

小特集 炉心プラズマの定常化に向けたトラスプラズマ開発研究の現状と展望

2. 定常化研究の現状

2.2 球状トカマク定常化の現状

高瀬 雄一, 前川 孝¹⁾

東京大学大学院新領域創成科学研究科, ¹⁾京都大学大学院エネルギー科学研究科

(原稿受付: 2007年1月25日)

ST プラズマの定常運転に向け、着実に研究は進展している。高ベータ ST プラズマでは、高い形状パラメータのため、自己電流維持による定常化と高規格化ベータを両立しやすいが、センターソレノイドなしの運転を確立する必要性は通常型トカマクよりも深刻である。日本は、革新的で多様性のある大学規模の実験装置を使い、プラズマ生成、電流駆動、電流立ち上げ法の開発などにおいて多くの重要な貢献をしてきた。高規格化ベータでの定常化研究は、より大型のNSTXおよびMASTで精力的に展開されており、定常燃焼プラズマ装置であるコンポーネント試験施設 (CTF) の基盤が築かれつつある。

Keywords:

ST, spherical tokamak, low aspect ratio, steady state, high beta

2.2.1 はじめに

1.2節で述べたように、球状トカマク (ST) はアスペクト比 2 程度以下のトカマクである。トラス中止部に 1 ターン常伝導 TF コイルを使った ST 炉設計の代表的なものに ARIES-ST (電気出力 1 GW) がある [1]。その設計パラメータを表 1 に示す。プラズマの主半径は 3.2 m, アスペクト比は 1.6 であり, 95% 磁気面での楕円度は 3.4, 三角度は 0.64 と極めて強いシェーピングを利用している。この配位を用いるとトロイダルベータ 50% (理論的ベータ限界の 90%) という非常に高いベータで運転することが可能である。プラズマ電流は 28 MA と高いが, 自発電流を有効に利用できるため (全プラズマ電流の 96%), 28 MW の電流駆動電力で維持可能である。プラズマ中心でのトロイダル磁場は 2.1 T であるが, TF コイルでの最大磁場は 7.4 T であり, TF コイルでの抵抗損失は 329 MW で循環電力 (34%) の大半を占める。正味のプラント効率は 30% である。

ST 炉にとって未解決の問題は, CS なしにプラズマ電流を立ち上げ, 燃焼プラズマ状態に導くか, また外乱等によりプラズマに摂動が加わった場合に CS を用いない迅速な制御をいかに行うかであり, トカマク炉の課題と大きくオーバーラップしている。ST は通常型トカマクに比べ, 高ベータにおける安定性や高ベータと高自発電流運転の両立性などに優れている一方, 常伝導 TF コイルの抵抗損失や CS なし運転の実現性などの問題点をもつ。最近では低アスペクト比および断面形状制御による高ベータ安定性と, 超伝導 TF コイルの成立性の相対立する要求の間で最適化した, トカマクと ST の中間領域の配位も注目されており, そのような領域での炉設計も行われている。ここでは特

に, アスペクト比 3~4 程度のトカマクとの相違点を中心に述べる。

2.2.2 プラズマ生成および定常電流駆動

日本の球状トカマク (ST) 研究は, 大学を中心に小型装置の機動性を活かした独創的な研究で多くの重要な成果をあげてきた。

東京大学の ST 装置 TST-2 (Tokyo Spherical Tokamak-2, 大半径 $R=0.38$ m, 小半径 $a=0.25$ m, トロイダル磁場 $B_t=0.3$ T) では, 高ベータ・高誘電率をもつ ST プラズマにおける波動物理の研究を行ってきた。トロイダル磁場と, 外側に凸の垂直磁場の存在下で, 1 kW レベルの 2.45 GHz のマイクロ波を使った電子サイクロトロン加熱 (ECH) でプラズマを生成し, プラズマ電流 (I_p) を立ち上げることに成功した。 I_p 立ち上げの効率は, 中性ガス圧の減少とともに増加し, 4×10^{-4} Pa で 1 kA/kW の高効率 I_p 生成が達成された [2]。TST-2 を九州大学に一時移設し, TRIAM-1M トカマクの低域混成波 (LHW) 電流駆動装置 (8.2 GHz, 200 kW) を用いて行った実験では, 同様のシナリオで $I_p=4$ kA の準定常維持が実証された (図 1) [3]。このプラズマの線積分密度は $3 \times 10^{17} \text{ m}^{-2}$ で, 電子温度は 160 eV であった。途中から入射電力を 100 kW から 170 kW に増加させた際, 高エネルギー電子の存在を示す X 線放射強度は増加しているが, I_p は増加しておらず, 電流値は平衡条件で決まることがわかる。トロイダル磁場 B_t が減少し, 電子サイクロトロン共鳴層が真空容器内からなくなると, プラズマ電流は維持できなくなる。後に詳述される LATE における結果と同様, 最外郭磁気面より大半径方向

2. Present Status of Steady-State Research 2.2 Present Status of ST Research towards Steady-State Operation

TAKASE Yuichi and MAEKAWA Takashi

corresponding author's e-mail: takase@k.u-tokyo.ac.jp

表1 ARIES-STの標準パラメータ [1].

Plasma parameters	
Plasma aspect ratio	1.60
Major radius (m)	3.20
Minor plasma radius (m)	2.00
Plasma vertical elongation (κ_{95})	3.40
Plasma triangularity (δ_{95})	0.64
Plasma current (MA)	29
Bootstrap current fraction	0.96
Current drive power to plasma (MW)	28
Toroidal field on axis (T)	2.1
Peak field at TF coil (T)	7.4
Toroidal β	50% ^a
Normalized β_N	7.4 ^a
Poloidal β	1.70
On-axis safety factor	4.3
Plasma-edge safety factor	11
Electron temperature (keV)	16.5
Ion density (10^{20} m^{-3})	1.4
Electron density (10^{20} m^{-3})	1.6
Density profile peaking factor ($n_c/\langle n \rangle$)	1.23
Temperature profile peaking factor ($T_c/\langle T \rangle$)	1.14
ITER-93H scaling multiplier	1.47
Plant parameters	
Average neutron load (MW m^{-2})	4.1
Fusion power (MW)	2980
Total thermal power (MW)	3370
Center-post ohmic losses (MW)	222
TF-coil ohmic losses (MW)	329
Recirculating-power fraction	0.34
Net plant efficiency	0.30
Mass power density (kWe tonne^{-1})	55.0
Cost of electricity (mill per kWe h)	78.6

^aARIES-ST operates at 90% of maximum theoretical β .

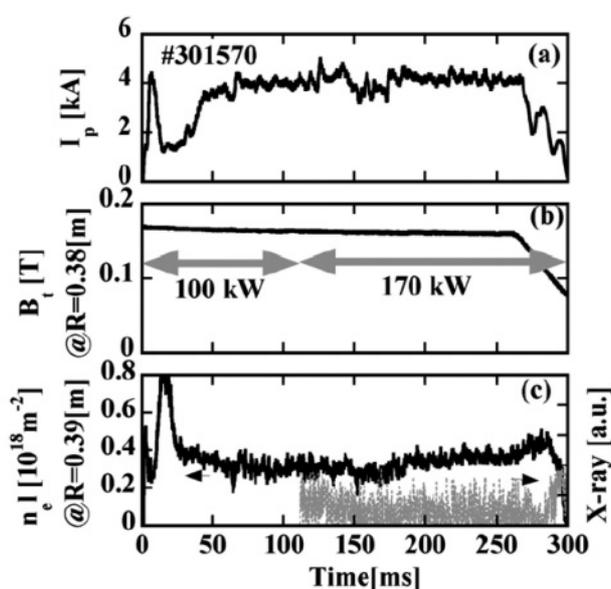


図1 TST-2におけるECHで生成・維持されたプラズマ。(a)プラズマ電流, (b)トロイダル磁場, (c)線積分密度およびX線輻射。

外側の領域に無視できない電流が流れていることがわかっている。この電流は磁気面から大きくずれた軌道をもつ粒子によって担われている可能性が提案されている。以上は誘導電場を使わない I_p 立ち上げであるが、ECHによる電離および外側ポロイダル磁場 (PF) コイルの誘導による中心ソレノイド (CS) を使わない $I_p = 10 \text{ kA}$ までの電流立ち上げも実証された[4]。これは I_p 立ち上げのためには必ずしもヌル領域 (ポロイダル磁場がゼロの領域) が存在しなくてもよいことを示した結果として重要である。

また、高誘電率をもつ ST プラズマにおいてモード変換で生成された電子バーンスタイン波 (EBW) による明確な加熱を初めて実証した[5]。EBW は垂直入射 X モードの電磁波からのモード変換により生成され、プラズマ中心部で吸収された。モード変換はプラズマ周辺部における密度勾配が急峻 (勾配長が 5 mm 程度) で、この急勾配領域に遮断-共鳴-遮断三重層がある場合に効率よく起り、その場合 50% 以上の吸収効率が得られた。このほか、高次高調波 (HHFW) による加熱および非線形波動現象に関する研究が行われており、さらに LHW によるプラズマ電流立ち上げ実験も計画されている[6]。

東京大学の TS-3 および TS-4 では、独創的なプラズマ合体を使った急速立ち上げにより、超高ベータ ST プラズマの生成に成功している[7, 8]。この発展として、TST-2 と同規模の新装置 UTST (University of Tokyo Spherical Tokamak, $R=0.37 \text{ m}$, $a=0.24 \text{ m}$, $B_t=0.3 \text{ T}$) では、真空容器外のコイルのみにより生成された 2 つの ST プラズマの合体に伴うイオン加熱を使って高ベータ化された ST プラズマの高周波による維持を目指した研究が始まりつつある[6]。

京都大学の LATE (Low Aspect Ratio Torus Experiment, $R=0.20 \text{ m}$, $a=0.14 \text{ m}$, $B_t=0.1 \text{ T}$) ではマイクロ波を用いた電子サイクロトロン加熱・電流駆動 (ECH/ECCD) による ST 形成実験を進めている[9, 10]。典型的な放電波形を図 2 に示す。マイクロ波入射前に水素ガスを充填し ($p \sim 7 \times 10^{-3} \text{ Pa}$), トロイダル磁場に加えて比較的弱い定常垂直磁場 $B_v \sim 0.005 \text{ T}$ を重畳しておく。磁力線は図に示すごとくヘリカルになる。ここにマイクロ波を入射すると電子サイクロトロン共鳴層近傍で放電が開始し、続いてプラズマは弱磁場側に広がっていく。この広がりと同時に、プラズマ電流 I_p が流れ始め、やがて電流が急上昇して (電流ジャンプと呼ばれる) 閉じた磁気面を持つ初期トカマク平衡が形成される[9]。 B_v を定常維持すると I_p も定常維持されるが、入射電力が十分大きい場合は B_v をゆっくり増加させると図のように I_p も上昇する。この放電ではマイクロ波パルスの終了時 ($B_v=0.01 \text{ T}$) ではプラズマ電流は $I_p=12 \text{ kA}$ に達する。このとき、最外郭磁気面でみてアスペクト比 1.4 楕円度 2.2 の ST となっている。 B_v のランプアップ率を上昇させると I_p も上昇し、現状では 5 GHz, 70 msec, 130 kW のマイクロ波入射で $I_p=15.3 \text{ kA}$ まで達している[10]。線平均電子密度は放電を通じて 5 GHz マイクロ波に対するプラズマ遮断密度を超えている。さらに電子サイクロトロン基本共鳴層は電流密度分布や軟 X 線発光断層像の範囲から

外れていて、第2および第3高調波共鳴層がそれらの中央部にあることから、入射された電磁波からモード変換されたEBWの高調波共鳴吸収によるECH/ECCDよりプラズマが駆動・維持されていると推測される。LATEのような小型で低電子温度のプラズマでは高調波共鳴での電磁波モードの吸収はほとんど期待できないからである。

図2で示すように、放電初期に定常 B_v の下で自発的に I_p が発生し、電流ジャンプにより磁気面が形成されることは興味深い。ここでは磁力線トポロジーだけでなく、プラズマループの平衡特性も大幅に変化する。一般に、プラズマループの拡大力は、プラズマ圧力によるバルーニング力とプラズマ電流ループのフープ力 (I_p^2 に比例する) の和である。この力を、 $I_p \times B_v$ の力で相殺することにより主半径方向の平衡をとる。典型的な例は Shafranov の式で示される [9]。一つの B_v に対して平衡を満たす I_p は、バルーニング力が主となる低 I_p 解と、電流ループのフープ力が主となる高 I_p 解の2つがある。放電初期のプラズマ電流が小さく、バルーニング力が主となる解から、電流ループのフープ力が主となる解にジャンプすること (電流ジャンプ) により、磁力線のトポロジーのみならず、平衡特性も変移する。

電流ジャンプ前の放電初期では、外部磁場が主であり、電子とイオンのトロイダルドリフトに起因した垂直方向の荷電分離を緩和すべく、ヘリカル磁力線に沿う電子の流れが生じ、トロイダル方向のプラズマ電流となる。電流ジャンプ後は閉じた磁力線構造が存在するので、EBWのサイクロトロン共鳴吸収によりトロイダル方向に流れる高速電子テイルが発達してプラズマ電流を運ぶ。実際、磁気面形成後はプラズマ電流の上昇とともに高速電子テイルからの制動放射によるものと推測される X 線放射が強度、エネルギー帯ともに発達し、100 keV を超える光子エネルギー帯まで広がった X 線スペクトルが観測されている。磁場方向

屈折率を持つ EBW の吸収により磁場方向運動量が高速電子に加わり、自己誘導による制動に抗して高速電子テイルが発達すると考えられている。電流ジャンプ自身は、開から閉への磁力線のトポロジーの変遷時に生じる、閉じ込めに関する電子の速度空間での異方性に起因する高効率の電流生成によりもたらされると推測されている。

電流ジャンプ後の平衡特性は、プラズマ電流のフープ力が主になり $I_p \times B_v$ の力と釣り合う。すなわち、大まかに述べて I_p は B_v に比例する。一旦、平衡特性がこの領域に入ると、 B_v を時間的に上昇させれば (加えて、電流増大に十分なマイクロ波電力が入射されていれば)、より大きな電流での平衡が確保されるので I_p も上昇することが期待できる。LATE の場合は定常 B_v のもとで電流ジャンプによりこの平衡領域に入ることができたが、電流ジャンプ時には電流分布の位置とアスペクト比の大幅な変移と変動が観測された。

2.2.3 高ベータと定常化

上記の結果は高 β_p ではあっても低 β_t であった (β_p, β_t はそれぞれプラズマ圧力のポロイダル磁気圧, トロイダル磁気圧に対する比)。しかし核融合炉の実現には規格化ベータ

$$\beta_N = \beta_t / (I_p / a B_t)$$

が高くなくてはならず、これは高 β_p かつ高 β_t であることを意味する。特に常伝導 TF コイルを用いた ST 炉においては、コイルの抵抗損失を最小化するため、高 β_t は必須である。一方、電流駆動パワー (再循環パワー) を最小化するためには自発電流比 f_{BS} をできるだけ高める必要がある。高 β_t で、しかも高 f_{BS} を表す評価関数を

$$\beta_{sus} = f_{BS} \beta_t \sim \sqrt{\epsilon} \beta_p \beta_t \sim S \beta_N^2$$

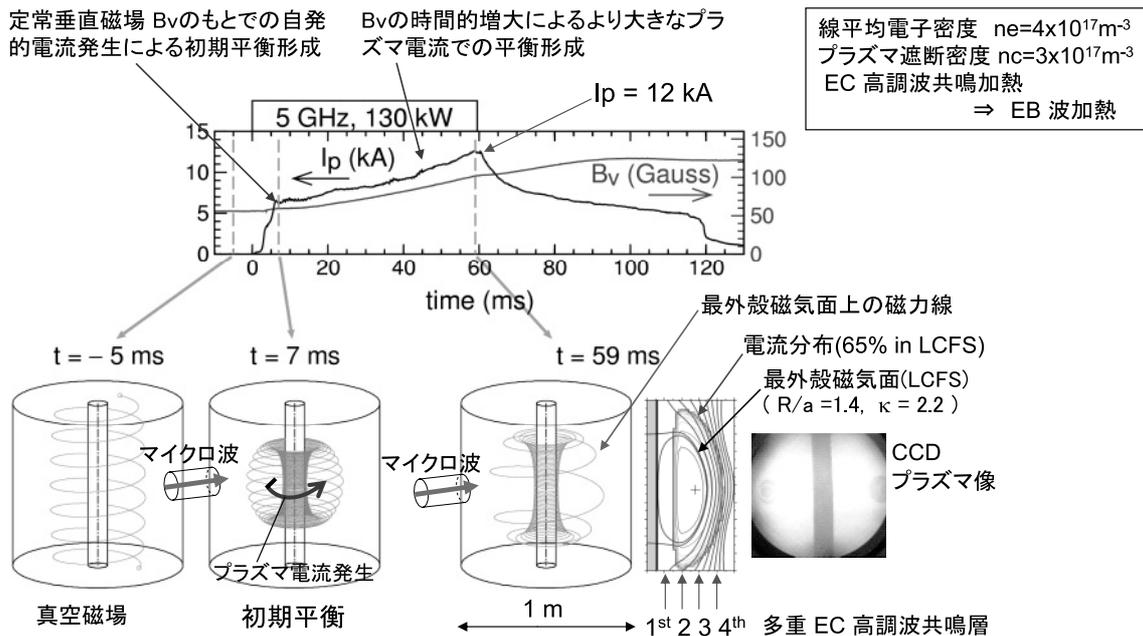


図2 LATEにおけるマイクロ波によるST生成。

と定義する[11]. ここで

$$S = q_{95}(I_p/aB_t) \sim (1 + \kappa^2)f(\epsilon, \delta)$$

は形状パラメータと呼ばれ、プラズマ断面の逆アスペクト比 ϵ , 縦長さ κ , 三角度 δ に依存する. これより定常燃焼プラズマには, 高 S および高 β_N が要求されることがわかる.

米国の NSTX (National Spherical Torus Experiment, $R=0.85$ m, $a=0.68$ m, $B_t=0.6$ T) ではこのような視点から, 高ベータと定常化の同時達成を目指した研究が行われている. 通常アスペクト比のトカマクと同様, STにおいても外部キンクモードによりベータ限界が決まっており, トロイダル回転の十分速いプラズマでは, 壁による安定化が効いており, この効果を考慮に入れたベータ限界まで到達可能である. このため, トロイダル回転を減速させる原因である誤差磁場の補正を行った. また形状パラメータ S を増大させるため, 高 κ と高 δ を同時に達成できるように内側ダイバータコイルを変更し, 実時間平衡計算を用いた形状制御を用いることにより, $\kappa \sim 3$ および $S \sim 41$ を達成した. このときの内部インダクタンスは $l_i \sim 0.35$ という, 定常運転に有利な極めて低い値であった.

NSTX では短時間ではあるが, 英国の START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak, $R=0.35$ m, $a=0.27$ m, $B_t=0.3$ T) と同様, 既に $\beta_t=40\%$ を達成している[12]. 長時間化に関しては上記の改良により, 図3に示すように高ベータおよび高閉じ込めを保ったまま ($\beta_t=14\%$, $\beta_N H_{89P} = 8.5$), エネルギー閉じ込め時間の50倍(電流拡散時間の6倍に相当)程度の維持に成功している[13]. この放電では, 電流拡散時間程度の間, 非誘導電流比65%(そのうち85%は圧力勾配による自発電流)が保たれていたが, プラズマ中心における安全係数 $q(0)$ が1以下となり, $m/n=1/1$ モードが出現すると, 閉じ込めもベータも劣化してしまう. 真の定常化達成には電流分布制御が重要であることがわかる.

一方, ST 動力炉 ARIES-ST[1]で想定される運転モードでは, $\beta_t=20\%$ を電流拡散時間の3倍維持することに成功している. この放電では, 非誘導電流比50%(そのうち80%は圧力勾配による自発電流)であり, 再現性もよく, MHDによる持続時間の制限も観測されていない. プラズマ中心の安全係数 $q(0)$ は TRANSP (トカマク実験のための輸送解析コード) による計算結果(図4の3段目の灰色線)に比べ長時間, 1より高い値を維持している[13]が, その原因は明らかとなっていない.

NSTX では, 低 I_p における HHFW 加熱により, プラズマ表面の周回電圧が負になる状態が約 50 ms 保たれた. この放電は高 $\beta_p H$ モードになっており, $f_{BS}=65-80\%$ であった[14].

2.2.4 近未来の見通しと日本の ST 研究の今後の戦略

ST 研究は急進展を遂げており, ITER の次のステップとして考えられている, 核融合発電の実証を目指したデモ炉の早期実現に大きく貢献できる, 小型のコンポーネント試

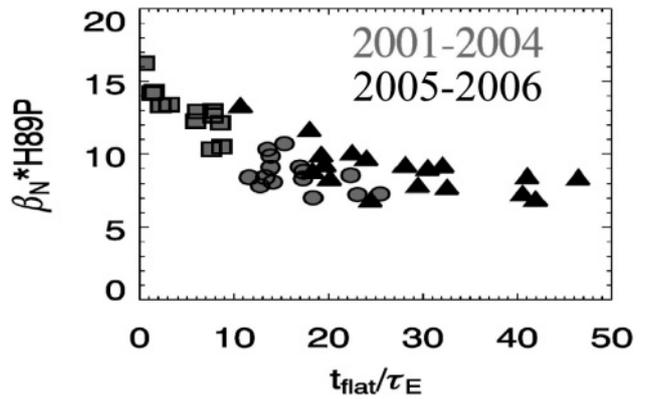


図3 高ベータかつ高閉じ込めのプラズマの長時間維持 (NSTX). 規格化ベータ β_N と閉じ込め改善度 H_{89P} の積でプラズマ性能を表し, 定常に維持された時間 t_{flat} はエネルギー閉じ込め時間 τ_E と比較している. \circ, \square は2001-2004年に, \triangle は2005-2006に得られたデータを示す.

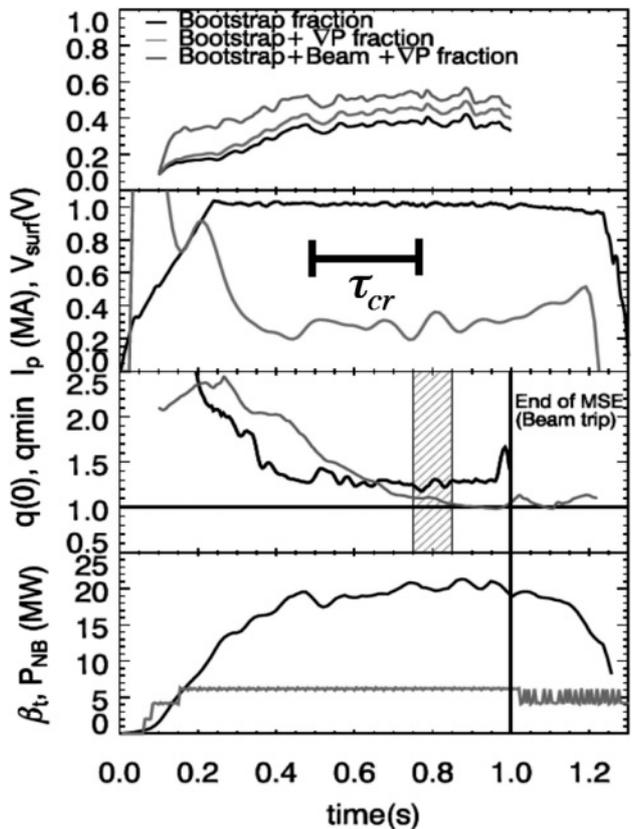


図4 20%ベータを電流拡散時間 τ_{CR} の3倍維持した放電 (NSTX). V_{surf} はプラズマ表面におけるループ電圧, 1秒以降は動的シュタルク効果 (MSE) を使った電流分布計測に必要な中性粒子ビームは入射されていない.

験施設 CTF (Component Test Facility) [15] を実現するための科学的基盤を着実に築きつつある. CTF は定常運転のできる燃焼プラズマ装置であり, デモ炉で想定される環境下で, 材料の試験片ではなくブランケットモジュールなどの大型コンポーネントの総合的試験を行い, デモ炉の成功をより確実なものとするを目的とする[16]. ST方式を採用すると小型の燃焼プラズマ装置が実現可能であるため, 近年注目を集めている. 前節で述べたように, CTFの基本性能に対応する規格化条件を満足する物理データ

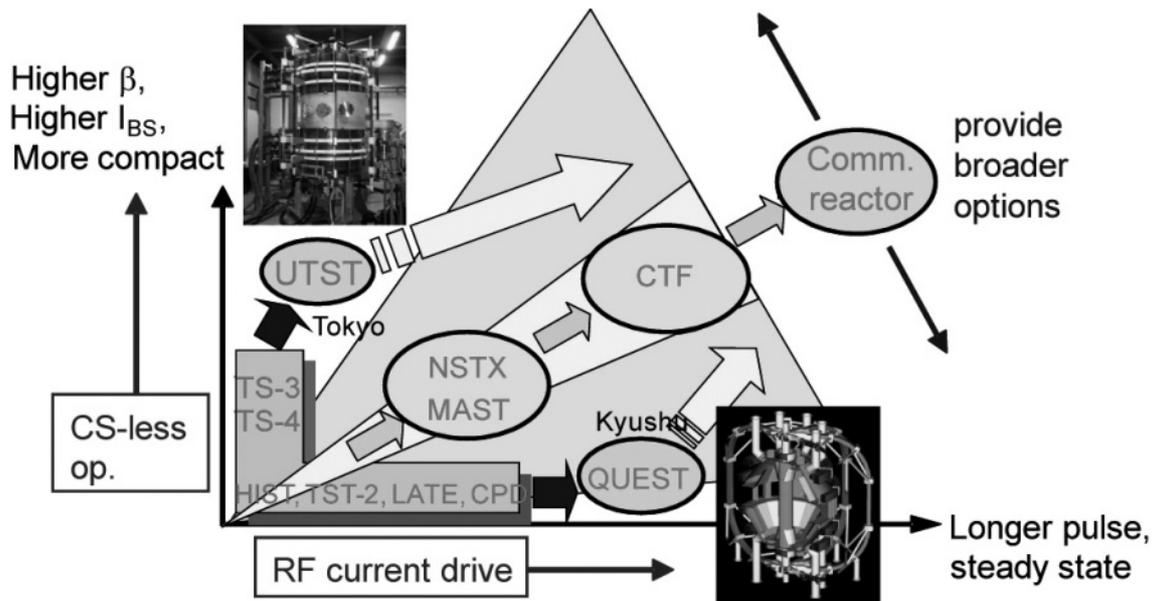


図5 全日本 ST 研究計画の戦略。

ベースが既に構築されつつあるが、高性能を保ちつつ燃焼プラズマを定常化することはまだ未解決の問題である。今後開発が必要な重要課題は以下の2点である。

- (1) CTFの定格電流10 MAに外挿できるCSなしプラズマ電流立ち上げデータ
- (2) CTF定常運転へ外挿できる、定常高熱流束ダイバータ物理データ

ST研究は日本ではトカマク研究の一部として位置づけられており、特に大学規模の独創的な高ベータプラズマ研究および国際協力を活用することとなっている。これを実現するため、核融合科学研究所双方向型共同研究のもと、全日本ST研究計画として再編成され、その活動が始まっている。

日本の大学はこれまでもプラズマ立ち上げ、電流駆動、超高ベータなどの領域で重要な貢献をしてきた。現在稼働中のST装置には、東大のTS-3, TS-4, TST-2, UTST, 京大のLATE, 兵庫県立大のHIST, 九大のCPDなどがある。米国のNSTX, 英国のMAST (Mega-Ampere Spherical Tokamak, $R=0.90$ m, $a=0.70$ m, $B_t=0.6$ T)という中型トカマクに相当する規模のSTが大きな研究資源を投入し、精力的に研究を進めている中で、日本のST研究がどのように特徴を出し、意味のある貢献をしていくかは全日本レベルで議論され、以下のような戦略が策定された。

全日本的な連携のもと、独創的・革新的研究により超高ベータおよび超長時間運転の科学的基盤形成に貢献する。これはNSTX, MASTの追求する高ベータ定常研究の幅を拡げ、将来の可能性を拡大することに貢献する(図5)。具体的には東大のUTSTに代表される短パルスではあるが超高ベータのST研究、および九大のQUEST ($R=0.68$ m, $a=0.40$ m, $B_t=0.5$ T)に代表される高ベータではないが超長時間維持を目指す研究を両輪とし、将来の選択肢の拡大に貢献する。これらの研究を成功させるためには、プラズマ立ち上げ、加熱・電流駆動、熱・粒子制御、プラズマ・

壁相互作用などの研究が重要な要素となる。

NSTXやMASTとの連携や、将来の発電炉や近未来のCTFについての検討は、2007年2月に発足したST研究に関する国際エネルギー機関(IEA)の実施協定などを活用して国際的な協力のもと進めていく予定である。

2.2.5 おわりに

このようにSTは通常型トカマクに比べ、高ベータにおける安定性や高ベータと高自発電流運転の両立性に優れている一方、常伝導TFコイルの抵抗損失やCSなし運転の実現性などの問題点ももつ。最近では低アスペクト比および断面形状制御による高ベータ安定性と、超伝導TFコイルの成立性の相対立する要求の間で最適化した炉設計も行われている。VECTORの設計では、CSをなくすことで高磁場化、コンパクト化が可能となり、有意な効率改善が得られることが示された[17]。ITERの次世代として想定されるデモ炉の設計例でも、類似の設計が行われている。但し、その一例であるアスペクト比2.6のSlim CSデモ炉[18]では、最小限のCSを備えている。JT-60SA[19]の設計は、このような領域での高ベータ定常化研究を進められるよう配慮されている。

参考文献

- [1] F. Najmabadi and ARIES Team, *Fusion Eng. Des.* **65**, 143 (2003).
- [2] Y. Takase *et al.*, *Nucl. Fusion* **41**, 1543 (2001).
- [3] A. Ejiri *et al.*, *Nucl. Fusion* **46**, 709 (2006).
- [4] O. Mitarai *et al.*, *J. Plasma Fusion Res.* **80**, 549 (2004).
- [5] S. Shiraiwa *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* **96**, 185003 (2006).
- [6] Y. Takase *et al.*, *Nucl. Fusion* **46**, S598 (2006).
- [7] Y. Ono and M. Inomoto, *Phys. Plasmas* **7**, 1863 (2000).
- [8] Y. Ono *et al.*, *Nucl. Fusion* **43**, 789 (2003).
- [9] T. Yoshinaga *et al.*, *Phys. Rev. Lett.* **96**, 125005 (2006).
- [10] H. Tanaka *et al.*, *Proc. 21st Int. Conf. on Fusion Energy*,

- Chengdu, 2006 IAEA (Vienna) CD-ROM file EX/P6-6 (2006).
- [11] D.A. Gates *et al.*, Nucl. Fusion **46**, S22 (2006).
- [12] S.M. Kaye *et al.*, Nucl. Fusion **45**, S168 (2005).
- [13] D.A. Gates, *presented at 12th International ST workshop*, Chengdu, Oct 11-13 (2006), http://www.sunist.org/shared_documents/STW_2006/Gates_D_A/DG_STWkshp06_talk.pdf.
- [14] C. Kessel *et al.*, Phys. Plasmas **13**, 056108 (2006).
- [15] Y.-K.M. Peng *et al.*, Plasma Phys. Control. Fusion **47**, B263 (2005).
- [16] M. Abdou *et al.*, Fusion Technol. **29**, 1 (1999).
- [17] S. Nishio *et al.*, in Fusion Energy 2004 (*Proc. 20th Int. Conf. Vilamoura, 2004*) (Vienna: IAEA) CD-ROM file FT/P7-35 and http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/fec/fec2004/datasets/FT_P7-35.html.
- [18] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1151 (2005).
- [19] M. Kikuchi *et al.*, Nucl. Fusion **46**, S29 (2006).