



解説

日欧の幅広いアプローチ計画と国内計画による JT-60SA 計画

菊池 満, 松田 慎三郎, 吉田 直亮¹⁾, 高瀬 雄一²⁾, 三浦 幸俊, 藤田 隆明,
松川 誠, 玉井 広史, 櫻井 真治, 池田 佳隆, 藤井 常幸
日本原子力研究開発機構, ¹⁾九州大学応用力学研究所, ²⁾東京大学大学院新領域創成科学研究科

(原稿受付: 2006年4月25日)

JT-60SA (JT-60 Super Advanced) 計画は, 核融合エネルギーの実現に向けて国際熱核融合実験炉 ITER を支えつつ, 我が国独自の魅力あるトカマク型原型炉の実現を目指すトカマク国内重点化装置計画と, ITER 計画の主要参加国である欧州と日本の共同計画としてのサテライトトカマク計画との合同計画である. JT-60SA 計画の経緯, 目的と意義, 装置設計, 運営形態について述べる. 本計画がわが国の若手研究者が自らチャレンジし, ITER で活躍する研究者となるための機会を提供するものになることを期待する.

Keywords:

JT-60SA, ITER satellite tokamak, broader approach, superconducting tokamak, steady state high beta operation, advanced materials, ITER, DEMO

1. はじめに

国際熱核融合実験炉 (ITER) をフランスのカダラシュに建設することが2005年6月に決定され, トカマク方式による核融合エネルギー研究開発は新しい段階へと移行しつつある. これに並行して我が国のトカマク装置である JT-60 (臨界プラズマ試験装置) の本体を超伝導トカマク装置 (磁場発生コイルに超伝導磁石を用いたトカマク装置) に改造する JT-60SA (JT-60 Super Advanced) 計画が進められようとしている. この JT-60SA 計画は, 日欧が共同出資する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なる.

本解説では, 本計画に至る経緯, 特に背景にある核融合エネルギーの早期実現に向けた研究開発との関り, この JT-60SA 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, そして具体的な装置設計, 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.

トカマク方式の核融合研究装置は, 1990年代に大型トカマク装置 JT-60 (日本), JET (欧州) が等価臨界プラズマ条件 (等価エネルギー増倍率 $Q_{DT}^{eq} = 1$) を超えるとともに, JET と TFTR (米国) が 10 MW 以上の重水素 (D)-トリチウム (T) 反応による核融合エネルギーを生み出す等, 磁場閉じ込め装置としての優れた性能を示してきた. この成果に立って核融合炉の炉心プラズマ条件 (エネルギー増倍率 $Q = 10$ 程度以上) の実現によって核融合エネルギーの科学的・技術的实现性を実証することを目指して日本, 欧州, 米国, ロシア, 韓国, 中国, インドの7極は ITER 核融合

エネルギー機構を国際機関として設立しフランスカダラシュに ITER を建設することに合意した.

これに並行して原子力委員会核融合専門部会 (藤原正己部会長) は, エネルギー, 環境問題の専門家を含む核融合研究開発基本問題検討会 (藤原正己座長) において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. また, 原型炉の建設を目指す原型炉段階 (第四段階) への移行判断基準案として, (1) ITER による $Q = 20$ 程度以上の維持 (数百秒程度以上) と燃焼制御の実証, (2) ITER による $Q = 5$ 以上の非誘導電流駆動プラズマの長時間維持 (1,000 秒程度以上) の実証, (3) ITER の運転・保守を通した統合化技術の確立および安全技術の確認, (4) トカマク国内重点化装置等による無衝突領域での高ベータ (規格化ベータ値, $\beta_N = 3.5 - 5.5$) 定常運転維持の達成, (5) ITER での低中性子フルエンス DT 実験により, 発電ブランケットのトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能の実証, および 80 dpa (照射損傷量) レベルまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証の完

JT-60SA Project for JA-EU Broader Approach Satellite Tokamak and National Centralized Tokamak

KIKUCHI Mitsuru, MATSUDA Shinzaburo, YOSHIDA Naoaki, TAKASE Yuichi, MIURA Yukitoshi, FUJITA Takaaki, MATSUKAWA Makoto, TAMAI Hiroshi, SAKURAI Shinji, IKEDA Yoshitaka and FUJII Tsuneyuki
corresponding author's e-mail: kikuchi.mitsuru@jaea.go.jp

了、(6)炉心、炉工学技術の開発と整合をとった原型炉概念設計の完了、が提示されている。

原子力委員会は上記の条件をクリアすることは技術的には2020年代初頭に可能としており、ITER計画の着実な進展と技術目標の達成を推進するとともに並行してトカマク改良研究や材料・ブランケット研究開発を進めることが必要とした。

このような考え方は、原子力委員会旧核融合会議が設置した開発戦略検討分科会（井上信幸座長）の報告書（2000年5月12日）以来、国内外で様々な形で検討が行われてきた。特に、英国のキング博士によるファーストトラック報告（2001年11月）は欧州の核融合政策に大きな影響を与え、一気にITER誘致に至るとともに、ITERと並行して材料照射試験装置の建設やブランケット開発等の核融合エネルギーの早期実現計画の実施が推進されることとなった。

2003年12月に開催されたワシントンでのITER6極会合で日欧が一步も譲らずITERサイト決定に至らなかったことから、核融合エネルギーの早期実現に向けたITER以外の研究開発を非誘致国で共同実施することが提案され、2004年4月に日欧の政府関係者と研究者等が「核融合エネルギーのための幅広いアプローチ」として、トカマクの改良研究、原型炉に向けた炉工学研究、国際核融合材料照射施設（IFMIF）による材料試験等を並行して実施することにより核融合エネルギーの早期実現を図ることが必要であると合意した。

ITERのサイト決定に至った2005年6月のモスクワの共同宣言に添付された日欧共同文書において幅広いアプローチ計画の実施が政府間で合意され、その具体的計画を検討したITER計画推進検討会（有馬朗人座長：以後有馬委員会）においてJT-60の超伝導化改修を日欧のサテライトトカマク計画として進めることが提言された。有馬委員会では、本計画は国内計画との合同計画とすることで了解されている。

これを踏まえて、我が国政府は欧州にJT-60の超伝導化改修を幅広いアプローチ計画の一つとして提案し、日欧による作業部会を設置し成案を得た。

（松田慎三郎、菊池 満）

2. ITERを補完するトカマク装置の目的と意義

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相応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言われてきた。

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]。

本報告においては、トカマク方式の実験炉ITERの建設を前提として、トカマク、炉工学、レーザー、ヘリカルを重点化の柱として推進することが提言された。具体的には、JT-60本体を超伝導トカマクに改造するトカマク国内重点化装置計画、14 MeV中性子による照射損傷を研究するための国際核融合材料照射施設計画（IFMIF）、レーザー核融合の新たな展開を目指すレーザー高速点火計画（FIREX-I）、大型ヘリカル装置計画（LHD）が重点化計画とされた。そして、これらの装置を共同研究重点化装置として共同研究の推進を図ることが提言された。

こ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プ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（ $\beta_N = 3.5 - 5.5$ ）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こととされた。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の建設開始まで運転を継続し共同研究を推進するとされた。

これを踏まえ、旧日本原子力研究所では旧核融合研究委員会（委員長：後藤誠一大阪大学教授／犬竹正明東北大学教授）を共同企画・共同研究推進の母体とし、委員会の下でのトラス技術専門部会（部会長：吉田直亮九州大学教授）においてトカマク国内重点化装置の仕様を評価、成案を得て核融合研究委員会での了解を得た（2005年3月）。

一方で、前章で述べた有馬委員会の提言を受けて、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には、原子力機構関係者のみならず国内研究者コミュニティから高瀬雄一東大教授も参加し欧州側との交渉にあたった。

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なされ、結局41 MW、100秒入射の整備を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。

JT-60の超伝導化改修が国内計画のみの計画でなくなったことから、装置名称も従来NCT（National Centralized Tokamak）としていたものを改め、旧核融合研究委員会、原子力機構関係者から名称を募集してJT-60 Super Advanced（JT-60SA）に変更した。

このようにして、JT-60SA計画は国内計画であるトカマク国内重点化装置計画と日欧が共同出資する二国間協力であるサテライトトカマク計画との合同計画となり、国内核融合コミュニティと原子力機構の共同企画・共同研究重点化装置としてだけではなく日欧のサテライトトカマク計画として実現・運営されることになった。

JT-60SA計画は、その運転の半分は国内計画に、半分は日欧のサテライトトカマク計画に割り当てられる予定であり、本装置を活用して原子力委員会が定めた原型炉段階に進むための6つの条件（前章に記載）のうち、ITERによる(1)、(2)達成の支援研究、(4)の高ベータ定常運転維持の達成、さらには(6)の原型炉設計の物理基盤確立および実施が原子力機構と核融合研究者コミュニティに求められている。

（吉田直亮，菊池 満）

3. 研究課題と満たすべき装置性能

3.1 プラズマ性能と装置機器への要求

JT-60SAは、トカマク国内重点化装置としての使命および研究課題をそのまま引き継ぐことになるが、一方、ITERのサテライトトカマクとしての役割を果たすために、ITER計画に直接貢献するITER支援研究とともに、ITERと並行して進めるITER補完研究を実施していく使命を持っている。特に、一定の経済性を念頭においた原型炉の実現に向けた炉心プラズマ技術基盤の確立は、日本が原型炉段階で世界的リーダーシップを確保するために必要な国内計画の重要要素である。日欧の交渉により、高性能プラズマの運転領域拡張に必要な加熱パワーを増強した結果、次のようなITERおよび原型炉に貢献する研究の展開が早期に実現可能となった。

- (1)高密度・高放射損失領域における、核融合炉で直接適用可能な運動量注入が小さく、電子加熱が支配的となるプラズマの研究、
- (2)プラズマ電流密度分布、ベータ値等のパラメータ領域の拡張による定常運転シナリオの最適化、
- (3)高い規格化ベータ値における定常運転の実証、
- (4)MHD不安定性を克服するための制御手法の改善。

これらの要求を満足するため、本装置の装置パラメータをTable 3.1のように定めた。

ITERとはほぼ同一のアスペクト比、非円形度、三角度を有するITER相似配位と、高ベータプラズマの制御に適し

Table 3.1 装置パラメータの比較.

	ITER	JT-60SA	
		ITER 相似配位	高S配位
大半径 R (m)	6.2	3.16	3.01
小半径 a (m)	2.0	1.02	1.14
アスペクト比 A	3.1	3.1	2.64
非円形度 κ_{95}	1.7	1.7	1.83
三角形度 δ_{95}	0.33	0.33	0.57
トロイダル磁場 (T)	5.3	2.59	2.72
プラズマ電流 (MA)	15	3.5	5.5
表面安全係数 q_{95}	3.0	3.0	3.77
グリーンワルド密度 (10^{20} m^{-3})	1.2	1.1	1.3

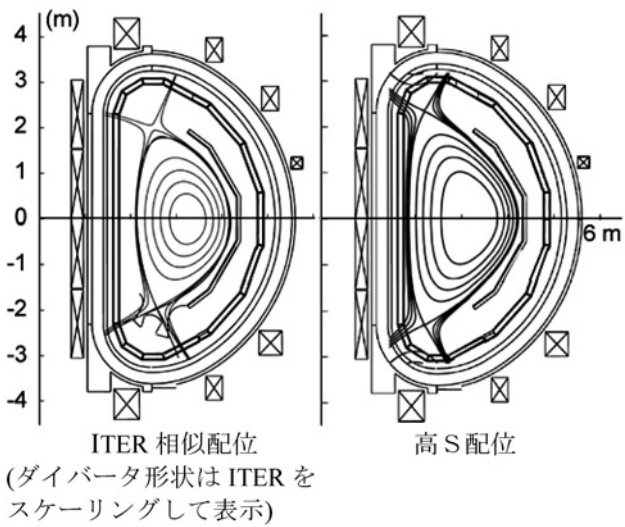


Fig. 3.1 JT-60SAの代表的な配位のポロイダル断面.

Table 3.2 加熱／電流駆動系 (u: ユニット). 正 NBI: 正イオン源中性粒子ビーム入射, 負 NBI: 負イオン源中性粒子ビーム入射, ECRF: 電子サイクロトロン周波数帯波.

正 NBI (85 keV)	順方向入射	2 MW × 2 u	4 MW
	逆方向入射	2 MW × 2 u	4 MW
	垂直入射	2 MW × 8 u	16 MW
負 NBI (500 keV)	順方向入射	10 MW × 1 u 2 イオン源	10 MW
ECRF	110 GHz	0.75 MW × 4 u	3 MW
	140 GHz	0.8 MW × 5 u	4 MW
合 計			41 MW

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ている。Fig. 3.1に2つの配位のポロイダル断面形状を示す。

また、加熱／電流駆動パワー入射系はTable 3.2に示すように増強された。正NBI: 24 MW、負NBI: 10 MW、ECRF: 7 MWの合計41 MWの加熱入力を100秒間、連続入射できる。低域混成波電流駆動（LHCD）は、電流分布制御の柔軟性の確保、特にプラズマ周辺部における高効率の電流駆動の観点から重要であるが、現在の設計には含まれていない。LHCDシステムを採用するためには、高エネルギー

ギー粒子による波の吸収やアンテナの高熱負荷環境への適用性、遠隔保守システムによる容器内部品保守の可能性などの評価が必要であり、今後の詳細設計を通じて総合的に判断する予定である。

なお、加熱入力が増強により扱うべき熱や中性子発生量が増大するため、プラズマ対向機器の除熱性能の向上、中性子遮へい性能の改善、容器内機器の遠隔保守システムの導入等を新たに取り入れることとなった(4. 装置の設計を参照)。

3.2 運転シナリオ

ITER 支援のためのハイブリッド運転を含む ELMy H モード運転および完全非誘導電流駆動運転に加え、定常高ベータ ($\beta_N > 3.5$) 運転等原型炉に適用可能な運転シナリオが本装置の研究対象である。これらの運転シナリオの成立するプラズマパラメータは以下のとおりである。

3.2.1 ELMy H モード運転

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 秒運転が可能であり、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。表面安全係数 $q_{95} \sim 3-4$ 、プラズマ電流 $I_p \sim 3-5.5$ MA、パルス幅 10-100 秒でパラメータサーベイが可能である。高プラズマ電流かつ高密度領域では、質の良い H モード性能の長時間維持には高加熱入力が必要である上に (JET では、Type-I ELMy H モードの維持には H モード閾値の 1.5-2.5 倍の加熱入力を要し、ASDEX-U では、改善 H モードを得るには H モード閾値の 2 倍以上の加熱入力が必要である)、プラズマ電流フラットトップの持続時間が供給磁束 (最大 40 Wb) による制限を受けるため、実験開始の初期から定格出力の加熱/電流駆動装置を準備することが必要である。10 MW の負 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 (加熱分布は異なる) での研究が可能となる (Fig. 3.2)。高密度運転では、NBI の加熱分布がブロードとなり、中心加熱パワーが小さくなりやすい。中心加熱が不十分の場合、特にプラズマ対向材料に高 Z 材料 (Z: 原子番号) を採用した時に、密度分布の尖頭化と不純物の蓄積を引き起こす可能性が実験的に示唆されている。これは高プラズマ電流・高密度運転における課題の一つである。その対策として、ECRF を用いた局所的な電子加熱、あるいは電流駆動による輸送障壁制御で分布を最適化することが考えられており、これらの研究を通じて ITER における同様の運転シナリオへの貢献が期待できる。

3.2.2 完全非誘導電流駆動運転

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、3 MA/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 $f_{GW} = 0.55$ 、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)、H モードに対する閉じ込め改善度 $HH_{98y2} = 1.3$ 、 $q_{95} = 5.3$ の

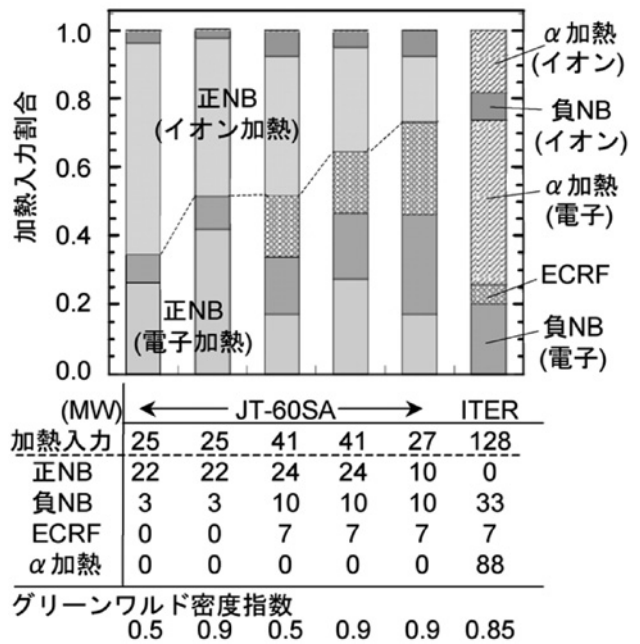


Fig. 3.2 加熱系の組み合わせによる電子加熱の割合。DT 核融合反応により生成された α 粒子によるプラズマ加熱 (α 加熱) は、電子加熱が支配的である。

運転が可能であり、適切な安定化制御 (3.3.2 参照) 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 $\tau_R < 20$ 秒のため、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。Fig. 3.3 は完全非誘導電流駆動の可能な領域を示したもので、加熱入力を従来の 25 MW から 41 MW に増加させたことにより高いプラズマ電流、高自発電流割合、および高密度まで拡張されていることが明らかである。

原型炉で要求されるシナリオは、プラズマ断面形状制御および能動制御を駆使した高ベータプラズマの定常運転であり、必要とされるプラズマ性能は同時に達成されなければならない。これを実現するためには、柔軟性の高い加熱/電流駆動系によるプラズマ分布制御が不可欠である。これらの手法を駆使した最適化により、原型炉で想定される高密度/高放射損失の運転シナリオへの見通しを切り開くことが期待される。Fig. 3.4 は Fig. 3.3 の定常高ベータ運転で達成可能な規格化ラマ半径と規格化衝突周波数を示したもので、41 MW の入射パワーにより ITER ばかりではなく、原型炉に近接した領域 (規格化衝突周波数はほぼ同程度、規格化ラマ半径は 3 倍程度) でも研究を展開できることがわかる。高い等価エネルギー増倍率 Q_{DT}^{eq} と高ベータプラズマの同時達成も Fig. 3.5 に示すような領域に拡張されている (Table 3.1 の高 S 配位において、 $q_{95} \sim 3.5$, $HH_{98y2} = 1.5$, $f_{GW} = 0.8$ の条件下で、加熱入力を 25 MW と 40 MW として比較)。

さらに、局所的なプラズマの輸送特性と内部輸送障壁の

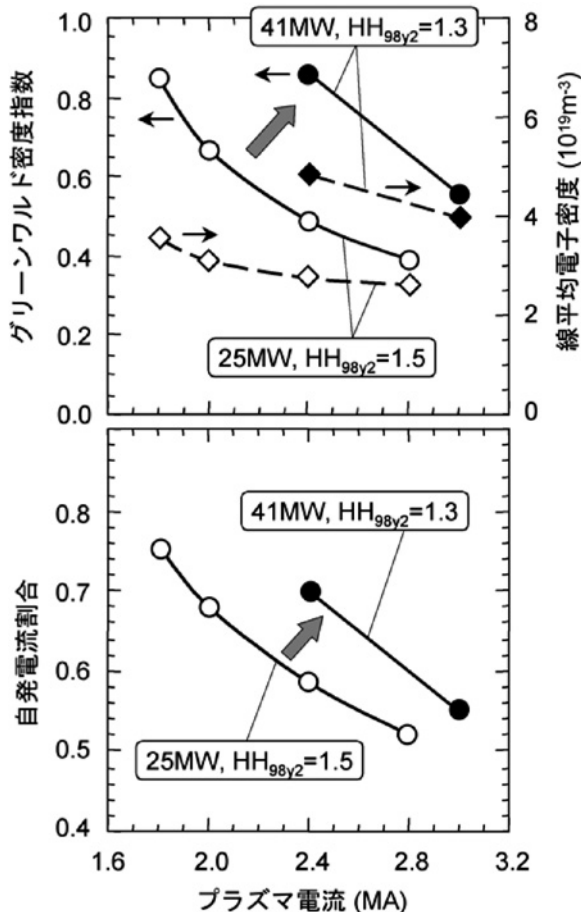


Fig. 3.3 完全非誘導電流駆動のパラメータ領域.

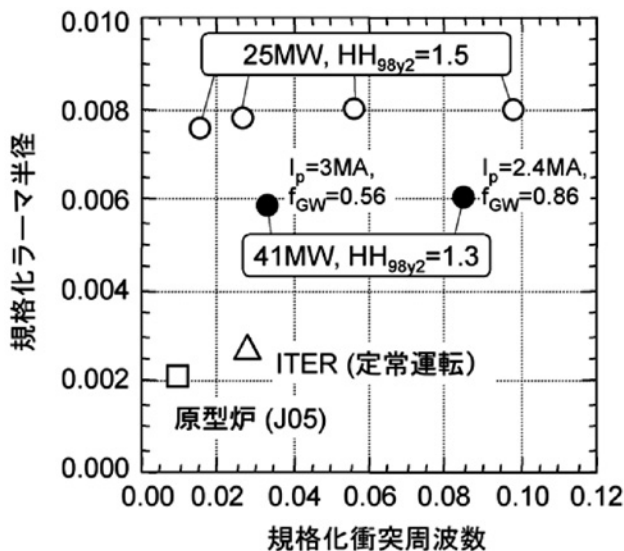
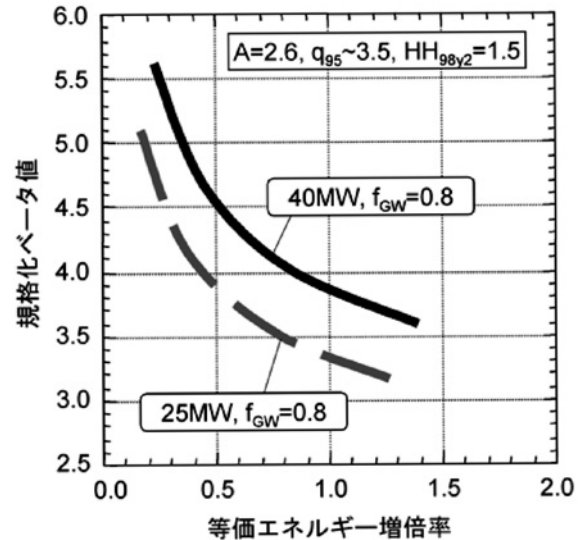


Fig. 3.4 定常高ベータプラズマにおける規格化パラメータ領域.

性質は電子温度とイオン温度の比に敏感に依存する可能性があるため、電子温度とイオン温度がほぼ等しい領域における先進運転シナリオの研究は極めて重要である。これは、ECRFと負NBIの加熱パワーを増強して電子加熱を増やすことにより可能となった。

Fig. 3.5 高 Q_{95}^{eff} および高ベータプラズマの同時達成パラメータ.

3.3 MHD 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は、MHD 不安定性を抑制するための様々な制御手法を装備する必要がある。これらの概要を以下に示す。

3.3.1 新古典テアリングモード (NTM) の安定化

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。本装置で想定される様々な運転領域に対応するため、110 GHz, 140 GHz のミリ波を別系統の発振器と伝送回路を用いて入射する。例えば、3.2.1 に述べた ITER 相似配位のシナリオ (3.5 MA/2.42 T) では、140 GHz (第 2 高調波) で中心を含むほぼ全領域の加熱が可能で、110 GHz (第 2 高調波) が弱磁場側周辺部の加熱となり、異なる磁気面に存在する $m/n=3/2$, $2/1$ の NTM の安定化を同時に行うことができる。さらに制御性を高めるため、140 GHz については 5 kHz の電力変調を行えるようにした。また、電子サイクロトロン放射測定や軟 X 線測定で観測される鋸歯状波がしばしば NTM 発生の引き金になっていることを踏まえ、 $q=1$ 面での電流駆動にも対応できるように検討しており、多様なプラズマ制御により先進的な研究に大きく貢献できると期待される。

3.3.2 抵抗性壁モード (RWM) の安定化

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。安定化の目安を導体壁ありの理想 MHD 安定限界との比 C_β で表すと、最近の ITER 設計で採用されている $C_\beta \sim 0.8$ を目標としている。原型炉で適用可能な制御手法を開発する観点から、安定化板とセクターコイルの設定位置を最適化するため、Valen コードを用いて三次元実形状を模擬した安定性解析を進めている。セクターコイルを安定化板の外側に置いた場合と内側

に置いた場合とで規格化ベータ値の達成限界を比較した結果、内側に置くと導体壁ありの理想 MHD 安定限界に近い $\beta_N \sim 5.6$ までベータを上げることができ、セクターコイルで作る磁場を安定化板で遮らないような配置が重要であることが示された。これを受けて、安定化板のポート開口部にセクターコイルを配置する案を立案として解析を行っている。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。

3.3.3 その他の MHD 制御に関する課題

その他、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に適した装置機器の設置を検討している。

3.4 熱・粒子制御

3.4.1 プラズマ対向機器と除熱性能

実験開始当初、プラズマ対向機器は炭素を主体とするが、安定化板上のアーマの一部には強磁性体を採用する。また、高 S のダブルヌル配位から ITER 相似配位までの幅広いプラズマ配位を許容するため、ダイバータは上下ともに垂直ターゲット板とプライベートドーム（頭頂部を平坦に削り取った形状）を持つやや開いたセミクローズド型としている。しかし、ストライク点がドームに当たる場合は除熱性能により運転が制限される可能性があることに留意が必要である。最大許容熱負荷は、定常状態で外側ターゲットが 15 MW/m^2 、内側ターゲットが 10 MW/m^2 であり、10秒程度の短パルス放電では外側ターゲットが 20 MW/m^2 、内側ターゲットが 15 MW/m^2 となっている。また、プラズマ対向機器の除熱性能を確保する一方、プラズマからの熱負荷を放射割合の増加等により低減させる工夫が必要である。ターゲット板の熱負荷を 10 MW/m^2 以下に抑えるためには、30 MW を超える加熱入力では 70% 以上を放射損失させる必要があり、高性能プラズマの定常運転達成のためには高放射損失と両立する加熱／電流駆動シナリオの最適化が必要である。

原型炉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、ITER もある段階からは金属対向壁を採用することが予想されるので、本装置も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。現在この分野の研究が進んでいる ASDEX-U や計画中的 JET における、今後の高 Z 対向壁実験の結果を踏まえて、本装置の金属壁への改造時期を判断することになる。

3.4.2 粒子リサイクリング制御

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。ダブルヌルダイバータでの排気実験を可能とするため上側ダイバータにも排気用クライオパネルを設置する。排気によって、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 $100 \text{ m}^3/\text{s}$

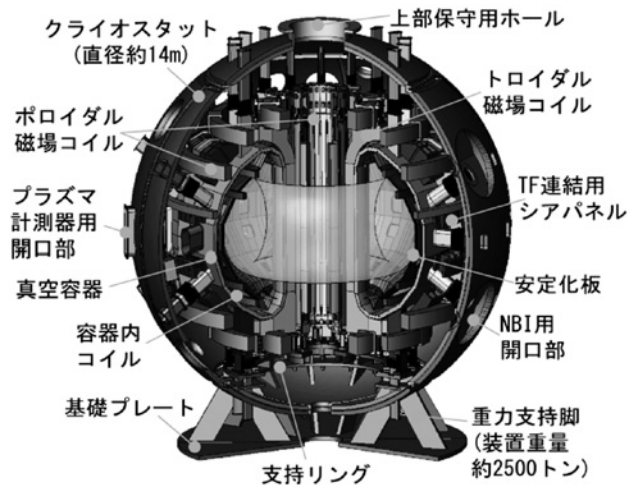


Fig. 3.6 JT-60SA の全体構成図。

以上としている。粒子制御性能の観点からはセパトリクスに近接したドーム形状が望ましいが、ITER 相似配位から高 S 配位までの多様な研究上のニーズに対応するためには、プライベートドームはむしろセパトリクスから離れていることが望ましい。相反するこれら 2 つの研究上の要請を最大限満たすため、現状の設計案におけるプライベートドームは頭頂部を平坦に削り取った形状としている。上下でダイバータ形状を高 S 配位用と ITER 相似配位用にそれぞれ最適化するとともに、JET や DIII-D のように適宜ダイバータ形状を変更することなどを考慮に入れて、ダイバータ形状の最適化に関しては更に議論が必要である。

JET の高密度実験では、高いグリーンワルド密度指数に達するために必要なガス供給量はプラズマ電流に比例することが示されている。本装置では、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ガス供給量の増強を検討している。コアプラズマへの粒子供給と ELM 制御の観点から、高いスループットと繰り返し周波数を持つペレット入射装置（3 - 4 本で $50 \text{ Pam}^3/\text{s}$ 相当）を用いるとともに、Tore Supra 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。

以上のプラズマ性能と装置機器への要求に関する検討を踏まえて本装置の機器設計を進め、Fig. 3.6 に示すような全体構成とした。

（三浦幸俊，玉井広史，高瀬雄一）

4. 装置の設計

4.1 超伝導磁石および電源

4.1.1 超伝導トロイダル磁場コイル (TF コイル)

超伝導コイルの線材には、大きく NbTi, Nb₃Sn, Nb₃Al の 3 種類がある。それぞれに特徴があるが、簡単に言えば、低磁場ならば NbTi を、高磁場のパルス運転を行うならば Nb₃Sn を、また高磁場かつ機械歪を大きくとりたならば Nb₃Al を選択するのが、性能およびコスト的に見て一般的な選択となる。さて、JT-60SA のトロイダル磁場コイルであるが、結論から言えば、最も安価な NbTi 線材を採用す

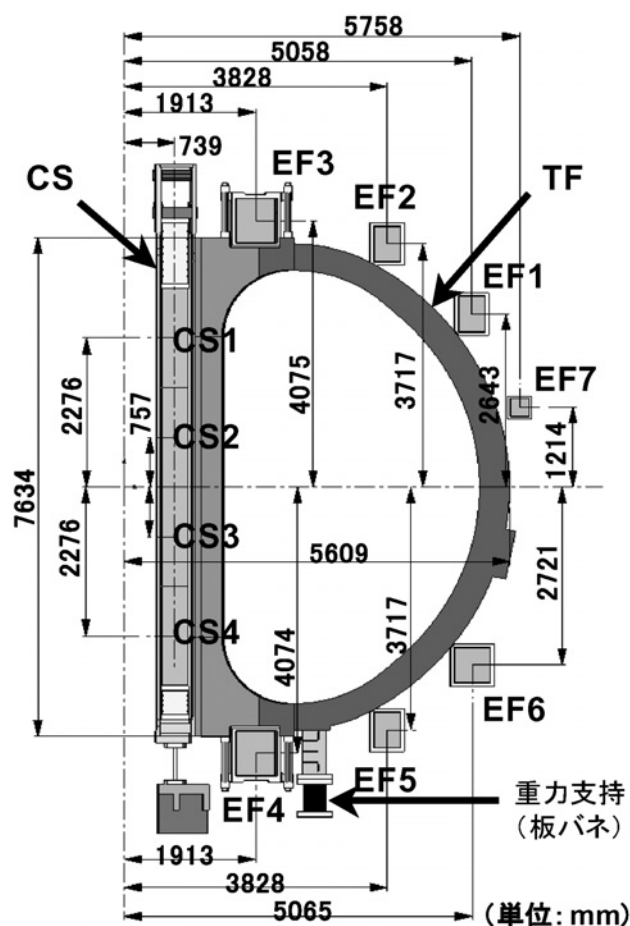


Fig. 4.1 JT-60SAの超伝導コイルの主要寸法と形状。

ることとした。当初は、将来の原型炉への積極的な貢献という意味合いから、先進的なNb₃Al導体を用いる予定であった。しかし、先進的な工学設計を行って革新的な装置技術の進展を図る以上に、低コスト化を優先させた。

現時点でのTFコイルの主要な寸法と形状をFig. 4.1に示す。TFコイルはD型をしており、3種類の円弧と1つの直線部からなっている。直線部は、いわゆるウエッジ支持構造（アーチ型、あるいは樽型と呼ぶこともある）を採用しているため、コイルケースのトラス中心側にある厚肉部分は台形である。コイル通電時に働く向心力（トラス中心に向かう力）を利用して、キーとボルトで18個のコイルを強固に一体化し、コイルの変形と変位を防止する。JT-60SAでは、隣り合うコイルと実際に接するのは厚肉部のみである。これは、導体部の側面はケースの肉厚が薄いため、予期せぬ力を受けた場合に超伝導導体のコンジットに大きな応力が発生する危険を回避するためである。

TFコイルの転倒力（TFコイル電流とポロイダル磁場とのローレンツ力）は、シアパネルと呼ぶ構造物をTFコイル間に挿入して連結することにより支持される。これは、転倒力がTFコイルの内力であることから、原理的に外部から支持する必要がないからである。JT-60SAのシアパネルの一例をFig. 4.2に示すが、コイルの側板に現場で取り付けの構造とした。これは、真空容器や80 K熱シールドのポート部での接続作業の自由度を確保するためである。なお、

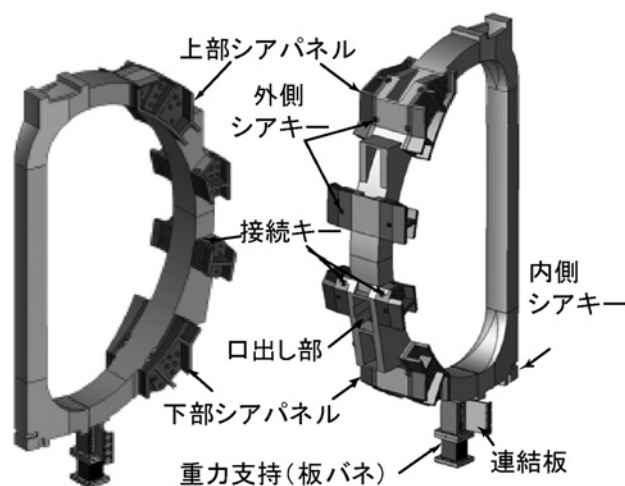


Fig. 4.2 トロイダル磁場コイルの鳥瞰図。

シアパネルは力学的には梁であるため、強度上は梁の中央部で連結するのが望ましい。事実ITERやKSTARではそのような構造を採用している。しかしながら、JT-60SAでは組み立て作業性の方を優先させることとした。

4.1.2 超伝導ポロイダル磁場コイル (PF コイル)

PFコイルは、主にプラズマ電流の駆動を行う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平衡制御コイル (EFコイル) からなる。CSは、トカマク装置の中心に位置するためにポロイダル磁場が最も強くなり、JT-60SAの場合は10 Tである。トカマクではトランスの原理でプラズマ電流を流すが、CSはトランスの一次巻線、プラズマ電流は二次巻線に相当する。このため原理的に高速な電流変化が求められるので、交流損失の小さい導体を用いる必要がある。そこで、CSにはフィラメント径の小さいNb₃Sn導体を使用することとした。

CSは、Fig. 4.1に示したように4つのブロック (CS1～CS4) から構成される。このうち、中央の2つのブロックはクライオスタットの内部で直列に接続されるので、電気回路としては3回路で外部までフィードが引き出される。運転状態によっては、3つの回路に極性の異なる電流を流す必要があるが、この時には強大な反発力が発生する。また、4つのブロックは冷却に伴い収縮するが、冷却後もブロック間にガタが生じないように、あらかじめ全体を高い圧力で締め付けておく必要がある（絶縁物の方がステンレスなどの構造材よりも熱収縮率大きい）。このために設置するのが、タイプレート（もしくはバー）(CS締め付け金具)である。JT-60SAでは、コイルの冷却前に油圧ラムを用いて与圧する方式を採用した。

プラズマ断面の水平および垂直位置、それに非円形度および三角度を制御するには、基本的にはEFコイルは6つあれば十分である。しかし、この場合は、プラズマの四角度（膨らみ具合に相当する）を他のパラメータと独立には制御できない。言い換えると、平衡配位の自由度を大きく確保するには、理想的にはEFコイルをプラズマ周辺に8つ、できれば均等に分布して配置する必要がある。JT-60SAでは、垂直入射の正NBIのビームラインは設置すべき

EF コイルの中間に位置しているため、既存の加熱装置と両立させながら、8つのEF コイルを設置することが可能である。しかし、負 NBI のビーム軸を少し下げて周辺プラズマを加熱しようとする、空間的な干渉の問題が発生する。このため、赤道面より下側の EF コイルは3つとして、全部で7つの EF コイル (EF1~EF7) とした。

JT-60SA は、上下にセミクロズドダイバータを持つダブルヌル配位が基本である。しかしながら、シングルヌル配位においても、ITER 相似配位をはじめとして多様なプラズマ断面形状を形成することが求められる。このため、ダイバータ配位形成に重要な役割をもつ EF 4 コイルは、シングルヌル配位でのプラズマ電流増大と平衡配位の自由度を確保するために、7.4 T の高磁場運転が可能な Nb₃Sn 導体とした。それ以外の EF コイルは、最大経験磁場が 5 T 以下であるため、安価な NbTi 導体とした。NbTi 導体を用いる EF コイルはロールフォーミングで製作するケーブルインコンジット導体 (CICC) である。CS と EF 4 は ITER などと同等に矩形断面に丸穴を持つコンジットをバット溶接した CICC である。なお、TF コイルは、丸型コンジットをバット溶接した後に整形して矩形断面にする計画であるが、試作による検証が必要であると考えている。

4.1.3 交流電源システムおよび超伝導コイル用直流電源

最大プラズマ加熱入力 41 MW で 100 秒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。現在、JT-60U の加熱装置に交流電力を供給しているはずみ車式電動発電機 (MG) の放出エネルギーが 2.6 GJ であるから、その丁度 5 倍である。JT-60U の常伝導トロイダル磁場コイルの運転には 8 GJ 程度のエネルギーを必要とするが、それ用の MG を振り向けただけでは不足する。このため、商用電力系統からの直接受電を増強する以外に、41 MW で 100 秒のプラズマ加熱入力を得ることはできない。また、受電端における電圧変動や周波数変動などに関する取り決め、およびそれを担保するための電力変動の最大ステップ幅などの規定を遵守するため、商用電力系統を含めて受電設備および運転形態を詳細に検討する必要がある。

Fig. 4.3 は、現在想定している JT-60SA の交流電源システムの概要である。加熱装置へは、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。このため、加熱装置は異なる周波数を持つ 2 つの交流電源によって運転される。このように、エネルギー面からは大きな問題はないが、①誘導性負荷ではないので、ほとんど瞬時に最大電力に到達すること、②全負荷同時開放も通常運転の想定範囲内であること、③加熱装置の交流-直流変換装置は高々 12 相であるため、特に第 11 次、13 次調波の高調波電流の増大が懸念されること、などの技術的な課題が残っている。

PF コイル電源は、大きく三分割される。すなわち、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ー電源、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

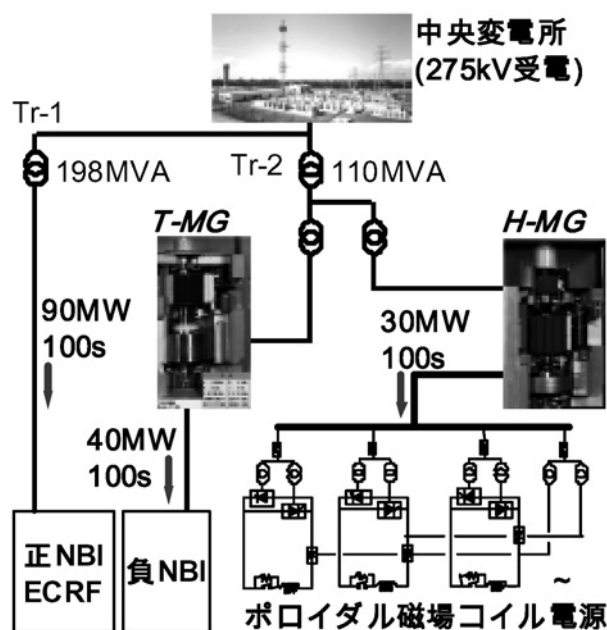


Fig. 4.3 JT-60SA の交流電源システムの概要。

路の 3 つである。ベース電圧電源は、三相全波整流回路のサイリスタ素子を逆並列接続にすることで、両極性電源としたものである。これは、トランスや交流フィードを最大限に有効利用するための工夫である。なお、電流ゼロ付近の制御をスムーズに行うために、少なくとも 2 つの変換器を並列接続して、循環電流制御を行える構成としている。プラズマ着火のための高電圧発生回路は、CS のみに設置し、最大電圧は現在のところ ~ 5 kV 程度を想定している。ブースター電源は、既存の電源を再構成して使用する予定であり、最大電圧は ± 5 kV である。これにより、プラズマ着火のための電界強度 0.3 V/m を得ることができる。コイル保護回路は、各コイルに 1 個設置する予定である。

4.2 真空容器、クライオスタットおよび容器内機器

4.2.1 真空容器

既存の NBI 加熱装置を再利用することと臨界プラズマクラスのプラズマ性能を確保する観点から、プラズマの大半径は約 3 m を維持する必要がある。さらに、高ベータ化に有利な低アスペクト比 (~ 2.6) と非円形度 ~ 2 を実現するためプラズマ小半径 ~ 1.2 m とプラズマの高さ ~ 5 m が必要となる。容器内機器の設置空間を考慮して、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。既存の加熱装置の配置に合わせてトロイダル方向は 20 度ごとの 18 セクタに分割される。

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 SUS316L 製の内外壁の間に 140 mm 厚の遮へい用ホウ酸水 (95%濃縮 B¹⁰使用) を充填した二重壁構造を採用した。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%) ステンレスを使用する。ホウ酸水を最大 200°C、2.0 MPa で循環させることで真空容器のベーキングを行う。ベーキング時の熱膨張を許容するため、真空容器下部

には40度ごとに板バネ方式の支持脚が設けられクライオスタット底部の支持リングより真空容器を支持する。

真空容器支持脚と同じセクタの上部と下部には容器内機器の除熱用冷却水の導入配管が接続される。それ以外の9セクタには計測用の垂直ポートを設ける。真空容器のアウトボード側には計測、容器内機器の遠隔保守等を目的とした大口径水平ポート、または既存加熱設備に合わせた上下の斜めポートと小口径水平ポートおよび接線ポートが配置される。各ポートには真空容器とクライオスタットの熱膨差を吸収するためのベローズと電気絶縁部が設けられる。

超伝導コイルへの輻射熱を低減するため真空容器とトロイダル磁場コイルの間および各ポートの周囲には80 K 熱シールドを設置する。コイルを低温に保持したまま真空容器の200℃ベーキングを可能とするため、80 K 熱シールドの真空容器側は銀コーティングにより輻射を低減し、コイル側のみ多層断熱材 (Super Insulation) を装着し、ベーキング時にも80 K 熱シールドを120 K 以下に保持する。Fig. 4.4 に真空容器とポートの鳥瞰図を示す。

4.2.2 クライオスタット

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。那珂核融合研究所までの輸送と本体室での組立を考慮して、球殻部は上鏡、側胴部 (トロイダル方向7分割) および下鏡に分割され、ボルト固定のフランジを本体室で接続する。真空シールにはリップシールを採用する。支持構造は超伝導コイルと真空容器の設置基準となる強固な支持リングとそれを支える9本の支持脚および本体室床面に固定する基礎プレートから構成される。

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。クライオスタットの内面には超伝導コイルへの輻射熱を低減するため80 K 熱シールドを装着する。

真空容器ポートの貫通部以外に、超伝導コイル電流フィード、冷却用SHe (超流動ヘリウム) 配管、クライオスタット排気ポートおよび超伝導コイル計装 (冷媒導圧管、電圧タップ、温度センサ) 用に多数の開口部を設ける。Fig. 4.5 にクライオスタットとNBIタンクの鳥瞰図を示す。

4.2.3 容器内機器

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。幅広いアプローチの一環として欧州との協議においてプラズマ加熱パワーを41 MW (100秒間) に増強し、年間中性子発生量を当初設計値の10倍に変更したことにより、大幅な設計変更が必要となった。

第一に、加熱パワーの増大に対応し、ダイバータ板をTore Supra 等で実績のある平板アーマ方式 (銅製強制水冷ヒートシンク表面に薄い炭素繊維複合材 (CFC) を接合する方式で、許容熱流束 $\sim 10 \text{ MW/m}^2$ である) から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 $15 \sim 20 \text{ MW/m}^2$) に変更する。同時に冷却水流速 $10 \sim 12 \text{ m/s}$ を確保するため既存の一次冷却系にバッファタンクとポンプを増設し、冷却水流量を3倍以上 (100秒間) に増強する。

第二に、中性子発生量の増大により10年間運転後の真空容器内予想線量が 1 mSv/h を超えるため、ダイバータおよび第一壁をITERと同様に遠隔操作で保守・交換可能な構造に変更する必要がある。現在検討中の内側第一壁の構造案では、ステンレス製 (一般部) または銅合金製 (垂直入射NBI対向面) の水冷ヒートシンク上にマニピュレータで交換可能なアーマタイルをボルト固定することで、材料研究を目的とした少数タイルの交換や、全面的なアーマ材変

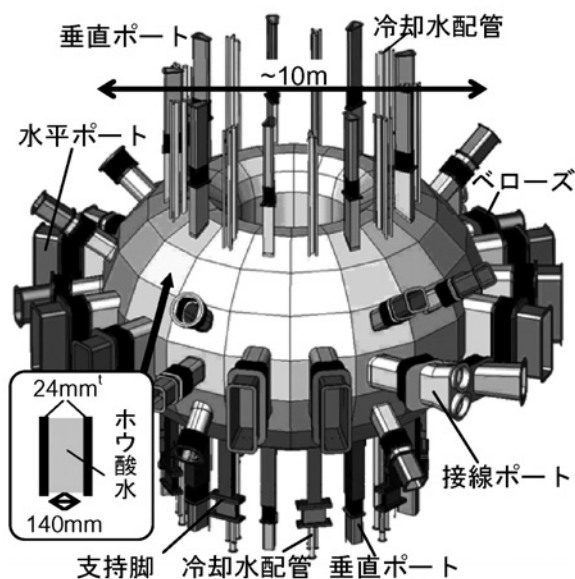


Fig. 4.4 真空容器の鳥瞰図。

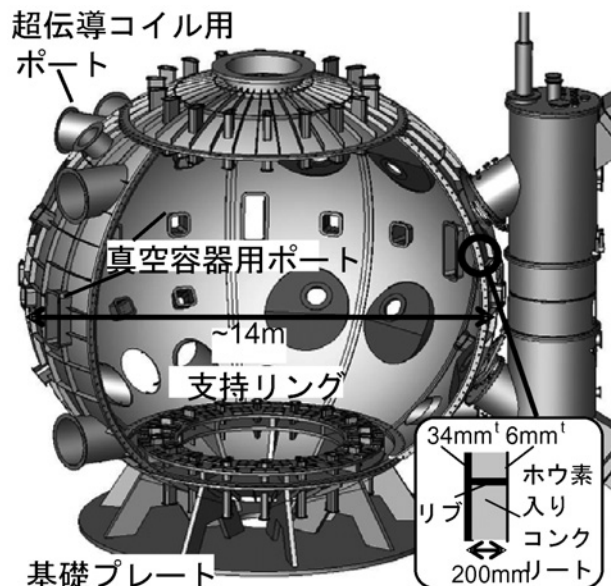


Fig. 4.5 クライオスタットとNBIタンク鳥瞰図。

更に対応する。水冷ヒートシンク自体も故障した場合に交換可能なように容器内から配管の切断、再溶接が可能な接続部を設ける。ダイバータ部についても水平大口径ポートから遠隔操作機器で搬入出し、真空容器外でターゲット部を交換できるよう、ITERと同様なダイバータカセット方式を念頭に検討を進めている。

ITER 相似の下シングルヌル配位による ITER 支援研究だけでなく、ダブルヌル高非円形配位による高ベータ化研究も運転開始当初から行うため、強制水冷ダイバータと排気用クライオパネルを上側にも配置する。今後、遠隔保守対応のための構造的制約を考慮しつつバランスの取れた研究が可能となるよう、ダイバータシミュレーションを参考に上下のダイバータ形状の最適化を行う必要がある。ダイバータ排気用クライオパネルは当初の設計では内外ダイバータを独立に $100\sim 200\text{ m}^3/\text{s}$ の排気速度で排気することが目標であったが、遠隔保守対応のため設置空間や排気経路のコンダクタンスが制限され若干の排気速度低下が予想される。

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が設置される。安定化板は低 Co ステンレス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を採用する。トロイダル方向に電気的かつ機械的に一体化された安定化板は真空容器との熱膨張差を許容するため、セクタごとに 4 本のクランク支持脚により保持される。

4.2.4 遠隔保守

4ヶ所の大口径水平ポートを使用して容器内機器の遠隔保守装置を設置する。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ヶ所中の 3ヶ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。ダイバータカセットのような大型重量物とアーマタイルのような小型軽量物に分けてマニピュレータなどの最適化を検討している。遠隔保守装置の放射化を避けるため、トカマク運転期間中は本体室外に設けたテストスタンドで習熟運転を行い、保守期間のみ本体室内に搬入しポートに設置する。

4.3 加熱・電流駆動装置

JT-60SA の加熱・電流駆動装置は Table 3.2 に示されるように、正 NBI の 12 ユニット 24 MW、負 NBI の 1 ユニット 10 MW、ECRF の 9 ユニット 7 MW から構成される。

正 NBI においては、イオン源の耐電圧特性と 18 kV 交流受電系の 100 秒運転時の負荷条件から、1 ユニット当り加速電圧 85 kV、イオン電流 55 A がイオン源の動作限界であり、この動作条件で入射パワー 2 MW を発生する。イオン源に関しては、既に 1 ユニットあたり 2 MW のパワーを 30 秒間プラズマに入射することに成功しており、その際イオン源各部の冷却水温度がほぼ定常に達していることから、既存のイオン源のままで 100 秒化が可能と考えている。加えて日韓協力により、同イオン源を韓国の KSTAR 用 NBI

試験装置に持ち込み、加速電圧は 60 kV と低いながら 200 秒の長時間運転を確認している。一方、加速電源（高圧直流電源）においては、分圧抵抗器や高圧給電線等の電源機器で熱負荷が増加するため、大幅な冷却強化が必要である。同様に、ビームリミターを含むダクト部でも、これまでの慣性冷却に変え強制冷却（水冷）を採用することで、100 秒入射時の熱負荷に対応する予定である。これらの 100 秒化に伴う冷却性能の強化に加え、磁気遮へいの強化を行う必要がある。すなわち JT-60SA では現 JT-60 に比べてポロイダルコイルの位置が大幅に NBI 設備に近接するため、NBI 設備への漏洩磁場が現在の 5 倍程度に増加する。これに対して、イオン源タンクおよびイオン源の周囲に電磁軟鉄を配置することによる磁気遮へいの強化と、打消コイルの形状の最適化により、イオン源および中性化セルでの漏洩磁場を既存値レベルに低減することが可能と考えている。

負 NBI は 2 台の負イオン源により、10 MW 入射を実現する予定であるが、そのためには 1 台のイオン源当り、500 kV、22 A（負イオン電流）、100 秒の安定動作が必要である。既存の負イオン源の動作実績は、真空絶縁破壊のために 400 kV 程度に留まっており、今後、10 MW 入射のために負イオン源の絶縁構造等の大幅な見直し・改造を行う予定である。一方、表面生成方式により高い負イオン生成効率を得るには、セシウムが付着したプラズマ電極の表面温度を 250°C 程度に保つ必要がある。既存のプラズマ電極では冷却を行っていないため、アーク放電からの入熱によりプラズマ電極温度は約 $3^\circ\text{C}/\text{s}$ で上昇する。このため 100 秒化にあたってはアーク放電による入熱と強制冷却との熱平衡によるプラズマ電極の高温温度制御を開発する必要がある。また JT-60 の負イオン源のような大型マルチビーム加速管では、マルチビーム間の電気的な反発力が加速中にビーム軌道を大きく偏向させ、加速電極に過大な熱負荷を発生させることが明らかとなってきた。このため、JT-60SA 用の負イオン源では、これらの空間電荷効果を考慮した加速電極構造等の最適化を図り、100 秒化を実現させる。負 NBI では、これらの負イオン源の改造に加えて、500 kV、64 A の超高電圧加速電源等の動作時間を 10 秒から 100 秒に伸長する必要があり、このためコンバータやインバータ等の主要電源機器を増設する。負イオン源はトカマク本体から遠いので、負イオン源に対する新たな漏洩磁場対策は不要である。ただしイオンビームをビームダンプに偏向させる偏向磁場に関しては、漏洩磁場を考慮した磁場設計・改造を行う必要がある。

正 NBI の接線ユニットは、Table 3.2 に示すように、プラズマ電流方向 2 ユニット、逆プラズマ電流方向 2 ユニットのバランス入射であり、電流駆動は主に負 NBI によってなされる。現在の負 NBI ビーム軸は、Fig. 4.6 の破線で示すように中心電流駆動・中心加熱のため真空容器赤道面近傍に設置されている。同じビーム軸位置とした場合、JT-60SA では、プラズマ断面の大型化に伴い、負 NBI の駆動電流分布が相対的に中心よりとなり、中心の安全係数 $q(0)$ が 1 より低くなってしまう (Fig. 4.7 中の破線)。高ベータ・高閉じ込めのためには、 $q(0) > 1$ の弱磁気シアあるいは負磁気シ

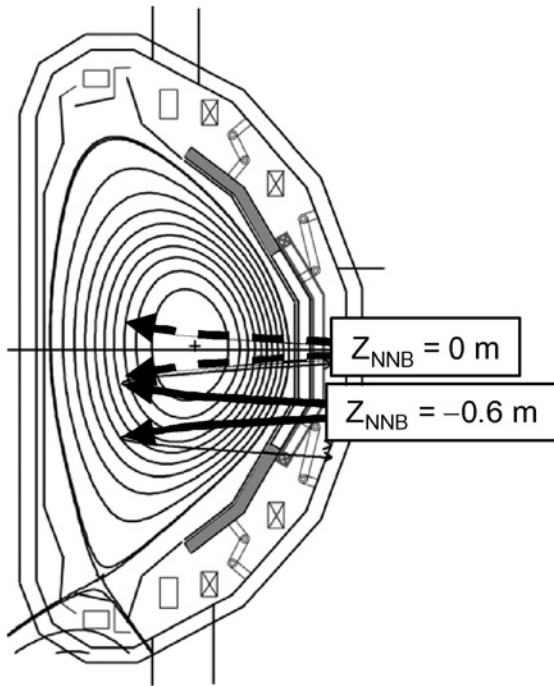


Fig. 4.6 低アスペクト比プラズマの断面における負NBIのビームライン。

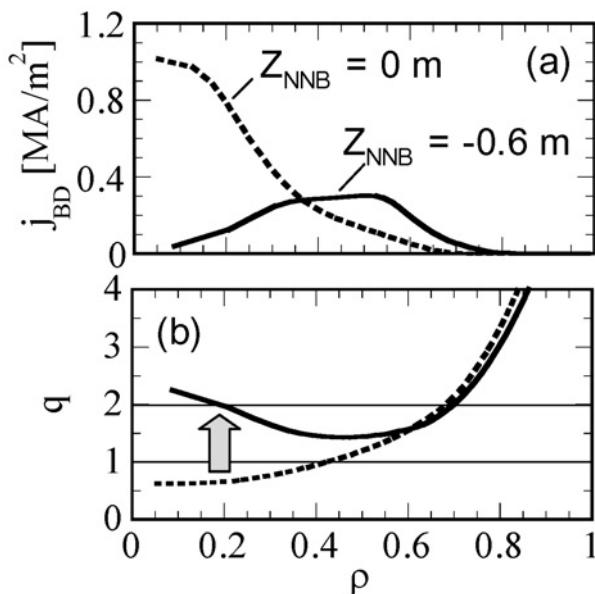


Fig. 4.7 ACCOME コードにより評価された負 NBI 入射時の (a) ビーム駆動電流密度分布 j_{BD} および (b) 安全係数分布 q . ρ は規格化半径。破線は従来の負 NBI の位置、実線はビーム軸を 0.6 m 下げた位置の場合を示す。プラズマ電流 2.4 MA, 負 NBI パワー 10 MW.

ア配位として、鋸歯状振動が発生しないようにする必要がありと考えられることから、負 NBI のビーム軸を下へずらして駆動電流分布をブロードあるいはホローとなるようにした。0.6 m ずらした場合、アスペクト比 2.65 の大体積プラズマに対してビーム駆動電流は規格化小半径 $\sim 0.4-0.5$ にピークを有するホロー分布となり、負磁気シア配位の形成が可能である (Fig. 4.6 および Fig. 4.7 中の実線)。

ECRF では、後述するように広範なプラズマパラメータ

Table 4.1 ECRF 装置のパラメータ。

パラメータ	110 GHz 装置	140 GHz 装置
周波数	110 GHz	140 GHz
入射パワー	3 MW	4 MW
パルス幅	100秒	100秒
ユニット数	4	5
アンテナ数	2	2
ジャイロトロン出力	1 MW	1 MW
伝送モード	HE ₁₁	HE ₁₁
伝送効率	75%	80%
伝送距離	~ 60 m/系統	~ 70 m/系統
コルゲート導波管の内径	31.75 mm	63.5 mm

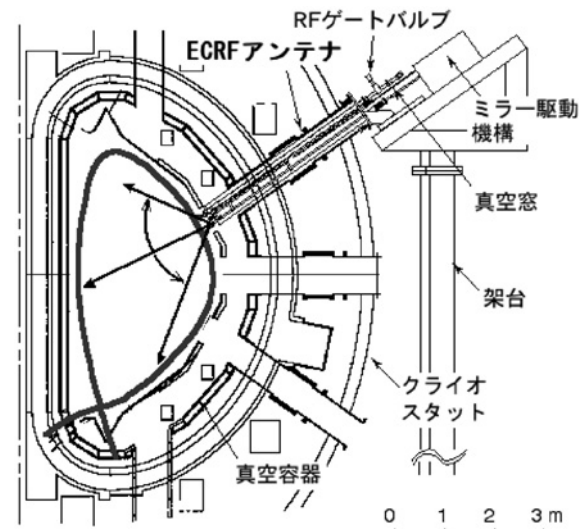


Fig. 4.8 ECRF 入射部。

への対応を可能とするために、既存の 110 GHz の装置 (4 ユニット) に加えて 140 GHz の装置 (5 ユニット) を増設する。Table 4.1 に ECRF 装置の主要性能を示す。

110 GHz の装置では、できるだけ既設機器を利用し、導波管等 (総合伝送効率約 75%) はそのまま使用するが、発振管 (ジャイロトロン) は 1 MW, 100 秒のものを開発する。現在の JT-60 用 ECRF 装置に使用されているジャイロトロンは 1 MW, 5 秒で設計されており、連続運転時間を 100 秒へ伸長するには改造が必要不可欠となる。現在、ジャイロトロン連続運転時間は、ジャイロトロン内部で発生した不要モードで出射されないミリ波による絶縁部の温度上昇で決まっており、ジャイロトロン内部のモード変換器を改良して、不要モードの発生を現在の 1/10 以下にし、100 秒入射の実現を目指す。140 GHz の装置では、導波管類を現在の内径 31.75 mm から 63.5 mm の一回り大きなものとし、より一層安定な高パワー伝送を実現する。また導波管でのミリ波損失が 1% 以下になるようにコルゲート加工を最適化し、さらに整合器におけるガウスモードから HE₁₁ モードへの変換効率を 94% とし、総合伝送効率 80% を目標とする。110 GHz および 140 GHz の両装置ともに、Fig. 4.8 に示すようにアンテナ設置位置は現在の JT-60 と同じく外側上部とし、アンテナはポロイダル角に加えてトロイダル角も実時間制御できるようにする。ポロイダル入射角はプラズ

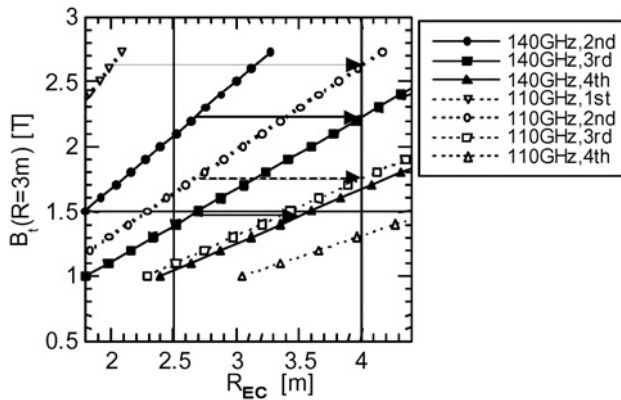


Fig. 4.9 垂直入射のECRF波共鳴の大半径位置 R_{EC} の $R = 3$ m におけるトロイダル磁場強度依存性
 実線および中塗り記号は 140 GHz の ECRF 波、破線および中抜き記号は 110 GHz の ECRF 波の場合。水平の矢印は、高次の共鳴が低磁場側に現れたときに共鳴位置がジャンプすることを表す。

マ中心から周辺部近くまでの約85度、トロイダル入射角は順方向電流駆動、純加熱(無電流駆動)、逆方向電流駆動が可能で-20度から20度の掃引を可能とする。これまでの慣性冷却では100秒入射には対応できないため、アンテナ先端部を水冷できる設計としているが、真空の高温部に回転駆動機構があるためその開発が必要である。

ECRFの周波数は、当初最高磁場2.7 Tにおいて基本波共鳴で使用することを想定して80-90 GHzとする予定であったが、グリーンワルド密度近傍の高密度領域でできるように周波数を上げ、第2高調波共鳴を主に使用するようにした。140 GHzの第2高調波共鳴の場合、遮断密度

は $1.2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ となる。Fig. 4.9にECRFの共鳴位置のトロイダル磁場依存性を示す。2つの周波数の装置を用意することにより、幅広いトロイダル磁場の領域でECRFによる中心加熱 ($R \sim 3.3$ m) が可能になることがわかる。ただし低アスペクト比のため共鳴位置が強磁場側周辺部に近づくとき弱磁場側表面に高次の高調波共鳴が現れ、そこで吸収される。第3高調波共鳴吸収の場合、吸収位置が広がるためECRF駆動電流密度は小さく、主に加熱として使用することになる。

4.4 計測装置

計測装置は基本的に現JT-60のものを再利用する。設置予定の計測器をTable 4.2に示す。大きな計測ポートが水平面のみとなることから計測視野の確保に留意しつつ設計検討を進めている。特に、トムソン散乱計測においては、従来用いていた鉛直入射のレーザーではプラズマ周辺部を観測する視野が取りづらいため、接線入射のレーザーを水平ポートから観測するように変更する。レーザーの軸はプラズマの高磁場側表面近傍まで通るように設定し、3ヶ所の水平ポートから、赤道面の密度温度分布を高磁場側から低磁場側まで観測する予定である。レーザーとしては、50 HzのYAGレーザーを使用する。

(松川 誠, 桜井真治, 藤田隆明, 池田佳隆, 藤井常幸)

5. 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

Table 4.2 設置予定の計測機器。

物理量	計測器
中性子発生率	フィッションチェンバー, シンチレーションファイバー検出器 (14 MeV 中性子)
中性子発生率分布	NE213シンチレーターアレイ
中性子スペクトル	波高分析器
中性子発生量	放射化箔 (全中性子および 14 MeV 中性子)
線積分電子密度	CO ₂ レーザー干渉計/偏光計。接線方向および鉛直方向
電子密度分布, 電子温度分布	YAG レーザートムソン散乱。接線方向
電子温度分布	ECE (Electron Cyclotron Emission)
イオン温度分布, 回転分布	CXRS (Charge Exchange Recombination Spectroscopy)
電流密度 (安全係数) 分布	MSE (Motional Stark Effect)
周辺電流密度	リチウムビーム偏光
Z _{eff} 分布	制動放射分布測定器
放射パワー分布	ボロメータアレイ
軟 X 線分布	PIN ダイオードアレイ
電子密度揺動	ミリ波反射計
不純物線スペクトル	斜入射分光器
プラズマ可視画像	可視テレビ (3 カ所)
リップル損失	赤外テレビ
ダイバータ熱負荷	赤外テレビ
リサイクル粒子束分布	D α アレイ
ダイバータプラズマ密度, 温度	ダイバータ静電プローブ
ダイバータ部不純物	ダイバータ可視光アレイ, ダイバータ斜入射分光器。
中性ガス圧力	ペニングゲージ, ASDEX ゲージ
SOL プラズマ密度, 温度, 流束	可動静電プローブ (外側赤道面)

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づけられる。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。

幅広いアプローチ計画の運営委員会の下には、サテライトトカマクプロジェクトコミッティー（計画委員会）が組織され、具体的な運営についてプロジェクトリーダーの提案を聴取するとともに適切な助言等を行う。

欧州からの計画への貢献は、欧州側の実施機関によるJT-60SA装置の機器の物納貢献と運転費の負担によって行われる。欧州側が物納する機器の所有権は日本側に譲渡され、欧州側はサテライトトカマク計画部分の運営権を共有するとともに貢献に応じた実験機会を得ることになる。

日本側の実施機関は、日本担当機器の製作と日本側運転費の負担を行う。また、欧州側の機器を引き受けて装置全体の組立てに責任を果たすことになる。また、プロジェクトチームをホストするとともに、計画の会計業務を担うことが想定されている。

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-60SAにおける研究参加に対して衡平の原則に基づいて参加する権利を有する。

JT-60SA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当られる。国内計画部分については、独立行政法人である原子力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（JT-60SA共同企画・共同研究専門部会（仮称））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。

（菊池 満，松田慎三郎）

6. まとめ

以上、幅広いアプローチとしてのサテライトトカマク計画について概要を紹介した。この計画はITERとパッケージで枠組みが決められたという意味でITER計画と不可分一体のものであるという認識は単に政治的にこの計画が決まったことだけを意味しない。何故ならJT-60SA計画の成功なくしてITERが成功することは考えにくいからである。確かにこの計画は先例のない日欧の共同事業ではあるが、7極が参加して行うITERに比べれば運営上の複雑さは遥かに小さく、また、ITERに先行して行う建設経験はITERの機器製作や組み立ての信頼性を高めることになろう。他方、JT-60SA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-60SA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、その重要性が世界の核融合界に認知されるという単純な話ではなく、この計画がITERの成否と深く関わっていることを再認識する必要がある。

それゆえに、欧州側の政府も科学者もこの計画の重要性を当初から認識し、計画案の合意に至る過程では正に真剣に取り組んできた。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。私たちはそのような場を提供したい。同時にわが国の若手研究者が自らチャレンジできる場を提供したい。JT-60SAでチャレンジし、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。

（松田慎三郎）

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://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2005.htm>
- [2] 原子力委員会核融合会議開発戦略検討分科会：核融合エネルギーの技術的実現性計画の拡がりと裾野としての基礎研究に関する報告書（平成12年5月17日）
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/kakuyugo/siryo/siryo136/siryo2.htm>
- [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

用語解説

エネルギー増倍率 Q (Fusion Power Gain), 等価エネルギー増倍率 Q_{DT}^{eq} (Equivalent Fusion Power Gain)

エネルギー増倍率は、核融合反応による出力と、そのプラズマ状態を維持するためにプラズマに直接供給される外部からの入力との比。この値が1のときを臨界プラズマ条件、無限大のときを自己点火条件と呼ぶ。等価エネルギー増倍率は、DD核融合反応の実験で得られたプラズマの温度と密度の下で、燃料の重水素 (D) の半分がトリチウム (T) に置き換わったと仮定して、DT核融合反応で発生するエネルギーを計算し、それから評価したエネルギー増倍率のこと。JT-60は1998年6月にこの値が1.25の世界最高値を達成した。

照射損傷量 (弾き出し原子数密度) dpa (Displacement Per Atom)

中性子照射によって材料の構成原子が格子点から弾き出される割合を示す指標である。1 dpaの照射損傷量は、材料の構成原子が平均すると1回格子点から弾き出されたことを意味する (あくまでも平均であり、個々には2度弾き出されたり、弾き出されない構成原子もある)。

規格化ベータ値 β_N (Normalized Beta Value)

トカマクのプラズマでは、ベータ値の上限はプラズマ電流に比例し、環状磁場強度とプラズマ小半径に反比例することが、広範な実験及び理論計算により示されている。その比例係数を規格化ベータ値と称し、 β_N (normalized beta value) と記す。この β_N 値を高めることで、コンパクトで高効率な核融合プラントの実現が可能となる。

形状因子 S (Shape Parameter)

アスペクト比 A , 非円形度 κ , 三角度 δ で定義されるプラズマの断面形状の指標。[$S \equiv (I_p/aB_T) q_{95} \propto A^{-1} \{1 + \kappa^2 (1 + 2\delta^2)\}$], I_p : プラズマ電流, a : プラズマ小半径, B_T : トロイダル磁場強度, q_{95} : 磁束の95%を包含する磁気面におけるプラズマ安全係数]。 S が高いほど高い規格化ベータを実現するのに有利であることが、DIII-Dの実験で示されている。

内部輸送障壁 (Internal Transport Barrier)

プラズマ内部に形成される、熱輸送が低減した領域を指す。内部輸送障壁が形成されると、その内側でプラズマの閉じ込め性能が大幅に改善されるためプラズマの高ベータ化に有利であるとともに、輸送障壁の近傍でプラズマ圧力勾配が大きくなるため、圧力勾配に起因する自発電流が増加する。したがって、内部輸送障壁は高ベータ非誘導電流駆動プラズマの実現に重要な役割を持っている。

ELMyH モードハイブリッド運転 (Hybrid Operation with ELMy H-Mode)

ITERの運転シナリオの一つで、非誘導電流駆動を利用して、標準運転よりパルス長を伸長した運転方法。パルス長の伸長により中性子フルエンスを増大することを目的とする。具体的には、標準運転 ($\beta_N = 1.8$) よりもベータ値の高いELMyHモードとすることにより、標準運転と同等の核融合出力を、低プラズマ電流かつ高自発電流割合の条件で得ることで、誘導磁束の消費を低減してパルス長を伸長する。

新古典テアリングモード (NTM) (Neoclassical Tearing Mode)

プラズマの内部に磁気島という閉じた磁気面が発生する、プラズマの電磁流体不安定性の一種。磁気島中では温度の平坦化等が起こってプラズマ圧力が増加しなくなり、高ベータ化に支障を来す。これを回避するため、ECRF等を用いた磁気島内の局所的な電子加熱及び電流駆動により、NTMを抑制する。

導体壁なしの理想MHD安定限界 (No Wall Ideal MHD Stability Limit), 抵抗性壁モード (Resistive Wall Mode)

高ベータプラズマでは、高いプラズマ圧力勾配に起因する圧力駆動型不安定性が発生する。トカマクプラズマでの圧力駆動型不安定性は、高 n バルーニングモードと低 n キンクバルーニングモードが代表的である。ここで n はトロイダルモード数。キンクバルーニングモードは、プラズマ周辺まで広がったモード構造を持つことが多いため、プラズマ表面に近接した導体壁がある場合、導体壁に流れる誘導電流により安定化される。したがって導体壁がない場合の方が安定限界は低く、これを導体壁なしの理想MHD安定限界と呼ぶ。一方、導体壁も現実には有限の抵抗を持っているため、揺動磁場は導体壁への滲み込みを生じ、安定化に十分な誘導電流は流れなくなる。このため、導体壁の磁場の滲み込み時定数でモードが発生する。これを抵抗性壁モードと呼ぶ。安定化するためには、プラズマに近接して設置したコイルを用いて壁に流れる誘導電流の不足分を補い安定化させる等の制御が必要である。

弱磁気シア (Weak Magnetic Shear), 負磁気シア (Negative Magnetic Shear)

磁気シアは安全係数 q の小半径 r 方向の変化率 $(r/q) dq/dr$ 。磁気シアがゼロに近い場合を弱磁気シア、負の場合を負磁気シアという。弱磁気シアあるいは負磁気シアは、内部輸送障壁 (熱輸送が低減した領域) の形成をもたらす要因の一つと考えられている。



きく ち みつる
菊池 満

1981年東大博士課程修了(工博)。九大応力研を経て、1983年原研入所。炉心プラズマ解析室長、第一実験室長、計画室長、研究部次長・ITER 計画担当所長補佐を経て、現在、先進プラズマ研究開発ユニット長。JT-60実験に20年以上関わる傍ら、ブートストラップ電流／電気伝導度実験、定常核融合炉 SSTR 設計、ITER コンパクト化等を手がけ、現在 JT-60SA 計画を進めている。昨年から IAEA の Nuclear Fusion 誌の編集ボード議長を務め、NF 賞の設立に奮闘中。



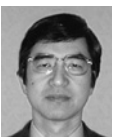
まつ だ しん じろ
松田 慎三郎

1969年京都大学工学研究科修士課程修了。日本原子力研究所加熱工学第一室長、ITER 開発室長、核融合工学部長、那珂研究所長、理事を経て、現在、日本原子力研究開発機構執行役。JFT-2の建設のあと、JT-60NBIの開発と建設に従事。その後、核融合実験炉計画に参画、とくに ITER 国内チームリーダー、ITER 運営諮問委員会委員などプロジェクト運営面に従事。毎冬、志賀高原での(超)高速スキーでストレスを発散させているため、本来の性格は至って穏和。が・・・、今年は都合悪く行けなかったため、近づくこと要注意。



よし だ なお あき
吉田 直亮

九州大学応用力学研究所教授。1945年6月3日生まれ。1973年大阪大学大学院基礎工学研究科物理学専攻博士課程修了。マックス・プランク金属物理学研究所客員研究員、九州大学応用力学研究所助手、同助教授などを経て1984年より同教授、現在に至る。格子欠陥、照射損傷の基礎研究を経て、現在ではプラズマ-壁相互作用や中性子照射効果など核融合炉材料に関わる研究に従事。



たか せ ゆう いち
高瀬 雄一

MIT 理学系研究科博士課程修了。MIT プラズマ核融合センターにて、Alcator C および C-Mod を用いた高周波加熱・電流駆動、プラズマ高性能化研究を行ってきた。現在東京大学新領域創成科学研究科教授。東大の TST-2 および PPPL の NSTX で球状トカマク研究を行うかたわら、JT-60U における CS なし高性能プラズマ生成や LHD における ICRF 加熱研究等も行っている。趣味はスキューバダイビング、スノーボード、空手等。



み うら ゆき とし
三浦 幸俊

1981年東北大学工学部修士課程修了、日本原子力研究所入所。JFT-2Mの実験開始から2000年まで JFT-2M で実験、主に H モード等の改善閉じ込めの研究に従事。その後、那珂研究所に移り、第2実験室長、炉心プラズマ実験計測開発室長、計画室長、定常高ベータ化計画調整グループリーダーを経て、現在独立行政法人日本原子力研究開発機構・経営企画部(東京事務所)・研究主席。昨年に那珂核融合研究所のテニス部長を仰せつかっており、プレーヤーとして復活すべく多少努力を始めたところであるが、,,,,,



ふじ た たか あき
藤田 隆明

日本原子力研究開発機構研究主幹。1989年東京大学大学院工学系研究科原子力工学専攻博士課程修了。博士(工学)。九州大学 TRIAM-1M を経て旧原研に入所。JT-60では、主にモーショナルシュタルク効果による電流分布計測と負磁気シア実験を担当してきたが、2年ほど前にプロジェクト管理関係の部署に移った。細々とややマニアックな研究を続けているが、実験の勘が少々鈍ってきたのは否めない。



まつ かわ まこと
松川 誠

1982年4月、日本原子力研究所入所。以後、ほぼ一貫して JT-60 を中心に核融合装置の設計・運転に従事。現在は、原子力研究開発機構の定常高ベータ装置設計サブグループリーダーとして、JT-60SA の設計を取り纏めている。趣味は、お芝居・乱読・貧乏旅行。ここ数年は年齢のためか般若心経に興味を持ち、四国お遍路に関連した Web ページを散策するのが楽しみ。いかした不良中年に憧れている。



たま い ひろ し
玉井 広史

1983年筑波大学院物理学研究科修了。理博。原研入所後、JFT-2M、JT-60U の実験研究を経て、現在 JT-60SA の設計研究に専念。リタイア前に first plasma のメドが立ち安堵、後進のため一層の献身を期す。平日は殆ど午前様状態も、週末は良き家庭人に変身。趣味：夏山歩き(主に北アルプス)、野球(走って守れる二塁手)。特技：ホルン演奏(知人ぞ知る設立当初の筑波大学管弦楽団主要メンバー)。



さくら い しん じ
櫻井 真治

1994年日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)入所。周辺プラズマの研究とダイバータ等の設計の二股掛けて早や10年以上。最近、衝動買いしたノート PC、1台は超高性能だが重量4kg、もう1台は最小最軽量が売りの超小型。どちらも特定の目的に特化していて面白いが、4kg ノート PC の ACアダプタと超小型ノート PC 本体の重さが同じ位なのは少し行き過ぎか?この辺り、装置の設計で相反する目標のバランスの取り方に相通じる所がある。



いけ だ よし たか
池田 佳隆

日本原子力研究開発機構・那珂核融合研究所・粒子ビーム加熱システム開発グループリーダー。工博。最近では地元の山岳会に入り、アイスクライミングや雪山登山を楽しんでいます。山岳会も中高年が多く、自分たちの気力・体力の減衰曲線の見極めが大切ですが、それでも新しいことへの挑戦はワクワクするものです。



ふじ い つね ひこ
藤井 常幸

日本原子力研究開発機構、高周波加熱システム開発グループリーダー。工学博士。高周波加熱技術に関する研究開発を二十数年行ってきました。スポーツが好きで、特に、地域の子どもたちといっしょにサッカーに熱中しています。最近、詰め将棋に挑戦しています。自分の方が詰められています。