特
集ITER を軸としての核融合開発と
最近の成果

日本原子力研究開発機構 松田慎三郎，菊池 満，
東北大学 松井 秀樹，日本原子力研究開発機構 秋場 真人，
京都大学 小西 哲之，東京大学 田中 知，
核融合科学研究所 小森 彰夫，大阪大学 三間 罔興

国際協力によるトカマク核融合実験炉(ITER)がようやくスタートすることになった。この時期に ITER の計画，そのサポートとして日欧が推進するブローダー・アプローチ(I)，ブローダー・アプローチとして取り上げられた超伝導 JT-60 トカマク(II)，材料照射試験のための IFMIF(III)，ITER を使って進められるブランケットの開発(IV)，さらにトカマクとは異なる方式として研究が進められている大型ヘリカル装置(LHD)(V)，高速点火核融合計画(FIREX)(IV)の大型プロジェクトについて紹介する。

国際熱核融合実験炉(ITER: International Thermo-nuclear Engineering Reactor)の建設が国際協力で始まりつつある。この大型事業の開始のために，長年にわたる交渉と多大な設計活動・工学試作開発が積み重ねられてきた。核融合開発研究は1950年代から始まり，これまでに様々な装置コンセプトが提案され，基礎的なプラズマ閉じ込め実験が行われてきている。いわゆる「多岐路線」の重要性が叫ばれてきた。しかし，計画や装置が大型化するに従い，コンセプトの淘汰と同時に，「多岐路線」から「重点化路線」への進展と更なる大型化への再編成が進められてきている。その結実が，この ITER 計画でもある。

平成17年10月に発表された原子力政策大綱では，「革新的な技術概念に基づく技術システムの実現可能性を探索する研究開発」として，「第三段階核融合研究開発基本計画に基づく ITER(イーター)計画をはじめとする核融合エネルギーを取り出す技術システムの研究開発」の長期的視野に立った推進が重要であるとしている。また，その政策大綱の議論の基礎となった原子力委員会核融合専門部会報告「今後の核融合研究開発の推進方策について(平成17年10月)」では，開発研究と同時に，改良型トカマク，ヘリカル，レーザーの学術研究の重要性も指摘されている。「開発研究と学術研究の相乗効果によって

開発を加速する観点から，ITER(イーター)を最大限活用しつつ実用化に向かって，開発研究と学術研究からなる総合的な研究開発を推進する」ことの重要性が指摘されている。

第I部では，フランスのカダラシュに建設が決まった国際熱核融合実験炉(ITER)と関連する幅広い研究開発(ブローダー・アプローチと呼ばれる)の進め方，わが国の果たすべき役割などについて解説する。第II部では，ITER 以外の日欧が資金分担して進めるブローダー・アプローチ計画の一環として，超伝導化改修されることになった JT-60 SA 計画の概要，トカマク炉開発における位置づけなどを解説する。第III部では，発電プラントに向けての最重要課題である材料開発のための国際核融合材料開発照射施設(IFMIF)計画の概要とその工学実証・工学設計活動について解説する。第IV部では，ITER にブランケットモジュールを取り付けてトリチウム増殖機能や発電機能を実証するためのテストブランケット作業活動の概要，開発計画について解説する。第V部では，トカマクとは異なる磁場構造を持った核融合装置大型ヘリカル装置(LHD)の位置づけ，最近の成果，今後の展望について解説し，第VI部では，高速点火レーザー核融合装置の核融合開発における位置づけ，最近の成果や今後の展望について解説する。専門外の読者にも興味を持って読んでもらえることを期待しており，本特集により核融合研究開発の全貌を把握してもらうことができれば幸いである。

(編集委員 名古屋大学・山崎耕造)

Fusion Research Development focused on ITER and Related Recent Progress : Shinzaburo MATSUDA, Mitsuru KIKUCHI, Hideki MATSUI, Masato AKIBA, Satoshi KONISHI, Satoru TANAKA, Akio KOMORI, Kunioki MIMA.

(2006年 10月19日 受理)

第 I 部 ITER とブローダー・ アプローチの現状

I. はじめに

世界の核融合研究開発は大きな飛躍を遂げようとしている。国際協力の実験炉 ITER 計画は世界に類のない大規模先端科学技術の一大国際協力事業である。そして ITER と並行してブローダー・アプローチ活動と呼ばれる研究開発が日欧の共同計画として日本のサイトで進められることが決まった。これらの計画の現状と今後の展望などについて述べる。

II. ITER 計画の始まりと現在

ITER 計画の始まりは今から20年以上前に遡る。1985年のレーガン・ゴルバチョフ米ソ首脳会議で東西緊張緩和のシンボリック事業として核融合実験炉の実現を図ることが提唱され、これに日本、欧州も加わった4極(欧州は個別の国単位ではなく、欧州原子力共同体として参加するので国ではなく、「極」という言葉を使う)の共同事業として開始された。1988年からの3年間に概念設計、1992年から9年間にわたって詳細設計と大型試作開発を含む工学設計活動が行われた。2001年7月に工学設計活動が完了し、設計報告書は総数30,000ページに及んだ。工学設計活動が完了すると、次は ITER の建設サイトをどこにするかを巡って、最初にカナダが誘致に名乗りをあげ、日本と欧州はそれぞれ国内の候補地の中から、日本は青森県六ヶ所村を、欧州はフランスのカダラッシュを選んで誘致を競った。

4年に及ぶ交渉の末、ITERの建設サイトは2005年6月、モスクワで開かれた大臣会合でフランスのカダラッシュに決定した。カダラッシュは地中海の港マルセイユから120 km ぐらい内陸に入ったところである。ITER 計画はサイト決定後にインドの参加もあり、結局、当初

4極のほかに中国、韓国、インドを加えた計7極の事業として進められようとしている。さらに、ITERのサイト問題解決を契機として、原型炉(DEMO炉)開発を目指してITERと並行して研究開発が必要なブローダー・アプローチ活動も日欧共同事業として開始されることが決まり、日本の六ヶ所村と那珂市において実施される計画の具体化に向けた作業が進んでいる。

III. ITER の目的と主要諸元

実験炉 ITER は、最初に核融合発電を実現する原型炉の一つ前の段階で、核燃焼(自己点火)プラズマを制御すること、原型炉につながる長時間の燃焼をめざすこと、および将来の核融合炉に必要な工学技術の集成としての試験を目標としている。

第 I-1 図に ITER の断面を、第 I-1 表にその主要諸元を示す。装置の本体は直径30 m 程度のクライオスタットと呼ばれる真空のタンクの中で組み立てられる。オレンジ色のプラズマはやや縦長につぶしたドーナツの形をしたもので、超伝導のコイルが作り出す強力な磁場により壁から離し真空中に浮かした状態で保持される。核融合による熱出力は500 MW、エネルギー増倍率 Q 値は10倍以上、実験時間は400 s 以上であり、また、1,000 s 以上のプラズマの定常的な制御の実験も行うことができる。

IV. ITER の現状

今後 ITER 計画を牽引するのは国際機関として設立される ITER 機構であるが、ITER 機構の長として日本から推薦された池田 要氏(前クロアチア大使)が昨年末に、また、欧州のホルトキャンプ氏が2006年4月に首席副機構長に決められた。その他の副所長(6人)も2006年7月に決まり、部長やグループリーダー、一般職員は今後、順次、募集され決まっていくが、ITER 機構が正式に発

第 I-1 図 ITER 鳥瞰図

第 I-1 図 ITER の主要諸元

全核融合出力	500 MW
Q 値(核融合出力/外部加熱パワー)	≥ 10
14 MeV 中性子平均壁負荷	$\geq 0.57 \text{ MW/m}^2$
プラズマ大半径	6.2 m
プラズマ小半径	2.0 m
プラズマ電流	15 MA
トロイダル磁場(6.2 m 半径点)	5.3 T
外部加熱・電流駆動パワー	73 MW ^{a)}

^{a)}引き続き運転段階において合計110 MW まで増設の可能性がある。

足するのは2007年と見込まれる。ITER 機器の製作は基本的に参加国が分担し、出来上がった機器を ITER 機構に納入する(物納)。具体的に物納の役割を担うのは極内機関と呼ばれ、日本では日本原子力研究開発機構がその任にあたる予定である。極内機関は ITER 機構へ人材を派遣する窓口の役割も担う。

ITER は建設に10年を要し、最初のプラズマ発生は10年後である。その後、前半の10年程度は重水素、三重水素の混合ガスを用いて本格的な核燃焼実験を行い、長時間の安定制御など、将来の核融合炉に必要なデータを蓄積する。後半の10年は長時間・定常運転による発電ブランケット・モジュールの試験などを行い、実験目的を完了する。

ITER の計画が30年以上にわたる計画であることを考えると、数多くの熱意を持った若い研究者や技術者の参加が強く求められる。

V. わが国の開発戦略

第 I-2 図は文部科学省の科学技術・学術審議会や原

子力委員会で審議された日本の核融合炉の開発戦略を簡潔に図示したものである。現在 JT-60で行われている実験では、エネルギー増倍率 Q 値が1程度の性能のプラズマを手にしたところである。一方、核融合による発電をプラント規模で最初に実証するのは原型炉であり、ここでは30~50倍のエネルギー増倍率が求められる。ITER はエネルギー増倍率 Q 値が最低10以上のプラズマを作り、その制御法を確立することが主目的である。他方、原型炉の開発のためには ITER と並行して進めるべき必須の研究開発がある。炉工学分野では、原型炉に使われる発電用ブランケットの開発が必要であり、そのために発電用ブランケットのテストモジュールを作製し、ITER のポートに取り付けて ITER の中性子環境で模擬試験を行う、ブランケット・テストモジュールの機能試験と、ITER より50~100倍のフルエンス(積算照射量)の中性子を照射してブランケットの構造体材料の寿命を評価しておく必要がある。そのような強力な中性子を出せる装置は世界中に存在しないので、開発して建設しなければならない。国際協力が進められてきた IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) 計画がそれである。一方、炉心プラズマの関係では、ITER で目標とするプラズマを達成できたとしても、その単純な外挿だけでは経済的に魅力ある実用炉を構想することはできない。将来の実用炉につながるような一定の経済性がある魅力的なプラズマを得るためには、ITER よりも高いプラズマ圧力で定常的なプラズマ(先進プラズマ)を開発する必要がある、このため出力密度が高いところで限界性能を調べることができる装置として、JT-60の本体部分を超伝導コイルに置き換える、超伝導化改修計

第 I-2 図 わが国の核融合エネルギー開発と国内重点化計画

画が国内研究者の総意として進められてきた。これらの研究開発は文部科学省の科学技術・学術審議会での国内重点化計画として位置づけられてきた。

一方、欧州でも核融合エネルギーの早期実現(30年以内)を目指した核融合計画(ファースト・トラック)が検討されてきており、特に材料開発に力点が置かれて、IFMIF 計画の早期実現が謳われてきた。

Ⅵ. ブローダー・アプローチ活動

日本と欧州が ITER の建設サイト誘致を巡って膠着状態から脱却するために、ITER と並行してこれらの研究開発に必要な施設を日本と欧州がそれぞれ ITER 建設費の 8% に相当する資金(10年間で日欧合計920億円相当)を出し合い、ITER の建設サイトが来なかった側に共同して作ることがサイト決定以前に合意されていた。そして ITER の建設地がフランスに決まると同時に、ブローダー・アプローチ活動としての施設が日本に作られることになった。そこで、国内でどのような施設を選択すべきかについて検討がなされ(文科省に設けられた有馬委員会)、その結果を踏まえつつ欧州と協議した結果、以下の施設が日本に作られることになった。

- (1) 原型炉を目指した設計と R&D 調整を機軸とし、ITER への実験参加のための遠隔実験センター、スーパーコンピュータを備えた核融合計算機シミュレーションセンターの 3 つの機能を併せ持つ、国際核融合エネルギー研究センター

- (2) ITER 実験の先導的役割を果たす、サテライト・トカマク装置として JT-60 の超伝導化改修計画
- (3) 材料の耐中性子照射試験装置(IFMIF)の工学実証・工学設計活動

から構成される(第Ⅰ-3図)。総括すれば、原型炉の早期実現に必要な研究開発を原型炉の設計を中心として有機的に進めるものである。上記のうち、(2)は茨城県那珂市において、(1)、(3)は青森県六ヶ所村に平成19年度から本格的に整備されていくことになる。BA 活動の上記各プロジェクトは日欧の運営委員会が全体を監督指揮するが、各プロジェクトはプロジェクト・チームを率いるプロジェクト・リーダーが中心となって進められる。日本と欧州だけでなく、他の ITER の参加国からの研究者の参加もあり、住宅や国際学校などのインフラ整備と相まって国際的な研究拠点になることは間違いなく、わが国では特に大学や産業界からの若い研究者、技術者の積極的参加が望まれ、国内での人材の育成と全日本的な参加を促進するため、大学等と原子力機構の協力体制について検討が進められている。(原子力機構・松田慎三郎)

第Ⅱ部 サテライト・トカマクとしての改造 JT-60 の役割と現状

Ⅰ. はじめに

臨界プラズマ試験装置 JT-60 の本体を超伝導トカマク装置に改造する JT-60 SA (JT-60 Super Advanced) 計画

幅広いアプローチ活動のプロジェクト

<p>国際核融合エネルギーセンター</p>	<p>○核融合エネルギーの早期実現及び我が国の核融合研究開発力の向上、国際的主導性向上に必要な研究開発を実施</p> <p>○そのため、遠隔実験施設、高性能スーパーコンピュータ、設計R&D調整が可能な拠点を準備し世界の大規模研究施設と有機的にリンクして、核融合エネルギーの早期実現のための研究開発を実施</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ITER遠隔実験センター：ITER実験施設と高速ネットワークで結び、ITERの条件設定・データ収集・解析等を行う。BA期間中（ITER建設期間）はサテライトトカマクに結合し、試験を実施。 ・核融合計算機シミュレーションセンター：BA期間の後半（2010年頃）に百テラFLOPS級の計算機を整備し、ITERの運転シナリオの最適化、核燃焼プラズマの理解、核融合プラント設計、先進材料研究を実施 ・原型炉設計R&D調整センター：次世代炉に関する国際ワークショップの開催、原型炉国際設計チームによる概念検討、核融合材料等を中心とした原型炉に向けた日欧共同R&Dとその調整
<p>サテライトトカマク</p>	<p>○ITER支援研究 ITER運転シナリオの最適化、物理課題の理解、研究者・技術者の育成、ITERであり得る改造計画の事前試験</p> <p>○DEMOに向けてITERを補完する研究 定常運転、先進プラズマ領域、壁への熱流束制御</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・JT-60を臨界プラズマクラスのプラズマ性能を発揮できる超伝導装置に改造 ・プラズマアスペクト比、断面形状制御性、帰還制御性において、機動性と自由度を最大限確保できるものとする ・原型炉に必要な高ベータ ($\beta_N=3.5-5.5$) 非誘導電流駆動プラズマを、100秒程度以上保持することを目指す ・JT-60の既存施設（建家、中央変電所、電源制御設備、冷却系、等）を有効活用
<p>国際核融合材料照射施設 設計活動</p>	<p>○IFMIF建設判断に必要な十分に統合された工学設計及びその裏付けとなる技術データを整えることを目標</p> <p>○そのため、総合的なIFMIFプラントの最終設計と原型コンポーネントの製作プロセスの開発とIFMIF運転上クリティカルとなる長時間耐久性などの性能実証を行う</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・加速器系：イオン源試験、加速器プロトタイプの開発、診断系、加速器系システム設計 ・ターゲット系：主ループモデル製作試験、計測/Li純化系、遠隔操作機器公開、ターゲット系システム設計 ・テストセル系：テストモジュール製作試験、微小試験片、計測診断/遠隔操作、テストセル系システム設計 ・設計統合

第Ⅰ-3図 日欧間で計画が具体化されるブローダー・アプローチ活動

が進められようとしている。JT-60 SA 計画は、ITER 計画を中核とする核融合エネルギーの早期実現に向けた核融合研究開発をリードすることを目指す我が国と欧州共同体の“ブローダー・アプローチ(幅広いアプローチ)”計画の柱の一つとなった。

本解説では、原子力委員会が定めた核融合エネルギーの早期実現に向けた研究開発との関わり、JT-60 SA 計画の目的と意義、ITER を補完するトカマク装置の研究課題と満たすべき装置性能、建設スケジュール、日欧による計画の運営形態について述べる。

Ⅱ. 原子力委員会、核融合エネルギーを目指した総合的な開発戦略を検討

原子力委員会核融合専門部会(藤原正己部会長)は、第三段階核融合研究開発基本計画(1992年原子力委員会決定)の見直しを行い、トカマク方式による核融合エネルギーの早期実現を目指した総合的な開発研究の総合戦略を含む核融合専門部会報告書¹⁾を取りまとめ、原子力委員会(近藤駿介委員長)としての決定文(2005年11月1日)でこの報告書に沿って研究開発を進めることが決定された。この報告書には、一定の経済性を念頭においた原型炉を早期に実現するために、ITER による開発研究に並行して、トカマクの改良研究、原型炉に向けた炉工学技術開発、核融合炉システム研究、トカマク理論・シミュレーション研究、社会・環境安全性研究を進めることとしている。

上記の原子力委員会核融合専門部会報告の重要な方向性は、「一定の経済性を念頭においた原型炉の開発」である。ITER の建設と運転が実現することを考慮しても、核融合炉システムには実用化を進める上で2つの課題がある。1つ目の課題は定常運転であり、2つ目は出力密度の向上である。

定常運転はITER での達成がうたわれているが、 $Q = 5$ 以上を達成するには今後、多くのトカマク装置で研究を進め、その結果をITER に反映する必要がある。また、効率の良い定常運転には自発電流割合の高い定常運転法の確立が必要である²⁾。

出力密度の向上に関しては、プラズマ体積でJT-60の8倍もあるITER の熱出力は50万kW に過ぎず、一定の経済性を念頭においた原型炉として3~400万kW 程度の熱出力をITER 程度の炉心サイズで実現するには、炉心プラズマの圧力を2~3倍高める研究開発が必要である。

核融合エネルギーの早期実現に向けて解決すべき上記の2つの開発課題を合わせて「定常高ベータ化研究開発」と呼んでいる。

Ⅲ. JT-60 SA 装置の概要

上記の定常高ベータ化研究開発とITER 支援研究なら

びに人材育成を目的として、臨界プラズマ試験装置JT-60の本体を超伝導トカマク装置に改造するJT-60 SA (JT-60 Super Advanced)計画が、日欧共同出資のサテライト・トカマク計画と国内計画であるトカマク国内重点化装置計画の合同計画として進められようとしている。以下に、JT-60 SA 装置パラメータ、トカマク国内重点化装置およびサテライト・トカマクとしてのJT-60 SA 装置の検討の推移を示す。

1. JT-60 SA 装置パラメータ

JT-60 SA の鳥瞰図と主要パラメータを第Ⅱ-1図に示す。その特徴は、ITER 支援研究の展開のためにITER とほぼ同一のアスペクト比、非円形度、三角度を有するITER 相似配位を実現するとともに、原型炉に向けて高ベータプラズマの制御に適した低アスペクト比、高非円形度、高三角度を有する高形状因子(高S)配位を実現できる柔軟性を持たせたことである。加熱/電流駆動パワー入射系は、正イオン中性粒子入射装置(85 kV, 24 MW)、負イオン中性粒子入射装置(500 kV, 10 MW)、電子サイクロトロン波入射装置(110 GHz, 3 MW および140 GHz, 4 MW: 合計7 MW)の合計41 MW の加熱入力を100秒間連続入射できる。

2. トカマク国内重点化装置としてのJT-60 SA 計画

文部科学省は、文部省と科学技術庁の統合により我が国の核融合政策が一元化されたことを踏まえ、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核融合研究ワーキング・グループ(末松安晴座長)を設置し、ITER が実現することを前提とした国内核融合研究の重点化と共同研究の推進を図る報告を取りまとめた(2003年1月)³⁾。

この報告書の中でトカマク国内重点化装置計画は、核融合エネルギーの早期実現に向けて、トカマク方式の改良(高ベータ定常運転の実現による経済性向上等)を我が国が独自に進めるとともに、ITER 計画での主導権の確保と、数百名規模での人材養成によるITER 計画との有機的連携を図るために既存のJT-60施設を利用した臨界プラズマクラスのパラズマ性能をもった超伝導装置とし、プラズマ・アスペクト比、断面形状制御性、帰還制御性において、機動性と自由度を最大限確保できること、原型炉で必要な高ベータ($\beta_N = 3.5 \sim 5.5$)非誘導電流駆動プラズマを100 s 程度以上保持することを目指すとした。計画の実施にあたっては、設置主体である日本原子力研究開発機構(原子力機構)と研究者コミュニティが研究計画を共同企画・立案しつつ実施することが重要であり、JT-60をトカマク国内共同研究の中核的役割を担う装置として位置づけて、トカマク国内重点化装置JT-60 SA の建設開始までJT-60の運転を継続し共同研究を推進するとされた。

第Ⅱ-1図 JT-60 SA 鳥瞰図と主要パラメータ

3. サテライト・トカマクとしての JT-60 SA 計画

一方で、JT-60の超伝導化改修は日欧の幅広いアプローチ計画の一つとして国内計画を包含しつつ実施することが提言されたことから、日欧政府は日欧の専門家からなる日欧サテライト・トカマクワーキング・グループ(座長：松田慎三郎原子力機構執行役)を設置し、報告書を取りまとめた(2006年3月)。

本ワーキング・グループでも活発な議論がかわされ、本体装置の基本パラメータについてはサテライト・トカマク装置として妥当なパラメータ設定になっていることが合意された。一方で、従来から国内で指摘されていたように、加熱電流駆動パワーについては、40~50 MWの能力を運転開始時から持つことがITERへの貢献を高める上で重要との指摘が欧州側からなされ、結局、41 MW、100 s入射の整備や十分なプラズマ計測系の整備を当初から行うことで合意した。また、真空容器内作業を可能とし機動性を持たせる観点から制限していた年間中性子発生量についても、実験の制約を緩和し多くの実験研究を進める観点から増加させることとし、遠隔保守機器の導入を決めた。このため、建設費はトカマク国内重点化装置としての当初想定より増加したが、日欧共同計画として欧州側の物納貢献により我が国の負担は軽減されることになった。

4. ITERへの貢献でのリーダーシップと人材育成

ITER計画への参加極は、日本、欧州、米国、ロシア、中国、韓国、インドの7極である。欧州はJET, ASDEX-U, Tore Supra, FTU, TCV, TEXTOR, MASTといった多くのトカマク装置を域内に持ち、ITERに向けた研究と人材育成のための資源を豊富に抱えている。米国もDIII-D, C-MOD, NSTXという特徴のあるトカ

マク装置を持ち、研究面では強い競争力を保持している。一方で、中国、韓国、インドはそれぞれ新型の超伝導トカマク装置(EAST, KSTAR, SST-1)を国内に建設中でそれぞれ国内研究と人材育成の体制を整えつつある。我が国もITER参加極をリードするにふさわしい中核的なトカマク装置を国内に保持しつつ、優れた研究と人材育成を行うことの必要性がいわれてきた。

JT-60 SA装置は、ITERを支援する世界のトカマク装置の中では最大の規模を持ち、十分な実験運転経費と人員枠が確保されれば、ITERへの貢献でのリーダーシップとITER計画をリードする優れた研究者育成が可能となると考えられる(第Ⅱ-2図)。

5. JT-60 SA で実施される研究

(1) ELMy Hモード運転

ITERの標準運転モードであるELMy Hモードについては、ITERと形状が一致する配位(ITER相似配位)において、プラズマ電流3.5 MA/トロイダル磁場2.42 Tで41 MWの加熱を用いた100 s運転が可能であり、ITERの運転シナリオに関する物理的な評価およびデータベースを提供する。10 MWの負NBI(負イオン源を用いたNBI)および7 MWのECRFの入射により、ITERと同様に、電子加熱が支配的な領域での研究が可能となる。

(2) 完全非誘導電流駆動運転

プラズマ電流のすべてを電磁誘導以外の方法で流す運転法を「完全非誘導電流駆動運転」と呼ぶ。この運転シナリオは、ITERの非誘導運転シナリオだけでなく、定常運転が要求される原型炉にもつながるものである。本装置では、プラズマ電流3 MA、トロイダル磁場2.44 Tにおいて41 MWの加熱入力により、グリーンワルド密度指数(プラズマ密度を密度限界の目安値であるグリーン

第Ⅱ-2図 ITERを支える世界のトカマク装置とトカマク国内重点化装置 JT-60 SA

ワルド密度($=I_p(\text{MA})/\pi a(\text{m})^2$)で割ったもの) $f_{Gw}=0.55$, 自発電流割合 $f_{bs}=0.56$ (自発電流と全プラズマ電流との比, 自発電流はトーラスプラズマにおいてプラズマ圧力の小半径方向の勾配により磁場に平行方向に自発的に流れる電流), ELM γ Hモードに対する閉じ込め改善度(エネルギー閉じ込め時間/ELM γ Hモード閉じ込め比例則予想値) $HH_{98y2}=1.3$, $q_{95}=5.3$ の運転が可能であり, 適切な安定化制御を行えば, 導体壁なしの理想MHD安定限界を超えた規格化ベータ値 $\beta_N=3.6$ の達成が見込める。より高ベータの運転は, 同様に安定化制御のもとで $\beta_N=4.4$ の達成が予測される(2.4 MA/1.79 T, 加熱入力41 MW, $f_{Gw}=0.88$, $f_{bs}=0.7$, $HH_{98y2}=1.32$, $q_{95}=5.5$)。以上のシナリオでは, 電流拡散時間 τ_R は20 s以下であるため, 100秒間運転で電流分布はほぼ一定に落ち着くと予想される。

(3) 高ベータプラズマ安定化のための制御

本装置の重要な使命の一つであるITERおよび原型炉に向けた高ベータプラズマ研究を遂行するために, 磁気島を形成する不安定性である新古典テアリングモード(NTM)やプラズマ表面が変形する不安定性である抵抗性壁モード(RWM)等を抑制するための様々な制御手法を装備しており, 制御手法の最適化の研究を進める。

NTMについては, プラズマ高ベータ化に大きな影響を及ぼす $m/n=3/2$, $2/1$ (m , n はそれぞれポロイダル方向, トロイダル方向のモード数)の2つのNTMを電子サイクロトロン波電流駆動(ECCD)により安定化する。2周波数の選択により, 幅広い実験条件での研究が

行えることが特徴である。

RWMについては, 導体壁なしの理想MHD安定限界を超えた高ベータプラズマを維持するため, プラズマに近接して配置する安定化板に加え, 容器内に設置するコイル系(セクターコイル)の作る磁場でRWMを安定化する。また, プラズマ回転とMHD安定限界に関する物理研究を系統的に実施できるように, 接線方向入射のNBIについて順方向入射と逆方向入射のバランスが変えられるようにしている。

その他のMHD制御については, 真空容器外に設置したコイルによる誤差磁場の補正やELMの制御, 高圧ガス入射によって引き起こされるディスラプションに付随した現象の緩和やディスラプションそのものの回避など, 原型炉に不可欠な課題の研究を行う予定である。

(4) 熱・粒子制御

プラズマ対向機器は, 炭素繊維強化複合材(CFC)を用いた強制冷却ダイバータを用いるとともに, 安定化板上のアーマの一部には強磁性体を採用する。最大許容熱負荷は, 定常状態で外側ターゲットが15 MW/m², 内側ターゲットが10 MW/m²である。現在の原型炉設計ではプラズマ対向壁材料は金属(タングステン)が想定されており, 研究の後期において金属壁への改造を視野に入れている。現在金属壁の研究を進めているASDEX-Uや計画中のJETの結果を踏まえて, 本装置の金属壁への改造を判断することになろう。

粒子制御については, ダイバータ部に設けたクライオパネルによって, 内外のダイバータを独立に排気する。

接触ダイバータから非接触ダイバータまでの広い範囲にわたってダイバータプラズマを制御するため、最大排気速度の目安は $100 \text{ m}^3/\text{s}$ 以上としている。

ガス供給量については、トロイダル方向に対称性のあるガス供給系を準備するとともに、コアプラズマへの粒子供給と ELM 制御の観点から、高い供給率と繰り返し周波数をもつペレット入射装置(3~4本で $50 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 相当)やフランスの Tore Supra 装置で用いられている高圧ガス入射系(ガスジェット)の導入も検討している。

6. JT-60 SA 装置の機器

超伝導トロイダル磁場コイルは18個からなり幅4.6 m、高さ7.6 m の NbTi コイルであり、超伝導ポロイダル磁場コイルは、主にプラズマ電流の駆動を行う4つのセンターソレノイド(CS)とプラズマ断面の位置と形状を制御する7個の平衡制御コイル(EF コイル)からなる。真空容器は、高さ~6 m、幅~3 m のポロイダル断面を持つ外径~10 m、内径~4 m のトーラス形状とした。超伝導コイルの核発熱を低減するため、真空容器壁は24 mm 厚 SUS 316 L 製の内外壁の間に140 mm 厚の遮へい用ホウ酸水(95%濃縮¹⁰B 使用)を充填した二重壁構造を採用している。真空容器放射化低減のため、構造材には、低コバルト(0.05 wt%)ステンレス鋼を使用する。超伝導コイルを極低温に保持するため、装置全体はクライオスタット(断熱真空容器)に格納される。既設の垂直入射 NBI 装置のタンクの内側でクライオスタット内の作業空間を最大限確保するため、内径13.4 m の球形を基本形状とした。本体室内の機器と空気中のアルゴンの放射化低減のため、球殻部では、真空境界となる34 mm 厚の内壁(低 Co ステンレス鋼製)と6 mm 厚の外壁の間に、ホウ素添加低放射化コンクリート(160 mm 厚以上)を充填する。真空容器内には、プラズマ対向機器(ダイバータ、第一壁)、ダイバータ排気用クライオパネル、容器内コイル、安定化板および各種センサ類が設置される。強制冷却ダイバータについては、ITER と同じモノブロック方式(銅合金製冷却管に直接 CFC アーマブロックを接合する方式、許容熱流束 $15 \sim 20 \text{ MW}/\text{m}^2$)を採用するとともに、容器内線量率が $1 \text{ mSv}/\text{h}$ 程度と予想されるため、ダイバータおよび第一壁を ITER と同様に遠隔操作で保守・交換可能な構造にする。アウトボード側には高速位置制御と抵抗性壁モードの抑制のための容器内コイルとそれらを保護するとともに壁安定化効果を得るための安定化板を設置する。安定化板は低 Co ステンレス鋼製の二重壁構造とし、その間に室温の冷却水に換えて、 300°C の窒素ガスを流すことで、高壁温運転も可能な構造とする予定である。遠隔保守装置については、ITER のブラケット保守装置と同様なビークル方式を採用し、交換箇所に応じて4箇所中の3箇所のポートを用いて軌道の挿入・展開、支持および容器内機器の

搬入出を行う。

PF コイル電源は、(1)放電の全期間にわたってコイル電流の制御を行うベース電圧電源、(2)プラズマ着火時および初期の高速立ち上げ時のみに使用する高電圧発生回路およびブースタ電源、(3)クエンチ時などにコイル電流を急速に減衰させるコイル保護回路の3つから構成する。最大プラズマ加熱入力41 MW で100 s を実現するために必要な交流電力は、電圧18 kV で約130 MW であり、エネルギーとしては約13 GJ である。このため、約90 MW 分の電力を商用系統から、また残り約40 MW を既存のトロイダル磁場コイル用電動発電機(T-MG)から供給する。

IV. 運営形態

日欧の幅広いアプローチ計画のなかのサテライト・トカマク計画は、日欧政府が直接的に運営を行うことが政府間で合意されており、日欧政府による幅広いアプローチ計画の運営委員会がサテライト・トカマク計画部分の運営に最終責任を持つことになる。

運営委員会は、サテライト・トカマク計画の計画調整に責任を持つプロジェクト・リーダーを指名し、その下にプロジェクトチームを組織し、日欧の実施機関が行う物納貢献、および日本側実施機関が行う装置の組立試験の調整を実施する。

プロジェクト・リーダーは、プロジェクト計画(全期間の実施計画)、年間作業計画、年間実施報告を運営委員会に報告し承認を得ることが義務付けられる。また、プロジェクト・リーダーはプロジェクトチームの組織を運営委員会に提案し承認を得る必要がある。

サテライト・トカマク計画は、JT-60トカマクの超伝導トカマクへの改造への参加とその装置による ITER 支援研究と原型炉に向けた研究への参加によって構成される。

上記の実施はプロジェクト・リーダーが定める作業計画によって規定されるが、以下の点が合意されている。

- (1) 概念設計は日本の実施機関が行い、両極政府によって承認される必要がある。
- (2) それぞれの実施機関は物納機器に対する上記概念設計に基づく詳細設計に責任を持つ。
- (3) 日本側実施機関は、装置の全体組立てと運転に責任を持つ。
- (4) 欧州(EURATOM)は、JT-60 SA における研究参加に対して公平の原則に基づいて参加する権利を有する。

JT-60 SA 計画の研究機会はサテライト・トカマク計画と国内計画とに同等に割り当てられる。国内計画部分については、独立行政法人である日本原子力研究開発機構が運営の最終責任をもつことになる。その運営形態については、核融合研究ワーキング・グループの報告に基

づいて、共同企画の推進母体(炉心プラズマ共同企画委員会(委員長: 犬竹正明東北大学教授))を原子力機構の核融合研究開発部門長の下に設置し、両極政府が運営するサテライト・トカマク計画との整合性を取りつつ運営することとなる。

V. ま と め

以上、サテライト・トカマクとしての改造 JT-60 の役割と現状について紹介した。JT-60 SA が ITER の実験開始に先立って(3 年前から)稼動すること、ITER が運転を開始する時点では JET がシャットダウンしていて JT-60 SA のみが ITER を間近な位置で支援できる装置となることを考えれば、この計画が核融合エネルギーの早期実現と深くかかわっていることを再認識する必要がある。科学技術の発展は世界から若くて精力的な、あるいは優秀な研究者が集まり、流動することによって促進される。JT-60 SA には、工学的にも物理的にも多くの技術課題があり、このなかから ITER で活躍する研究者が数多く生まれることを期待している。

(原子力機構・菊池 満)

— 参 考 文 献 —

- 1) 原子力委員会核融合専門部会、今後の核融合研究開発の推進方策について(平成17年10月26日), <http://aecjst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo/2005.htm>
- 2) 菊池 満, “ブートストラップ電流を利用した高効率定常核融合炉”, 日本原子力学会誌, 32[10], 950-961 (1990).
- 3) 科学技術・学術審議会学術分科会基本問題特別委員会核融合研究ワーキング・グループ、今後の我が国の核融合研究の在り方について(報告)(平成15年1月8日), http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu4/toushin/030302.htm

第Ⅲ部 国際核融合材料照射施設 IFMIF の工学設計と実証活動

核融合炉材料照射試験用強力中性子源の建設に向けた国際活動 IFMIF(International Fusion Materials Irradiation Facility)は、概念設計、要素技術確証等の活動を完了し、工学実証・工学設計活動(EVEDA)に入ることが想定されている。IFMIF はこれまで国際エネルギー機関(IEA)のものと枠組みで実施されてきたが、EVEDA 活動はプロローグ・アプローチ(BA)の枠組みで実施されることとなった。EVEDA 活動で実施される課題は大きく分けて加速器系、リチウムターゲット系、テストセル系、および設計統合であるが、加速器系の課題が予算的にも最も大きい。これらの課題を欧州と日本が分担して、原則として六ヶ所村で実施する計画である。我が国では原子力機構と大学等が課題を分担することが想定されているが、実施の方法等については現在検

討中である。

I. は じ め に

材料開発とその適格性保証は、ITER 計画と並んで核融合発電実証プラント建設に至る道程における最重要課題である。ITER 建設地が決定され、我が国においては、核融合開発の「幅広いアプローチ」(以下では BA とする)が開始されようとしているが、その中に IFMIF 計画の次期活動である工学実証・工学設計活動(EVEDA: Engineering Validation and Engineering Design Activities)が盛り込まれたことは、その重要性を考えれば当然であるといえよう。これにより、IFMIF の建設実現に向けた活動がようやく本格的に動き出すことになる。本稿では、IFMIF 活動のこれまでの成果の概要を紹介し、EVEDA 活動への移行準備が整っていることを報告すると共に、EVEDA 活動での実施内容と活動の枠組み、およびこれらに関係した課題について触れる。なお、関連記事をプラズマ核融合学会誌^{1,2)}にも掲載しているので、併せてお読みいただければ好都合である。

II. IFMIF 計画の概要

IFMIF 活動は1994年から IEA の枠組みの下で概念設計活動(CDA)が開始され、概念設計評価(CDE)を経て、2002年までに要素技術確証(KEP)³⁾が終了した。2003年からは EVEDA 期へ移行するための準備期間として、その実施のための協定の策定や KEP 期間中に必要と認識された課題等に関する技術的な検討活動を行ってきた。その成果は総合設計報告書(Comprehensive Design Report: CDR)⁴⁾として刊行されている。IFMIF は40 MeV の重陽子線を液体リチウムターゲットに衝突させることにより、核融合に類似のスペクトルを有する中性子を発生させる。要求仕様として年間20 dpa 以上の変位損傷を発生する容積が0.5 l あることが挙げられているので、これを満たすためにそれぞれ125 mA の重陽子線を発生する2基の加速器からのビームをターゲットの同一の面積に照射することになっている。IFMIF は基本的に既存の技術を用いることを設計の基本方針としているが、それでも IFMIF に固有の設計仕様に必要な開発項目は多数存在する。以下では、①加速器系、②ターゲット系、③テストセル系および④設計統合と従来施設のそれぞれの分野における主な成果について簡単に紹介する。

1. 加速器系

IFMIF の加速器はエネルギーこそ40 MeV と必ずしも高くはないが、125 mA という大電流を CW で発生させる点と、88%以上の稼働率で運転することが求められている点が大きき特徴といえる。このためすべての要素に対して長寿命と安定性が要求されている。特にイオン源

にとっては厳しい仕様であるが、これを満たすものとして電子サイクロトロン共鳴型(ECR)が採用され、CEA サクレー研究所において数回にわたる1,000時間に至る95%以上の稼働率での運転により、その安定性と長寿命が実証された。また1 MWのRF電源の開発はIFMIFプロジェクトの中で最も厳しい課題と考えられていたが、200 MHz TH 628 Diacrode 管の耐久試験がKEP活動中に行われ、1,047時間以上にわたって1,010~1,030 kWのフルパワーで98.7%の稼働率を得た。このようにダイアクロード管のIFMIFに必要な条件で運転しうる能力が実証された。また遠隔保守によるコスト増加を抑制するため、遠隔操作機器を不要とする保守が可能なが必要条件とされている。このためにはビームの広がりを抑えて電極の放射化を最小限に保つ必要があるが、高エネルギービーム輸送系におけるビーム制御技術の高度化により、達成の見通しが得られた。

2. ターゲット系

リチウムジェットの自由表面流れの安定性はIFMIFの安定運転の鍵である。IFMIFのターゲットジェットの寸法は幅260 mm、厚さ25 mmであり、流速は15 m/s以上である。このジェットの加速器側は真空自由表面で、ここに高さ50 mm、幅200 mmの矩形の領域(ビームフットプリントと呼んでいる)に重陽子ビームが衝突するが、入熱量は10 MWに及ぶので沸騰を避け安定にジェットを流すことが必要である。流れの不安定性等の原因でジェットの厚さが薄くなれば、重陽子ビームが背面壁を直撃し、瞬時に孔があくことにもなりかねないので、ジェットの安定性は重要な課題である。KEP活動の一環として、小型化されたリチウムジェットにおいてアルゴン常圧下で16 m/sの流速に至るまでの安定流れが実証されたのは大きな成果である。並行して液体金属自由表面の3次元形状を測定するシステム等の開発が行われた。

リチウムによるノズルや流路の腐食を低減すること、およびリチウムと重陽子の反応で生成するトリチウム、ベリリウム等の放射性不純物を除去して保守要員の被曝を低減する上で、液体リチウム中の不純物制御技術の確立はこの系のもうひとつの重要な課題であるが、この分野においてもKEP活動中に顕著な進展があった。液体リチウムからの不純物除去の方法として活性金属による吸着を利用するホットトラップと、不純物またはその化合物が溶解度の低くなる低温で固化することを利用するコールドトラップがある。水素、重水素、トリチウムはそれぞれ年間5 g, 160 g, 7 g生成するが、参照設計ではイットリウムによるホットトラップが採用されている。⁷Beは放射性不純物の大半を占めると考えられているが、200℃のコールドトラップで大半を除去できると考えられている。酸素もコールドトラップで除去でき

る。窒素は腐食に対する悪影響が大きい、そのホットトラップ材料の開発がKEPで進められ、有望な候補材料としてV-TiおよびFe-Ti合金が提案されている。

3. テストセル系

テストアセンブリーの機能は照射中に種々の形状の試料を保持し、過渡状態においてもその温度や雰囲気が必要な条件に維持することである。参照設計案における照射温度範囲は、フェライト鋼で250~650℃、バナジウム合金で350~650℃、SiC/SiC複合材料やダイバータ用材料で600~1,100℃とされているが、250℃などの低温側での照射と1,100℃に及ぶ高温照射を同時に行うのは熱的設計の点で無駄も多いので、今後のユーザーズグループ等における検討で最適化が図られるであろう。

日本と欧州で各1組の設計案がある。欧州案では垂直に細長い直方体容器を、ビームを背にして左右に4列、奥行き方向に3列並べる方式で、シース型ヒータで加熱・温度制御を行う。固体同士の接触による熱伝達係数の不確定さを避けるために、NaK等の液体金属ボンディングすることを考えている。日本案は直方体容器を水平方向に配置する方式で、発熱量に任意のプロファイルを持たせたプリントヒータの採用で、良好な温度均一化を達成している。現状では2つの設計案が並立しており、いずれを採用するかは今後の開発状況によると考えられる。ただし、テストアセンブリーは比較的寿命の短い要素なので、例えば温度範囲等の条件次第で適合するものを照射ごとに採用することも可能であろう。

Ⅲ. EVEDAの主要課題

BAにおけるEVEDAの目的は、

- ・将来の建設、運転、利用、および解体に必要な、詳細で完全、かつ統合された工学設計とすべてのデータを構築すること、
- ・個々のサブシステムの連続的かつ安定した運転を実証すること、
- ・上記のような設計および工学的データを最終設計報告書に取りまとめること、

とされている。以下ではサブシステムごとの想定されるタスクについて触れるが、これらはCDRに記述されたものを和訳したものである。ただし、これらについては最終的に決定されたものではなく、今後、日欧間の協議や、国内での課題実施担当者を含む検討により変更・追加が行われることに留意されたい。

1. 加速器関係の予想タスク

EVEDA活動で想定される主なタスクは、

- ・プロトタイプ(再利用可能)の開発と試作
- ・イオン源出口端でのCWビーム運転
- ・高周波四重極加速器(RFQ)の建設と試験(定格RF

出力試験, 低減した稼働率での定格ビームエネルギーでの125 mA 運転)

- ・ドリフトチューブ線形加速器(DTL)の初段のタンクの建設と試験(定格 RF 出力試験, 低減した稼働率での定格ビーム電流試験)
- ・IFMIF で使用される40 MeV パルス運転用のビームダンプ建設
- ・3基のRFモジュール(1 MW CW)および2基の60 kW RF 電源設備の建設と試験加速器の全体設計, 等となっている。

上記の加速器の低エネルギー部分のプロトタイプを第Ⅲ-1図に示す。プロトタイプはECR イオン源, RFQ, 整合部およびDTLの初段のタンクからなる。RFQ 加速からDTL 初段にビームを導入するまでの過程が加速器開発全体の中で最も技術的に困難とされているので, これに関する技術開発を行い, 最終的に140 mA 程度の重陽子ビームにより実証する計画である。ビームエネルギーは9~10 MeV 程度となる。これらの要素機器は, 最近の日欧のBA に関する交渉では欧州でその大半を製造する公算が高まってきているが, その場合でも青森県六ヶ所村に搬入して, 日欧共同で組み立て, 調整, 試験を行うことになろう。EVEDA ミッションが完結後は, このプロトタイプはコスト低減のために実機に組み込むことが計画されている。

BA における参照設計案は常伝導コイルを用いる案となっているが, 最近の加速器分野における超伝導技術の進展を背景に, 欧州では独自にBA 予算の枠外で超伝導版の開発を進め, EVEDA 終了時期までにいずれを採用するか判断することになっている模様である。加速器に関する技術開発の多くの部分が仮に欧州で行われるとしても, 我が国の研究者が積極的に参画してゆくことが重要と考えられる。

2. ターゲット系のタスク案

ターゲット系の主なタスク案は, リチウム試験ループ建設と試験, ループ材料の損耗・腐食, 診断系, 純化系, 遠隔操作系, 安全取扱い, およびターゲットアセンブリー・主ループ・純化ループ・診断・安全・真空・制御

等の全体システムの設計, などが挙げられている。最初に挙げたタスク案では, IFMIF の1/3のリチウム量のモデルループを建設し, 10,000時間を超す実証試験を行う予定である。

ターゲット系については, 現状では大半の作業を我が国が分担して実施する方向性が見える。旧核燃料サイクル開発事業団が高速炉開発において培ってきた液体金属に関する技術, ノウハウを取り込むと同時に, 大洗地区での関係研究開発のためのインフラを利用, さらに長時間連続運転の際の監視要員を, 高速炉用のループの運転監視と共用することにより, 研究開発の合理化と試験費用のコストダウンを図ることが可能と考えられる。一方, ターゲット系のタスクもBA 活動を原則として六ヶ所村で実施するという方針に沿って進めるという方法も, BA の他の課題との機器共有等の利点がある。さらに大学が分担するタスクの場合には, 既設の装置を利用するなどの事情を勘案して実施場所を選定することも必要であるなど, まだ検討の余地を残している。

3. テストセル系のタスク案

テストセルを第Ⅲ-2図に示す。図中左方から2本の重陽子ビームが入射してくる。下部のタンク状のものはクエンチタンクと呼ばれ, その直上にあるターゲット部からのリチウムの流れを受ける役割である。図の上部にVTA 1, Shield plug, VTA 2, VIT とそれぞれ表示があるが, VTA 1, VTA 2の下部に高中性子束領域用テストモジュール(HFTM)や中間中性子束領域用テストモジュール(MFTM)がそれぞれ取り付けられている。テストセル系の主要なタスク案は以下の通りである:

- ・HFTM の工学設計とフルサイズでの製作, および試験, このためのヘリウム冷却ループの改良と原子炉照射試験
- ・MFTM の工学設計とシステム評価(照射下クリープ・疲労試験用, 照射下トリチウム放出試験用, 絶縁被覆の照射下測定用)
- ・垂直型テストアセンブリー(VIT)の工学設計とシステム評価
- ・D-Li 反応の評価, 20 MeV 以上の核データの整備

第Ⅲ-1図 EVEDA で建設予定の加速器プロトタイプ概念図

左から, イオン源入射器, 高周波四重極線型加速器(RFQ), 整合部, ドリフトチューブ型線型加速器(DTL)の初段部で, ここまでで約9 MeV まで加速される。

第Ⅲ-2図 テストセルの概念図

左方から2本の重陽子ビームが図中央付近のリチウムターゲットに入射する。上方からVTA1等の照射リグがつり下げられている。照射リグの先端に近い部分に試料が挿入され、ビームの投射面積の延長上に置かれる。

- ・故障診断システムの試作・試験
- ・微小試験片技術、

等である。中でもHFTMの試作と試験が重要な課題であり、日欧でそれぞれ提案している形式の試験が行われることになる。

Ⅳ. 今後の課題

IFMIF活動はこれまでIEAのもとで行われてきたが、ITER建設地交渉の結果、EVEDA活動を日欧の間でBAの枠組みの中で実施することが合意され、間もなくこのための協定が締結される見通しである。この枠組みの中では、日欧はそれぞれITER建設費の8%を拠出することになっており、その一部がEVEDA活動のために充てられる。BAの枠組みにおいては、IFMIF活動は形式的にはIEAにおける多国間の協力活動と異なり、2国間活動となる。日欧以外の極の専門知識をIFMIF活動に取り込むことは利益があると考えられるので、IFMIFの実施協定の中に第3極からの参加が可能になるような仕組みを作ることが望ましいと考えられる。これについてはBA協定の中で、ITER参加極からの参加を原則として受け入れることがすでに織込み済みである。

国内の体制としては、原子力機構が実施機関として指名される方向で法整備等が進められているが、実施にあ

たっては機構のみでなく大学の研究グループの参画が不可欠である。これは核融合開発を全日本体制で進めるべきであるということだけでなく、大学研究者の得意分野や専門性を活かし、かつ既設の装置類を活用することで、計画全体の合理化を図る上でも必要である。大学におけるこれまでの研究の進め方とは異なり、目標を具体的に設定し、納期内に所定の成果物を提出することが求められる。一方、大学における学術研究としての面もおざりにするわけにはいかないであろう。これら種々の制限のもとでも、なお大学が参画することには全日本の見地からも、研究者個人にとっても大きな利点があると考えられる。現在、そのための方策が文部科学省の委員会において審議されているが、時間的な制約もあり、研究者組織としての核融合フォーラムと核融合ネットワークの合同作業会が大学研究者と実施機関との仲介を図るべく尽力されている。関心のある研究者は積極的にこれらに参加することを期待するものである。

(東北大・松井秀樹)

—参考文献—

- 1) 秋場真人, 松井秀樹, 高津英幸, 小西哲之, “2050年にトカマク型実用核融合炉を稼働させるために—発電プラント開発における工学・材料—材料照射試験とIFMIF”, プラズマ・核融合学会誌, 81, 863(2005).
- 2) 松井秀樹, 他, “小特集: 国際核融合材料照射施設(IFMIF)の設計と開発の現状”, プラズマ・核融合学会誌, 82, 3(2006).
- 3) IFMIF-KEP, *International Fusion Materials Irradiation Facility, Key Element Technology Phase, Report*, 日本原子力研究所, (Dec. 2002).
- 4) IFMIF Comprehensive Design Report, available at :
http://www.iaea.org/Textbase/techno/technologies/fusion/IFMIF-CDR_PartA.pdf
http://www.iaea.org/Textbase/techno/technologies/fusion/IFMIF-CDR_PartB.pdf, or
http://insdell.tokai-sc.jaea.go.jp/IFMIFHOME/public/IFMIF_CDR_high_res.pdf

第Ⅳ部 ITERにおけるブランケット研究開発

Ⅰ. ブランケットとは

ブランケットは、その名のとおり、プラズマを包むように設置され、熱を発生して発電し、燃料であるトリチウムを生産し、中性子を遮蔽する、という3つの重要な機能を持っている。炉心から発電に供する熱を取り出すという意味では、ブランケットこそが核融合炉の炉心機器であるということも可能である。ブランケットは磁場閉じ込め核融合炉では炉心プラズマの周辺、慣性閉じ込め核融合炉ではレーザーによる爆縮反応が起こるチェン

バーの周辺に設けられる。以下、磁場閉じ込め型の核融合実験炉 ITER を利用したブランケットの研究開発の現状と展望について紹介するが、基本的には慣性閉じ込め核融合炉においても同じである。

重水素とトリチウムの核融合反応は、 $D+T=^4\text{He}(3.5\text{ MeV})+n(14.1\text{ MeV})$ である。ここで、He の持つ 3.5 MeV のエネルギーは主にプラズマの加熱に使われ、最終的にはプラズマからの放射熱としてブランケット等の表面に入射する。一方、中性子のエネルギーはブランケットの中で熱に変換されて、発電するために炉外に取り出される。さらにこの中性子はトリチウムの生産という重要な働きを担っている。核融合炉の燃料であるトリチウムは天然に極微量しか存在しないため、核融合炉がエネルギー源となる時代においては必要量のトリチウムを供給できない。このため、核融合反応で生じる中性子とブランケットの中に配置したリチウムを含む材料を反応させることによってトリチウムを生産する。生産されたトリチウムは回収され、精製した後に燃料として使用される。

我が国は第Ⅳ-1 図に示すような ITER 程度の炉心を持つ原型炉を想定して研究開発を進めている。ITER 遮蔽ブランケットでは、プラズマからの中性子壁負荷： $<\sim 0.8\text{ MW/m}^2$ 、第一壁表面熱負荷： $<\sim 0.5\text{ MW/m}^2$ 、中性子フルエンス： $<\sim 0.5\text{ MWa/m}^2$ であるのに対し、原型炉では ITER とほぼ同じ大きさのプラズマでありながら出力が 4 倍以上に増えるため、プラズマからの中性子壁負荷： $<\sim 5\text{ MW/m}^2$ 、第一壁表面熱負荷： $<\sim 1\text{ MW/m}^2$ 、中性子フルエンス： $>\sim 10\text{ MWa/m}^2$ になると想定されている¹⁾。

Ⅱ. ITER を利用したブランケット研究

前節で述べたように、核融合炉で発生する熱を取り出すブランケットは核融合炉の炉心機器ということができる。このため、世界の各極はより性能のよいブランケットの開発研究にしのぎを削っている。特に、核融合環境下でブランケットの総合的な機能試験を実施できるのは ITER をおいてほかにない。このため、ITER を利用したブランケットの機能試験は我が国のみならず、ブランケット開発研究を進める各極においてブランケット開発

第Ⅳ-1 図 デモ炉の設計例 (DEMO 2001)

発電実証プラントの 主要諸元 (○はITERの設計値)	
大半径/小半径:m	5.8/1.45 (6.2/2)
トラス磁場:T	9.5(5.3)
最大磁場:T	20(12)
プラズマ電流:MA	12(15)
核融合出力:GW	2.3(0.5)
Q値	$\sim 40(\sim 10)$

計画の最重要課題と認識されており、ITER 計画に参加する意義は、ITER を利用して核融合炉の炉心であるブランケットの総合機能試験を実施するためである、といっても過言ではない。

このように核融合炉の性能を左右するブランケットの開発研究は各極が独自に進めており、それぞれ独自の ITER 利用計画を持っている。そこで各極のブランケットと ITER との取合いや試験計画を国際的に調整する目的でテストブランケット作業グループ (Test Blanket Working Group: TBWG) が活動している。TBWG は ITER 参加極と ITER 国際チームの代表者で構成されており、技術的な観点から取合いや試験計画の調整を行っている。これまでの主な活動成果をまとめると次のようになる。

-ITER の 3 本の水平ポートをブランケットの機能試験のために確保した。

-1 つのポートには、2 つのテストブランケット・モジュール (Test Blanket Module: TBM) と呼ばれている) を装着して試験できる構造を採用した。2 つのモジュールはポートを左右に 2 分割または上下に 2 分割して装着される。

-第Ⅳ-2 図に示すように、冷却系を設置する部屋から各ポートへの主冷却配管の本数および配管の設置位置を定めた。

このように TBWG における議論の結果、ITER では最大 6 体の TBM の試験が可能となっている²⁾。

Ⅲ. テストブランケット・モジュール開発の状況

1. TBWG で提案されている TBM 概念

TBWG では、各極が提案する TBM を整理して以下の 5 つの概念にまとめた³⁾。

(1) 固体増殖/水冷却

第Ⅳ-2 図 TBM 取付け位置と補機設備の設置位置概要

- (2) 固体増殖/ヘリウム冷却
- (3) 液体リチウム鉛増殖/ヘリウム冷却
- (4) 液体リチウム増殖/リチウム自己冷却またはヘリウム冷却
- (5) 溶融塩増殖/溶融塩冷却

ここで、(1)～(3)、(5)のTBMの構造材としては低放射化フェライト鋼が提案されており、(4)のTBMではバナジウム合金または低放射化フェライト鋼が提案されている。(2)の液体LiPb増殖では、高効率を実現できる可能性のあるより高温のLiPbでの運転を実証するために、SiC/SiC複合材をインサート材として使用することも提案されている。

上に示した5つの概念のうち、(1)～(4)の4つの概念については、現在ITERに参加している7つの極(中国、欧州(EU)、インド、日本、韓国、ロシア、米国)のいずれかが興味を示すとともに、ITERの運転初日からITERにモジュールを取り付けて試験を行う意図を表明している。このため、2007年以降本格化するITER建設に向けて、ITER本体や建屋とのインターフェース設計を早急に明らかにするとともに、ITERの安全性審査に含める必要があり、TBWGではITER建設の観点から、緊急性のあるこれらのTBMについて集中的に検討を進めている。

一方、(5)の溶融塩増殖/溶融塩冷却方式のように、ITERの運転後半にITERに取り付けて試験を行う予定で研究開発を進めているモジュールや、より先進的なブランケット概念に基づく研究開発中のモジュールについては、現在の作業が終了後、必要に応じて検討を進めることになっている。

ここでは、上に示したTBMの研究開発の現状について、特に現在TBWGで詳細な検討が進められているTBMを中心に紹介する。

2. 固体増殖/水冷却方式 TBM

本方式のTBMは日本の主案として提案しているブランケット概念である。2000年の原子力委員会核融合会議で承認された「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」において、高い固有の安全性を有し、比較的データベースが豊富である固体増殖方式を主な開発目標とし、冷却方式としては加圧軽水を用い、構造材としては低放射化フェライト鋼を使用するブランケットが主案として示されている⁴⁾。この固体増殖方式のブランケットに係る材料や炉工学技術に関する研究開発および設計研究は、国内研究機関や大学等の協力のもとに、日本原子力研究開発機構が中核的な機関として研究開発を推進している。

第IV-3図に日本が提案している固体増殖/水冷却TBMを示す⁵⁾。トリチウム増殖材には Li_2TiO_3 、中性子増倍材にはBeまたは水と反応しにくいBe金属間化合物

第IV-3図 固体増殖/水冷却 TBM と試作した F82H 第一壁

物を使用する。これらの材料はそれぞれ直径約1mm程度の微小球に加工してTBMの中に層状に充填する。TBMの容器には日本が世界に先駆けて開発してきた低放射化フェライト鋼を使用する。図に示すように、日本は低放射化鋼F82Hを用いて矩形冷却管を内蔵する第一壁を高温等方圧加圧法(HIP法)で製作することにも世界で初めて成功している。増殖材、増倍材微小球の製作技術、低放射化鋼製作技術および加工・接合技術さらに微小球充填層の高温挙動やトリチウム放出特性など、我が国においてはTBM製作に必要な要素技術開発はほぼ確立しているといえる。今後はより実機に近い試験体による工学規模の試験を開始する段階に進み、国内はもちろん国際的にも協力しつつ、ITERを利用したTBM開発において今後も主導権を確保することが重要である。

すでに紹介したように、我が国はITER程度の炉心を持つ原型炉を想定して研究開発を進めており、1MW/m²以上の高熱負荷も除去可能な水冷却方式は一定の経済性を確保しつつ、将来は高温過熱蒸気等を用いることによりさらに高い経済性を実現できる可能性がある。一方、中性子増倍材であるベリリウムは水と反応して水素を発生するため、事故時の安全性確保が重要な課題となるが、最近の研究では、水に触れても水素を発生せず、高温でも化学的に安定なベリリウムとチタンなどの金属間化合物が開発されている。これら先進的な増殖、増倍材ならびに低放射化鋼の開発研究やトリチウムの計量管理技術等は、日欧協力の一つとして現在調整が進められている幅広いアプローチ(BA)の研究テーマとして検討されている。現在、水冷却方式TBMをITERで試験する計画を持っているのは日本のみであり、この分野で世界をリードするチャンスといえる。

第IV-4図 固体増殖/ヘリウム冷却方式 TBM

3. 固体増殖/ヘリウム冷却方式 TBM

本方式は TBWG においてすべての極が興味を示したブランケット概念である。特に EU は本方式と次に述べる液体リチウム鉛増殖/ヘリウム冷却方式を主案に採用しており、補機系や遠隔保守系も含めた TBM システムの設計を精力的に実施している⁶⁾。我が国も前節で紹介した水冷却方式 TBM の設計や技術開発の成果に基づいて国際協力も視野にいれて設計を進めている⁵⁾。

第IV-4図に示すように、TBM は基本的には固体増殖/水冷却方式 TBM と同様な構造となっている。ただし、低放射化フェライト鋼を構造材に使用するため、ヘリウムの出口温度を500℃程度に制御して低放射化フェライト鋼がその使用上限温度(約550℃)を越えないようにしなければならない。この温度条件は高温過熱蒸気等を用いた水冷却ブランケットとほぼ同じであるため、ブランケット容器の製作技術やトリチウム増殖材、中性子増倍材微小球の製造技術などの開発課題は水冷却ブランケットの場合とほぼ同様である。トリチウム増殖・回収技術の開発についても、基本的に水冷却ブランケットの成果を利用することが可能である。このように出口温度500℃程度のヘリウムを用いるブランケットの開発研究は、水冷却ブランケットの成果を利用することができる。一方、500℃程度で冷却するヘリウム冷却ブランケットは、発電効率の観点からは魅力に乏しいが、高温過熱蒸気や超臨界圧水条件ブランケットの試験に先立って同等の温度域における構造健全性やトリチウム生成、回収特性等のデータを取得することが可能であり、将来炉のブランケット開発に重要なデータを取得することが可能である。

4. 液体リチウム鉛増殖/ヘリウム冷却方式 TBM

液体リチウム鉛を増殖材とする TBM の概念は現在、EU が低放射化フェライトマルテンサイト鋼を構造材とする He 冷却方式として単独で研究開発を進めており、その設計および工学開発の完成度ではわが国の固体増殖/水冷却方式と並んで最も信頼に足るレベルにある。第IV-5図(a)、(b)に、そのモジュールと補機系の概念を示

す。鉛に中性子増倍効果があり、また液体 Li と異なり化学的活性、トリチウム溶解度が極めて低いのが特徴である。液体 LiPb を増殖増倍材として用い、低放射化鋼 EUROFER を筐体および冷却パネルに使って高圧 He で冷却する⁷⁾。MHD 圧力損失のため低速で流動する LiPb からは連続的にトリチウムを取り出す。LiPb と鋼材の共存性から運転温度が制限される。

これに対し米国、中国および日本の大学により、SiC 材を LiPb と鋼材の間に挿入し、その耐熱性と耐食性を利用して LiPb をより高温の熱媒体としても利用する二流体冷却概念(DCLL)が TBM として検討されている⁸⁾。これは ITER における TBM 試験でも段階的に700℃程度ないしそれ以上までの高温での熱の取出しを可能とする形式で、将来の高温の核融合プラントを目指した開発戦略上重要である。高温では熱効率向上するが、トリチウム平衡圧が高い LiPb では透過が大きくなるため、漏洩防止策が課題となる。米国、中国、日本でこの

第IV-5図(a) EU案による LiPb TBM の構造

第IV-5図(b) LiPb TBM 補機系

方式の動力炉設計があり、EU も DEMO 炉では採用していて、キーとなる SiC 技術は BA の協力対象としても考えられている。

5. 液体リチウム増殖/リチウム自己冷却またはヘリウム冷却方式 TBM

液体 Li を増殖材に用いる TBM は、主としてロシアと韓国が検討している。ロシアは Li 自己冷却、バナジウム合金製の概念であり、Be を増倍材として用いる^{3,9)}。日本はバナジウム合金開発、酸化エルビウムによる絶縁コーティングで成果を上げておりこれに協力している¹⁰⁾。韓国はフェライト製、He 冷却で Li を増殖材として用いる。黒鉛を反射材として中性子経済を考慮したこと、Li-V 概念のボトルネックとなっている絶縁コーティングが不要であることが利点であるが、高温化は望めない。ロシア案より保守的であるので、液体リチウム増殖材を用いる両概念を段階的に TBM として持ち込むことが国際協力の枠で検討されている。第Ⅳ-6 図にロシア案の TBM 概念図を示す。

第Ⅳ-6 図 ロシア案による Li-V TBM

6. 熔融塩増殖/熔融塩冷却方式 TBM

熔融塩 FLiBe を増殖、増倍、冷却材として用いるブランケット概念は、TBWG 活動においてはオプションのひとつとして米国が中心となって設計検討を行った¹¹⁾。わが国からは日米協力 JUPITER-II や FFHR 研究の成果を中心に、材料との共存性と REDOX 制御、高プラントル数液体に特有の熱流動問題、トリチウム透過制御などの基礎的な研究の成果による知見で、これに協力した¹¹⁾。しかし熔融塩方式は現在の極によっても TBM の対象としては検討されておらず、運転当初から試験が行われる計画はない。ITER で試験する場合は当初の BPP 運転計画の後を目標として検討することとなると考えられている。

Ⅳ. 現状のまとめと今後の課題

ITER の参加極は 7 極となり、それぞれの極が 2 種ずつのブランケット概念の試験を希望しているのが、原稿執筆時点(2006年 8 月)の状況である。最近の状況を第Ⅳ-1 表にまとめる。

第Ⅳ-1 表 各極が希望している TBM 概念

極	日本	EU	米国	RF	中国	韓国	インド
固体増殖 /He	○	●	○	○	●	●	○
LiPb/He (含 DCLL)	○	●	●		●		●*
固体増殖 /水	●	○	○		○		○
液体 Li/V	○	○		●		●	

●はリード極となる意志を示す、○はパートナー極となる意志を示す。*はインド LiPb/He に固体増殖材も入れる独自案を提案。(平成19年 3 月時点)

もはや従来考えられていたように、参加極それぞれの独自計画として TBM 試験を行うことは困難な状態になり、6 つのモジュール試験にまとめるためには、なんらかの国際調整と協力が必要になっている。そこで表に示すように他極との協力のもとに TBM の設計、製作、試験を責任をもって実施する極を「リード極」と呼び、他極の TBM に参加する極を「パートナー極」と呼んでいる。また、1 つのポート全体の調整を行うために当該ポートのリード極の中から「ポートマスター」を選ぶことになっている。我が国は固体増殖水冷却方式 TBM のリード極になるとともに、ポートマスターになる意図があることを表明している。

水冷却固体方式はわが国のみが積極的に推進しており、将来の技術的な優位と国際的地位の確保を考え、技術的に主導し、知的財産権を確保しながらも、国際的に支持極を確保する戦略である。他方、固体増殖 He 冷却で全極が関心を表明しており、わが国はパートナーとし

て国際共同 TBM に参加しつつ、材料や製造技術での貢献と情報取得を狙う。

液体ブランケットについても、EU による保守的な LiPb-He 冷却 TBM 以外は、LiPb-He 二流体冷却概念 (DCLL・DFLL)、Li 増殖概念による TBM が国際協力のための調整過程にあり、今後開発体制が決まるものとみられる。各極には設計、開発の成熟度に大きな差があり、TBM は ITER 枠外として予算や政治的位置づけが不確定な極も多いので今後の展開は予断を許さない。この中でわが国は、技術的貢献と技術情報の取得を目指してパートナーとしての参加意思を表明している。これら先進概念は、高温化、高性能化を通じて将来の魅力ある DEMO プラントを目指すものであるが、それだけに開発課題は多く残されている。そのキーとなる技術の多くが、わが国の特に大学を中心として基礎学術研究の成果に多くを負っていることは特筆されてよい。

今後の TBM 計画は、各極独自から国際協力へと大きく枠組みを変え、わが国は世界戦略の中での国益確保と国際貢献の面で戦略の再構築を迫られている。わが国が世界をリードする固体増殖水冷概念の着実な実現のためには最終的な工学開発、産業界も含めた大規模 R&D が必要である。ガス冷却や液体ブランケットの研究も基礎研究に加えて国際協力による開発の場に組み込まれていく必然性がある。わが国が開発計画を着実に遂行し、また国際的に期待される責務を果たすためには、BA 計画の活用も視野に入れた強力な取り組みと国際協力が必要となるであろう。また、研究機関、大学、民間も含めて、全日本的な協力と推進体制が必要である。

(原子力機構・秋場真人、

京大・小西哲之、東大・田中 知)

— 参 考 文 献 —

- 1) S. Konishi, *et al.*, "DEMO plant design beyond ITER", *Fusion Eng. Des.*, **63-64**, 11-17 (2002).
- 2) TBWG, *Report from the TBWG for the Period of Extension of the EDA*, (May 2001).
- 3) L. Giancarli, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **81**, 393-406 (2006).
- 4) 原子力委員会核融合会議計画推進小委員会, 「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」, 平成12年8月21日, 原子力委員会第137回核融合会議にて承認。
- 5) M. Enoda, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **81**, 415-424 (2006).
- 6) L. Boccaccini, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **81**, 407-414, (2006).
- 7) E. Poitevin, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **75-79**, 741 (2005).
- 8) A. Ying, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **81**, 433-441 (2006).
- 9) I. R. Kirillov, *et al.*, *Fusion Eng. Des.*, **81**, 425-432 (2006).
- 10) T. Muroga, *et al.*, *Fusion. Sci. Technol.*, **47**, 540 (2005).
- 11) TBWG, *Report from the Re-established Test Blanket Working Group (TBWG) for the Period of the ITER Transitional Arrangements (ITA)*, (Sept. 2005).

第 V 部 核融合科学研究所の大型ヘリカル装置 (LHD) の成果

I. はじめに

21世紀に入り、核融合研究もいよいよその最終段階である「燃焼プラズマを直接研究対象とする時代」に入ったといえる。周知のように、人類が最初に手に入れる核融合炉は ITER と呼ばれる、トカマク型の装置になる見込みである。一方、核融合科学研究所で現在実験を推進している LHD (Large Helical Device) はヘリカル型に分類される装置であるが、両者とも「環状磁場閉じ込め装置」という点でプラズマを閉じ込める基本原理は同じであり、プラズマの振舞いも、共通の物理に支配されている場合が多い。このような観点に立つと、装置の建設開始とともに「ITER 時代」が到来したとしても、両者に共通な物理の解明のために、オールタナティブ・コンセプトとしての LHD が果たす役割はむしろ高くなるものと考えらるべきであろう。本稿では、このような視点から、LHD の最近の成果を概観する。

1. LHD の概要

LHD は「ヘリオトロン」と呼ばれる我が国独自のアイデアに基づく閉じ込め磁場配位を用いた、大半径 3.9 m、小半径 0.6 m、プラズマ体積 30 m³ の世界最大のヘリカル型プラズマ実験装置である。その概念図を第 V-1 図に示す。2 重らせん形状のヘリカルコイル、3 対のポロイダルコイルはすべて超伝導で、プラズマ中心部に最大 3 T のトロイダル磁場を定常印加することが可能である。前にも述べたとおり、トカマクとヘリカルは、どちらも環状磁場閉じ込め装置であるが、両者の違いは、トカマクは磁場配位形成の際、外部コイルのほかにプラズマ電流を必要とするのに対し、ヘリカルはそれを必要としない点にある。生成・維持の難しいプラズマ電流を必要としないヘリカルは、実用炉の必須条件である「定常

第 V-1 図 LHD 装置の概念図

LHD コイルはローカルアイランドダイバータ用磁場配位の形成に使用されるコイルで、LHD 実験では、不正磁場の打消し等にも用いられる。

運転」の条件を本質的に満たしているということが出来る。

2. LHD 計画の位置づけ

LHD プロジェクトは、定常核融合炉につながる無電流プラズマを用いて、ヘリカルプラズマの閉じ込め改善の方策を学術的に研究するとともに、トラスプラズマに共通する物理の理解を得ることを目的としている。以下の5項目が、プロジェクトの立ち上げ当初より重点研究課題として掲げられている。

- (1) 高温・高密度・長時間プラズマを発生し、炉心プラズマに外挿し得る輸送の研究
- (2) 炉心プラズマに必要な平均ベータ値5%以上の高ベータプラズマの物理研究
- (3) ダイバータを設置して、定常運転に向けた無電流プラズマの長パルス放電の実現
- (4) 炉心プラズマにおける α 粒子の挙動を念頭に置いた、高エネルギー粒子のヘリカル磁場中の振舞いの研究
- (5) トカマクとの相補的研究

LHD が掲げたこれらの重要課題は、「自己点火と燃焼プラズマの定常維持」の実現に向けた研究の方向性を示したものであり、ITER の建設が本格的に始まろうとしている現時点において今一度熟考してみても、決してヘリカル系の独自路線にある研究目標ではないことは明らかである。

II. 最近の研究成果から

LHD では上に述べた重要課題をプロジェクトの柱に据えて研究を進めているが、最近ではヘリオトロンの特徴を最大に発揮する高温プラズマの長時間保持を最優先課題として位置づけ、実験研究に取り組んでいる。また、ローカルアイランドダイバータ (LID) を用いた周辺プラズマ制御とプラズマ分布計測性能の向上を高温プラズマの長時間保持に次ぐ優先課題として実験を行っており、所定の成果が得られている。さらに、このほかにも LHD 実験計画にあげられている所期の目的に合致した、高いベータや無衝突領域にあるプラズマの挙動の理解について大きな進展が見られた。

第 V-2 図に第1サイクルからの加熱性能と蓄積エネルギーの進展を、第 V-3 図にプラズマ温度、放電保持時間および入力エネルギーの進展を示す。順調に推移しているが、これには加熱機器の増強とそれに見合った排気や燃料供給および除熱機構の改良に寄るところが大きい。パラメータの伸びは研究の進展の一指標に過ぎないが、実験対象の拡がりを意味しており、学術研究の範囲および機会が拡大されてきたことを象徴している。

第 V-2 図 加熱パワーと蓄積エネルギーの進展

第 V-3 図 温度、放電保持時間および入力エネルギーの進展

1. 長時間放電実験

LHD では、イオンサイクロトロン加熱を主に ECH 加熱と NBI 加熱を補助的に用いることで、プラズマの長時間保持に成功している。近年、プラズマ加熱装置の整備が進み、プラズマと壁の相互作用に関する研究の積み重ねを活かす環境も整ってきており、本格的な長時間放電の研究が始まった。最近の主たる進展は、プラズマ真空容器内に 3 対の高周波アンテナを設置し、これによるイオンサイクロトロン共鳴加熱の定常化を図ったことによる。この結果、磁場強度 2.75 T において、プラズマの温度 1,200 万度、密度 7-8 兆個/cc の高温プラズマを 54 分 28 秒にわたり連続して閉じ込め、保持することに成功した。

プラズマへの入力エネルギー値として 1.6 GJ を達成し、これはフランスの Tore Supra 装置が持っていた 1.07 GJ を超えて、新しい領域に入ることとなった。高性能プラズマを長時間閉じ込めることは核融合研究にお

ける最重要課題の一つであるが、今回 LHD 装置がトカマク装置の領域を超えて定常プラズマ保持の領域を拡大したことは、閉じ込め磁場形成にプラズマ電流を必要としないヘリカル系装置の定常核融合炉への優位性を改めて示したといえよう。また、磁力線に対して垂直方向(非等方的)にエネルギーを与えるイオンサイクロトロン加熱法を用いてこれを達成した意義は大きい。過去において速度空間における粒子損失問題を指摘されてきたヘリオトロン磁場方式で、高エネルギーイオンの閉じ込め性能が優れていることを示すことにもなった。

この長時間運転には、閉じ込め磁場の最適化、ダイバータ機構の理解に加えて、プラズマと壁の相互作用における原子分子過程や固体表面に関わる物理研究から加熱や除熱に関わる工学研究に至る学術研究の積み重ねが活かされている。具体的には以下の各種装置の改良や実験手法の開発により達成された；①定常加熱機器の性能向上(ICRF 加熱の全般的性能向上, ECH の伝送路改良, NBI のイオン源改良による長パルス安定入射), ②ダイバータの除熱性能の改良, および③熱流束の空間的な分散を図るために磁場配位を時間的に変化(スイング)させる方法の採用。

第 V-4 図に31分間のプラズマ維持に成功した放電を示す。平均加熱パワーは約700 kW で、ICRF (520 kW) と ECH (100 kW) を定常的に入射している。NBI は約3分間隔で25秒間の繰り返し入射を行った。中心イオン温度は2 keV 以上であり、電子温度は1.5~2 keV 程度に維持されている。電子密度はガスパフにより自動制御されており、おおよそ7-8兆個/cc に保たれている。ときどき減少しているのは、NBI 加熱により入射パワーが増加し、自動制御の範囲を超えた環境変動により密度が減少したものである。

これまでのICRF加熱では、標準磁場配位(磁気軸3.6 m)において2分以上の運転を行うとアンテナ近傍のトラス内側のダイバータ板が300℃以上に局所的に上昇し、ダイバータ板や壁からの脱ガスによると見られるプラズマ密度上昇が起こり、放射崩壊して放電が終了していた。最近では、アンテナやダイバータ板の温度をモニタしながら、温度上昇を抑えるように運転している。トラス内側(第 V-4 図の $T_{div}(3I-U)$)のダイバータ板の温度上昇を抑えるには磁気軸を3.7 m 以上にする外側シフトが有効であるが、この場合は、トラス上方向のダイバータ板の温度($T_{div}(4.5U-I)$)の上昇が大きく、またアンテナのサイドプロテクタの温度上昇も大きくなるため、磁気軸3.7 m 近傍で磁気軸のスイングを行っている。最終的には磁気軸を3.67~3.7 m の間で往復動作させ、スクレイプ層からダイバータに出てくる熱粒子束を分散させて温度上昇を抑えることに成功した。第 V-4 図の最下段に磁気軸の位置とダイバータの温度上昇が飽和していることが示されている。2本のダイバータ温度の

第 V-4 図 長時間放電波形

変化は磁気軸の変化と同期し、位相が反転している。また、4.5 U のダイバータ温度は NBI の入射に同期してより大きく上昇しており、LHD のダイバータ熱流束の空間分布がこの磁気軸変化により大きく変化していることがわかる。

第 V-5 図に、LHD の最新の実験データを、プラズマ維持時間とプラズマ入力エネルギー値のグラフとして示す。図には高温プラズマを閉じ込めた大型装置のデータが主に示しており、100秒以上のデータは、LHD と ATF 以外は超伝導トカマク装置で、数分から数時間のデータが示されている。LHD の実験データが世界の大型装置に比べても長時間運転の新しい領域に進んでいることがわかる。今後は、より高い加熱入力で2 GJ 以上の入力エネルギー値を実現し、世界にインパクトを与える学術的な実験をめざす予定である。

長時間保持実験では、処理すべき計測データ量が急激に増加してきた。通常バッチ処理で行うデータ収集を実時間で処理する技術確立し、最大90 GB/ショットという世界に例を見ない大容量データを処理することができた。

第V-5図 定常プラズマ達成パラメータ領域

2. LID による周辺制御実験

LID (Local Island Divertor) は、排気装置を備えたダイバータ室を有する本格的な「閉ダイバータ」である。磁気島を利用した効果的な周辺排気により高温ダイバータを実現し、ヘリカルプラズマの閉じ込め改善を目指している。これまでに行われた実験で、アイランド・セパトリックスに沿ったフローの形成、高い排気効率の実現など、LID が、物理設計で期待された基本性能を有し、周辺プラズマ制御に有用であることが示されている。

LID 配位では、その良好な粒子制御性により、リサイクリングの極めて低い状況を実現することが可能である。最近、この LID の効果を積極的に利用することで、特徴的な分布構造を持つ 2 種類の放電を得ることができた。どちらの放電も、粒子供給停止後の密度が急激に減衰する過程で、中心付近の圧力分布の急峻化が観測されている。両放電は、その現象が現れる密度領域が、1 兆個/cc、および 10 兆個/cc 台後半と大きく異なっている。前者はガスパフ停止後の低密度領域で ECH による中心加熱を行うことにより、第 V-6 図に示すような中心温度が 10 keV 弱の ITB 的な電子温度分布を持つ放電である。ITB はヘリカルダイバータ配位でも得られているが、LID 配位では極めて容易に形成することが可能で、その再現率も非常に高い。LID は ITB の形成に有利な配位といえることができる。一方、ペレットを連続入射した後の高密度領域では、LID による周辺排気により、通常のガスパフ放電では見られない強い「再加熱」が起こり、蓄積エネルギーの増加とともに密度分布が中心部で尖塔化する現象が見出された(第 V-7 図)。このような非常に強い密度の尖塔化はこれまで得られておらず、LID 配位に特徴的な分布といえることができる。この時、電子温度分布は、通常の高密度放電時と異なり、周辺領域で勾配が急峻になっており、それが中心領域まで維持された極めて特徴的な形状をしている。このような放電が得られる物理的機構を解明し、それに最適なオペレーション領域を開拓すれば、将来 ETB と ITB を併せ持つ

第V-6図 LID 配位において ECH 加熱により見られる ITB 的な電子温度分布

第V-7図 LID 配位においてペレット入射後に見られる尖塔化した電子密度分布(尖頭分布)と電子温度分布
 ような高閉じ込めモードの達成に繋がる可能性があると考えている。

3. 高ベータ実験

燃焼プラズマを視野に入れた場合、特にベータ値の拡大は重要である。より高いベータ値を達成するために加熱装置の整備・拡張に加えて、磁場配位の最適化研究を行っている。LHD のコイルシステムは、磁場配位の選択に関して極めて柔軟に対応できる設計になっており、3 層構造のヘリカルコイルは、実効的なコイル小半径 a_c を変化させることで、アスペクト比を変える実験も可能にしている。最近の実験で、アスペクト比の最適化を図り、プラズマの外側へのシフトを抑制することで、体積平均ベータ値 4.5% を得ることに成功し、定常実験装置の最高記録を更新した。今後、加熱パワーの増強を図り、更に高いベータ値を目指した実験を行っていく。

III. 今後の展望

LHD は、無電流放電が可能なヘリオトロンという装置の特徴を生かし、現時点で本格的な定常放電研究を行うことができる唯一の大型装置として、粒子バランスや不純物輸送の問題、特に長い時定数をもつ現象の解明を積極的に進めていく。また、定常仕様の加熱機器の開発や、プラズマ対向材料の研究では ITER の実験に直接フィードバック可能な結果が生み出されるであろう。

今後、LHD の運転領域拡大に伴って、トーラスプラズマに共通な物理的知見も深まってくるであろう。例えばⅡ-2節で述べたLID実験時の高密度モードは、現時点でまだ十分な実験的検証が行われていない、高プラズマ圧力下におけるトーラスプラズマの安定性の研究や、輸送障壁の物理に関して新たな知見を提供する可能性を有している。

これまで述べたように、今後LHDでは、非軸対称ヘリカルプラズマの物理的理解を深化させるとともに、ITER時代に向けて広くトーラスプラズマに共通する学術研究を強力に推し進めていく。

(核融合研・小森彰夫)

第Ⅵ部 大阪大学の高速点火レーザー核融合計画(FIREX)の現状

Ⅰ. 高速点火 FIREX プロジェクトの位置づけ

大阪大学や米国の研究所において、レーザー爆縮により超高密度プラズマの発生に成功して以来、レーザー核融合は新しい段階に入った¹⁻⁴⁾。すなわち、1億度に達する高温高密度の点火スパークをいかに形成し、核融合点火を実現することが次のマイルストーンとなった。従来の点火方式は、十分に球対称性の良い爆縮を実現し、球心衝撃波により爆縮プラズマの中心にホットスパークを形成するもので、中心点火と呼ばれる。第Ⅵ-1図の上段にその過程を示す。この方式では、燃料ペレットの爆縮時の流体力学的不安定性をいかに制御するかが最大の課題である。爆縮初期とスタグネーション時にレーザーレーザー不安定性は成長するので、成長率を抑制するような爆縮のシナリオを選択し、擾乱の成長を最小限にする。すなわち、ペレットの構造や表面の極めて高い一様性や球対称性を確保するとともに、レーザー照射をできるだけ一様性にする。このような困難を克服する新しい点火方式が山中龍彦、タバック^{5,6)}により1980年代から1990年代前半にかけて提案された。この方式は高密度プラズマの一部を外から瞬間的に加熱してホットスパークを作ることから、高速点火(Fast Ignition)方式と呼ばれる。

高速点火では、爆縮を制御してホットスパークを形成する必要がないことより、爆縮の一様性、球対称性の条件が緩和される。しかし、超高強度レーザーにより爆縮プラズマを瞬間的に加熱することが新しい研究課題となる(第Ⅵ-1図下段参照)。

高速点火プラズマは中心にホットスパークを持たないことより、半径が中心点火プラズマのサイズの約半分、すなわち、高速点火プラズマの体積は1/8になり、中心点火と同じ核融合燃焼率を1/8のレーザーエネルギーで達成できることになる。第Ⅵ-2図の点火および利得カーブが高速点火ではレーザーエネルギーの小さい方に1桁

第Ⅵ-1図 高速点火と中心点火の比較

近く移動しているのは以上の理由による。このことは、点火実証実験や核融合実験炉を中心点火よりはるかに安価に研究開発できることを意味している。

Ⅱ. ペタワットレーザーによる加熱物理

高速点火のホットスパークの半径は、密度が 300 g/cm^3 のとき $20 \mu\text{m}$ であり、流体力学的な緩和時間は 20 ps 程度である。したがって、加熱レーザーパルス幅は 10 ps 程度で、温度 10 keV のホットスパークの全内部エネルギーが 10 kJ 程度であることから、加熱レーザーのエネルギーが内部エネルギーに変換される割合を1/5程度とすれば、点火に必要な加熱レーザーのパルスエネルギーは 50 kJ 、ピーク出力は $4 \times 10^{15} \text{ W}$ (4 PetaWatt)となる。

ペタワットレーザーが現実のものになったのは1990年代後半になってからである。現在、大阪大学(2001年)、日本原子力研究所(2002年)、米国ラザフォード研究所(2003年)等で実験に用いられるようになってきている。パルスエネルギーが数 kJ 以上の超ペタワットレーザーの建設が大阪大学のFIREX-Iプロジェクト、ロチェスター大学(米)、CESTA(仏)で進められている。加熱レーザー技術の特徴は大口径でピコ秒の多数のレーザービームを位相同期して集光することである。この技術は 10 kJ 以上のペタワットレーザーを実現するための新技術であり、超高エネルギー密度科学の推進にも寄与する。加熱

第Ⅵ-2図 高速点火と中心点火の核融合利得のレーザーエネルギー依存性の比較

レーザーの集光強度は $10^{20}\text{W}/\text{cm}^2$ 超となり、電子の振動エネルギー $(\gamma - 1)mc^2$, $\gamma = \sqrt{1 + (I_L/2.4 \times 10^{18}\text{W}/\text{cm}^2)}$ となる。ここで、 I_L はレーザー集光強度であり、 mc^2 は電子の静止エネルギーである。例えば、平均的な相対論電子のエネルギーは $10^{20}\text{W}/\text{cm}^2$ では、4 MeVに達する。実験で得られた典型的な電子のエネルギースペクトラムを第Ⅵ-3図に示す⁷⁾。電子のエネルギースペクトルの温度は、レーザーピーク強度で評価した上記の振動エネルギーがよい予測値となる。

Ⅲ. 高速点火の条件とスケール則

高速点火条件は S. Atzeni⁸⁾によると、以下のようである。

$$E_g = 140(\rho / (100 \text{ g/cc}))^{-1.85} \text{ kJ} \quad (1)$$

$$P_g = 2.6(\rho / (100 \text{ g/cc}))^{-1.0} \text{ PW} \quad (2)$$

$$I_g = 2.4 \times 10^{19} \{\rho / (100 \text{ g/cc})\}^{0.95} \text{ W/cm}^2 \quad (3)$$

$$R = 60 \{\rho / (100 \text{ g/cc})\}^{-0.975} \mu\text{m} \quad (4)$$

ここで、加熱ビームのレインジは $0.6 \text{ g}/\text{cm}^2$ と仮定し、 E_g , P_g , I_g , R はそれぞれ加熱ビームのエネルギー、パワー、強度および加熱領域の半径である。レインジが $0.5 \sim 1.0 \text{ g}/\text{cm}^2$ の間では点火に必要なエネルギーが変化しないことが確認されている。

このスケーリングに従うと、コアプラズマの密度が固体密度の1,500倍($300 \text{ g}/\text{cm}^3$)のとき、ホットスパークの半径は $20 \mu\text{m}$ でビームエネルギーと強度は 16 kJ , $7 \times 10^{19} \text{ W}/\text{cm}^2$ となる。例えば、結合効率を30%としたとき、レーザーエネルギーと照射強度は 50 kJ , $2 \times 10^{20} \text{ W}/\text{cm}^2$ になる。このような点火条件が実現可能かどうかは、爆縮プラズマにどのような形でペタワットレーザーのエネルギーが伝達されるかで決まる。

Ⅳ. 爆縮プラズマの加熱実験と将来計画

爆縮プラズマに超高強度レーザーを入射することで高速点火核融合の原理実証を目指す実験が大阪大学で英国ラザフォード研究所との共同研究で実施され、高効率で加熱する方法として、コーンターゲットが発明された。

実際に $0.5 \sim 0.8$ ペタワットのレーザーにより、コーン

第Ⅵ-3図 高エネルギー電子のスペクトラム

レーザー強度を $10^{18}\text{W}/\text{cm}^2$ から $10^{20}\text{W}/\text{cm}^2$ まで上げていったとき、スペクトルが高エネルギー側にのびている様子を示す。(文献7)参照)

第Ⅵ-4図 新型ターゲット(a)と加熱レーザーのパルスエネルギーに対する中性子発生数の依存性(b)
実線, 1点鎖線は結合効率が30%, 15%に対応する。

形状のレーザー導波路を用いることで爆縮プラズマを効率よく加熱できることが確認された(第Ⅵ-4図(a))。D-D核融合の2.45 MeVの中性子のエネルギースペクトルより、加熱されたプラズマの温度が1 keV近くに達したことが確認された。この結果、ペタワットレーザー加熱で、核融合反応数が1,000倍に増加し、ペタワットレーザーエネルギーから高密度プラズマの熱エネルギーへの結合効果は25%近くに達していることを第Ⅵ-4図(b)は示している^{9,10)}。一方、コーンを挿入したプラスチックシェルターゲットでより高密度を実現するための爆縮実験が大阪大学、ロチェスター大学等で進められ¹¹⁾、関連するシミュレーションによる解析が進んでいる。その結果、中心にできる高温部が排除されるため球対称爆縮よりも高い平均密度を得ることができていることが確認されている。

これらの実験結果を解析し次期計画の策定のデータベースとするため、現在、統合シミュレーションコードが開発されている(詳細は文献12)を参照)。統合シミュレーション予測では、コーンから爆縮コアまでエネルギーを輸送する電子のエネルギースペクトルの主要成分は温度500 keVであり、 $0.5 \text{ kJ}/0.5 \text{ ps}$ の加熱パルスをコーンシェル爆縮プラズマに入射することでイオン温度1 keVになると予測されている。このスケーリングに従い、 $10 \text{ kJ}/10 \text{ ps}$ の加熱で、5 keV以上を達成することが期待されている。

この予測を確認するため、点火等価プラズマの発生を目指すプロジェクト FIREX (Fast Ignition Realization Experiment)が⁸⁾、2003年より大阪大学により開始され

第Ⅵ-5図 加熱レーザーの増幅部

た。このプロジェクトの第1期計画 FIREX-I では、固体密度の数百倍のプラズマを温度 5 keV 以上にまで加熱することを目標にしている。FIREX-I の結果をもとにして、高速点火による核融合燃焼の点火実証を目指して FIREX-II が計画されている。この計画では、爆縮レーザーとして波長 $0.35\ \mu\text{m}$ 、エネルギー 50 kJ / 3 ns を用いて $0.7\ \text{g}/\text{cm}^2$ を達成し、50 kJ / 10 ps のペタワットレーザーで加熱する計画である。核融合利得 10 を目指している。現在、加熱レーザーとして $40\ \text{cm} \times 40\ \text{cm}$ の方形ビーム 4 本からなるレーザーが建設中であり、最終的に 10 kJ / 10 ps で集光径 $30\ \mu\text{m}$ の加熱ビームになる予定である。

増幅部は完成し、 $3.6\ \text{kJ} \times 4$ の増幅実験に成功しており、2008年前期には実験が開始される見込みである¹⁰⁾。このレーザーの増幅部は、第Ⅵ-5図に示すように、すでに完成している。また、クライオジェニックコーンシェルトターゲット製作の技術開発が核融合科学研究所との連

携研究で進められており、2006年10月には共同開発されたターゲットが実験に用いられた。

FIREX-I プロジェクトが目標を達成した後は、第Ⅵ-6図の年次計画に示すように、高利得燃焼実験と高平均出力実証に向けた研究開発 FIREX-II プロジェクトを進めることになる。

(阪大・三間園興)

—参考文献—

- 1) J.Lindle, *Inertial Confinement Fusion*, New York Springer, (1998).
- 2) E. M. Campbell, *et al.*, *Appl. Phys. Lett.*, **30**, 12(1980).
- 3) H. Azechi, *et al.*, *Laser Particle Beams*, **9**, 193(1991).
- 4) R. L. McCrory, *et al.*, *Plasma Phys. Cont. Nucl. Fusion Res.*, **3**, 17(1988).
- 5) T. Yamanaka, 大阪大学レーザー核融合研究センター, 内部資料, (1985).
- 6) M. Tabak, *et al.*, *Phys. Plasmas*, **1**, 1626(1999).
- 7) K. Tanaka, *et al.*, *Phys. Plasmas*, **7**, 2014(2000).
- 8) S. Atzeni, *Phys. Plasmas*, **7**, 3316(1999).
- 9) R. Kodama, P. Norreys, K. Mima, *Nature*, **412**, 798(2001).
- 10) R. Kodama, *et al.*, *Nature*, **418**, 993(2002).
- 11) K.A. Tanaka, *et al.*, *Phys. Plasmas*, **10**, 1925(2003);
H. Shiraga, *et al.*, *Proc. IFSA 2003*, Ed. B.A. Hammel, D. Meyerhofer, J. Meyer-ter-Vehn, H. Azechi, ANS Order No.: 700313, p.115(2004), WP 3.4.
- 12) H. Sakagami, T. Johzaki, H. Nagatomo, K. Mima, *Laser Particle Beams*, **24**, 191-198(2006).

第Ⅵ-6図 FIREX プロジェクトの年次計画

著 者 紹 介

松田慎三郎(まつだ・しんざぶろう)

日本原子力研究開発機構
(専門分野)総合工学, ITER の統括

小西哲之(こにし・さとし)

京都大学 エネルギー理工学研究所
(専門分野/関心分野)核融合炉工学／ブランケット, トリチウム, 炉設計, エネルギー評価／特に原子力と他のエネルギーの環境社会影響(外部性)

菊池 満(きくち・みつる)

日本原子力研究開発機構 先進プラズマ研究開発ユニット
(専門分野/関心分野)核融合プラズマ, エネルギー, 物理, 数学

田中 知(たなか・さとる)

東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻所属。
(専門分野)核融合工学, 核燃料サイクル, 放射性廃棄物工学。高速増殖炉サイクルと競合できる核融合原型炉概念の早期実現が重要と認識。

松井秀樹(まつい・ひでき)

東北大学金属材料研究所
(専門分野/関心分野)材料強度, 核融合炉・軽水炉・次世代炉の材料開発, 格子欠陥, 他

小森彰夫(こもり・あきお)

核融合科学研究所の大型ヘリカル研究部所属。
(専門分野)核融合科学, ヘリカル型核融合炉の実現を目指している。

秋場真人(あきば・まさと)

日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門。工学博士。
(専門分野)核融合炉用ブランケット, ダイバータの開発研究に従事。

三間紈興(みま・くにおき)

大阪大学レーザーエネルギー学研究センター
(専門分野)プラズマ・核融合
関心分野：高エネルギー密度プラズマの理論