中心となつて他極と協力して実施し成功させた。第一壁モジュール (遮蔽ブランケットモジュール)、高熱負荷プラズマ対向機器 (ダイバータ) カセットの実規模モデル、高熱負荷プラズマ対向機器用の遠隔保守機器は他極とともに幹事極に協力し開発・試作し、製造技術に関する見通しを得た。

(5) トリチウム増殖ブランケットおよび核融合構造材料

トリチウム増殖ブランケットの開発については、各国がそれぞれの長期的展望に立つて開発を進めてきた。ITER 工学設計活動を進めてきた欧州、米国、ロシア、日本においては、トリチウム増殖ブランケットの試験モジュールを独自に製作し、ITER のポートの

一部を利用して設置して機能確認試験の実施を計画する段階にまで開発が至っている。我が国は、固体増殖材方式をブランケット概念の最有力候補として原研を中心に重点的に開発を進めるとともに、他の方式の特徴も考慮して幅広く研究開発を進めている。そして、固体増殖材方式については、ITERに装着する試験モジュールの設計とともに、トリチウム増殖材 (Li_2O , Li_2TiO_3) や中性子増殖材の微小球の製造技術、生成トリチウムの回収技術、除熱技術等についても実験的検証や特性評価試験を蓄積し、見通しを得ている。

ブランケット構造体の材料については、我が国において、優れた照射特性を有する低放射化フェライト鋼 (JLF-1 や F82H 等) の開発が進められ、すでに素材の化学成分の最適化は完了している。さらに、5 トンレベルの溶解インゴットの製作実績もあり、原子力委員会の下に設けられた核融合会議計画推進小委員会において低放射化フェライト鋼を核融合構造材料の第一候補として開発するとの方針が示されている (1998 年 6 月)。現在、機械特性データの充実、照射試験による強度劣化の評価を国際協力の枠組みも活用しながら進めている。複雑なブランケット構造体の製造技術については、拡散接合を F82H の構造体に適用した技術開発において成果をあげている。

2. 4 ITER 以後に取り組むべき技術的な課題

現状では加熱電流駆動法なども併用して、トカマクでは前出の図 2.2.2-2 で示したように、臨界条件まで達成しており、今後は ITER による自己点火領域、またはそれに近い、大きなエネルギー利得が得られる領域を目指している。

ところで、同図のダイアグラム上で見ると、ITER と実用炉の距離は実にわずかに見える。しかし、ダイアグラムの目標点の達成は、実用化への必要条件に過ぎず、核融合炉の実用化に向けての課題は ITER 成功以後でも多く残る。

○ エネルギー生成を実証する炉（発電実証炉）を実現するための視点

ダイアグラムに現れる以外のさまざまなパラメータの高性能化とその同時達成が必要である。また、その長時間安定維持が必要になる。ITER では、少なくとも数百秒、最大で数千秒までの実験が考えられているが、実用化にはそれが数ヶ月にならねばいけない。プラズマ物理としては、数百秒と数ヶ月に大きな差はないが、炉工学的には大きな違いがある。プラント規模での発電システムとしての工学的課題も残っている。

○ 経済性、運用性を含めた実用化の視点

さらに実用炉として成立するには、経済性がある水準を越えなければならないし、運用性、たとえばメンテナンスのしやすさ、機器の寿命なども重要である。その観点からは上記の視点よりさらに高性能なプラズマが必要であり、同時に材料もさらに耐久性の高い（特に耐中性子照射）ものが望ましい。リチウムを原料とする三重水素の確実な自己増殖性も必須である。三重水素は天然にはほとんど存在しないので、その自己増殖が

できなければ、そもそもDT燃料の核融合炉は成立し得ない。

図 2.4.1-1 には、原型炉（または発電実証炉）の例として SSTR を取り上げ、その実現に必要とされる各種特性（灰色線の正五角形）と、JT-60 にて現時点で同時達成されている特性（太線の五角形）、ならびに ITER の達成目標（白点線の五角形）である。ただし、この図に示されている達成性能は、プラズマ性能に関する図 2.2.2-2 とは異なっており、同時達成した値ではないことに注意されたい。

以下、順にその達成度と将来見通しについて述べる。

2.4.1 プラズマ物理の課題

(1) 高 β とその長時間維持

磁場強度には技術的な上限があるので、与えられた磁場で支えられるプラズマ圧力が高いほど、より高い出力密度の、すなわち小型でコストがおそらくは安い炉になると思われる。その指標が規格化圧力 β_N である。図 2.4.1-2 には現在の装置で達成している β_N 領域 (present region) と、ITERならびに将来の実用炉 (CREST、ARIES-RS、ARIES-AT) または原型炉あるいは発電実証炉 (SSTR) で必要となる β_N を、プラズマ中心での磁場強度の関数としてプロットしてある。同時に、その中心磁場を達成するためのコイルの最大磁場も図上に示した。ITERで必要とされている領域はすでに達成されている。一方、実用炉や原型炉・発電実証炉には、 $3.5 < \beta_N < 5.5$ の領域が必要であり、その範囲は現在の装置では十分に確認されていない。図でJT-60SCとあるのは、仮にJT-60 を超伝導装置に改造した場合の目標領域である。

実用炉等に必要なのは $3.5 < \beta_N < 5.5$ という領域は、物理的意味でもそれ以下とは実現の困難さがかなり異なっている。図 2.4.1-3 に示したように、 $\beta_N > 3.5$ では、いかにプラズマを最適化しても無制御ではかならずある種の不安定性が発生する新しい領域に入る。すなわちこれまでの手法の延長上だけではその長時間維持が達成できない領域である。その達成には能動的な安定化手法が実現されるのが条件であるが、その方法は現在、実験による開発途上で、十分に確立してはいない。実際に、現時点で長時間（といっても数十秒）を達成しているのは、 β_N が 3.5 以下の領域である。なお、図ではこの範囲でも β_N の増大とともに維持時間が下がっているように見えるが、これは物理上の制約よりは、磁場コイルが超伝導ではない、電源の制約で加熱入力が長時間は続けられない、などの装置の制約によるものが多いと考えるのが正当であり、それらがクリアされるITERでの数百秒の達成に大きな不安が残っているわけではない。

(2) 閉じ込め性能 (Hファクター)

圧力の指標とは別に、プラズマのエネルギー閉じ込め時間の指標がHである。プラズマが大型になればそれなりにエネルギー閉じ込め時間が伸びるのは自明であるので、時間そのもので評価するよりは、このHファクターで性能を評価しておくほうが役に立つ。このHという数字は、エネルギー閉じ込め時間をそのスケーリング則に基づいて規格化した数字である。閉じ込め時間のスケーリング則はよく確立されており、図 2.4.1-4 の

ように多くの装置の結果を再現することが可能である。

(3) 密度上限の制約

トカマクで達成可能な密度の上限をグリーンワルド密度 (n_{GW}) といい、プラズマの平均電子密度 (n_e) をこの n_{GW} で割った値 (つまり上限値との比) をグリーンワルド指数という。このグリーンワルド密度上限は絶対超えられないというものではないが、これまでの実験では、それを超えることは難しく、あるいは、超えると他の閉じ込め性能が大きく劣化するなどの影響が出やすいことが知られている。図 2.4.1-5 には、グリーンワルド指数と H ファクターの関係の実験結果が示されている。このように現状ではグリーンワルド指数の増加は H の低下をもたらし、JT-60 では ITER に必要な $H=2.6$ と同時には必要なグリーンワルド指数 (0.7 程度) を達成できていない。ただし、これはプラズマの形状制御に制約がある JT-60 の装置限界によるところが多いとも考えられる。より強く形状制御がかけられる米国の D-IIID 装置では、 $H=2$ の比較的高い閉じ込め性能のままで 1 を超えるグリーンワルド指数を達成した例もある (図 2.4.1-6)。これらの結果から、ITER では十分な形状制御が可能のため、十分なグリーンワルド密度指数が達成可能であると予測されている。

(4) 熱負荷の制御

ITER でも実用炉でも、核融合で発生するエネルギーの 80% は中性子で発生し、これはそのままブランケットに吸収される。残る 20% は荷電粒子 (アルファ粒子) で発生し、多くはプラズマに一旦エネルギーが吸収され、そのエネルギーは熱流束としてプラズマに対向する第一壁またはプラズマ下部 (あるいは上下両方) に設置された熱処理装置「ダイバータ」に流入する。熱は、磁力線を横切る方向 (第一壁方向) より磁力線に沿う方向 (ダイバータ方向) に流れやすいので、なんの対策もなければプラズマからの熱流束の大部分はダイバータに流入する。そのような条件ではダイバータ表面の材料消耗が大きく、過大な熱の処理にも困難を伴うと考えられている。ダイバータへの流入熱量を制御する方法としては、その流れの途中で不純物イオン (故意に添加) からの放射光によって第一壁にエネルギーを拡散させることが想定されている。この制御は基礎実験は存在するが、燃焼プラズマの制御を行ったことは一度もないわけで、その意味で、これに関しては ITER に必要な特性はまだ達成されていない。すなわち、実際に ITER を用いて開発せざるを得ない項目となっている。

(5) 定常電流駆動

実用炉の定常運転には、電磁誘導を用いない電流駆動法 (非誘導電流駆動) の達成が必要であることは先に述べた。誘導電流を非誘導電流にすべて置き換えることは実験的にすでに成功している。また、ビーム加速電圧の上昇、プラズマ温度の上昇とともに、その駆動効率も理論に沿って上昇しており、計画とおりに 1MeV のビームができれば、ITER の目標の電流駆動効率は達成できると予想されている (図 2.4.1-7)。

(6) 自発電流割合

実は、トカマクプラズマの維持に必要な電流のすべてを非誘導電流駆動で流そうとすると、その効率が理論的に理想の数字になってもなお、非常に大きなパワーを必要とし、実用炉としては電流駆動に発電電力の半分近くも使うような状態になるとされている。しかし、幸いなことに、トカマクプラズマは高温・高圧になると自発的に電流を駆動することが知られている。たとえばこの自発電流割合が 80%に達すれば、非誘導方式で駆動すべき電流は残り 20%（すなわち 1/5）に減る。したがって、十分に高い自発電流割合の達成は、トカマクの実用化には重要な項目になる。現在までにJT-60 ではITERの要求を大きく超え、実用炉に必要なレベルに近い75%程度の割合を達成している。但し、さらなる高 β_N (>3.5) と同時に達成可能なのかについては、未知な部分も残っている。

2.4.2 炉工学での課題

ITER はすでに製作しようとしている装置であって、若干の開発要素はあるものの、炉工学上で実現が不明確な点はない。しかし、ITER の次の装置（以下原型炉）やそれ以後の装置については、まだ残された問題が多数ある。以下に、そのすべてではないが、代表的かつ重大なものをいくつか選んで記載しておく。

(1) ブランケット

ブランケットでは、高効率で発電するのと同時に、燃料である三重水素を自己増殖しなければならない。この増殖はブランケット内において原料のリチウムに核融合で発生した中性子を吸収させることで実現できる。発電ブランケットの基本構造は ITER で開発するが、プラント規模での試験運用は原型炉の運用の中で実施することになる。原型炉運用の最終段階ではブランケット交換を数年に一回程度に収められるように中性子照射に対しても十分な寿命を持っているものを開発できなければ次に進むことができない。その寿命は、構造材料の開発と深く関係する。

(2) 構造材料

ブランケットなどの構造材料については、やはり ITER での基礎試験と IFMIF（国際協力で計画中の材料照射装置）の完成を待っての照射試験をせざるを得ないものであり、今後の大きな課題になっている。現時点では低放射化フェライト鋼が原型炉用構造材料の第一候補であるが、さらに先進的な材料、たとえばバナジウム合金であるとかシリコンカーバイド(SiC)のセラミックス系コンポジット材などの開発も並行して進められている。

(3) 超伝導コイル

超伝導磁場コイルは、ITERの最大磁場 13T程度に対して、原型炉では 16T程度が要求されるだろう。線材そのものも、ITERのNb₃Snとは違う線材、たとえばNb₃Alなどを用い

る可能性が高く、まだ多くの開発を必要としている。

(4) ダイバータ

中性子負荷下でのダイバータ技術は ITER でしか開発できない項目であり、現時点ではまだ十分な開発にいたっていない。ダイバータ表面材料の寿命も十分に長くできる必要があるが、どの程度の熱と粒子が流れてくるかにより設計ポイントが変化するので、熱・粒子制御の物理と切り離しては考えられず、ITER で総合的に開発しなければならない重大な項目である。

2.4.3 システム全体の視点からの課題

上記の技術課題が、仮になんとか克服されても、実用装置として核融合炉は本当に使いやすいものになりうるのかという視点では、なおも課題は残る。たとえば、原子力委員会核融合開発基本問題検討会・資料検第 12-1-1 号では、製造業の視点からの見方が議論されている。その論点の一部を例としてあげれば、核融合炉に対して、以下のような実用化における運用性への疑問が投げかけられている。

- (1) 現在のエネルギー生産システム（たとえば軽水炉）に比べて、システム構成や機器構造が格段に複雑である。このことは、製作、組立・据付、保守において制約を課すことになる。運転制御も難しい。また機器数が多いという事実からいえば、信頼性が低いか、あるいは十分な信頼性を得るには、各機器の信頼性は非常に高くなければならないことを意味している。
- (2) 放射化した炉内機器の定期交換が必要であり、点検・保守も含めて完全遠隔操作での実施が必要である。要求される技術レベルは、現状からの乖離が大である。さらに遠隔操作機器トラブル時のレスキューシステムも必要であろう。

運用上の理想からいえば、簡単な構造、簡単な運転制御、簡単な保守が望ましいのは明白であり、核融合炉はその点では基本的に難しい技術課題を抱えているといえる。今後の技術開発で、核融合炉をできる限り簡単な構造にできる努力をすると同時に、複雑さをカバーする高い機器信頼度をめざす必要がある。そのようなことが達成された例を上げれば、自動車は早期のものと比較にならないほど複雑な制御システムを持った現代のものの方が、かつてよりはるかに高い信頼度で、高効率と実用性を達成している。年に数台の製造である重電機器と数万台規模の大量量産品である自動車とでは大きな違いはあるが、複雑化によって単純構造のものより高性能化・高機能化が可能な場合には、次第に複雑化されることで実用性が増している例もある、という点では注目してもよからう。いずれにしても、核融合炉の複雑さからくる弱点は、今後の技術開発で克服していくしかない。

第3章 欧米の核融合開発との比較

我が国は核融合研究をエネルギー開発として位置付け、実用化へ向けて研究開発を推進してきている。核融合研究を推進している海外諸国でも、実用化を目指すという点では基本的には同じであると考えられるが、それぞれに取り組み方針が異なる点がある。本章では、我が国の開発体制のあり方の参考とするために、我が国と取組環境が近い欧・米に関して、核融合開発への取り組みおよび産業界との係わりに関して比較を行った。ただし、当初から ITER 計画を推進してきた四極でも、ロシアは国の研究機関のみで対応していることや国の施策が明確でないために今回の比較の対象外とした。

3. 1 米国における核融合開発

3.1.1 これまでの開発経緯と今後の取り組み

米国の核融合研究開発は国のエネルギー政策の中で、1996 年頃にエネルギー開発から基礎科学研究へと方針転換され、3 大トカマクとして建設された TFTR も 1997 年にシャットダウンされている。ITER 計画に関しても、ITER の建設になかなか見通しが立たなかったことを理由に計画から一旦脱退した。磁場方式核融合（MFE）の予算は大きく減る一方、軍事目的を兼ねたレーザー核融合装置である国立点火装置 NIF の建設を推進するなど、現在は慣性核融合（IFE）の方が予算は大きい。磁場方式核融合では小規模な燃焼試験用トカマク FIRE の計画を推進してきたが、2003 年に ITER 計画に復帰した。

現在の施策としては、米国エネルギー省（DOE）の戦略計画（Strategic Plan、2003 年 9 月）では、核融合の開発については「核燃焼プラズマの挙動、閉じ込め理論、核融合エネルギーの長期商業利用を支持する実験等、プラズマ・核融合科学を推進する」としている。また「核燃焼プラズマ閉じ込め技術の可能性を 2020 年までに実証し、実証プラント建設の是非に関する決定に役立てる」ことを中間目標としている。

3.1.2 産業界との係わり

米国では、研究開発部門でシステム設計を行い、メーカーには構造仕様で製作のみを発注する形態がとられている。発注先企業に関しても、米国内に限定することはなく、国際入札で他国の企業にも発注されるケースも多い。例えば、DIII-D 真空容器や、最近ではレーザー核融合用のレンズなどは日本企業に発注されている。その点で、米国内産業界を育成するといった大きな方針はないものと考えられる。

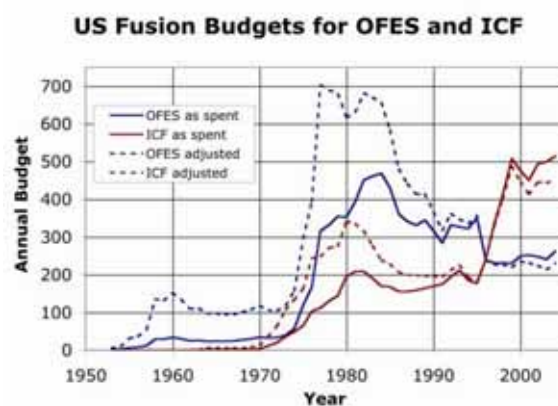
ITER の工学設計活動においては、工学設計に産業界の協力が必要な状況もあったと考えられるが、米国が工学設計活動から脱退した事により、産業界への参加協力の要請

は途絶えた。現在は、米国産業界としても核融合に対する将来展望を持っている訳ではなく、今時点でのビジネスの一つとして対応可否を判断している状況と見受けられる。

米国の核融合への取り組み

1996 年：核融合に関する方針転換
(エネルギー開発→科学)
1999 年：クリントン政権「投資が巨額」
という原因で ITER から脱退
2003 年：ブッシュ政権のもと ITER に復帰

(注) OFFS:Office of Fusion Energy Sciences



DOE 戦略計画(Strategic Plan) (2003 年 9 月)

<政策>

核燃焼プラズマの挙動、閉じ込め理論、核融合エネルギーの長期商業利用を支持する実験等、プラズマ・核融合科学を推進する。

<中間目標>

核燃焼プラズマ閉じ込めの可能性を 2020 年までに実証し、実証プラント建設進行の是非に関する決定に役立てる。

3. 2 欧州における核融合開発

3.2.1 これまでの開発経緯と今後の取組

欧州では、EU の研究開発政策（研究開発フレームワーク）の枠組みを中心とし、欧州原子力共同体（EURATOM）を母体に、核融合研究開発を推進している。EU では、共同体としての研究開発として、1957 年に共同研究センター（JRC）を設置し進めていたが、1984 年から、EU における科学技術分野の開発能力と競争力を向上させることを目的として枠組み計画（フレームワークプログラム：FP）を発足させた。これは、それまでにばらばらに実施されていた各技術分野の研究活動を体系的に整理し、文字どおり、EU における研究開発分野の枠組み（フレームワーク）を構築し、各種技術分野の研究開発活動の調整を取りながら進める形となっている。FP は 4 年毎の計画が繰り返される形で進められ、第 1 次 FP（1984～1987 年）、第 2 次 FP（1987～1991 年）、第 3 次 FP（1990

～1994 年), 第 4 次 FP (1994～1998 年), 第 5 次 FP (1998～2002 年) を経て、現在第 6 次 FP (2002～2006 年) に至っている。EU の核融合研究は、1990 年までは物理実験を中心に研究を推進してきたが、ここでの基礎研究および ITER 工学設計の進展により、ITER 実機の装置建設の判断が可能な段階に入ったとして、日本同様 ITER 計画を積極的に推進している。

EU の第 6 次研究開発フレームワークプログラム (FP6) では、「核融合の活動の優先事項は、核融合エネルギーの科学的技術的実現性を実証・評価に向けて進捗すること」とし、FP6 の優先項目としてこの中の EURATOM 予算の 64% を傾注している。

3.2.2 産業界との係わり

欧州では、核融合開発関連の発注は研究開発のためのものであることを理由に、国際入札をとらず、欧州域内の企業に限定して発注する方針をとっている。この点では、欧州産業界の製造技術を育成・確保が可能な環境にも配慮されているといえることができる。

また、欧州では構造仕様で機器が発注されるため、欧州における産業界の役割は、従来は JET 等への機器単体供給が主であった。これに対し、ITER の段階に入ると設計やエンジニアリングへの産業界の参加が必要となり、図 3.2.2-1 の様な体制を構築している。この体制の特徴は、産業界の窓口として CFI (核融合産業委員会) を設置していることと、ITER の設計タスクおよび R&D タスクに対応する企業のコンソーシアムを設置していることであるといえる。

CFI (核融合産業委員会) は、EU 核融合プログラムと EU 産業界との連携をとる組織であり、産業界 6 名、電力会社 3 名、EU (欧州委員会、研究所) 6 名から構成されている。CFI は、セミナーの実施による EU 内企業への核融合に関する啓蒙活動や、核融合で開発した技術の研究所から産業界へのスピノフ技術移転推進、欧州委員会への意見具申等の活動を行っている。コンソーシアムとしては、ITER 設計タスク対応を主とした「EFET」と、ITER 超電導 TF コイル設計および R&D タスク対応を主とした「AGAN」という 2 種類のコンソーシアムが設立されており、その構成は以下のようになっている。

○ EFET (European Fusion Engineering and Technology) Consortium :

- Ansaldo Ricerche (Italy)
- Belgatom (Belgium)
- Fortum (Finland)
- Framatome ANP SAS (France)
- Framatome ANP GmbH (Germany)
- IBERTEF (Spain)
- NNC (England)

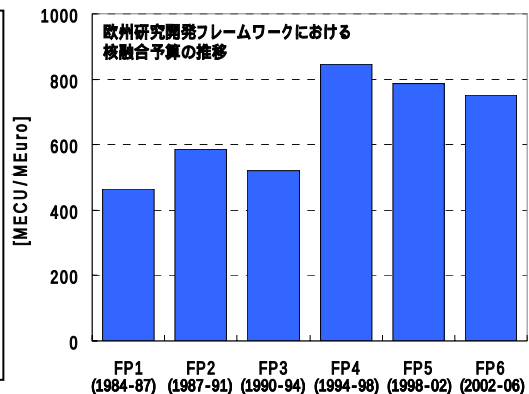
○ AGAN (Associated Grouping for Applications in Nuclear-Fusion) Consortium :

- Ansaldo Superconduttori (Italy)

- Alstom (France)
- ACCEL Instruments (Germany)
- Babcock Noell Nuclear (Germany)

欧州の核融合への取り組み

- (1) 1990 年までは物理実験フェーズ
 (2) ITER への取り組み主体は、
 ～1999 年：NET チーム
 2000 年～：EFDA
 NET：Next European Torus
 EFDA：European Fusion Development Agreement
 (3) 基礎研究及び ITER 設計の進展により、
 装置建設の判断が可能となった。



EUの研究開発政策（FP6：第6次フレームワーク・プログラム）

<核融合政策>

核融合の活動の優先事項は、「核融合エネルギーの科学的技術的実現性の実証」の評価に向けて進展させること。

<FP6における優先度>

EU における磁場閉じ込め核融合研究は、FP6('02-'06)において極めて高い優先項目として位置付けられており、**欧州原子力共同体(EURATOM)予算の 64%を ITER に傾注**する。

3. 3 核融合研究開発への産業界の参画形態の推移

米国や EU 等、海外の研究所の多くは、研究所内に工場を有し、基本的に産業界に頼らず自前で機器製作を行っているのが特徴であり、日本の開発システムと大きく相違する。最近では韓国が超伝導トカマク装置 KSTAR を建設中であるが、超伝導コイル等は建設主体で国の研究機関である韓国基礎科学研究所 KBSI (Korea Basic Science Institute) 内の工場で作成している

欧州と日本で、産業界の核融合開発への参画状況に関する比較を表 3.3.1-1 に示す。欧州では ITER 計画以前の段階から構造仕様による発注であり、一例として JET 建設における発注形態を表 3.3.1-2 に示すが、ITER 段階であっても大きな状況変化は無いと言える。

一方、これと我が国産業界の参画状況の変化を比較すると、日本ではこれまで JT-60 や LHD は性能仕様による発注で装置が建設されてきており、そのためのシステム設計にも産業界が積極的に参画してきていた。これに対し、ITER では設計が細分化され、全体システム設計は ITER チームが実施し、また発注形態も構造仕様である点から、日本の産業界としてはその参画形態が大きく変化することになる。

今後、実用化へ向けては、各段階の産官学の役割を明確にし、その推移に合わせて、技術移転、人材の移転を推進していく必要があると考えられる。

第4章 産業界の果たしてきた役割と現状

4. 1 産業界による核融合開発への寄与

4.1.1 産業界のこれまでの関わり

日本の核融合開発はその草創期より一貫して大学、国の研究機関で進められてきている。産業界が担う役割は、大学、研究機関から発注される実験装置の機器製作であった。機器製作は草創期から始まったが、装置が大型化するにつれ、大学、研究機関の指導のもと産業界も製作経験を積み重ね、優秀な人材も育成された。日本原子力研究所の JT-60 や核融合科学研究所の大型ヘリカル装置 (LHD) の完成と、その後の世界的な実験成果の陰には、装置を製作した産業界の貢献があったと考えられる。

核融合閉じ込め方式には磁場閉じ込め方式と慣性閉じ込め方式等があるが、産業界全体として広く関与している深い磁場閉じ込め方式を例に、これまでの主な大型核融合試験装置の設計・製作時期を以下に示す。

- 1973 年 JT-60 (JAERI Tokamak-60) 概念設計に着手
- 1978 年 JT-60 製作開始 1985 年 完成 (図 4.1.1-1)
- 1990 年 LHD (Large Helical Device) 製作開始 1998 年 完成 (図 4.1.1-2)
これら大型実験装置の次期装置である核融合実験炉は、国際協力が進められている ITER があるが、ITER 計画の前に以下のような国際協力による設計と国内独自の設計が進められてきた。
- 1978 年～1985 年 INTOR (International Tokamak Reactor) (図 4.1.1-3)
概念設計を国際協力で行い、日本も設計に参加。
- 1985 年頃～1989 年頃 FER (Fusion Experimental Reactor) (図 4.1.1-4)
JT-60 の次期装置として、日本原子力研究所で概念設計が進められる。
- 1988 年～現在 ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) (図 4.1.1-5)
国際協力による建設を前提に開始された。
 - ・ 1988 年～1990 年 CDA : 概念設計段階 (Conceptual Design Activities)
 - ・ 1992 年～2001 年 EDA : 工学設計段階 (Engineering Design Activities)
 - ・ 2001 年～2002 年 CTA : 調整技術活動 (Coordinated Technical Activities)
 - ・ 2003 年～現在 ITA : ITER 移行措置 (ITER Transitional Arrangements)

従来の核融合試験装置 (中小規模実験装置から大型の JT-60 や LHD) は、大学、研究機関から、いわゆる性能仕様の発注によって行われた。すなわち、最終的なプラズマの

性能は保証しないものの、要求される装置の各機器の機械的な性能については保証するというものであった。従って、発注者からの最上流側のプラズマ設計をもとに、装置の全体システム設計に深く関わるとともに、各機器の設計・製作を担った。この背景には核融合開発そのものが未知への研究開発であるとともに大学・研究機関に独自の工場がなかったことが挙げられる。なお、中小規模の装置製作の時期は、競争入札のもと一社が装置全体を受注・製作してまとめ上げている。

大型装置（JT-60、LHD）においては、その規模が大きいため、装置全体を製作するだけの工場スペース、マンパワーや製作工期の制約から1社単独受注は困難な状況となり、複数社が分担して各機器を受注している。発注形態は、各機器の機械的な性能を満たすべき仕様は、契約書に示されるが、製作の過程で、製作R&D、設計見直し等により、その仕様が変更されて、契約範囲内で受注者の責任において製作が完遂された。

また、システム全体の統合については、発注者の指導の下に、各機器の相互調整がなされ、必要により、主たる機器の受注社がその任にあたった。

以上、産業界は大学、研究機関の指導のもとに装置全体のシステム設計にも関与し、各機器の設計・製作の経験、蓄積を通じて優秀な技術者を輩出してきた。この経験をもとに次期装置である、核融合実験炉設計に産業界は深く関わることとなった。

INTOR においては日本、米国、EC、ソ連の4極が参加し、概念設計が進められた。4極による設計チームがウィーンのIAEA本部に設けられ、各極から編成された設計メンバーが集合して1ヶ月間、設計活動が進められた。1ヶ月間のウィーンでの設計の後、各極は宿題を持ち帰り、3ヶ月間、国内で設計を進め、再びウィーンで1ヶ月間、設計を進める形態が繰り返された。日本の設計チームは、日本原子力研究所の研究者と産業界の技術者の混合チームで編成され、3ヶ月間の国内での設計は日本原子力研究所からの産業界への設計契約発注のもとで行われた。なお、INTORの概念設計活動が終了すると、その設計結果をベースに各極が独自に実験炉を建設するための設計が開始された。

FERは日本のJT-60の次期装置として、日本原子力研究所にて設計チームが編成されて作業が開始された。設計チームは日本原子力研究所の研究者と産業界の技術者の混合チームであったが、産業界の技術者は、日本原子力研究所の業務協力員の身分のもと、出向の形態を取った。この設計チームのチーム長は産業界技術者が担った。なお、ITERが国内の実験炉の位置付けとなり、FER設計チームはITERの開始とともに解散した。

ITERは、日本、米国、EC、ソ連の4極の国際協力で開始されたプロジェクトである。INTOR設計活動後、各国は独自に国内実験炉を建設すべく国内次期装置（日本のFERやEUのNET等）の設計を進めていたが、装置の大型化に伴い、その建設費が膨大なため、一つの国で賄うより国際協力で分担することが経費負担の軽減に有効であるとする考えが、ITER計画の発端となった。また、高度な複合技術を有するため、先進国の技術を結集するとともに、技術的なリスクを分散することも背景にある。

概念設計活動CDAでは各極から技術者がドイツ（当時、西ドイツ）のミュンヘン近郊のマックスプランク物理学研究所に結集・常駐し、設計を進めた。日本からの設計主体は日本原子力研究所の研究者と産業界の技術者で、参加形態はINTORと同様に日本原

子力研究所への業務協力員派遣であった。CDA では後述する工学設計活動 EDA における機器別の部、その下のグループ制の組織ではなく、主要機器別のグループ制であったが、産業界技術者が一部のグループのヘッドとして活躍している。

EDA は 1992 年から開始され、延長期間を含め、9 年間にわたった。この期間では EDA 終了後には建設を進めることを前提に設計が開始された。すなわち、CDA では字のごとく概念設計であったが、建設を前提とした工学設計と建設のために必須の未踏技術を解決するための研究開発 (R&D) が実施された。そのため、設計チームの構成も CDA とは比較にならず、大規模な ITER 中央チームを結成し、各極からの優秀な研究者、技術者が集められた。中央チームは EU の JET (Joint European Torus) の所長であったレブー博士が所長に就任するとともに主要機器別に部 (Division)、その下のグループ制の組織が編成された。産業界からも日本原子力研究所の業務協力員の出向派遣をもとに技術者が中央チームに多数赴任し、上は部長を初め、グループ長等の主要ポストに就いている。また、中央チームを各極がサポートするために各極には国内チーム (Home Team) が結成され、日本は日本原子力研究所内にその組織が設けられ、産業界の技術者が業務協力員の身分で長期、派遣された。

さらに産業界の関わり方として、中央チームと日本ホームチームの間でタスクアグリーメントが結ばれ、それに基づき、設計タスクと R&D タスクが日本の産業界に発注が行われた。

全体の計画と基本設計は発注者側 (中央チーム) で実施され、より製作技術を必要とする設計や必要な R&D は各極ホームを経由して産業界に発注された。(基本的には各発注は独立で、競争原理が保たれた)

R&D については、その性格上、契約後でも、仕様が変更されていった。とくに従来経験のないものについては、製作過程で、さらに R&D、設計検討が必要とされた。

EDA においては、従来の国内の大型装置製作で経験したシステム全体設計にも関与した発注形態と違い、各機器単体の設計や R&D 機の製作という位置付けであり、実際にシステムを構成する組み込み作業はなかった。従って、他の構成機器との相互調整による製作 R&D、設計見直し等は基本的には経験しなかった。なお、R&D 等の機器製作発注は日本原子力研究所より産業界に競争入札が行われたが、基本的には性能仕様発注であった。

このように日本の産業界は JT-60、LHD までの国内の主要装置の製作を経験した結果、ITER の EDA での貢献は特筆すべきものがあり、日本の高い技術力を世界に誇示した大きなイベントであったともいえる。

次節では JT-60、JT-60U、LHD 及び ITER-EDA での産業界の特徴的な貢献について詳述する。

4.1.2 JT-60、JT-60U における産業界の貢献

1974 年に予備設計が開始され、多くの企業が参画し、詳細設計および主要機器の試

作開発を経て、1978 年から、JT-60 トカマク本体トロイダル磁場コイルの製作が開始された。

JT-60 は、米国で計画の TFTR、欧州連合で計画の JET と並び 3 大トカマクと称され、競って建設が進められた。当時、我が国では日本原子力研究所のトカマク JFT-2、JFT-2a が稼働中であったが、JT-60 はその規模をはるかに上回るもので、プラズマの体積で従来装置を 2 桁超えるものであった。

トカマク本体はひとつの契約で取りまとめる方式がとられたが、規模および機能面から真空容器、トロイダル磁場コイル、ポロイダル磁場コイル、プラズマ対抗面、全ての構成機器に開発要素を含むものであった。材料（非磁性材料、高強度導体、コイル絶縁材料および耐高歪絶縁法、高温耐熱材料、等）、付属設備類（真空排気設備、等）、部品類（真空バルブ、ベローズ、計測センサー類）等々の開発および製作は、日本原子力研究所に参集した多数の参画企業の協力により完遂された。

生産技術面においても大電力電子ビーム溶接法、大断面銅導体の接合法（溶接、ロウ付け）、真空検査法など特筆される技術が生まれた。

一例として、磁気リミタコイルについて記述する。JT-60 には TFTR、JET にはないダイバータ配位を得るため、磁気リミタコイルをプラズマ真空容器中に設置した（図 4.1.2-1）。工場製作段階の終盤、コイルの真空試験で微細な真空漏れが発見された。日本原子力研究所の研究者と企業の技術者の悪戦苦闘が続いたが、漏れの箇所を特定することは至難であった。その時に出てきたアイデア（図 4.1.2-2）は検出感度を飛躍的に向上させるもので、漏れ箇所特定に至ることができた。その後、この方法は大型真空装置の真空試験法を画期的に改善させるものになった。

本体以外にも、たとえば本体を駆動する電源装置、制御装置においては、高電圧（100KV 級）、直流大電流（100kA 級）を制御するものであり、また、プラズマ加熱装置においては、大電力中性ビーム加速器や大電力高周波源など新たな技術領域が拓かれた。これらは日本原子力研究所の先行的研究開発と、各々得意とする企業の持つ技術力が上手く結集された賜物である。

JT-60 はプラズマ性能の更なる向上を目指し、大電流化改造（JT-60U）として 1987 年に設計が開始され、1988 年末に製作に着手、1991 年 3 月に運転を再開している。JT-60U は既存設備を最大限活用しつつ、真空容器およびポロイダル磁場コイルを全面的に改造して、大電流で D 型断面を有し、下側ダイバータ配位が可能となるように設計された。この改造により、プラズマ体積は $\sim 100 \text{ m}^3$ （従来は $\sim 60 \text{ m}^3$ ）に増加し、プラズマ電流は $\sim 6 \text{ MA}$ （従来は 2.7 MA ）を流すことが可能となった。

ここでは、本改造のポイントとなった真空容器本体について記述する。

真空容器の設計、製作および据付は複数の企業が一丸となり対応した。真空容器は、A 社設計のもと、本体製作・据付を A 社、真空容器内部品である第一壁およびダイバータの製作・据付を A 社、B 社及び C 社にて分割分担する等、類を見ない複雑なる仕様分割にて対応した。しかも設計開始から現地での旧装置解体から据付完了までを約 4 年の短工期にて実施した。

JT-60U 真空容器は従来にない大電磁力荷重に耐える必要があり、一方、既設のトロイダル磁場コイルの中に設置させるため空間上の制約も厳しいものであった。このため、従来実績ある構造・方式に代わり、新方式の薄板二重真空容器を採用した。表 4.1.2-1 および図 4.1.2-3 に真空容器の仕様、構造を示す。この新方式実現のために幾つかの新規製造技術を短期間にて開発、適用した。例えば、二枚の薄板にて角管を挟みこむ薄板二重容器にて、ポロイダル断面にて 13 の多円弧 D 型断面を要する複雑な 3 次元構造に対し、CAD-CAE-CAM を駆使したデータ一元化による構造評価解析を含む設計および製造対応があげられる。スプリングバックが大きく、しかも難削材であるインコネル 625 に対する熱間曲げ、およびホットサイジング工法の採用による高精度曲げ加工法の確立、電子ビーム溶接を駆使した低歪溶接法の確立、およびアブレーションジェットを用いた高速低歪機械加工法の確立も注目されてよい。さらに、実機製作前にこれらの個別技術を統合させた実規模モデルの試作もある。

また、これらの開発と並行して、例えばポート構造物やプラズマ計測機器等を含めた実機の詳細設計を行い、あわせて製作を推進させた。とくに、複数社とのインターフェイス対応等にて、実際にはほぼ毎週のように設計協議を原研および各社と実施し、また設計と製作も一部並行作業とすることで所定の工期で製作完了を達成させた（図 4.1.2-4）。また、現地工事においても多数の参加企業との連携のもと、真空容器本体の据付、現地溶接による最終形状への溶接施工、内部品の設置等を行い、所定の期限内に現地工事は無事完了した。これらの成果は、核融合を熟知した産業界が協調して対応した賜物であるといえる。

4.1.3 LHD における産業界の貢献

4.1.3.1 LHD 向け超伝導ヘリカルコイルの開発

核融合科学研究所において、1990 年から進めてきた LHD（大型ヘリカル装置）は、世界最大のヘリカル型核融合装置として完成し、1998 年 3 月 31 日のプラズマ初点火以来、順調に実験が進められてきている。LHD の特徴である長時間のプラズマ持続実現のために必要となる高精度ヘリカル形状化技術や、超伝導技術などをはじめとする数多くの課題の解決が装置建設に必須で、産学連繫・協調のもと、種々の試作開発や検証実験を含むさまざまな検討を行い、超伝導ヘリカルコイルをはじめとする本体、プラズマ加熱装置、中央制御装置、さらにガス注入装置や総合ユーティリティシステムなどを設計、製作した。

ここでは装置の心臓部であり、且つ技術的難度の高い超伝導ヘリカルコイルを中心に記述する。LHD の主要諸元は表 4.1.3-1 の通りである。

LHD は、定常運転などの目的のために、プラズマ閉じ込めに必要なコイルをすべて超伝導化し、本体は、超伝導コイルを支持する構造物や、断熱支持脚を収納する大型クライオスタット、プラズマ真空容器で構成され、装置外径 13m、高さ 9m、質量 1,500 t に及ぶ。

ヘリカルコイルは2条のコイルから成る浸漬冷却超伝導コイルであるが、外径 8m、総巻数 900 ターンで、その形状の複雑さに起因する製作上の問題と、実験的要請に基づくプラズマ位置への近接による支持構造の制約という課題があった。高精度、高信頼性も含めたこれらの課題に対しては、(1)試作開発、(2)製作設備・生産技術の開発、(3)製作時の試作検証といったステップによって克服した。1989 年から約 3 年間をかけて、各種方式の導体、小規模超伝導ヘリカルコイル、実サイズモデルでの導体巻線成形技術の開発、小規模巻線機の試作・検証を行った。この結果を受けて、ヘリカル成形に耐えられ、かつ安定性に優れた超伝導導体とするために、安定化材に Cu-Ni 被覆アルミニウムを用い、銅シースを電子ビーム溶接で一体化した複合超伝導導体や、そのための専用の生産設備を開発した。同時に、1991 年から 3 年間を費やして 13 軸 NC (Numerical Control) 巻線機を開発し、コイル巻線成形技術を確立した。実機コイル製作段階でも各種の開発検討を行い、(1)巻線後張力を付加する巻線技術、(2)巻線状態の表面精度をレーザー計測しこの結果に基づきオンラインで、絶縁スペーサの形状加工に用いて巻線精度を向上させる技術、(3)高強度・低熱収縮の各種絶縁材料の開発などにより、ヘリカルコイルの高精度化と剛性向上を実現した。また総長 36km におよぶ巻線では超伝導線の接続が必要であり、超伝導線同士を直接ハンダ接合する方式により、従来の半田ラップ接続より接続抵抗が一けた低い低抵抗接続技術(接続長 400mm : 0.6nΩ、9T、4.2K)も開発した。

プラズマ閉じ込めに悪影響を及ぼす不整磁場を低減するには、ヘリカルコイルの高い製作精度と電磁力による変形を 3.4mm 以下 (4 T 時) にすることが必要である。このため、シリンダ状の厚板 (約 100mm) 構造物をコイル容器に溶接し、コイルを外側から強固に支持する方式とした。この極低温支持構造物の一体化では、溶接変形も極力抑える手法を開発し、総合精度で $\pm 2 \text{ mm}$ (磁場精度 $\pm 5 \times 10^{-4}$ に対応) の寸法精度を達成した。

ヘリカルコイル巻線や総合組立では、建設サイトでの製作を長期にわたって行う必要があったが、当初予定の期間内での完成を実現し、大型装置システムを建設する際の貴重な教訓を得ることができた。これらを通じて得られた知見、確立した製作技術、さらに、LHDの実験を通して得られるさまざまなデータは、今後の大型装置の建設に役立つものと確信する。

4.1.3.2 LHD向け超伝導ポロイダルコイルの開発

核融合装置のキーコンポーネントであるコイル系は、JT-60、TFTR、JETの3大トカマクでは、銅コイルを採用している。一方、抵抗損失の無い超伝導コイルは、その技術開発の進展に伴い Tore Supra (仏・カダラッシュ研究所) や最近では KSTAR (韓国・KBSI) 等では超伝導コイルを核融合装置に適用してきている。LHDは九大・TRIAMとともに核融合装置への適用の先駆けとなり、ヘリカルコイル及びポロイダルコイル全てに適用している。

ここでは超伝導ポロイダルコイル開発について報告する。1989年から開発を始め、各

種導体および小規模コイルの試作・検証を経て、1991年から実機製作を開始した。ポロイダルコイルはそれぞれ上下一対の内側垂直磁場コイル(IV)コイル、内側形状制御(IS)コイル、外側垂直磁場(OV)コイルで構成され、プラズマを制御する変動磁場を発生し、低交流損失が要求されることから強制冷却方式が採用された。表4.1.3.2-1にこれらコイルの主要諸元を示すが、OVコイルの外径12m、磁気エネルギー251MJは世界最大規模の強制冷却超伝導コイルである。

このような大規模な超伝導コイルの製作経験は産業界にはなかったため、受注会社であるT社は核融合科学研究所と協力して表4.1.3.2-2に示すような様々な課題を摘出し、各種解析および試作検証を行い、設計製作を進めた。

強制冷却導体はコンジットと呼ばれる管の中に超伝導線を多数撚線（よりせん）し、それをコンジットに内に挿入し、超伝導線とコンジットの間に超臨界圧ヘリウムを流して冷却する構造となっている。このため、コンジットが機械的強度部材としての役割を果たすとともに、電気絶縁性能、信頼性、製作性などの面から大型コイルに適している。導体の性能として重要なものに臨界電流、安定性などが挙げられるが、研究開発用コイルや試験導体により数々の検証を行い、これらの仕様を決定した。

プラズマ閉じ込め向上のためには高精度の磁場が必要で、コイルの不整磁場低減のため、冷却・励磁時の変形を考慮して製作誤差を2mm以下に抑える必要があった。厳しい寸法精度を実現するために、先行して実機サイズのダミーコイルの試作を行い、各コイルの製作条件を決定し、厳しい寸法管理と絶縁施工管理を行った。とくにOVコイルは外径12mと大きいため、核融合科学研究所に通じる一般道を輸送することが不可能であったため、図4.1.3.2-1に示すように核融合科学研究所の本体室内にて現地製作を行ったが、2mm以下の寸法精度（ 2×10^{-4} の精度）を実現した。さらにフィード形状、層間渡り形状、層間接続位置の最適化を行うとともに、導体接続部のコンパクト化も実現している。導体接続部は、NbTiフィラメントどうしを固相接合する方式を採用し、素線の接合本数、加熱温度、加圧圧力を最適化した。

完成した下側のIVコイルは、LHDに組み込む前に冷却通電試験を実施し、コイル単体としての性能、健全性を確認した。ポロイダルコイルの他、ヘリカルコイル、電磁力支持構造物など、LHDの総冷却質量は約850トンにも及んだが、LHD全体の総合冷却運転は順調に進み、予定通り約1ヶ月で完了した。その後の励磁試験、プラズマ運転においてもコイルは安定した運転が行われている。

4.1.4 ITER-EDAにおける産業界の貢献

EDAにおける産業界の貢献は大きく分けて2つ挙げられる。1つはITER中央チームに多数の技術者を派遣し、ITERの設計に直接、関与したこと。もう1つは建設可否の判断材料として設定されたブレークスルー技術である7大R&Dを初め、数々のR&Dに関与・貢献し、建設へと進展したことである。

表4.1.4-1は、EDA期間中の10年間に日本から派遣した研究者、技術者の数を示す。

構成は日本原子力研究所プロパーの研究者と産業界からの技術者よりなっているが、ほぼ同数の技術者を派遣していることがわかる。派遣期間は派遣元の会社の方針によるところが大きい。主要ポストである部長（Division head）クラスでは EDA 開始当初から現在に至るまで長期赴任しているが、およそ 3～5 年程度の期間で帰社している。また、中央チーム派遣とは別に、国内ホームチームにも同程度の人数の技術者を派遣している。

R&D における寄与について報告する。前述したように ITER 建設可否の判断材料として設定された 7 つの大きなブレークスルー技術克服のための R&D を図 4.1.4-1 に示すように各極が分担した。

日本は、7 つの R&D のうち、TF モデルコイル以外の 6 つに関与している。これら R&D の機器製作は日本の産業界が担ったが、ここでは関与の仕方や技術的に特徴のある CS モデルコイル、真空容器セクター、ブランケット遠隔保守装置の 3 項目について報告する。

CS モデルコイルは図 4.1.4-2(1)に示すように日本は外層コイルとインサートコイルの一部を担当し、その最終製作は日本の産業界が担った。図 4.1.4-2(2)は CS コイルの概略の製作手順を示す。ステップ 1 で日本の線材メーカーが超伝導線を供給した後、EU の企業が導体を製作した後、日本の企業がステップ 6 のコイル製作と最終ステップの現地組立を請け負った。すなわち、最終的なコイルに仕上げるための数々の技術課題克服に加え、企業風土の異なる上流側の海外企業との品質や工程の調整等、プロジェクト管理が要求される相当な苦労を要した事例であった。しかし、ITER を国際協力で建設する上で避けて通れないプロセスであるので、実機製作時にこの経験が活かされた仕組みの構築が必要である。

克服した技術課題は数々あったが、国際協力ゆえにその克服が困難であった SAGBO 問題について触れておく。

ステップ 1 A に示すコンジット用パイプは、従来、ステンレス鋼（SUS316L）が使用されていたが ITER ではインコロイ 908 という特殊鋼が採用された。超伝導線である Nb₃Sn はステップ 2 からステップ 4 までの工程でコンジット用パイプに引き込まれた後、ステップ 6 の工程でコイル成形される。超伝導コイルは極低温（約 4 K）状態で運転されるため、この温度領域で Nb₃Sn とコンジット用パイプの熱収縮率が可能な限り近いことが望ましい。インコロイ 908 は、SUS316L より熱収縮率が Nb₃Sn に近いことから採用された経緯がある。しかし、Nb₃Sn が超伝導特性を得るためには、ステップ 6 における巻線作業の後に、650℃で 200 時間の熱処理を行う必要がある。この 650℃の熱処理工程でインコロイ 908 が応力加速粒界酸化割れ（SAGBO）を生じることが判っていた（図 4.1.4-3）。SAGBO 発生要因とその回避策は未解決のまま、R&D が開始され、結果としてステップ 6 の中で解決を図らざるを得ない状況となった。ステップ 6 の受注会社と日本原子力研究所との共同開発で SAGBO 回避条件の解明と回避方法を確立し、最終的に CS モデルコイルに課せられた技術課題は、日本の産業界の貢献によって解決された。また、インコロイ 908 は米国のインコアロイ社しか世界中で製作できる企業はないため、その調達の容易

性や調達コスト低減等の観点からインコロイ 908 が必ずしも優位性があるわけではないことを示唆した結果となった。ちなみにITER実機製作ではSUS316LNに変更となった。

図 4.1.4-4 は真空容器の R&D 成果の概要を示す。真空容器は高さ 15m、幅 9m の D 型形状をした二重壁構造をなしている。真空容器は、二重壁材料である SUS316LN 板材を切断、曲げ、機械加工、溶接等の工程を経て製作される。しかし真空容器全体を 1 社単独で製作するのは工場スペースや大型機械加工装置の長期的に継続した占有が可能ではなく、ITER の建設工程を確保できない可能性が高いため、複数社がセクター毎に分担製作し、ITER 建設サイトで最終的につなぎ合わせる方法が現実的な選択方法と考えられる。真空容器製作は上記のように溶接や機械加工が必要であるが、溶接方法 1 つを取っても企業それぞれ独自のノウハウがあるため溶接開先形状も異なる。この真空容器 R&D は大型複雑構造物を数 mm の精度で製作可能かを確認するとともに、製作方法の違った複数社が分担製作し、持ち寄って、現地で溶接接続可能かを確認する目的もあった。日本の 2 社がそれぞれ担当し、要求仕様を満足する真空容器を完成し、複数社による分担製作が可能であることを示すことができた。

図 4.1.4-5 はブランケット遠隔保守の R&D 成果の概要を示す。ブランケットは重量が約 4 トンのモジュール約 450 個が真空容器表内側に取り付けられた構成をしている。ブランケット表面にはプラズマからの熱負荷を防護するための第一壁（耐熱タイル）が敷設されている。プラズマに直接対向する第一壁は損傷しやすく定期的な交換が必要とされる。第一壁交換はブランケットモジュール毎、真空容器内から取り出し、ホットセルで行われる。プラズマからの核融合中性子により、第一壁、ブランケットモジュール等は放射化しているため、これら作業は完全遠隔操作で行う必要がある。主な技術課題は真空容器内の狭い空間で 4 トンのブランケットモジュールを 1mm 以下の高精度で取り外し、再据付する遠隔操作技術の確立であったが、フルスケールモデルを製作するとともに、モックアップ試験を通して仕様を満足する成果を得た。主な技術成果は、4 トンのブランケットモジュールをつかんだ時や外したときに、ロボットアーム先端は大きく振動し、隣のブランケットモジュールとの衝突等の事故回避をするための振動制御技術の確立、また、ブランケットモジュールの重量（把持重量）が大きくなるにつれ、ロボットアームそのものの重量（自重）も構造強度を確保するために大きくなってしまふ問題の解決。通常の産業用ロボットの把持重量と自重の比率は 0.1 程度であるが、本 R&D で 0.3 程度まで向上させたことがあげられる。

以上のように日本の産業界は JT-60 や LHD 等の大型実験装置の製作を通して蓄積してきた技術、ノウハウ、人材をもとに ITER-EDA における設計と R&D に大きく貢献することができたといえる。

第5章 産業界における核融合開発環境をめぐる現状と課題

5. 1 国の核融合研究開発推進方策と産業界への期待

2005 年 10 月、原子力委員会は同委・核融合専門部会が取りまとめた報告書「今後の核融合研究開発の推進方策について」を了承した。そこでは、核融合技術の実用化を実現していくためには「実用化に向けたシナリオを構築する必要がある」として、核融合エネルギーの実用化に向けた開発戦略を示している。その基本的進め方は、次の通りである。

- (1) トカマク炉としては①実験炉（ITER）②原型炉③実用炉——の各段階で進める。
- (2) ITER の主要な基本性能が達成される時期までに、原型炉建設に必要な研究開発を総合的に進める。
- (3) 今世紀中葉までに、実用化の見通しを得ることが可能と判断される。

具体的には、実験炉段階でプラズマ制御技術の確立、定常炉心プラズマの実現、システム統合化技術の確立と発電ブランケットの試験、原型炉に関わる材料・炉工学技術開発、原型炉の概念設計などの取り組みが必要であるとしている。さらに原型炉では、高いエネルギー増倍率を持つ定常炉心を実現し、同時にプラント規模での発電実証を一定の経済性を念頭において実現することを目標とし、そのための要素技術開発として、増殖・発電ブランケットの開発、構造材料開発、超伝導磁石・加熱技術の高度化などの材料・炉工学技術の開発の必要性、および原型炉の概念設計では、実用炉につながる経済性見通しと安全性・環境適合性を高め、廃止措置まで考慮した概念設計研究が必要としている。

報告書では、これらを実現していくためには「産業界を含めた全日本的な協力体制が必要である」と強調するとともに、「そのような全体を俯瞰した連携・協力のあり方も考える必要がある」とも指摘している。

とくに、産業界に対しては、同報告書の 4.3 節で「原型炉に向けた製造技術の確立と経済合理性の追求のため、ITER を中心とした核融合機器の製造技術の蓄積・向上に務めること」を期待するとともに、「今後の研究開発における産業界の知見と技術の活用と維持・発展の重要性に鑑み、長期的な研究開発計画の下で産業界の積極的参加が得られるよう配慮して研究開発を進める必要がある。」と謳っている。また「原型炉の設計や核融合炉の実用化の検討については、産業界関連機関、製造業、電力業界の参画」も期待されている。

5. 2 核融合開発市場の縮減による影響

産業界は、我が国の核融合研究開発の基礎研究段階から参画し、国の計画に協力してきている。小規模な研究装置の設計・製作から始まり、JT-60 や LHD のような大型研究施設への設計・製作、エンジニアリングへの参加や ITER-EDA の設計、人材派遣等を通して、主要機器製造、核融合施設の建設、プロジェクトマネジメント等の技術やノウハウを蓄積してきた。我が国の産業界は、研究機関自らが自前で核融合施設を建設してきた欧米と異なり、核融合研究開発へ深く関与してきた。こうした長年の経験の積み重ねによって、現在においては、我が国産業界は世界的にも高い技術力を有することとなった。

日本の核融合研究開発は、基本的に政府の科学技術予算により推進されてきたので、核融合市場の観点からは、そのほとんどを政府予算に依存していることになる。産業界が国の計画に協力する上での前提条件として、企業においては、国の開発計画、体制が明確であり、国家予算の裏付けがあることが優先項目の一つでもある。従って、核融合エネルギー開発のような長期に亘る技術開発についても、上記前提条件により技術者や製造技術などの維持・継承の可否が判断される。

現状を見ると 2000 年代に入り、一大プロジェクトである ITER の建設サイトの決定が予想外に長引き、その影響で国内核融合関係予算が大きく縮減されたまま年月を重ね、産業界にとっての核融合市場は急激に縮小している。また核融合開発計画の遅滞、開発予算の縮減、更に核融合エネルギー実用化に至るシナリオが不透明であることは、企業をして如何なる形で核融合開発に参画するのが適切かの経営判断を極めて困難にしている。

我が国の核融合関連予算は図 5. 2-1 に示すように JT-60 の建設が最盛期を迎えていた 1980 年代初頭には 500 億円を超える水準だった。その後、漸減傾向で推移しているものの、LHD 建設や EDA プロジェクトが継続的に実施されてきたことから、少なくとも ITER-EDA の時期までは 300 億円台の予算措置が確保されてきた。メーカー等の核融合売上高も、この約 20 年間は増減の幅はあるものの、200 億円程度を維持してきた。しかし、LHD 建設も終了し、3 年延長された EDA も終了すると、政府予算は一挙に 100 億円台に縮減していった。その予算も産業界への機器発注という形には余り結びつかず、売上も 2001 年度からは今日まで 200 億円台からほぼ 4 分の 1 の 50～30 億円にまで縮小したまま推移している。

産業界としては、EDA 終了直後にサイト決定が行われるものと想定し、技術者を確保してきたのであるが、最近では国内にハード製作の市場がなくなり、ITER の工学設計活動終了後から現在に至るまでの期間は、設計・製作の空白期となったことから、核融合従事者の大幅な減少(図 5. 2-2)や企業の撤退あるいは研究施設の廃止等も相次ぎ、技術の維持・継承が極めて困難な状況となっている。これらの厳しい環境に加え、ここ 5 年の間に JT-60 や LHD 建設経験をした技術者が次世代に技術継承をできないまま、定年を迎えているという状況にも直面している。

5. 3 ITER 建設へ向けての留意点

2005 年 6 月に、ITER サイトが決まり、「幅広いアプローチ計画」もほぼ内容が固まり、いよいよ建設段階へ一歩踏み入れようとしている状況において、国からの産業界への協力期待も高まってくることが予想される。

ITER の建設に加え、国際核融合エネルギー研究センター建設など予想される当面の核融合市場を見通すと、我が国の核融合市場に投入される予算は、今後増大に転じ、10～15 年程度は毎年、数百億円の規模が見込まれることが想定される。それに伴って、産業界の関連機器等の製造機会は多くなり、製造技術や人材の維持確保にとって好材料となるかもしれない。

しかし、国際協力による ITER 建設においては、日本の役割は主に ITER 機構に機器を物納することと職員派遣を通じてシステム統合技術の獲得を図ることとされているが、それだけで国内原型炉設計を見据えた場合に十分なのか精査する必要がある。

物納のための機器製作に関しては、JT-60 建設の時とは大きく異なり、基本的には機器の製造のみを担うことになる。すなわち、分担分の主要機器の製作は経験できるものの、それ以外の建家、主要機器等について、日本は製作機会が得られないため、わが国産業界はそれらに関する製作技術が維持できない可能性がある。一方、ITER の「幅広いアプローチ計画」が ITER 建設と同時期に日本と EU が協力して進められることとなり、JT-60 の超電導化改造計画（正式名称は NCT：国内重点化装置）もその一つとされている。NCT はコイル系を超電導化するため、コイル系以外に、真空容器、炉内機器、電源等が改造されるとともにクライオスタット、冷凍系等が新設される計画であり、ITER の主要機器製作で日本が分担できない機器を NCT で補完するなどといった工夫がとられれば、製作技術維持の一つの方法になると思われる。

また、例えばトリチウムに深く関与する安全設計技術や許認可に関する一連の作業の経験など、将来の原型炉に向けて必要な技術は、ITER 計画を通して主として ITER 機構及びホスト極に蓄積される貴重な技術である。これらを含め、システム統合技術を ITER 機構への職員派遣を通じて獲得を図ることについては、どのような人材をどの部門にどの程度、派遣させるのか明らかにする必要がある。また、そのような人材は ITER 機構で得た経験をもとに国内原型炉設計で有効に活用する必要があるので、産官学全体の視点から具体的な派遣を検討する必要がある。従って、派遣について産業界がどこまで協力できるかは、国としての技術派遣計画が明確となった上で判断が可能となる。

なお、国際協力によるプロジェクトの場合は、資金や技術的リスクの分散という利点があるものの、当該国に必要とされる技術・ノウハウの確保、維持という観点からは必ずしも十分ではないことは確かであり、そこに国際協力の難しさの側面もある。

ITER 計画においては、我が国の産業界は海外企業との競争、協調のもとで企業活動を行うことになる。その際、産業界と密接に連携した体制で計画に取り組もうとしている欧米諸国や、国と一体となって計画に取り組み先進技術の吸収獲得に熱心な後発国とともに、我が国産業界が ITER 計画への協力と貢献を果たすには、以上のような固有の

状況を十分踏まえた上で計画に参加することになる。

5. 4 今後の核融合研究開発の方向と産業界の課題

5.1 節に示したように国は産業界に対して、短中期的には（１）ITER などを通して核融合機器の製造技術の蓄積・向上に努め、原型炉に向けた製造技術の確立と経済合理性を追求すること、（２）原型炉の概念設計および原型炉段階への移行時のチェック・アンド・レビューに参画すること。また中長期的には、産業界の知見と技術を維持・発展させて長期的な研究開発に積極的に参加すること——を求めている。産業界としても、これに応えることの重要性は認識しているが、そのための課題も多い。

これから 10 年以上に及ぶ長丁場で ITER 建設が始まり、同時に「幅広いアプローチ計画」も進められることを考えると、これらに産業界が十分に寄与・貢献することが期待されているはずである。しかし 5.2 節で述べたようにここ 5,6 年の核融合市場規模の縮小により、産業界にとっての基盤である技術や人材などが脆弱化しつつあることが鮮明となってきている。そのような状況において、これらプロジェクトを現有の技術者だけで対応することは不可能な規模であることは確実で、即応するためには技術者の増強が緊急の課題である。最終的には経営判断に委ねられるが、ITER 建設に携わるために大量に投入された技術者を建設終了後に如何に活用するかシナリオ（核融合で引き続き活用できるケースと他分野へシフトして活用するケース）を明確にしておくことが産業界にとって技術者増強の必要条件である。さらに ITER 建設等によって、日本の分担分あるいは海外から依頼された機器の製造によって製造経験が産業界に得られるであろうが、それを原型炉設計にどのような形で結びつけるかを予め具体的に検討しておく必要がある。

また、ITER 建設において、一部の主要機器製作やプラントのシステム統合技術、建設ノウハウ、許認可対応などは日本が経験できないこと、更に、国が期待する「原型炉に向けた製造技術の確立と経済合理性を追求すること」に応えることを踏まえ、原型炉以降における核融合研究開発の取り組みの中で、どのような開発体制のもと、産官学の役割分担がどうあるべきかを明らかにしていくことが重要である。産業界は原型炉以降も ITER と同様に単なる機器製造の請負としての役割で良いのか、それともプロジェクトマネジメントを含めたプラント全体のシステム統合作業から建設までの主体的役割を担っていくのかによって、国が期待する維持すべき技術、人材、体制等が大きく異なってくる。

産業界としては実用化に向けた経済合理性の追求への取り組みについては、プラントシステムの概念に依存する点も多いが、当然のこととして、プラント建設における設備費や機器製作のコストを削減することが重要な課題であるし役割と考えている。ただ、メーカー等にとって、製造コストの削減効果が大きくでてくるのは、商業化段階でのリピート効果や合理化・量産化によってである。核融合のような大型で建設に長期間を要

し、しかも単品の開発段階のプロジェクトにおいては、どうしても工場設備の効率的利用や原価償却費の回収ができにくいこと、開発リスクが大きい等から、難しい状況であると言わざるを得ない。また、昨今の中国等の高度経済成長に伴う資機材やエネルギー等の高騰からコスト問題は産業界で大きな課題となりつつある。

第6章 今後の核融合開発の展開に向けて

上記の原子力委員会報告書は、我が国が核融合開発を推進する意義を、「科学技術創造立国として、その実現にリーダーシップをとり、地球環境問題の解決と我が国の自立性を高めてエネルギーセキュリティを確保すること」と述べている。その意味で、今後十数年間の取り組みが、我が国の核融合研究開発にとって極めて重要な時期といえる。とりわけ我が国が科学技術創造立国として、世界にリーダーシップを持ちつつ核融合発電を実用化させるためには、日本国内にきちんとした技術基盤とそれを支える財政基盤が確保されていなければならない。

未だ核融合による発電の実現・実証が見通せている状況ではないが、その基盤の一翼を担うことが期待されている産業界としても、先に述べたような様々な課題を抱えているとはいえ、環境負荷の低減、エネルギーセキュリティの観点から核融合開発の重要性を認識しており、核融合がチャレンジングな技術の集合体であり、核融合開発分野で日本が世界を引っ張っていけるよう貢献していきたいと考えている。

国の期待に十分応えるためには以下の点について国を中心に対策を考え、実行していく必要があると考える。

(1) 核融合を国家基幹技術として位置付け

核融合開発を「地球環境保全」と「エネルギーセキュリティ」という観点からの総合科学技術会議による「国家基幹技術」の一つとして位置付けることが必要である。科学技術創造立国においては、不断の研究技術開発活動は立国の根幹に関わるものであり、巨額で長期の研究開発を必要とする核融合のような大型プロジェクトは国が中心となって推進していくべきものである。

(2) 国の開発計画および開発体制の明確化

産業界は巨大かつ長期にわたる開発要素の多い核融合開発に関わっていく場合は、プロジェクト開始までに、人材確保、技術開発・製作設備投資など計画的に準備しておかなければならない。産業界がこうした取り組みを行うためには、国における実用化に至るまでの核融合研究開発のロードマップの詳細化が求められる。例えば当面として原型炉設計までに必要な開発項目および予算、開発の分担(開発体制)、原型炉建設までの期間などを検討する必要がある。

開発体制については、とくに ITER 計画での「幅広いアプローチ計画」の一つであるデモ炉の国際設計活動が原型炉に生かされるよう配慮した体制構築が必要である。また、産業界が継続して核融合技術開発および技術維持を行っていきけるような開発の仕組みも必要である。

(3) 原型炉を見据えて確保しておくべき技術への対応

国際協力による ITER 建設には、各極が機器を分担して製造することになっていることや、建設サイトがフランスであることなどから、我が国として担当以外の主要機器製造やシステム統合作業等の経験が得られない可能性がある。原型炉建設に向けて国の期待される役割を果たしていくためには、国際協力で得られない技術を国内自主開発プログラムで構築し、補完すべき技術を見定めることによって、日本として維持しておくべき技術の維持確保について早急に検討しておく必要がある。また、国が中心となり実施するであろうチェック・アンド・レビューに参画し、産業界として評価する能力を確保する方策についても検討しておくことが重要である。

(4) 適正かつ継続的な核融合開発の実施

現状において、産業界の核融合市場規模は、そのほとんどが核融合関係政府予算によって左右されている。したがって産業界にとっての基盤である人材や技術などを維持していくためには、当面は国の継続的な市場創出（予算措置）による製造機会が不可欠である。とりわけ、プロジェクトとプロジェクトの狭間における配慮が重要と考える。

すなわち、産業界における長期的な人材、技術等基盤の維持は国益に基づく国家的配慮が必要である。

(5) ITER 建設と「幅広いアプローチ計画」への対応

ITER 建設と「幅広いアプローチ計画」がほぼ同時進行的に実施されることを考えると、メーカー等においては技術者確保が緊急の課題であるとともに、材料の入手性・調達性について十分な配慮が必要である。中国等の旺盛なインフラ整備を始め、国内でも設備投資が活発化してきており、例えば鉄鋼材料でも入手性とコストの面で様相が明らかに変化してきている。このように材料の長納期化と高騰化、さらに製造設備がタイムリーに使用可能かどうか、ITER の現状計画とのすりあわせやその対応策が必要である。

あとがき

平和目的に核融合エネルギーを利用するための研究開発は、1950年代に公開されるようになった。我が国においても、初期の頃より大学等で研究が行われていたが、早くも1957年には原子力委員会のもとに核融合反応懇談会が設置され、爾来今日に至るまで我が国は国家的見地から核融合エネルギーの研究開発を推進してきた。今では、世界の研究をリードするフロンランナーとしての地位を確立している。とくに、日本、EU、ロシア、米国、中国、韓国、インドの7極の協力で進められる国際熱核融合実験炉 ITER 計画においては、我が国は中心的役割を果たしている。その背景には、我が国が伝統的に培ってきた核融合開発への情熱と注力がもたらした大いなる実績がある。すなわち、日本原子力研究所の大型トカマク JT-60 に代表される我が国の数多くの研究設備により世界が認める多大の研究成果が挙げられ、優れた高度技術を擁する産業界がこれらを支援し、大学等が人材を育成して絶えず優秀な研究者や技術者を輩出してきた。

我が国が核融合開発に国を挙げて長年取り組んできたのは、社会によるエネルギー源としての期待があったからである。核融合エネルギーは燃料が豊富で偏在性がなく、比較的環境に優しい国産エネルギーとしての資質を備えており、実現すれば国家社会に大きな経済的インパクトを与え、世界規模で地球温暖化問題を緩和し、エネルギーセキュリティを保証して世界平和に貢献する。

一方、核融合開発では学術的貢献も果たしており、多様な新知見を産出し、数多くの極限的技術を創成、発展させた。それは、核融合開発が学術研究抜きには進歩が望めないからである。とはいえ、他の学術研究に比べて大きな予算が投じられた理由は、核融合開発が単に学術研究ではなく、やはりエネルギー開発として位置付けられたからにほかならない。エネルギー開発と学術研究の両面を併せ持つ核融合開発は、実用化へ向けての達成度で評価されると同時に、時としてノーベル賞を狙う学術研究と同じ基準で評価されることになり、当然ながら予算が巨額であるほど評価の目は厳しくなる。

半世紀に及ぶ多大な人的、資金的資源の投入にも拘わらず、核融合発電が未だ実用化に達していない主要原因は、核融合炉の炉心となる高温プラズマの特性・挙動の解明に時間を要したためである。炉心の成立には高温プラズマの閉じ込め制御技術が不可欠であり、それはプラズマの特性・挙動の理解無くしてはありえない。その究明は、手探りで広大な未踏領域に挑む学術分野に共通するところであり、一朝一夕に成果が望めるものではなかった。しかるに、核融合開発の初期には、一部の専門家が楽観的見通しを公にして世間の期待を大いに膨らませた。その反動は、実用化が遠のくほどに表面化する傾向がある。

実情は、長期にわたる研究開発の結果、高温プラズマの閉じ込め制御技術のレベルは、それを以て次の開発段階への移行が妥当であると、十分な科学的根拠を以て判断できる

ほどに長足の進歩を遂げている。次の段階で取り組むべき課題は、実際に核融合反応エネルギーでプラズマを燃焼させ、閉じ込め制御する技術の確立である。それは未達成、未経験の技術であり、その達成は核融合炉実現に不可避である。このために国際熱核融合実験炉 ITER が建設されようとしている。

ITER からは大量の核融合エネルギーが取り出されるものの、そのエネルギーで発電することは主目的ではない。ITER では核融合炉の炉心技術とともに炉工学技術の多くが確立されるが、核融合発電の実用化は、ITER に次ぐ核融合炉に託される。すなわち、核融合エネルギーによって安定で定常的な発電が可能であることを工学的に実証し、他の発電方式と比較して経済的に遜色ないことを立証するのは、次世代の核融合炉の役割である。それまでには新材料の開発が必要であるが、すでに複数の有力な候補材が有り、高エネルギー中性子による最終照射試験を施すのみである。

これらの要件をもとに見通せば、核融合炉実用化までにはなお半世紀近くを要するというのが、大方の専門家の認識である。半世紀後の経済・社会状況、エネルギー・環境問題について推量することは至難であり、不可能に近い。しかしながら、予測できないからこそ多様なエネルギーオプションを準備して供えるべきであることは、言を待たない。その中で核融合エネルギーは強力なオプションの一つであり、実用化され準用されれば、エネルギー・環境問題、あるいは経済・社会問題、はては国際問題の大部分が完全解消できることになる。それに間に合わせるには、これ以上の遅滞は許されない。

今後の核融合開発に長期を要する理由は、学術的要因であるよりは装置の巨大化であり、それは核融合開発の宿命である。これまでの研究成果から導出された比例則によれば、高温プラズマ閉じ込め装置の高性能化と装置の巨大化は同体である。高い閉じ込め性能が要求される ITER が、JT-60 に代表される大型トカマクと比して格段に巨大化したのはこのためである。

装置の巨大化が招く建設コストの高騰は、様々な問題を惹起する。先ず、巨額の建設コストが他の学術研究予算を圧迫するのではないかと懸念が生じる。核融合炉の実用化がそれほど遠い将来のことであるならば、今、核融合開発に巨額の予算を投じるよりは他の学術研究、あるいは他の核融合方式に注力する方が賢明であるとの指摘も出てくる。ITER 計画への参加と我が国への誘致については、専門家による ITER 計画の妥当性に関する議論にはじまり、非専門家である有識者の議論やパブリックコメントの聴取を経て、ようやく政府による最終決定が下された。かように、ITER は巨大であるが故に、その実現に各方面のコンセンサス形成に長大な時間を費やし、決定に至るまでには、およそ5年の歳月を要した。今後の核融合開発計画立案においては、留意すべき事実である。

建設コストの高騰の緩和には、国際協力による経費の分担が有効であるとの判断が下される。世界の叡智を集めて最新の研究成果をもとに実施される国際協力は、学術研究の範疇では確かに利点が多いが、エネルギー技術開発の観点からは問題点も多い。その問題については後へまわすとして、国際協力は国際交渉を伴い、交渉が難航すればいた

ずらに時間を浪費し、国内の開発計画にも甚大な影響をもたらす。図らずも ITER 計画は国際交渉がなかなかまとまらず、3年の歳月を費やしてようやくフランスのカダラッシュに建設することで決着した。

以上に概観したように、核融合エネルギー開発は現在、物理学から炉工学への質的転換を遂げつつあると同時に、開発資金も研究所規模の予算から国家的規模の予算へと量的転換を起こしつつある。それに伴い、開発計画スケジュールは立案から実施決定に移るまで遅滞し、全体的に長期化する傾向にある。スケジュールの遅延は研究現場をはじめ、企業の核融合担当部門にも甚大な影響を及ぼす。ITER 計画の場合、計画の実施が決まるまで JT-60 の改修計画が中断を余儀なくされ、その上現装置の維持、運転費の大幅削減に追い込まれている。今のままでは、我が国の中核装置は、間もなく世界のトップの座を降りることになり、JT-60 で活躍する若手研究者の増員、育成も滞り、現場の志気も低下せざるをえない。ITER 計画の実施に伴い、我が国から大型トカマクで研鑽を積んだ優れた研究者を派遣するにしても、現状は憂慮すべき状況である。

核融合計画の遅滞と長期化が産業界に与える影響も、甚大かつ痛切である。企業の本分は利潤追求を宗とするが、その上で技術革新、社会の発展に寄与することも責務である。その立場から見た核融合開発は、未来のエネルギー・環境問題の全面的解決を目標とする点で魅力的である。産業界はこの観点からこれまでの核融合開発を支援してきた。とくに、諸外国の核融合研究機関には工場が完備されており、そこが装置の設計、製作を担当しているのに対して、我が国の研究機関にはそれがなく、勢い装置は R&D から設計・製作まで企業が受注することになる。ITER の設計活動においても、我が国は企業からの出向者の人数が全体の半数以上を占めた。このことから、我が国の産業界が核融合開発の重点を占める状況が裏付けられている。

核融合装置をマーケティングの観点でみれば、実用化されていない核融合エネルギーは企業が主体的に取り組める対象ではありえない。また、核融合開発において企業が受注する実験装置はいわゆる単品であり、採算的には、商業ベースで量産される製品とは本質的に異なる。すなわち、多くは装置の製造に企業独自で開発した高度の新技术が投入されるが、その技術が後の商業目的に活用されとは限らない。加えて、想定外のことが起こるのが実験装置であるから、採算を度外視して装置の改修、改造に取り組む必要が生じる場合もあり、企業にとって核融合機器は商業ベースの製品とはかけはなれた存在である。企業によっては、核融合発電の将来性を見込んで、先行投資として装置の設計、R&D から建設まで人的、資金的資源をつぎ込むこともあった。しかし、受注が切れた状況が継続し、将来の見通しが明確でない事業に、産業界が長期的に関わることはあり得ず、現在の産業界はまさにその状況におかれている。

我が国で核融合実験装置が建設されたのは、最新のものでも平成 10 年に建設が終結した LHD であり、それ以前は JT-60 であった。その後久しく大型計画の実施はなく、ITER 計画は前述のごとく大幅に遅れてようやくフランスに設置することが決まったところである。この間、企業内の核融合関連事業部は縮小を余儀なくされ、多くの人材が

拡散して核融合から去った。そして、培われた技術の継承もならず、拡散または消失の憂き目にあっている。いわば企業の核融合事業部は瀕死の体勢にあると称しても過言ではない。

この状況下で、ITER 計画の国際交渉の結果我が国の企業への優先的発注が取り決められたのであるから、計画の円滑な立ち上げのためにも我が国の企業の核融合関連部門の建て直しは火急の用である。それと同時に、産業界としては我が国が ITER 計画にどのような体勢で臨もうとしているのか、深い関心を抱かざるを得ない。すなわち、我が国の産業界が ITER 計画に参画するにあたっては、知的所有権の問題、受注形態、技術の蓄積、人材育成等に直面する。

知的所有権については、我が国では個々の企業に帰属することを原則とするが、多数の国で構成される EU の場合は公開が原則であり、調整を要する。我が国からの知的所有権の一方的流出は、産業界としては看過できるものではない。

受注形態は、我が国では性能仕様が主であるが、前記のように研究機関内に工場を持つ諸外国では構造仕様が主流である。構造仕様に徹するには、発注者側に優れた人材を擁する充実した組織が不可欠である。実体としては、性能仕様と構造仕様を併せ持つ現実的な発注形態が採用される可能性もあり、責任の所在の明確化など、解決すべき問題は山積している。技術の蓄積と人材育成は ITER にも当然関わるが、これに特化するものでなく、今後の我が国の核融合開発に関わる問題である。

先のことに目を転じれば、企業の将来を見通すタイムスパンは高々30年程度である。これに対して核融合発電の実用化にはさらに半世紀近くがかかると考えられていることから、企業がただでさえ遅れがちな核融合発電のスケジュールに合わせた経営戦略を立てることは不可能に近い。企業は、国が作成する開発ロードマップを参考に近未来の経営戦略を立てざるを得ないが、それも予算を組み入れたロードマップでなければ参考にならない。しかしながら我が国の場合、予算計画はあくまでも単年度計画であるから、必ずしもロードマップ通りの予算が保証されるものではない。その点は EU が5年計画を1スパンと設定して実施している FP（フレームワークプログラム）は、企業にとって取り組みやすい形態と言える。

核融合実用化が明確に見通せない状況は、企業における核融合技術の維持、継承、蓄積、核融合関連事業に携わる人材の処遇にも不確定要素を導入する。核融合開発は前記の通り多様な新技術、高度技術をもたらした。その技術の多くが核融合発電の実用化に不可欠なものである。それらの技術の中には、維持、継承、蓄積に記録のみに頼ることではできないものもあり、人の関わりと費用の歳出が欠かせないものもある。企業の観点からこれらの技術を捉えるとき、たとえ核融合技術として重要きわまりない技術であっても、多くは企業としてそれらを超長期にわたり維持、継承、蓄積するのが困難なものばかりである。こうした技術は、残すべきものとそうでないものを判別し、必要な技術は国の支援を受けて核融合開発を推進する研究機関等が組織として蓄積、維持するのが適当である。一方、企業は独自の判断のもとに各自が必要とする技術を選別して蓄

積、維持することになろう。

核融合開発に必要な人材に関しても、技術の維持、蓄積と同様、核融合開発推進を目的とする組織・機関等が担当するのが望ましい。企業が要請を受けてこれに協力することはあり得るであろう。

従来、我が国の核融合開発計画の検討、立案では、多くが政府機関、核融合開発研究機関、大学等から派遣されたスタッフが担当してきた。ITER 計画が実現し、核融合発電の実用化を目指す今後の核融合開発計画では、国際協力や工学技術に関する課題や、開発、建設コストに関する課題に我が国としてどのように取り組むのか、国内での役割分担をどのようにするのか、検討を重ねてゆく必要がある。これまでの我が国の核融合開発では、産業界が床下を支えて計画に協力してきたが、今後は企画・立案段階から産業界が積極的に参画することが、極めて有用であると考ええる。勿論、企業の使命や運用原則は国や研究機関のそれらとは異なるものであるから、企業の核融合計画への企画・立案への参画には責任が伴うはずのものではないが、産業界の幅広い立場からの助言や提言は、今後の我が国の開発計画の精度、確度の向上に貢献を果たすことができる。それは、計画の推進にあたり、例えると監督と選手に加えて審判員を参加させるようなものである。

以上、本報告書で検討してきた、長期にわたる核融合開発への産業界の参画や関わり方についてまとめたが、我が国の関係機関と企業が円滑かつ密接な協力のもとに、核融合発電の実用化を目指すことが重要である。それには、夢のエネルギー実現を目指して、国民、企業、研究開発従事者、官僚、政治家の意欲と情熱が世代を越えて継続することが、何よりも望まれることである。

核融合開発検討会
主査 井上 信幸

おわりに

本検討会では、井上 信幸 座長（東大名誉教授）の幅広い知見と強い指導力のもと計 17 回開催し、ようやく集約に至った。現在、我が国の核融合研究開発は基礎・基盤的な段階から技術システムの実現可能性を探索する段階と位置付けられている。そのため、産業界の意見等を発信する場が相対的に少ない状況にある。そのなかで今回の報告書は産業界の最近の生々しい意見発信の一つではと考えている。今後も産業界が核融合開発の一員として関与していくためには、さらに意見発信をしていく必要がある。「核融合フォーラム」は、産官学の関係者が自主的に参加し、様々な議論を交わし、政策提言や技術的課題について解決策等を提示する場となっており、このフォーラムを活用し、産業界の考えや立場を発信していくのもその一つかもしれない。

また、国民の理解を得るために産業界も核融合開発の PA 活動に積極的に参加していくことも必要であると考えます。

核融合開発検討会
副主査 小川 雄一

核融合開発検討会報告書・図表集

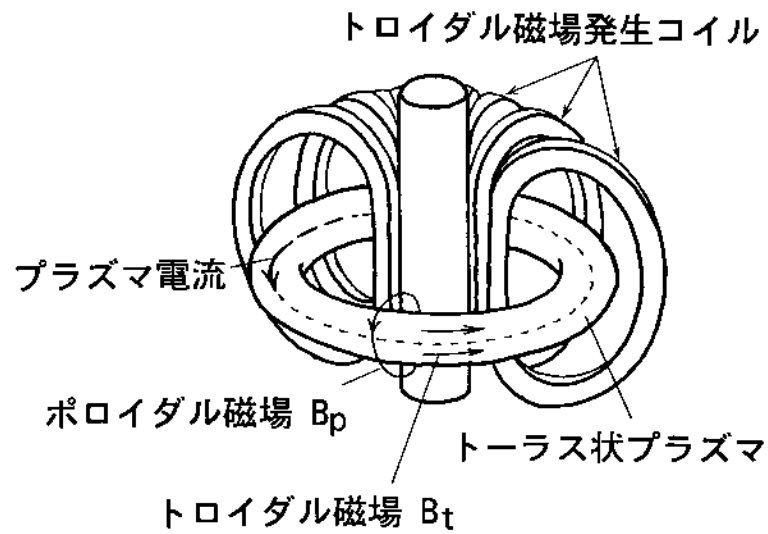


図 2.2.2-1 トカマク装置の概念図

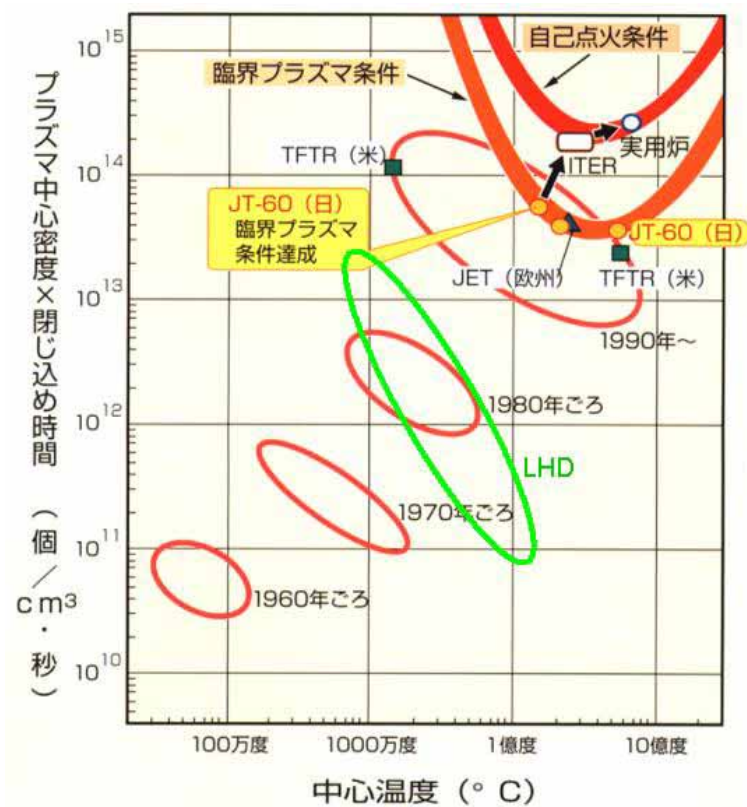


図 2.2.2-2 トカマクで達成したプラズマ性能（ヘリカル方式 LHD も示す）

日本原子力研究所「ITER - 核融合実現への道 - 」より。LHDのデータは原産で追記

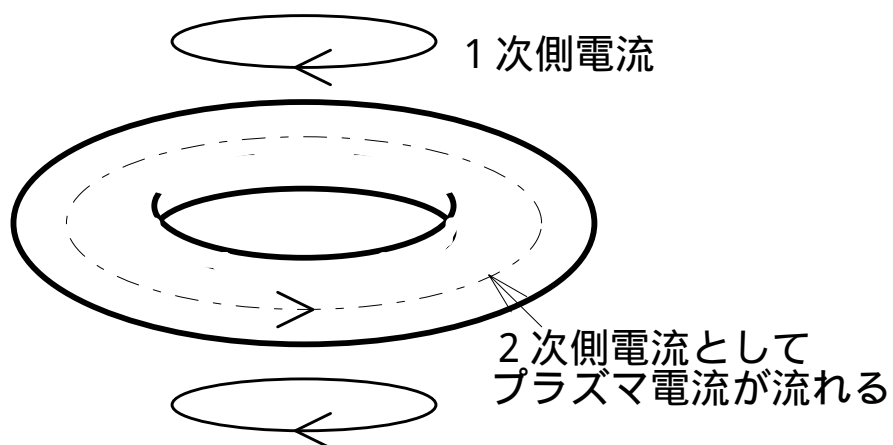
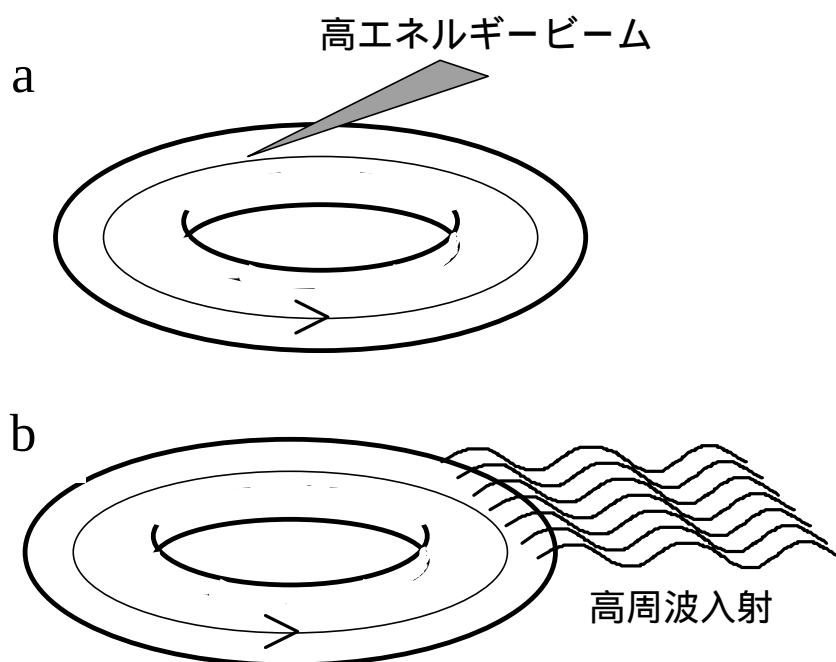


図 2.2.4-1 電磁誘導による電流駆動の概念



a : 中性粒子ビーム入射法、b:高周波入射法

図 2.2.4-2 非誘導電流駆動方式

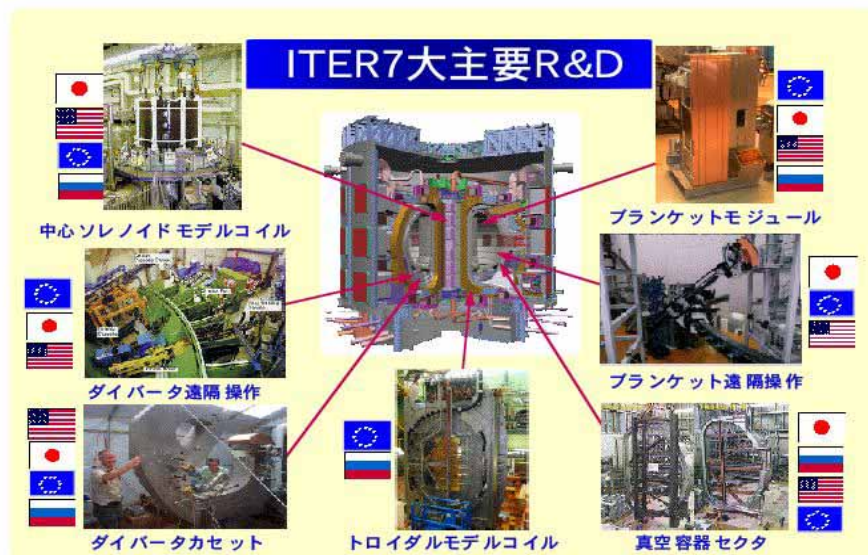


図 2.3.2-1 ITER 工学設計活動における主要な工学技術開発

参考：EDAにおける日本の貢献

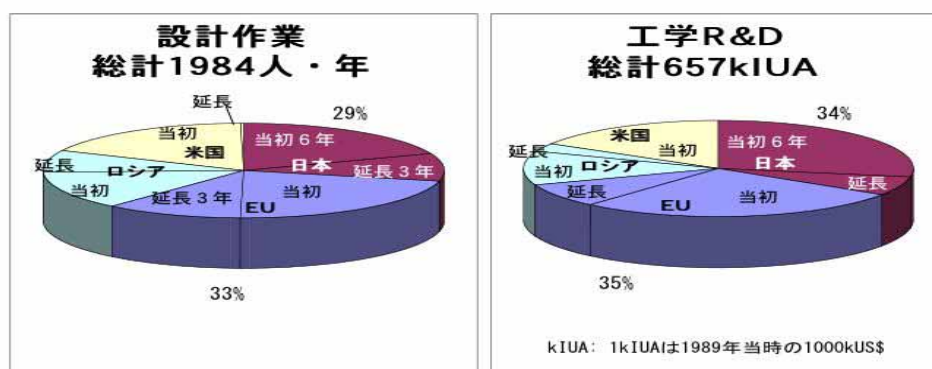
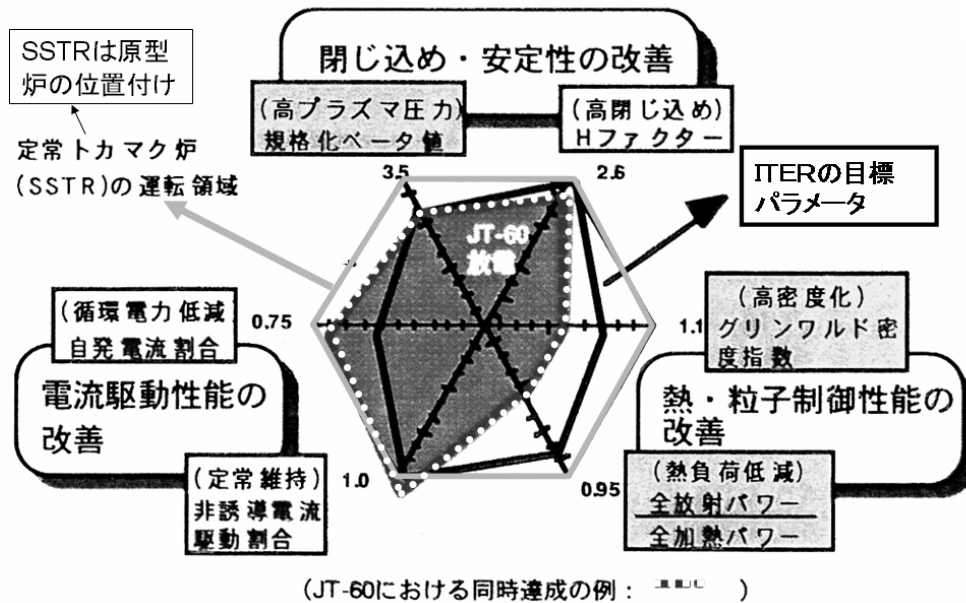


図 2.3.2-2 ITER 工学設計活動における日本の貢献



同時達成性能の向上の必要性

核融合開発戦略検討分科会報告書より

図 2.4.1-1 同時達成したトカマクのパラメータ比較

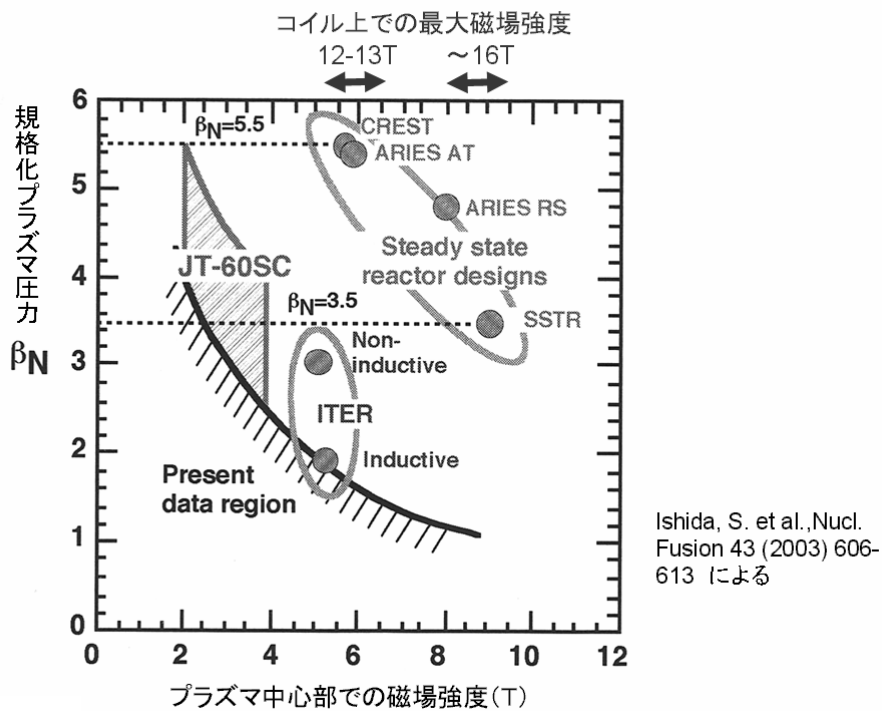


図 2.4.1-2 ITERならびに将来炉に必要な β_N 値と現状

これまでの実験進展(高ベータ長時間維持)

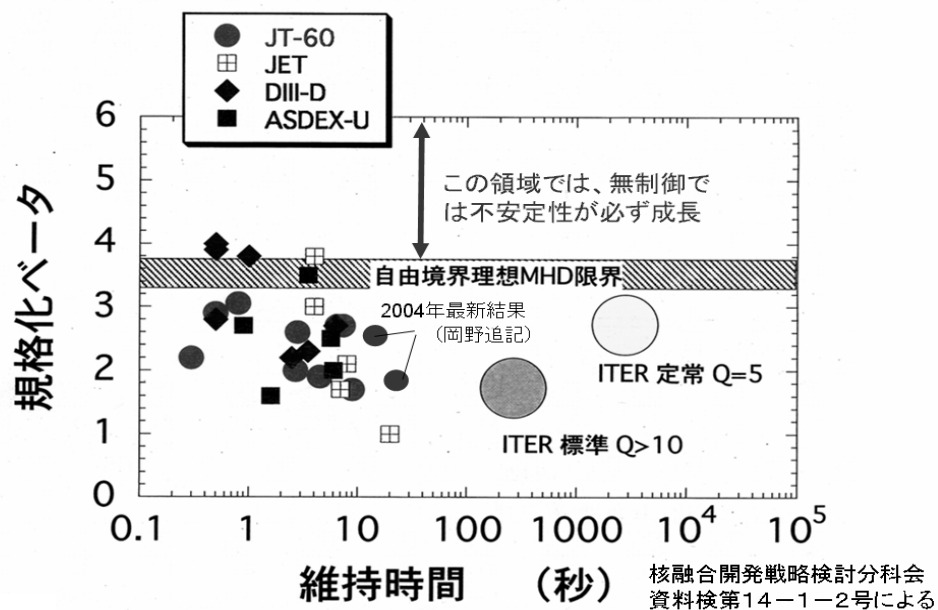


図 2.4.1-3 β_N と維持時間達成状況

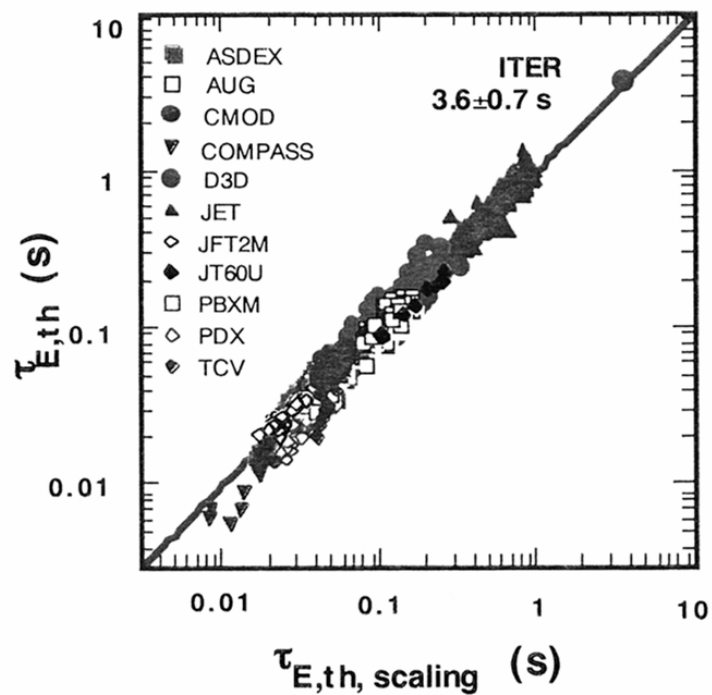


図 2.4.1-4 閉じ込め時間のスケーリング則データ

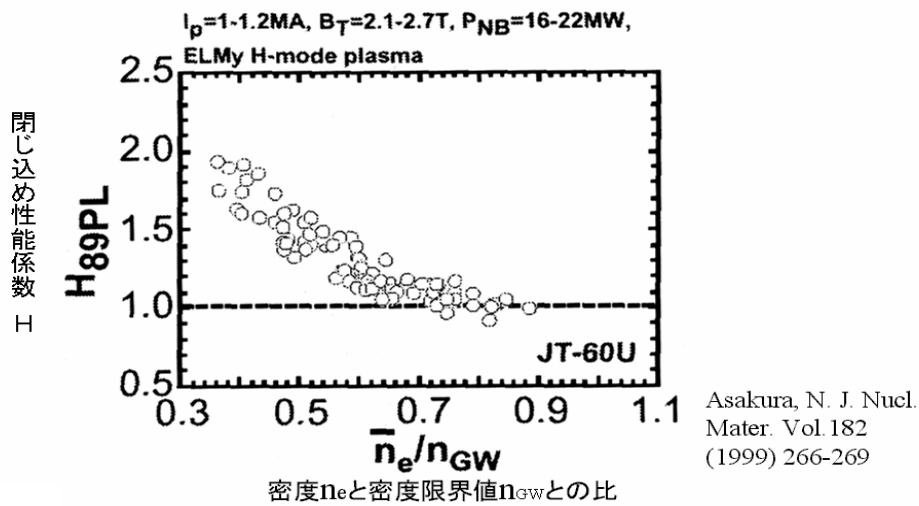
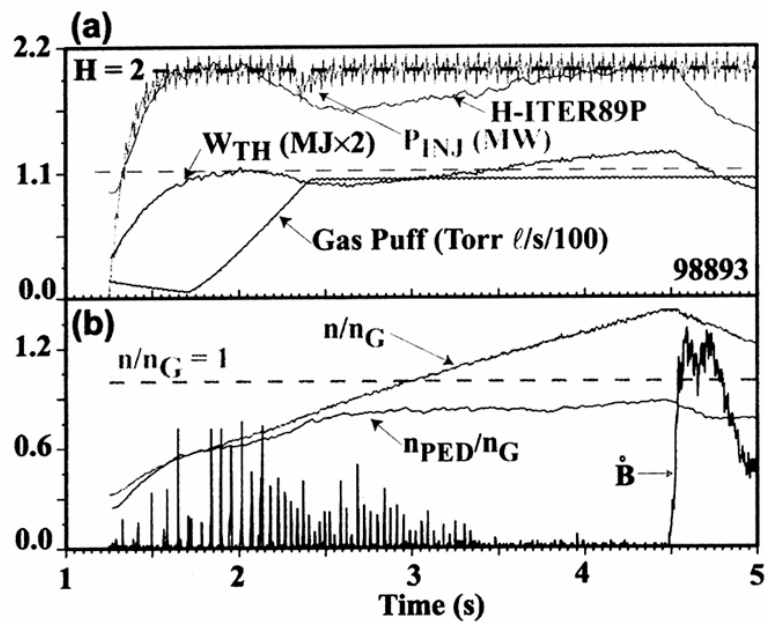
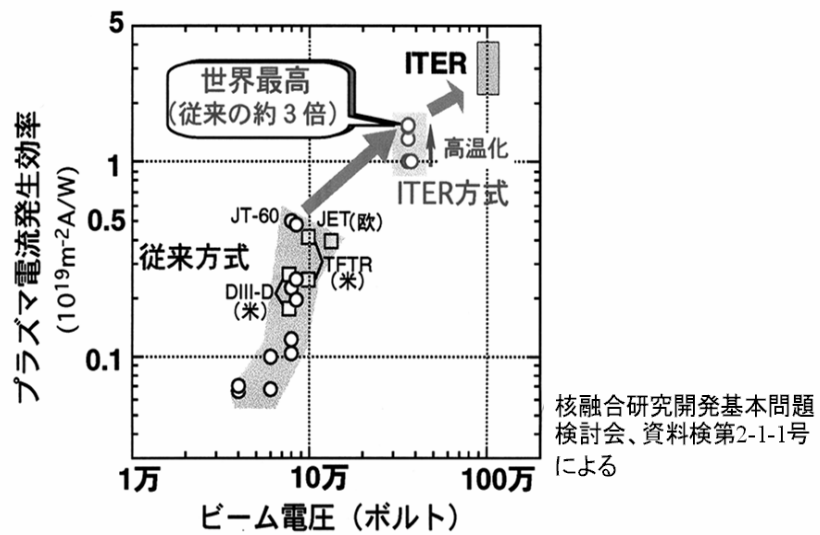


図 2.4.1-5 Hファクターと密度指標の関係



Mahdavi, M.A., et al., 18th IAEA Fusion Energy Conference, Sorrento (2000), IAEA-CN-77/EXP1/4

図 2.4.1-6 米国DIII-Dにおける高Hと高 β_N 同時達成実験



T. Oikawa et al., Nucl. Fusion 41 (2001) 1575

図 2.4.1-7 電流駆動効率の実績と見通し

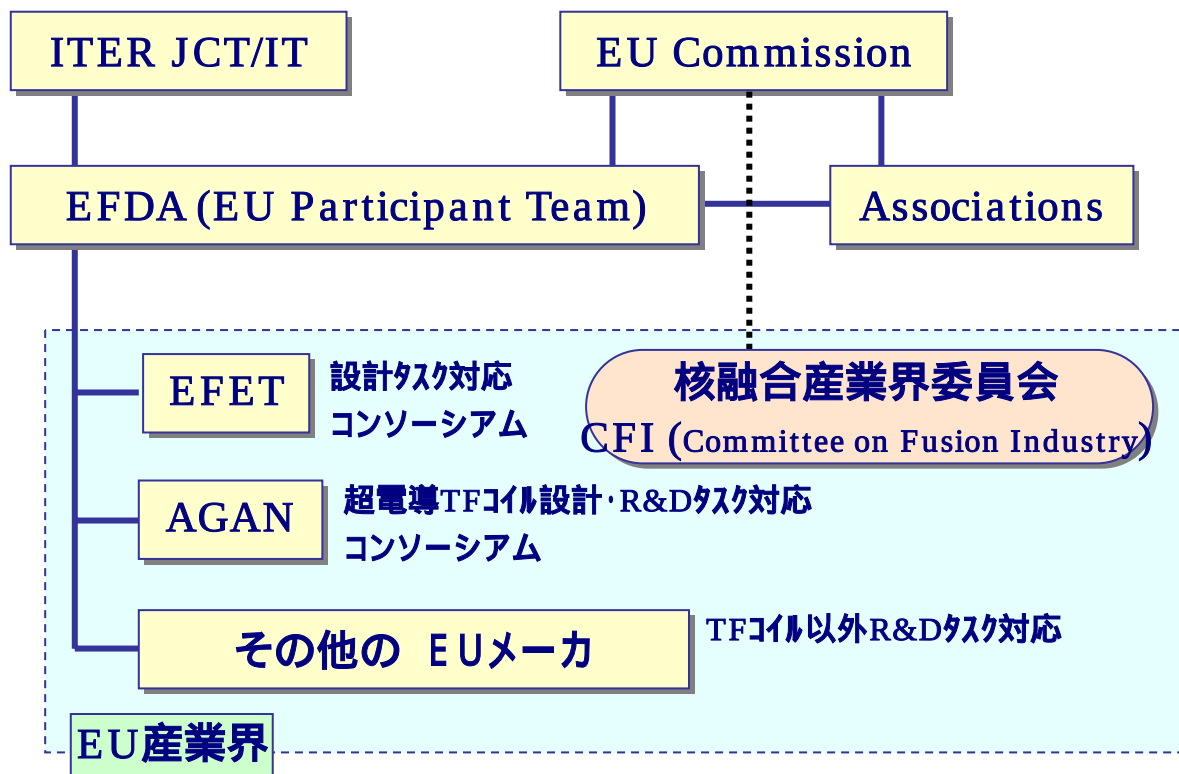


図 3.2.2-1 EU産業界のITERへの参加形態

表 3.3.1-1 日欧の核融合開発に対する産業界の参画状況

	日本	欧州
予算	原則単年度単位	従来より、一部エンジニアリング'あるものの、主は個別機器毎の開発、機器製作
機器製作仕様の変遷	JT-60/JHDまでは、主に性能仕様による詳細設計含めた機器製作の実施。ITER主要機器では構造仕様製作。	主に構造仕様による機器製作に限定。構造仕様発注が基本であり、核融合熟知せずに対応でき得る。
関与の変遷	JT-60 / LHDまではシステム統合含めたエンジニアリング、機器開発、機器製作及びそのシステム統合まで実施。ITERでは個別機器対応に限定。	従来より、一部エンジニアリング'あるものの、主は個別機器毎の開発、機器製作
産業界の関与と国の支援	特になし (原産による活動)	Committee on Fusion Industry (核融合産業界委員会)等の活動
将来の「ユーザー」である電力会社の関与	直接の関与はなし	CFI等への電力会社の関与
3大トカマク建設時の体制	< JT - 60 建設時の体制 >	< JET 建設時の体制 >

表 3.3.1-2 JET 建設における発注形態

	プロジェクト名	JET
1	発注者	JET
2	受注者	
	2.1 コンソーシアムの形態(あれば)	無し
	2.2 主契約者(あれば)	無し
	2.3 エンジニアリング担当	エンジニアリングの責任はJETが全て負った。但し、以下の項目はエンジニアリングと契約。 1)建家設計と建設のフォローアップのためのコンサルタント・エンジニアリング会社 2)トカマク組立のためのエンジニアリング・サポート提供の契約 3)トカマク建屋内の一般の配管設備の契約 4)その他多数のエンジニアリングサポート契約(計測、制御、ケーブリング等)
3	発注形態	
	3.1仕様(構造仕様、性能仕様)	1)トカマク機器は全て構造仕様 2)パルス電源のようなコンベンショナルでないシステムは詳細仕様発注。但し、JETの承認を得れば、受注者は設計変更できる 3)冷却系のようなコンベンショナルなシステムは性能仕様。 ITERも基本的に同じ発注形態
	3.2責任の所在	
	・全体性能	JETが機能責任を負った
	・サブシステムの性能	3.1に従う。
	・機器の性能	3.1に従う。
	・各機器の設計・製造	3.1に従う。但し、製造責任は受注者側。
	・現地組立試験	1)トカマク組立はJETの責任 2)組立の主契約会社の責任はエンジニアリングサポートと組立ツールの供給に限定される。 3)プラント全体とトカマクのコミショニングについてはJETが負う。 4)functional performanceの責任を受注者が負うようなシステムについては受注者が現地組立とコミショニング試験の責任を負う。
4	受注者間のインターフェース(誰が調整した)	1)JETが全ての調整の責任を負った。 2)但し、建家の建設だけはコンサルタントエンジニアリング会社が負った。
5	R&Dの実施	
	5.1 発注前	1)TFCと真空容器セクターのプロトタイプがメイン 2)FW, RF等の小規模なものは多数実施 (注)TFC, VVのプロトタイプの製作は実機製作契約の一部であり、stage-1の位置づけ。そういう意味では、事前R&Dに当てはまらないかもしれない。また、これらの契約はJET建設前になされている。即ち、契約条項には「もし、JETの建設が認可されない場合は、stage-1終了後に契約解除できると記載されていた」
	5.2 発注後	
6	製作期間(実績)	1)建設開始からfirst plasmaまでで5年。 2)しかし、TFCと真空容器セクターのプロトタイプは既に製作完了していた。

出典：ミッシェル・ユゲ氏(前 ITER 那珂中央チーム所長)からの聴き取り。



図 4.1.1-1(a) JT-60 の真空容器内部

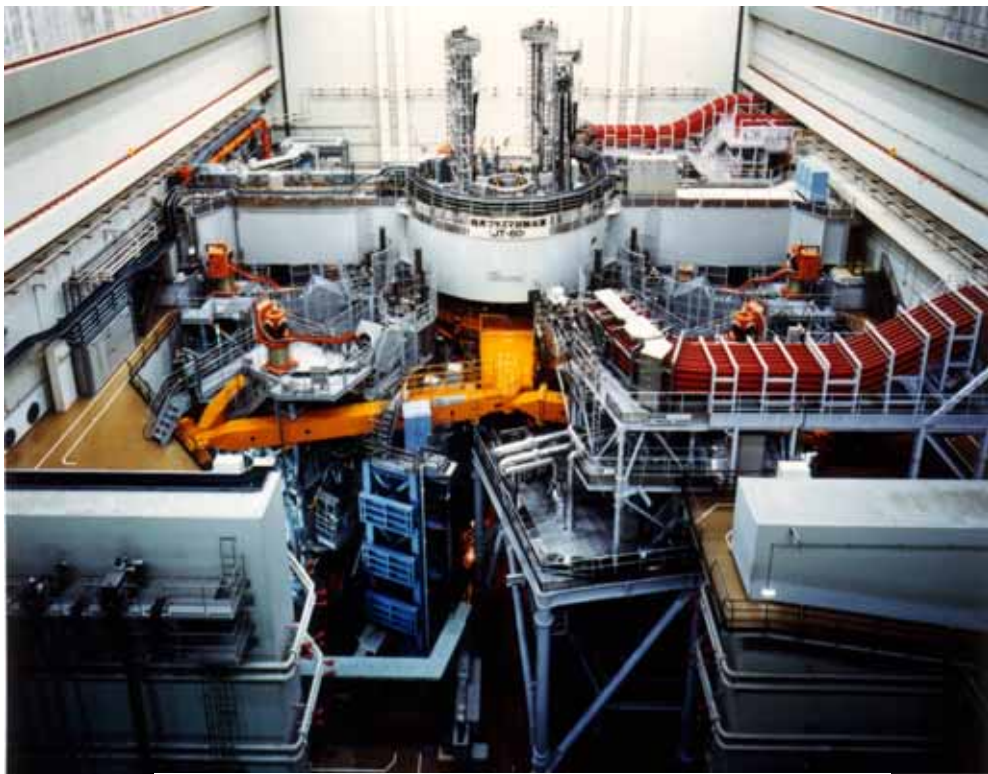


図 4.1.1-1(b) JT-60 本体室の全景

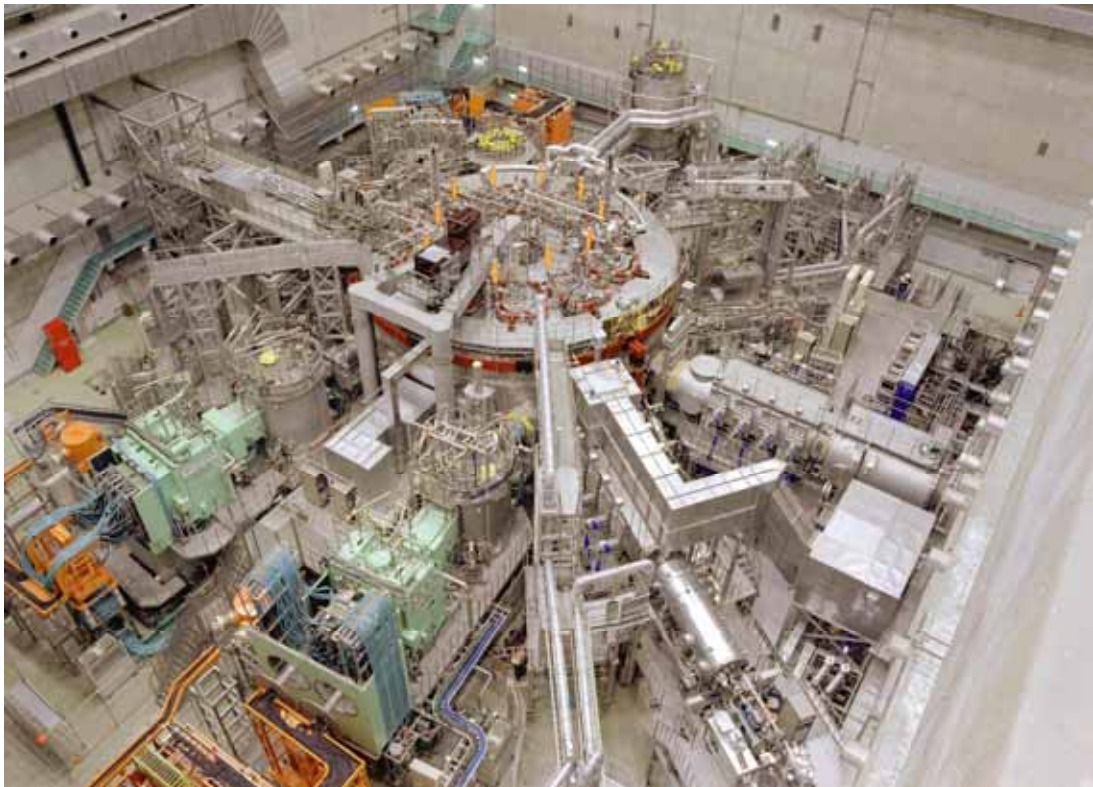


図 4.1.1-2 LHD 本体室の全景

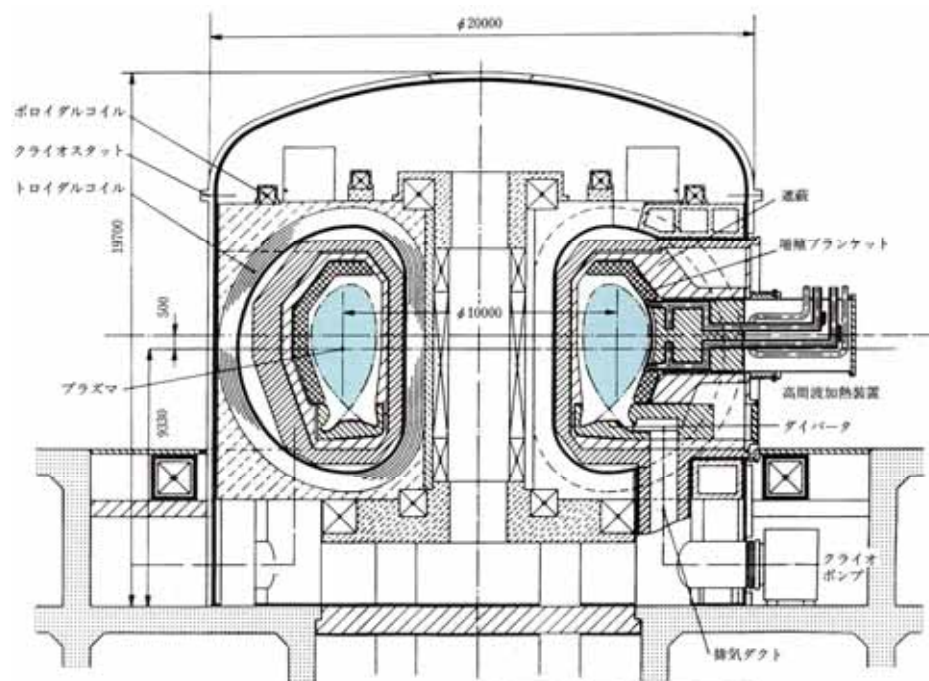


図 4.1.1-3 INTOR の縦断面図

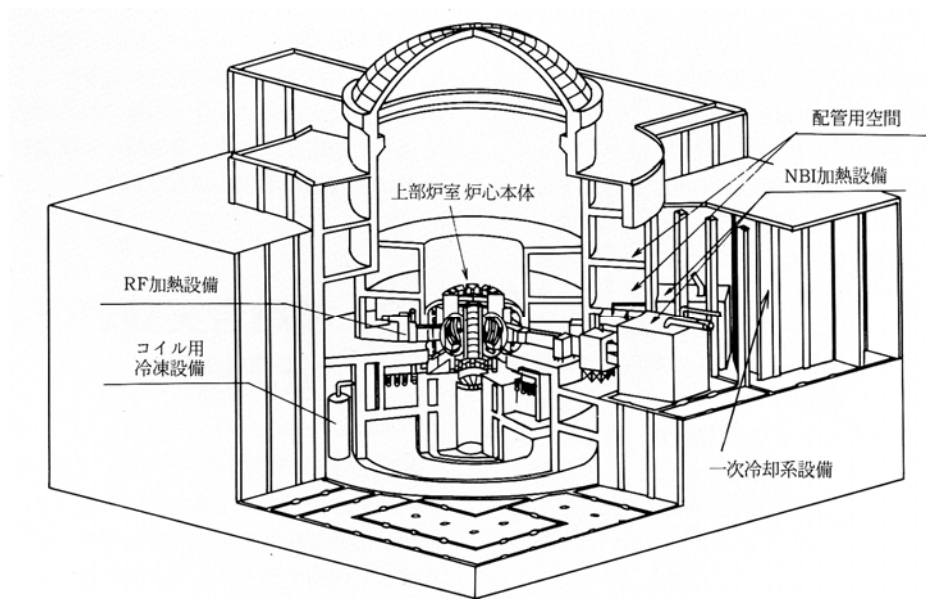


図 4.1.1-4 FER 本体の鳥瞰図

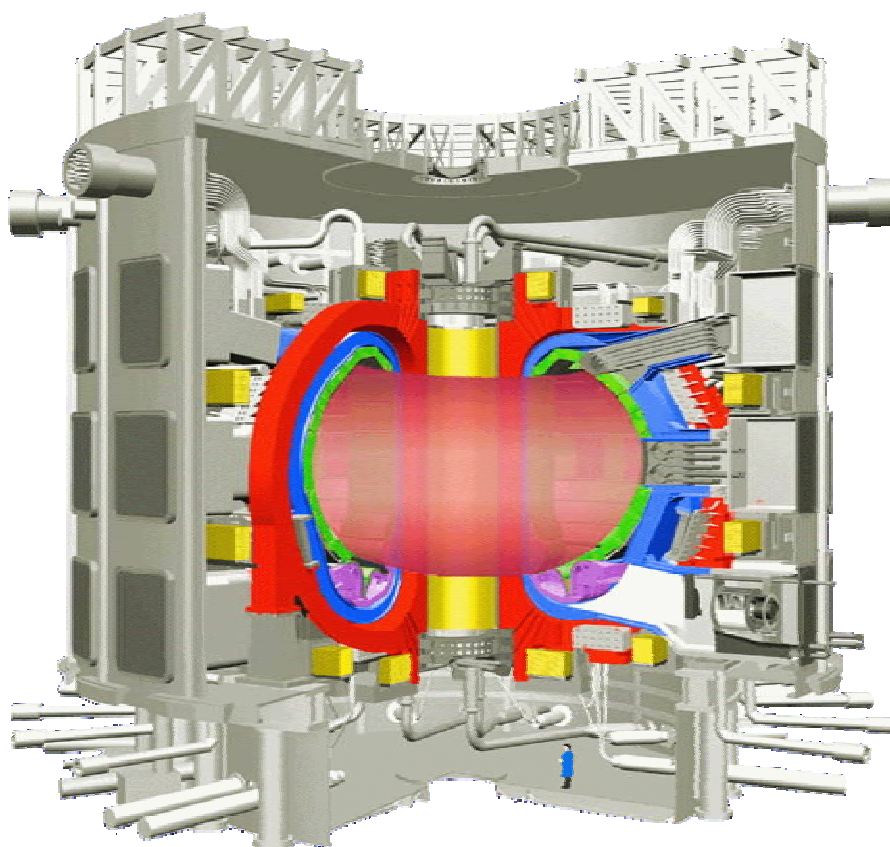


図 4.1.1-5 ITER 本体図



図 4.1.2-1 磁気リミタコイルの JT-60 真空容器への組み込み

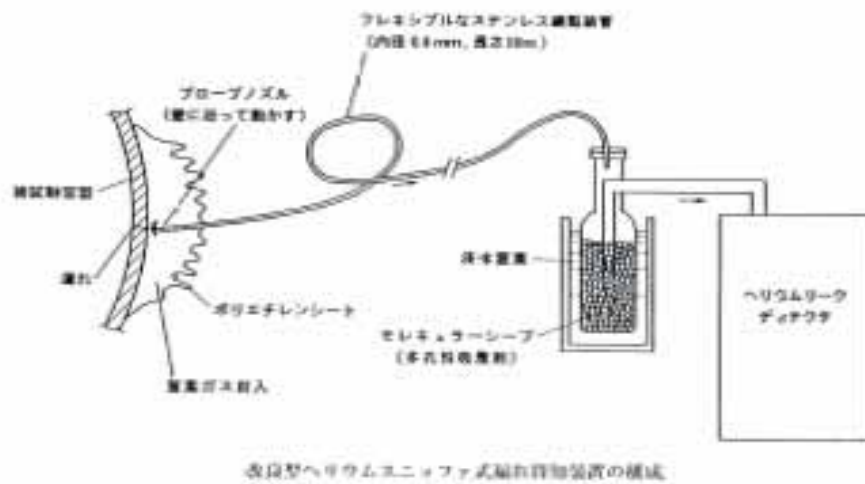


図 4.1.2-2 ソープションスニッファ法の原理図

Shape	3D-curved double wall structure
Major radius	3.4m
Inside dimensions Width/height Surface/volume	2.38m/3.26m 189m ³ /131m ²
Wall thickness	40.7mm
Plate thickness Inner or outer skin Square pipe	6.1mm 3mm
Material	Inconel 625
Weight	37t
Cooling/baking fluid	N ₂ gas
Baking temperature	300C
Design vacuum	2.2x10 ⁻⁶ Pa
Toroidal resistance	~0.2mΩ
Electric time constant	~20ms

表 4.1.2-1 JT-60U 真空容器仕様

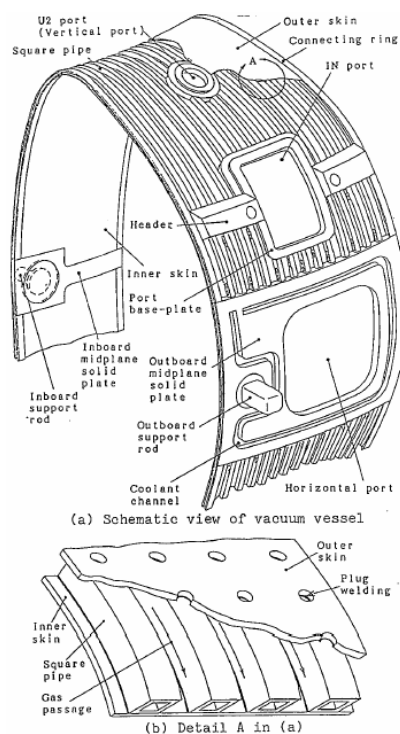


図 4.1.2-3 JT-60U 真空容器 20°セクタ



図 4.1.2-4 JT-60U 真空容器工場出荷前

表 4.1.3-1 LHD の主要緒元

項 目	仕 様
主半径	3 . 9 m
副半径	0 . 9 7 5 m
ピッチ数 (1 / m)	2 / 1 0
プラズマ体積	2 0 ~ 3 0 m ³
磁場	3 T
磁気エネルギー	0 . 9 6 G J
総質量	1 5 0 0 トン

表 4.1.3.2-1 超伝導ボロイダルコイルの主要諸元

項目	I V コイル	I S コイル	O V コイル
コイル中心径 (m)	3.6	5.64	11.1
コイル高さ (m)	0.47	0.47	0.54
重量 (トン)	16	25	45
起磁力 (MA)	5.0	4.5	4.5
パンケーキ数	16	16	16
ターン数	15 × 16=240	13 × 16=208	9 × 16=144
磁気エネルギー (MJ)	68	104	251
導体長さ (km)	2.7	3.7	5.0

表 4.1.3.2-2 ボロイダルコイル製作において実施した開発項目

製作過程	課 題	対 策
1．導体開発	性能評価	試作・検証試験
	製作技術	長尺導体製作技術 寸法管理
2．コイル設計	応力評価	解析、剛性評価試験
	不整磁場評価	解析、形状最適化 変形、製作誤差制限
3．コイル製作	製作技術	製作治具開発
		ダミーコイル試作
	導体接続	寸法・絶縁施工管理 固相接合技術開発

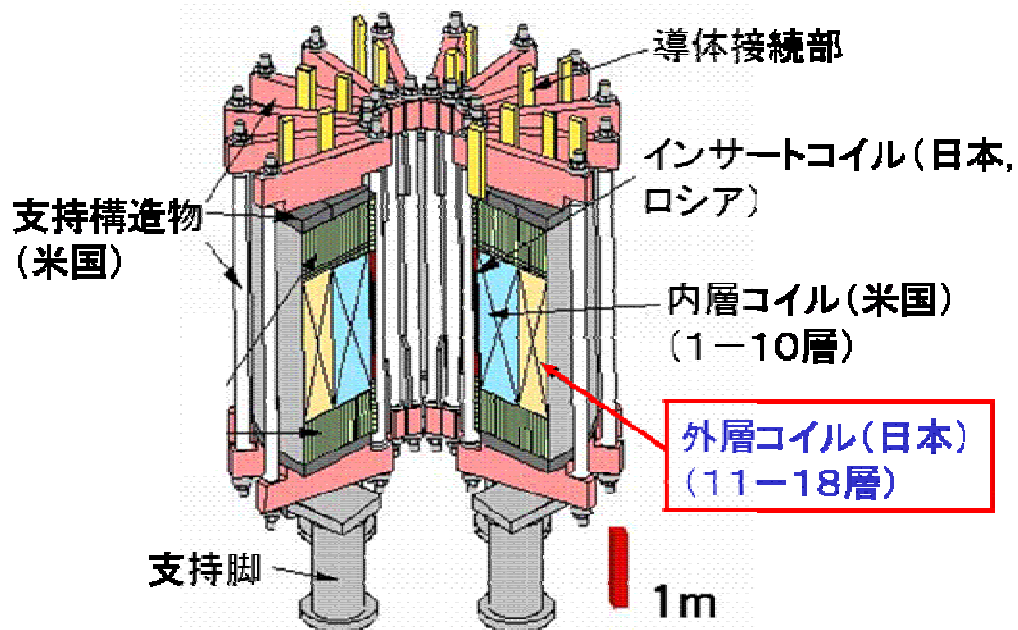


図 4.1.3.2-1 0V コイルの現地製作状況(LHD 本体室内に防塵フードを仮設)

表 4.1.4-1 EDA 期間中の日本から研究者・技術者の派遣数

	EDA (7年)	EX - EDA (3年)	総計
原研職員	114	39	153
メーカー	114	56	170
総計	228	95	323

CSモデルコイルの製作



コイル内径1.6m, コイル外径3.6m
コイル重量110トン, 運転電流値46kA, 最大磁場13T

図 4.1.4-1 CS モデルコイル製作の各種分担の詳細

国際分業によるCSMC製作手順(1)

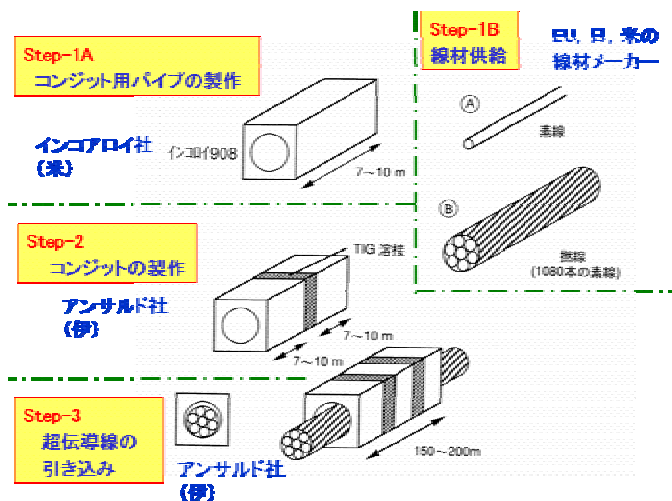


図 4.1.4-2(1) CS モデルコイルの製作工程別の分担の流れ (1)

国際分業によるCSMC製作手順(2)

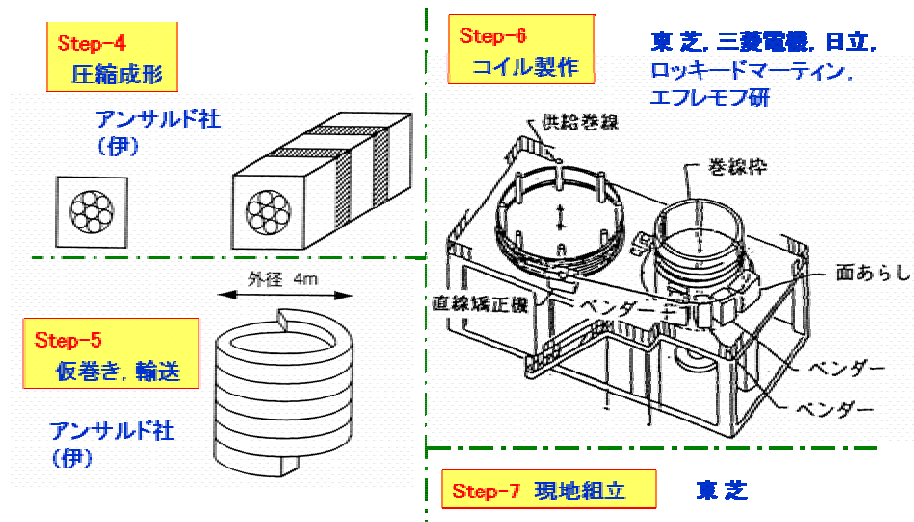
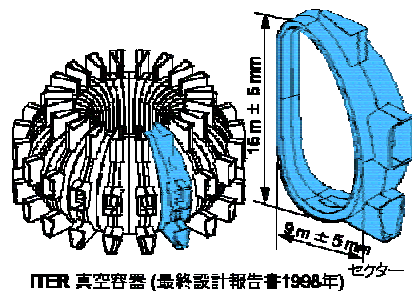


図 4.1.4-2(2) CS モデルコイルの製作工程別の分担の流れ (2)



図 4.1.4-3 CS モデルコイル導体の SAGBO 割れ対策

ITER 真空容器の製作技術



成果:

製作における寸法誤差:

- 全長, 全幅に対して: $\pm 3\text{mm}$
- 溶接部の間隔, 段差: $\pm 1\text{mm}$

技術課題:

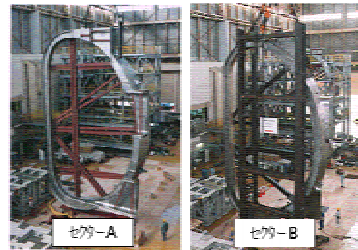
大規模建造物の製作

-15m (高) x 8m (幅)

寸法精度 ($\sim 1/1000$)

• 全長, 全幅に対して $\pm 5\text{mm}$

• 溶接部の間隔, 段差 $< 1\text{mm}$



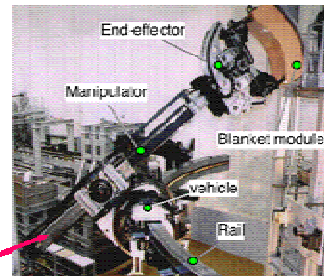
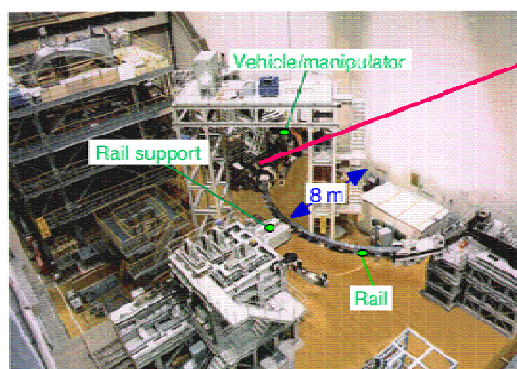
実規模セクターモデルの製作

図 4.1.4-4 ITER 真空容器の R&D 成果

ITER ブランケットの遠隔保守技術

要求

- 長さ: 6 m
- レールの半径: 8 m
- 可搬重量: 4 tons
- ブランケットの取付精度: $\pm 0.25\text{ mm}$



ブランケット挿入時における
把持機構(end effector)の動的挙動

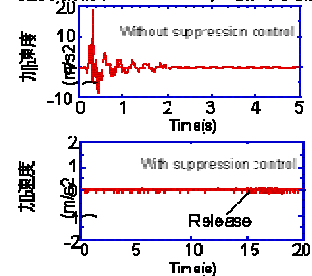


図 4.1.4-5 ITER ブランケット遠隔保守の R&D 成果

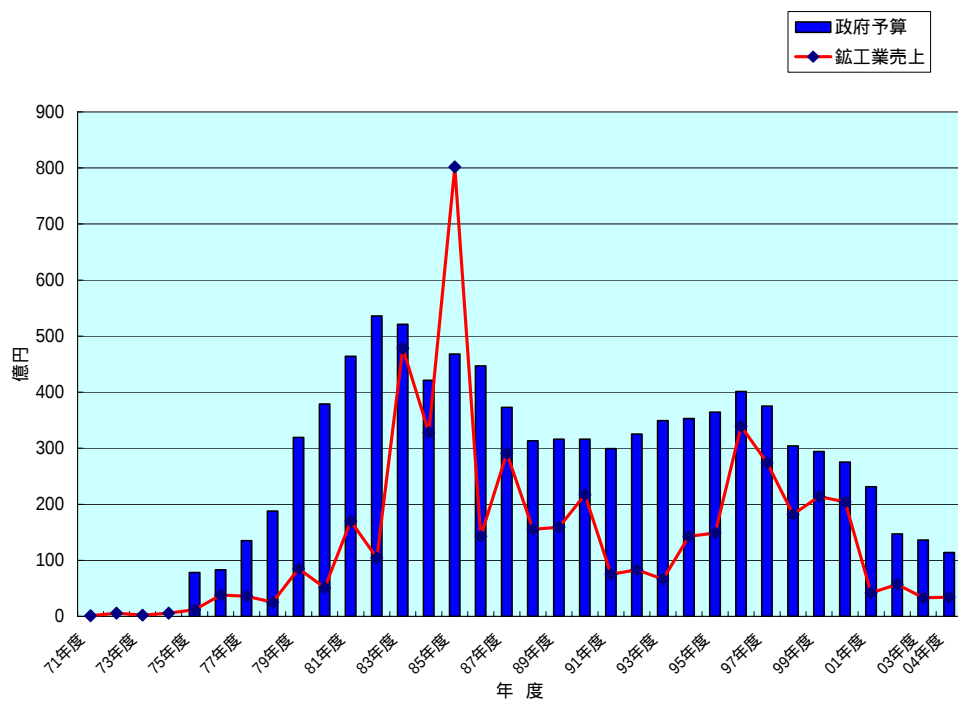


図 5.2-1 日本の核融合に関する売上と政府予算の推移

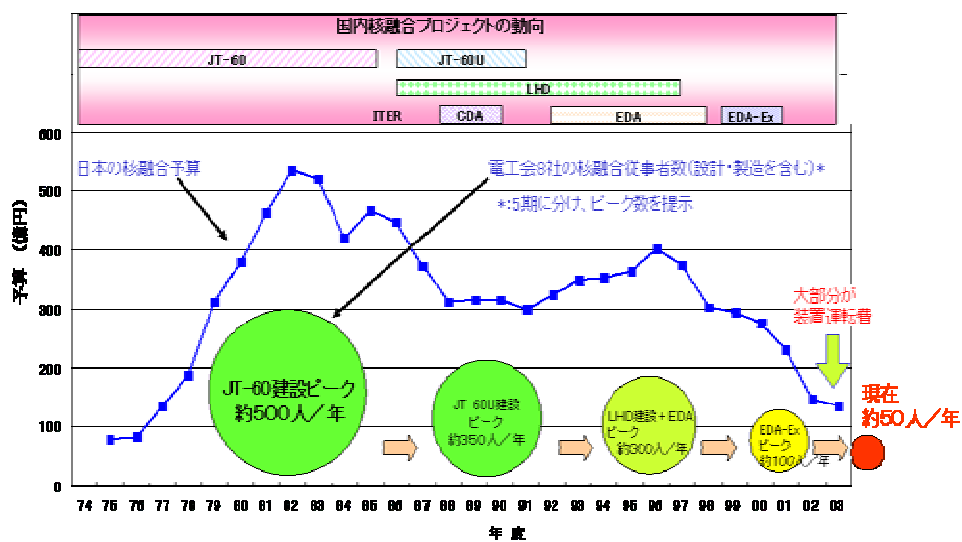


図 5.2-2 国内核融合予算と産業界の核融合技術者の推移

第2章：

山本賢三：「核融合の40年」，ERC出版，1997年，ISBN4-900622-11-7
井上信幸，小西哲之：「核融合実験炉 ITER の進展」，技術経済研究所，2003年
原子力委員会 ITER 計画懇談会報告書，平成13年5月
山本賢三，小泉興一：「核融合研究開発の余録」，JAERI-Review 2002-023，2002年
内閣府原子力委員会核融合専門部会：

<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/indexh.htm>

<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/bosyu/050907/bosyu050907.htm>

文部科学省研究開発局核融合開発室：

<http://157.111.156.241/mext/index.html>

ITER公式サイト：<http://www.iter.org/>

日本原子力研究所那珂研究所：<http://www.naka.jaeri.go.jp/>

核融合科学研究所：<http://www.nifs.ac.jp/index-i.html>

大阪大学レーザーエネルギー学研究センター：

<http://piggy.ile.osaka-u.ac.jp/>

プラズマ・核融合学会：<http://www.jspf.or.jp/>

第3章：

欧州産業界 その他

- ・ German ITER Industry Workshop at FZ Karlsruhe より：
<http://fusion.fzk.de/main.html>
- ・ A VIEW FROM EU INDUSTRY：http://fusion.fzk.de/08_gaube.pdf
- ・ Experience in EU Industry Collaboration for ITER EDA and the Challenges for
ITER Construction：http://fusion.fzk.de/09_bogus.pdf
- ・ Joint Realisation of ITER - European Involvement and the Role of the European
Legal Entity (ELE)：http://fusion.fzk.de/03_booth.pdf
- ・ Involvement of European Industry during the ITER Design Phase
http://fusion.fzk.de/04_andre.pdf

米国産業界

- ・ 16th TOFE (16th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy) より：
<http://fti.neep.wisc.edu/tofeorals>

- ・ U.S. IndustryInterests in ITER :

<http://fti.neep.wisc.edu/tofeprogram/oral/PL-II-2.pdf>

4章 :

- ・ 内川高志他、” JT-60U の薄板二重真空容器の設計・製作・試験 ” 日本原子力学会誌、Vol. 36, No. 6, pp. 532-547 (1994)
- ・ O.Motojima,et al,:Progress Summary of LHD Engineering Design and Construction,17th IAEA Fusion Energy Conference (1998)
- ・ 社団法人プラズマ・核融合学会：プラズマ・核融合学会特集大型ヘリカル装置（LHD）計画,Vol74(1998)
- ・ 本島他：日立評論 Vol.81 (1999-2)
- ・ 甲斐 俊也 他、核融合科学研究所 大型ヘリカル装置の完成、東芝レビュー、Vol.53、8(1998)P52

核融合開発検討会委員名簿

平成 18 年 1 月現在
日本原子力産業会議
(敬称略、五十音順)

主 査	井 上 信 幸	東京大学名誉教授
副主査	小 川 雄 一	東京大学高温プラズマ研究センター教授
委 員	芦 田 和 雄	石川島播磨重工業(株)エネルギー・プラント事業本部 高エネルギーシステム営業部部長
	植 村 欣 司	(株)神戸製鋼所機械エンジニアリング カパニエリ社 -本部営業部課長
	岡 野 邦 彦	(財)電力中央研究所原子力技術研究所上席研究員
	小野塚 正 紀	三菱重工業(株)原子力事業本部原子力技術センター 原子力技術部主席技師
	加 藤 敬	日揮(株)産業プロセス統括本部原子力・環境事業部担当部長
	近 藤 光 昇	(社)日本原子力産業会議計画推進本部第 1 グループ 調査役 ((株)東芝磯子エンジニアリング センター原子力開発設計部 先端システム担当部長)
	今 野 雅 行	富士電機システムズ(株)原子力統括部技術部電気制御グループ 担当課長
	田 中 栄 一	鹿島建設(株)原子力部原子力設計室担当部長
	増 田 昌 治	住友重機械工業(株)原子力開発本部営業部部長
	三 田 芳 幸	(株)大林組原子力本部技術部副主査
	村 角 保 行	大成建設(株)原子力本部原子力設計部長
	森 清 治	加サプラントシステムズ(株)原子力室核融合担当部長
	森 雅 博	日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 研究主席 ITER 計画管理グループリーダー
	山 根 実	三菱電機(株)核エネルギー開発部 技術計画グループ 主席技師
	吉 成 孝 文	(株)日立製作所 原子力事業部 事業統括本部主任技師
事務局	宅 間 正 夫	日本原子力産業会議 副会長
	石 塚 昶 雄	日本原子力産業会議 常務理事 事務局長
	三 浦 研 造	日本原子力産業会議 計画推進本部マネージャー
	天 野 宗 歩	日本原子力産業会議 計画推進本部調査役
	石 井 明 子	日本原子力産業会議 計画推進本部副主管