

球状トカマクをベースとする核融合発電炉 : 2. 炉心プラズマの物理 : 2.7 制御

御手洗, 修
東海大学熊本教養教育センター

<https://hdl.handle.net/2324/1544162>

出版情報 : Technical Report. 1298, pp.53-61, 2013-12-25. The Institute of Electrical Engineers of Japan
バージョン :
権利関係 :

第**1298**号

2013年12月

球状トカマクをベースとする 核融合発電炉

核融合炉の経済性向上調査専門委員会編

電 気 学 会 技 術 報 告

電 気 学 会
基礎・材料・共通部門
プラズマ技術委員会

球状トカマクをベースとする 核融合発電炉

核融合炉の経済性向上調査専門委員会編

目		次	
はしがき	3	3.2 周辺プラズマと対向機器の相互作用	68
設立趣意書	3	3.3 燃料供給	73
西尾先生追悼文	5	3.4 ブランケット	77
1. はじめに	6	3.5 炉材料	82
1.1 熱核融合の原理	6	3.6 中性子遮蔽	89
1.2 核融合プラズマ保持装置	8	3.7 トリチウムと安全性	93
1.3 核融合発電炉	9	3.8 トリチウムの回収	97
1.4 核融合炉の必要性	11	4. 核融合発電炉の概念設計	99
2. 炉心プラズマの物理	13	4.1 はじめに	99
2.1 MHD 平衡	13	4.2 ST 炉心プラズマの物理モデル	101
2.2 MHD 不安定性と β 限界	20	4.3 超電導 ST 炉の概念設計	105
2.3 輸送 (L モード、H モード、ITB)	26	4.4 構造概念	106
2.4 ブートストラップ電流	33	4.5 ブランケット, 発電	111
2.5 加熱と電流駆動の理工学	37	4.6 コスト、環境負荷、エネルギー比評価	118
2.6 α 粒子加熱と α 粒子閉じ込め	44	5. まとめと今後の課題	123
2.7 制御	53	5.1 まとめ	123
3. 炉工学	62	5.2 開発項目とロードマップ	127
3.1 超電導マグネット	62		

核融合炉の経済性向上調査専門委員会委員

委員長	長山 好夫(核融合科学研究所)	委 員	田辺 哲朗(九州大学・総理工)
幹 事	花田 和明(九州大学・応力研)		藤澤 彰秀(九州大学・応力研)
幹事補佐	小野 靖(東京大学・新領域)		西川 正史(九州大学名誉教授)
委 員	高瀬 雄一(東京大学・新領域)		新谷 吉郎(東芝原子力サービス)
	前川 孝(京都大学エネルギー)		谷 啓一(日本原子力開発機構)
	政宗 貞男(京都工業繊維大学)		藤 堂 泰(核融合科学研究所)
	永田 正義(兵庫県立大学・工)		室賀 健夫(核融合科学研究所)
	中村 一男(九州大学・応力研)		廣岡 慶彦(核融合科学研究所)
	御手洗 修(東海大学・総合教育)		柳 長門(核融合科学研究所)
	山崎 耕造(名古屋大学・工)		長坂 琢也(核融合科学研究所)
	小関 隆久(日本原子力開発機構)		田中 照也(核融合科学研究所)
			坂本 隆一(核融合科学研究所)

執筆者一覧

章 節	氏 名	所 属 研 究 機 関
はしがき	長山 好夫	自然科学研究機構・核融合科学研究所
1 1.1—1.3	前川 孝	京都大学大学院・エネルギー科学研究科
1.4	花田 和明	九州大学・応用力学研究所
2 2.1	新谷 吉郎	東芝原子力エンジニアリングサービス(株)
2.2	小野 靖	東京大学大学院・新領域創成科学研究科
2.3	藤澤 彰秀	九州大学・応用力学研究所
2.4	山崎 耕造	名古屋大学大学院・工学研究科
2.5	高瀬 雄一	東京大学大学院・新領域創成科学研究科
2.6	谷 啓一	日本原子力研究開発機構・那珂研究所
2.6	藤 堂 泰	自然科学研究機構・核融合科学研究所
2.7	御手洗 修	東海大学・総合教育センター
3 3.1	柳 長門	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.2	廣岡 慶彦	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.3	坂本 隆一	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.4	室賀 健夫	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.5	長坂 琢也	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.6	田中 照也	自然科学研究機構・核融合科学研究所
3.7	田辺 哲朗	九州大学大学院・総合理工学府
3.8	西川 正史	九州大学名誉教授
4 4.1—4.5	長山 好夫	自然科学研究機構・核融合科学研究所
4.6	山崎 耕造	名古屋大学大学院・工学研究科
5 5.1—5.2	長山 好夫	自然科学研究機構・核融合科学研究所

2.7 制御

2.7.1 はじめに

ST 炉の制御とは何であろうか？ST 炉の制御は、現在論じられるほどには成熟していない。高アスペクト比のトカマク炉に関しては論じることができるが、これもいまだしである。そのような現状でここでは ST 炉の制御の問題について考察してみる。

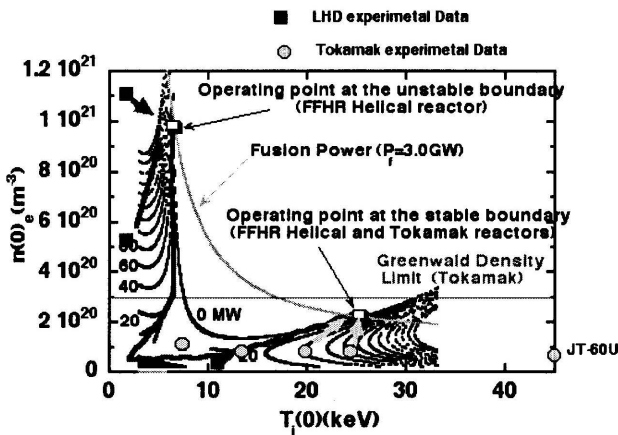


図 2.7.1 POPCON for helical and tokamak reactors

ST 炉の特徴は高アスペクト比のトカマク炉に比して、アスペクト比が小さい分だけプラズマ小半径が大きくなり、その結果プラズマ電流を 2 倍程度大きく流しても、安全係数は大きく、たとえば、ITER ではプラズマ電流 17 MA で自己点火に行くが、CTF (主半径 1.6 m、小半径 1.0 m、トロイダル磁場 2T) ではサイズは小さいながらも最終的には 17 MA と大きなプラズマ電流が流せ、自己点火に行くパラメータ領域にいける⁽¹⁾。しかしながら、ST では大きなプラズマ電流が流せるということと、実際にそのような電流を達成できるかということは別問題である。ST 炉の特徴はなんといっても中心ソレノイド (CS) の設置スペースを犠牲にしているから、CS コイルの作る磁束が高アスペクト比のトカマク炉に比して圧倒的に少なく、CS のみでプラズマ電流をフルに立ち上げることは不可能であるからである。高アスペクト比のトカマクにおいては CS コイルの作る磁束によってプラズマ電流をフルに立ち上げることは容易であり、この意味での高アスペクト比トカマク炉実現の可能性は高い。

これらの問題を乗り越えるべく、ST 装置では小さい磁束の CS を用いてオーミックプラズマ電流と、非誘導電流駆動でプラズマ電流を立ち上げる⁽²⁾、垂直磁場でプラズマ電流立ち上げる⁽³⁻⁶⁾、マーキング圧縮によってプラズマ電流を立ち

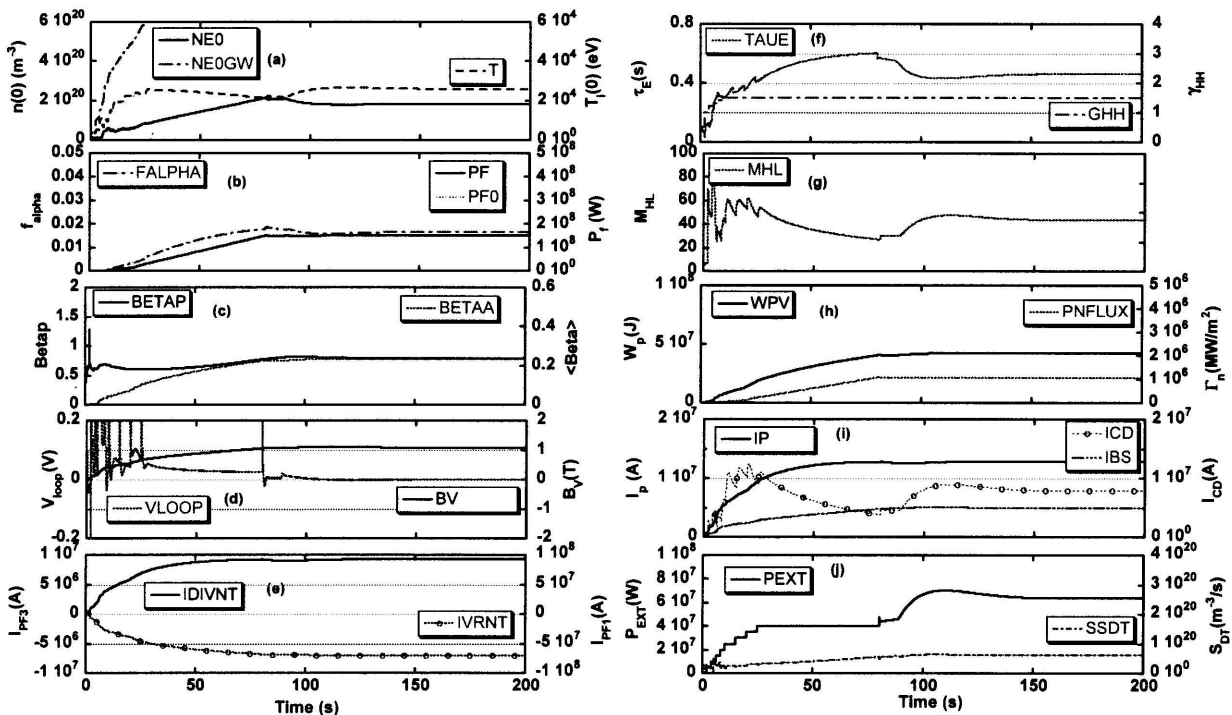


図 2.7.2. The temporal evolution of the plasma current and other parameters up to 200 s for fusion power of 150 MW and confinement factor of $\tau_{HH}=1.5$. (a) The peak electron density (NED), Greenwald density limit (NEOGW), and peak temperature (T), (b) the fusion power (PF), the set value of fusion power (PF0), and alpha ash fraction (FALPHA), (c) the toroidal beta (BETAA) and poloidal beta (BETAP), (d) the vertical field (BV) and loop voltage (VLOOP), (e) PF1 coil current (IDIVNT) and PF3 coil current (IVRNT), (f) the confinement time (TAUE) and confinement enhancement factor (GHH), (g) the H-mode factor, (h) the plasma energy (WPF) and the neutron wall loading (PNFLUX), (i) the plasma current (IP), bootstrap current (IBS) and non-inductive driven current (ICD), and (j) the external heating/current drive power (PEXT) and fueling rate (SSDT). The derivative time $T_d=0.1$ s and integration time of $T_{int}=3$ s for the fuel control have been used.⁽¹⁾

上げる^(6,7)、電極を用いた CHI を入射する⁽⁸⁾ことが考えられ、すでに実験的な実証はされているが、これらのみで MA を超える実験はまだない。その意味では ST では炉になるような大きなプラズマ電流を得られる見通しはまだ立っていないといえる。オーミックプラズマ電流、非誘導電流駆動、垂直磁場、加熱パワーのすべてをミックスさせて立ち上げるしかないと思われるが、そのような実験もまだ行われてはいない。いずれにしても最終的にはブートストラップ電流割合を増やし、外部からの電流駆動電力を低減することが必要である。高アスペクト比のトカマク炉では、非誘導電流駆動電力が極端に大きくなるような場合、大きな CS を採用しプラズマ電流を駆動する方向に行くことが可能であるが、ST の場合はそうはいかない。そのような意味では大きなプラズマ電流を流せるという仮定の上に立った ST 炉の研究は現状ではいまだ“砂上の楼閣”に近い。そこをよく認識しておく必要があり、それを克服するための戦略を立てる必要がある。

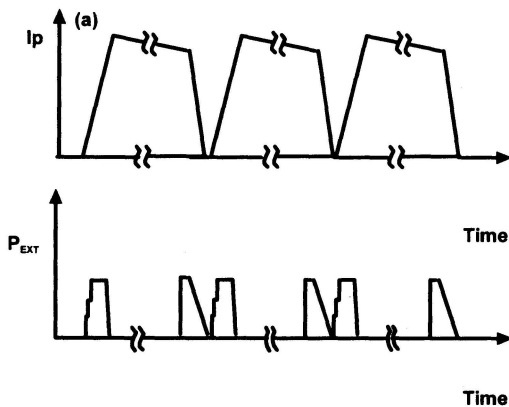


図 2.7.4 (a) Proposed "quasi-continuous cyclic DC operation" when the bootstrap current fraction is less than 100%. The plasma current decays and is shut down after a long time, and then ramped up again, and (b) Heating power.

2.7.2 燃焼制御

プラズマ電流を流さないヘリカル炉では純粋な意味で自己点火に到達することができる。いったん、自己点火領域に達すれば、あとは外部加熱パワーをかけることなく、燃料供給のみでそれを維持できる。しかも、図 2.7.1 に示すように、熱的に安定な高温・低密度領域の自己点火領域と、最近制御の可能性が示された熱的に不安定な低温・高密度領域の自己点火領域のどちらでも運転できる可能性がある^(9,10)。

しかし、トカマク炉においてはプラズマ電流を流す必要があるために熱的に安定な高温・低密度領域の自己点火領域しか可能性はない。何故なら低温・高密度領域ではプラズマ抵抗が大きく、プラズマ電流を流すのは困難だからである。また、図 2.7.1 の POPCON 図でもわかるように所要の核融合出力を得るにはグリーンワルド密度限界付近あるいはそれを越えたところで運転する必要があるからであ

る。なお、高温・低密度領域で運転するにしてもどのようにしてプラズマ電流を維持するかによってトカマク炉の運転方式は次のように分類できる。

(1) 非誘導電流駆動トカマク炉：

非誘導電流駆動によって定常運転を行うならば常に電流駆動電力をプラズマに注入する必要があるため、もはや自己点火運転はできない。非誘導電流駆動のためのパワーを常に入射しておくので純粋な自己点火運転よりもより高温度、低密度側に運転点が移動する。これは非誘導電流駆動にとっては良い方向である。

(2) 誘導電流駆動トカマク炉：

もし、CS コイルの性能を高めて、AC (交流) 運転⁽¹¹⁾や単パルス運転にするならばプラズマ電流駆動のためのパワーはほぼ不要であるからは自己点火に近い運転が可能となる。プラズマ電流が逆転するフェーズでは核融合出力が減少する結果ブランケット温度は減少する。しかし、ブランケット保護のために高温ガスを外部から流して一定の温度を保つように運転するので、結局は定常発電が可能である。

一方、ST 炉においては CS コイルをプラズマ電流維持に使う余裕は全くないので、非誘導電流駆動とブートストラップ電流によって定常運転を行うしかない。それはとりもなおさず、自己点火領域がないことを意味する。このように DT-ST 炉では燃焼制御はその意味で限定的となる。以下の CTF の計算例⁽¹⁾を見ればわかるように、プラズマ電流を駆動する電力の方が、LH 遷移に要するパワーや最終的な運転点に行く加熱パワーよりも大きい。従って、燃焼制御のためのパワーを考えるよりプラズマ電流を駆動するパワー、電流分布を維持するパワーの方が重要となる。即ち、プラズマ電流駆動電力がすべてを決定する。

また、この図 2.7.2 からわかるように、プラズマ電流が増大するフェーズでは垂直磁場による電流駆動効果があるために加熱電流駆動パワーは小さく、定常状態になってこの効果がなくなると加熱電流駆動パワーは大きくなる。

比較と参考のために、筆者が行っている現在の技術の延長線上にある D-³He ST 炉研究の結果を示す⁽¹²⁾。これによれば、D-³He ST 炉では密度が DT 炉よりも高くなるために、ブートストラップ電流割合が 100% でなければ非誘導電流駆動は不可能となる。なぜならプラズマ電流そのものが 90 MA と大きいからである。しかしながら温度が 100 keV 以上と極めて高いので、プラズマ抵抗がきわめて小さくなり、プラズマ電流の減衰も小さく、ブートストラップ電流割合が 90% 以上と高ければ非誘導電流駆動しなくても数時間から 8 時間程度 90 MA 程度の維持運転は可能となる (図 2.7.3)。しかし定常運転はもはやできないので、図 2.7.4 に模式的に示すように 8 時間程度の繰り返し運転になる。プラズマ電流は 90 MA 程度必要であるが、これは加熱パワーと垂直磁場によって立ち上げることができる。驚くべきことに、加熱パワーと垂直磁場だけで 90 MA 流れるのであり、それを繰り返し行い準定常直流放電とする。このように ST 炉は D-³He 炉にもっとも近い可能性がある。

このように、ST 炉ではブートストラップ電流割合が大きくなければいけないので、それを維持できる圧力勾配を保つ燃料補給、温度分布制御、電流分布制御を行ういわゆるアドバンスト・トカマク制御が必要になる。

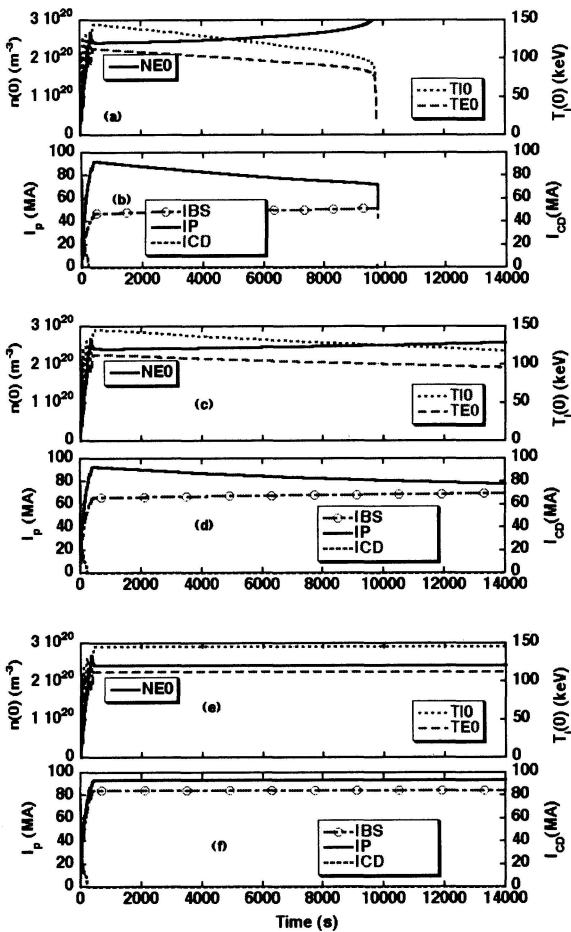


図 2.7.3 Plasma current ramp-up and subsequent decay phase without any application of the heating/current drive power for the various bootstrap current coefficients of (a)(b) $C_{BS} = 0.5$, (c) (d) $C_{BS} = 0.7$, and (e) (f) $C_{BS} = 0.9$. It is seen that the current rise-up phase does not depend on the bootstrap current fraction.

しかしながらエネルギーを生む核融合炉で一番大事な制御は核融合出力制御である。これは燃料供給によって行われる。この燃料供給は、測定した核融合出力（実際には中性子出力を測定）とその設定値との誤差に基づいた PID 制御によって行われる⁽¹³⁾。核融合炉内のすべての制御はこの核融合出力制御の制限条件のもとで行われなければならない。なぜなら核融合出力が大きすぎると過出力になり炉の健全性に影響を与えるからである。従って、アドバンスト・トカマク制御もこの条件の下でしか許されないし、温度、密度電流分布制御等、すべてこの核融合出力制御の範囲内で行われなければならない。ちなみに、温度が 10~20keV では DT 核融合反応速度は温度の自乗に比例するので、アルファ粒子加熱の式から、核融合出力は、結局、 $P_f \propto (nT)^2$ と

なる。一方、プラズマエネルギーは $W_p \propto nT$ である。燃料供給は最終的にはペレット入射によって行われるとすると、ペレット入射によって入射場所での密度は上がるが、温度は下がる。結局プラズマエネルギーそのものは全体的にはほとんど変化しない。それは短時間で燃料供給を行うので系は断熱的であるからである。その結果核融合出力も全体的にあまり変化しないことになるので、核融合出力制御の制限条件のもとでの運転は可能だと考えられる。

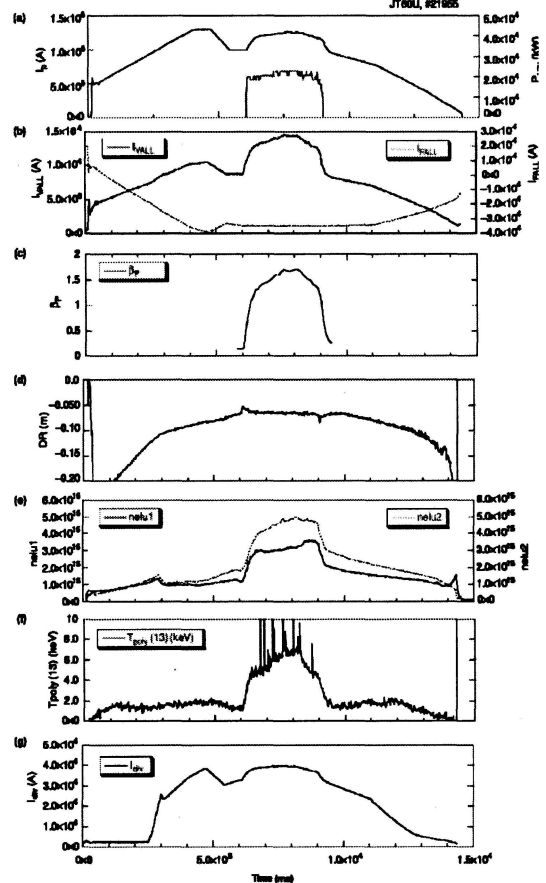


図 2.7.5 Overall discharge behavior in JT-60U with high beta poloidal experiments with constant OH coil current.

2.7.3 プラズマ電流立ち上げ制御

上に述べたような危機意識の上で、ST のプラズマ電流立ち上げ方法の研究は行われてきた。それはプラズマ加熱によってプラズマが外側に変位しようとする、垂直磁場を増大させる結果磁束が増大し、プラズマ電流が増大するというものである⁽¹⁴⁾。単純な計算では炉に必要なプラズマ電流は十分に得られる^(12,15,16)。加熱パワーによってプラズマエネルギーが増大し、プラズマ電流が増大する。CS コイル電流を一定にして NBI を入射するとプラズマエネルギーが増大し、プラズマ電流が増えるという実験事実が昔から JT-60U ですでに観測されていた^(15,17)。図 2.7.5 に示すように加熱が同時に起こるので非誘導電流駆動やブートストラップ

ブ電流による増加ではない。それ以降この種の実験が行われ、JT60U ではごく小さな CS の一部と、ECRH、LHCD、NBI を用いて最終的に 700 kA ものプラズマ電流が誘起された^(3,4)。

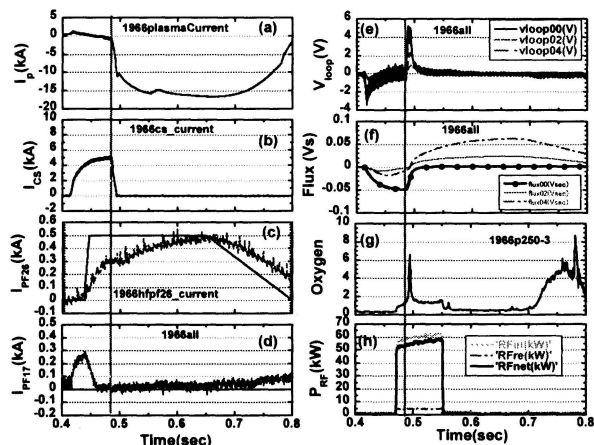


図 2.7.6. Plasma current evolution in QUEST at $B_t=0.14$ T with the smaller biasing Ohmic transformer current. (a) Plasma current (b) CS current, (c) PF26 vertical shaping coil current and set value, (d) PF17 vertical field coil current, (e) loop voltage measured at three locations, (f) measured fluxes at three locations, (g) oxygen impurity line, and (h) 8.2 GHz RF power. (#1966)

ST では TST-2 において ECRH と垂直磁場によって 10 kA のプラズマ電流が励磁された⁽⁵⁾。また、最近では QUEST においてオーミック実験が行われ、そこでは CS コイル電流が 0 になってから垂直磁場コイル電流 (PF26) の励磁によってプラズマ電流が流れることが図 2.7.6 に明確に示されている⁽¹⁸⁾。さらに、CS 電源改造後の実験においては、図 2.7.7 の様に 20 kA から 60 kA のプラズマ電流は明らかに垂直磁場で駆動されていることがわかる。

もっと最近では高アスペクト比のトカマク DIII-D でもダイバータコイルと垂直磁場、ECRH などを用いた CS-less 立ち上げ実験が行われ 170 kA が得られている。外側にヌル点を作って、内側のダイバータコイルの電流を低減し、正味で垂直磁場を増大しプラズマ電流を立ち上げている。しかしながら、ECRH のプラズマ電流駆動効率は特に温度が低い初期には小さく、ほとんど電流駆動能力を持たない。DIII-D では ECRH による加熱と正味の垂直磁場によって電流が駆動されていると考えられる。NBI もプラズマ電流が小さい間は粒子閉じ込めが悪くほとんど役に立っていない⁽¹⁹⁾。

もっと効率よく CS-less 運転を行うには、異なる周波数を持つ ECRH を準備しておいて、即ち共鳴点をプラズマ中心、トーラス内側と外側と 3 つ程度用意しておき、初期にプラズマ位置がある程度変動してもプラズマを加熱できるようにしておけば、垂直磁場による駆動によってプラズマ電流

を立ち上げられる可能性はある。また、同時にプラズマ中心と周辺でのプラズマ電流分布制御や、不純物を排出する制御法にも使える可能性はある。

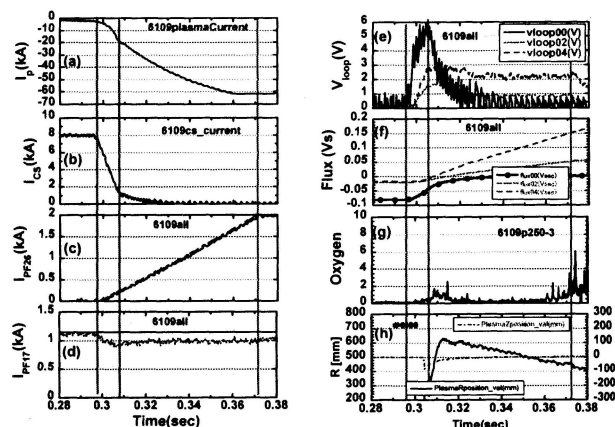


図 2.7.7 Plasma current evolution in QUEST at $B_t=0.14$ T with the smaller biasing Ohmic transformer current. (a) Plasma current (b) CS current, (c) PF26 vertical shaping coil current and set value, (d) PF17 vertical field coil current, (e) loop voltage measured at three locations, (f) measured fluxes at three locations, (g) oxygen impurity line, and (h) 8.2 GHz RF power. (#6109)

もしこのようなプラズマ電流立ち上げがうまくいけば、最終的なブートストラップ電流分布と整合性をとるための電流分布制御が大きな意味を持つ。核融合炉になって、温度が上昇すればプラズマ電流を非誘導駆動によって制御することは困難で、温度の低い初期プラズマ電流立ち上げ時に調整を済ましておかなければならない⁽²⁰⁾。時計方向に流れるプラズマ電流を電磁誘導によって駆動するには、プラズマの外側にあるポロイダルコイルに反時計方向に電流を流さなければいけない。一方、時計方向に流れるプラズマ電流をさらに非誘導電流駆動によって駆動するには、プラズマ中に同じ時計方向に流さなければならない。それはとりもなおさずプラズマ中におかれたコイルにプラズマ電流を流すことと等価であると全体的には考えても良い。その結果そのコイルの周りでは電磁誘導によってプラズマ電流を減少させる反時計方向に電流は流れる。違うのはコイルだと実際に流せる電流は外から与えられるが、非誘導駆動やブートストラップ電流では、電磁誘導のために計算上の仮想の定常電流に向かって徐々に増大する。プラズマ内部のループ電圧を測定すればこの定常駆動電流値はわかるものの、非誘導駆動電流やブートストラップ電流は実際には定常になるまではわからないのである。その結果、局所的にも全体的にもゆっくりとしかプラズマ電流分布は変化しない。即ち、抵抗の時定数より長い時間がたたなければ変化しない。それは、温度が高いと非誘導電流駆動によって容易にはプラズマ電流は変化しないことを意味する。従って、温度が比較的低い初期の立ち上げ時に最終的なプラ

ズマ電流分布になるように制御する必要がある。

しかしながら、図 2.7.2 の結果を見ればわかる様に高温・低密度運転の場合、初期の密度が低いために加熱パワーによってすぐに温度が上昇する。この初期のフェーズでは核融合出力による制御ではなく、密度制御を優先的に行い、温度を少し低めにしながら電流分布を制御し、ゆっくりと核融合出力を上昇させていくといった手法が重要になるであろう。

以下では高アスペクトのトカマクにおいて行われた実験結果について眺めてみる。

(1) JET での実験⁽²¹⁻²³⁾

特に電流駆動能力の高い LHCD を用いて比較的 low density で電流分布の制御実験が行われている。中心は FW で、周辺を LHCD で駆動し弱い reverse shear を作る複合制御実験である。そこではいろいろな計測器をリアルタイムで使えるようにして制御に用いている。またいろいろな制御アルゴリズムを発展させている。電流分布の代わりに安全係数 q 分布と圧力分布の同時制御が可能になっていて、アドバンスト・トカマク運転が可能になりつつある。

(2) DIII-D での実験^(24,25)

ECRH と NBI による電流分布制御実験を行っている。ECRH による電流駆動能力が低いので、プラズマ温度分布を ECRH によって制御することによって電流分布制御を試みている。

(3) ITER に関するシミュレーション^(26,27)

オーミックでプラズマ電流を作り、次第にそれを非誘導駆動電流に置き換えていくシミュレーションである。LHCD を用いているので密度が上がると電流駆動はなかなか難しくなる。ITER に関するプラズマ電流分布制御のシミュレーションではブートストラップ電流が大きい場合、プラズマ中心付近の電流駆動を FW で、小半径の半分付近の電流駆動は LHCD で駆動する計算が行われた⁽²⁷⁾。エネルギー輸送係数（エネルギー閉じ込め）が安全係数に依存する場合、中心駆動パワーと小半径の半分付近での電流駆動パワーにアンバランスがあると、図 2.7.8 のように核融合出力に 100 秒程度の振動が現れる。核融合出力は $P_f \propto (nT)^2$ で、プラズマエネルギーは $W_p \propto nT$ なので、閉じ込めが電流分布の変化で変わるとプラズマエネルギーも変化するので核融合出力も変化する。即ち、他の電流駆動によってそれ以外の場所で電磁誘導によって局所的にプラズマ電流分布は変化するので、そうならないようにバランスよくパワーを入射する必要がある。

制御法の観点から興味深いのは、現在考えられているプラズマ電流分布制御法に最小自乗法をリアルタイムで行うように工夫した極値探索制御法 (Extreme seeking control) である。この方法は非線形制御の分野において昔から行われてきたが、最近リバイバルして実際の実験に用いられ始めている⁽²³⁾。FTU の LHCD のアンテナからの反射を最小化して RF パワーを最大限にする制御法としても提案されているが⁽²⁴⁾、実際の実験ではまだ試されてはいない。DIII-D

でもプラズマ電流立ち上げ時の電流分布制御に検討されている⁽²⁵⁾。今後の発展が見込まれている。

ST 炉では立ち上げ時は垂直磁場の増大で小さなループ電圧があり、加熱を同時に行ってやれば大きなプラズマ電流を作れる可能性があるため、その方向で実験を進めていく必要がある。そのときできるだけ電流ホールを造らないように電流分布も最終的な分布になるように工夫しなければならない。このプラズマ電流制御については高アスペクト比でのアドバンスト・トカマク制御実験の結果が大いに参考になるのでその結果を取り入れていけばいいのではないかと考える。

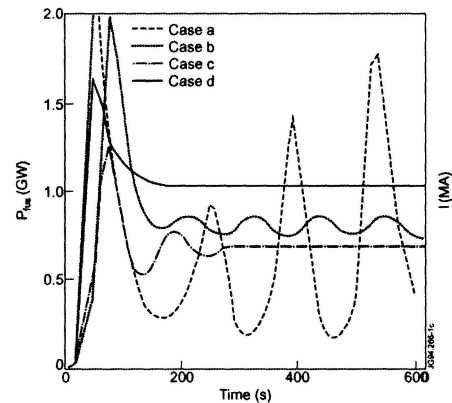


図 2.7.8 Thermonuclear oscillations caused by unbalance injection of the current drive power in ITER.

出典：A Kaye, D Moreau, et al., "Lower hybrid heating and current drive in ITER operation scenarios and outline system design", EUR-CEA-FC-1529 (1994) Fig. II-7.

2.7.4 プラズマ位置制御

2.7.4.1. プラズマの水平方向位置制御

プラズマの位置制御をどのように行うかは、その装置のコイルの配位に依存する。ST 炉においては CS を用いてブレークダウンし、プラズマ電流を生成し、それを立ち上げ、RF 非誘導電流駆動あるいは RF 加熱と垂直磁場によってプラズマ電流をランプアップしていく立ち上げシナリオが一番実現性は高い。そのような場合についてここでは考えてみる。そのためのコイル配位として

- (1) キャンセルコイル (CC) 法
- (2) ハイブリッドコイル (HC) 法

の 2 つがある。

(1) の CC 法では CS コイルの作る漏れ磁場を専用に設置したキャンセルコイル (CC) に CS と同じ電流を直列に流し、プラズマ生成部でできる漏れ垂直磁場をキャンセルしておいて、プラズマを生成しやすくしたものである。これは ASDEX Upgrade⁽³¹⁾、DIII-D⁽³²⁾、JT-60U⁽³³⁾、TRIAM-1M⁽³⁴⁾、TST-2⁽³⁵⁾、Globus-M⁽³⁶⁾、SST-1⁽³⁷⁾、KTM⁽³⁸⁾で多く用いられている。また、最近 QUEST においてもその有効性が示された⁽¹⁸⁾。これは装置の特性があまりはっきりしない初期状態にとくに有用である。なぜなら、真空容器に誘導される真空容器の作る磁場もキャンセルするので、プラ

ズマ生成時における信頼性が高いからである。また、CS コイル電流を逆ぶりにして増大させ長パルスを得るような場合も CS コイルによる漏れ垂直磁場がないのでプラズマ電流と垂直磁場コイル電流をほぼ同じ波形に設定しておけばよいので運転が行いやすい特徴がある。もちろんベータポロイダル値が大きくなるとそれに応じて垂直磁場コイル電流を増やす必要はある。そこはフィードバック制御で位置を制御するので自動的に波形は決まるのではあるが。

(2) の HC 法ではすべてのポロイダルコイルを独立に通電するので、CS による漏れ垂直磁場を減らすようにあらかじめ慎重にポロイダルコイル電流波形をシミュレーションによって計画しておかなければいけない。もちろん真空容器の渦電流もあわせて考えておく必要がある。ポロイダルコイル電流の急激な変化も必要なので、電源系統がしっかりしておく必要がある。この方法は昔から Alcator C-MOD⁽³⁹⁾でも使われてきたが、どちらかというとも最近の装置 NSTX⁽⁴⁰⁾、EAST⁽⁴¹⁾、KSTAR⁽⁴²⁾ や、将来の装置 ITER⁽⁴³⁾、JT-60SA⁽⁴⁴⁾にこの方式が多い。しかしながら CC 法とは異なり、CS コイル電流を逆振りにして増大させ長パルスを得るような場合は CS コイルによる漏れ垂直磁場があるので、一定のプラズマ電流を得るためには垂直磁場コイル電流を増大させなければいけない。即ち CS からの漏れ垂直磁場を常に考慮しておく必要がある。

ここでは、大型装置で用いられる HC 法によるコイル配位を採用するとして考えてみよう。また、ポロイダルコイルは十分な中性子遮蔽を施した超伝導コイルを使うものとする。CS コイルでプラズマを生成し立ち上げ、RF 電流駆動につなげていくには CS コイル電流をあらかじめ逆方向に励磁しておいて、CS コイル電流を 0 にする単振り運転法がベストではある。しかしながら、CS の磁束は大きくはとれないために両振り運転にせざるを得ない。その場合も CS は有限の値で一定になり、漏れ磁場も一定の値にとどまるが、それ以上に加熱と垂直磁場によってプラズマ電流が増大し垂直磁場コイル電流も増大するので CS からの影響は次第に小さくなりもはや考慮する必要はなくなる。CS コイル電流は逆向きで一定であるがこれはそのまま流しておいて、後はダイバータコイルと垂直磁場コイル、シェーピングコイル電流によってプラズマ電流、位置制御を行えばよい。また、CS コイル電流を最大値よりも小さな値に設定しておいて、プラズマ電流が擾乱によって増加、あるいは減少した場合に一定値に制御できる余力を残しておくことが必要である。

さらに垂直磁場コイルに関しても大きな注意が必要である。何故なら、垂直磁場コイルの配位には 2 種類の配位 (図 2.7.9) があるからである。(1) フラクショナルターン方式、(2) 外側垂直磁場コイル方式である。フラクショナルターン方式とは図 2.7.9 の左に示すようにプラズマのインボード側とアウトボード側に上下一対のコイルを起し、外側と内側のコイルを直列に接続しておいて、外側と内側のコイルに逆方向に電流を流す方式である。

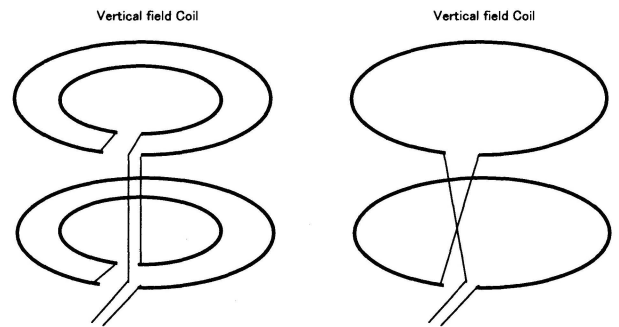


図 2.7.9 Left: Fractional turn method for the vertical field
Right: Outer vertical field coil

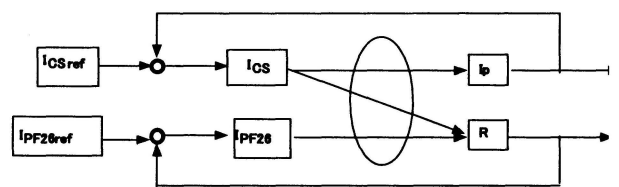


図 2.7.10 Control diagram for a plasma current and plasma displacement using a fractional turn of the vertical field coil in the hybrid coil system.

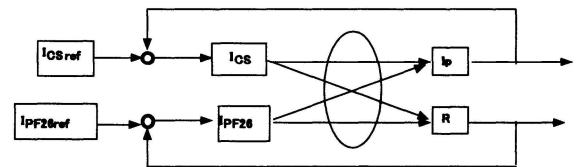


図 2.7.11 Control diagram for a plasma current and plasma displacement in the case of outer vertical field coil in the hybrid coil system.

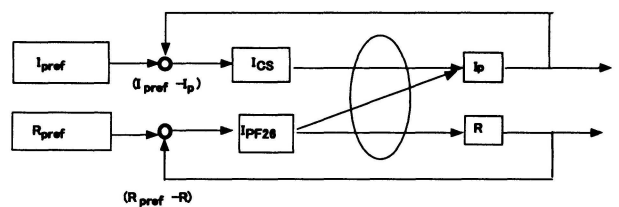


図 2.7.12 Control diagram for a plasma current and plasma displacement in the case of outer vertical field coil in the Cancellation Coil (CC) system.

その結果、垂直磁場は作るものの磁束は大部分打ち消されるので、プラズマ電流はほとんど変化しない。これは鉄心トカマクの時によく採用された。何故なら鉄心を飽和させないためである。しかしながら、空芯トカマクでも、例えば TRIAM-1 では、フラクショナルターン方式が採用されている。この方式ではプラズマ位置を調整するために垂直磁場コイル電流を流してもプラズマ電流が増減することはないという利点がある。制御に関する互いの関係を示した

のが図2.7.10である。

一方、内側に垂直磁場コイルがない外側垂直磁場コイル方式では、位置制御のために外側垂直磁場コイルに電流を流すと、同時にプラズマ電流を誘導してしまう。文献[2]のHC法では、フラクショナルターン方式ではなくこの外側垂直磁場コイル方式であるために、CSコイルで等価的にフラクショナルターンとしている。従って、図2.7.11に示すように、プラズマ電流が変化すると漏れ垂直磁場が変わりプラズマ位置が変化し、位置制御をしようとするとプラズマ電流そのものが変化する、いわゆるプラズマ電流と位置の間に干渉が生じる。従って干渉をなくすように非干渉フィードバックシステムにする必要がある。これはJT-60Uに採用されて実際に干渉を除く制御ができています⁽³³⁾。

なお、QUESTのようなCC法では外側垂直磁場コイルは位置制御とともにプラズマ電流にも影響を与えるが、CSを励磁しても垂直磁場はできないのでお互いの干渉は強くなく、外側垂直磁場コイルによるプラズマ電流の変化をCSで制御すれば非干渉制御が実現できる。プラズマ電流を一定にするようにオーミックコイル電流 I_{CS} をフィードバック制御していれば、図2.7.12に示すように垂直磁場コイル電流を増やしてもプラズマ電流は一定に制御されるので、プラズマ位置だけが制御されることになる。現在、QUESTにおいてはこの方式を採用しているが実際の実験はこれからである。

このようにプラズマの水平方向の制御はその装置がどのようなコイル配位で、どのように運転するかによって異なるので十分に注意する必要がある。実際の装置で垂直磁場によってプラズマ電流が駆動されているかを調べる場合もこのようなコイル配位と運転法によく注意を払っておかねばならない。ST炉ではこのようにプラズマ加熱と垂直磁場、水平位置制御が関連しあっている。また、ダイバータ運転との関係も重要であるが、STの場合ダイバータコイルが内側に設置されている場合その逆誘導効果はあまりないので、垂直磁場に対する寄与のみを考えておけばよい。

以上に述べたように、ST炉ではやはりCSを設置したCC方式あるいはHC方式とし、CSの誘導が終わってさらに垂直磁場と加熱によってプラズマ電流を増大させる。その後定常になったら、プラズマの位置とプラズマ電流が関係し合うので、CSと外側垂直磁場コイルで非干渉制御ができるように構成しておく必要がある。少ないCSの磁束でそれができるとどうかの検討も必要であり、さらに実験的な研究も必要であろう。

2.7.4.2. プラズマの垂直位置制御、形状制御

STのプラズマ形状は、高アスペクト比のトカマクよりもポロイダルコイルでプラズマをインボード側に押すので、その分縦長になりやすい。磁気面の平衡解のもっとも簡単な例として球形トカマク配位がある。これは流体力学において Hill's Spherical Vortex と呼ばれている分布と同じである。その磁気面はプラズマ電流が一様の時

$$\varphi(r, z) \propto r^2 \left(1 - \frac{r^2 + z^2}{2R_0^2} \right)$$

で与えられる。図2.7.13(左)は比例係数を1とおいてQUESTの主半径 $R_0=0.68$ m、内側リミタ半径0.23 mを用いて磁気面の等高線を描いたものである。この配位では縦長比は約 $\kappa=2$ の縦長断面になっている。

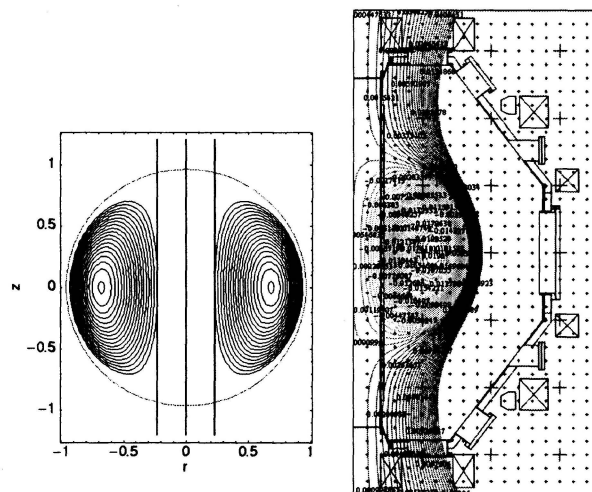


図 2.7.13. (Left): Simplest solution of ST equilibrium (Right): Equilibrium for $n_{index}=0$ in QUEST

高アスペクト比トカマクでは縦長断面配位は上下に不安定であるが、STでは2つの垂直磁場コイル電流の比率によって決まる曲率指数 n_{index} が0になる Natural Elongation といわれている縦長断面リミタ配位が上下に安定であるところが大きな特徴になっている。ちなみに QUEST では $I_{PF26}/I_{PF17}=0.2$ の場合 n_{index} が0になる。プラズマ電流を 50 kA と仮定し、 $I_{PF17}=1.55$ kA、 $I_{PF26}=0.31$ kA の場合の平衡配位を示す。そのとき $\kappa \sim 1.91$ である。現実にはダイバータコイルの設置が必要でそれによってプラズマを縦方向に引っ張るのでさらに縦長比が大きくなるが、 n_{index} も負になり不安定になる。

そのメカニズムを運動方程式を用いて考えてみる。垂直方向の位置 z の運動方程式は、曲率指数(垂直磁場の曲がりの尺度: 第2.1節参照)と、垂直磁場の係数 Γ

$$n_{index} = -\frac{R}{B_z} \frac{\partial B_z}{\partial R}$$

$$\Gamma = \ln \left(\frac{8R}{a} \right) + \ell_i + \beta_p + 0.5$$

を用いると、

$$Nm \frac{d^2 z}{dt^2} + 2\pi R I_p \left(\frac{\mu_0 I_p}{4\pi R} \frac{\Gamma n_{index} z}{R} \right) = 2\pi R I_p \left[\frac{I_V}{2\pi R} \frac{dM_{Vp}}{dz} - a_c I_c + \tilde{B}_r \right]$$

ただし、 N は全密度、 m はイオン質量である。右辺括弧内は順に真空容器による制動力、外からの制御コイルによる力、不整水平磁場による力である。

右辺の制動力がかからないときの運動方程式は単に、

$$\frac{d^2 z}{dt^2} + \frac{\mu_0 I_p^2}{2mNR} \Gamma n_{index} z = 0$$

となり、 n_{index} が負のときプラズマは次第に上か下に変位していく。そのタイムスケールは

$$\frac{1}{\tau^2} = \frac{\mu_0 I_p^2}{2mNR} \Gamma n_{index} = \left(\frac{\mu_0 I_p}{2\pi a} \right)^2 \frac{(2\pi a)^2}{\mu_0 R} \frac{\Gamma n_{index}}{2mN} = \frac{V_A^2}{\pi R^2} (\Gamma n_{index})$$

で、Alfvén 速度 V_A で決まる。この力のポテンシャルを図 2.7.14 に表すと倒立振子のように不安定平衡点にあるので、フィードバック制御で安定化しなければならない。変位の時定数が短いために最近の高アスペクト比トカマクでは真空容器の中に水平磁場コイルを設置するなどの方法がとられるようになった⁽⁴²⁾。このように縦長断面のトカマクでは上下位置は制御安定であって、固有安定ではないことからディスラプションへの懸念が強い。

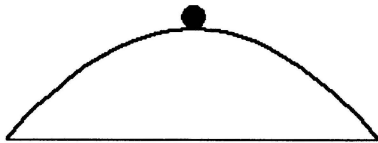


図 2.7.14 Unstable equilibrium point for the vertical stability in a tokamak

一方、ST が高アスペクト比トカマクと異なるところは n_{index} が負ではあってもその絶対値はきわめて 0 に近いので、高アスペクト比トカマクよりもより上下に安定であるということである。例えば QUEST の場合 40 kA のダイバータ放電では n_{index} が負であるが $|n_{index}| < 0.1$ で、しかも主半径よりも外側は正になっている。これは DIII-D の -1.0 よりも 1 桁小さい値である。これはプラズマ電流が同程度の場合 ST の方が n_{index} の絶対値が小さい分だけより上下に安定であることを意味している。プラズマ電流が大きくなるともちろん水平磁場コイルを使ってフィードバック制御をする必要がある。

以上をまとめると、ST 炉研究においては CS-less 立ち上げにこだわることなく CS を大いに利用して、加熱パワー、垂直磁場等を総合的に用いて、大プラズマ電流を作る実験

が後にも先にも重要であり、同時に電流分布制御の問題に取り組む必要がある。垂直磁場駆動のためにはコイル配位と水平位置の制御も含めての考慮が必要である。

参考文献

- (1) O. Mitarai, M. Peng, et al.: "Analyses of Plasma Current Ramp-up and Ignition in CTF", unpublished (2008)
- (2) K. Tobita, S. Nishio, et al.: "SlimCS-compact low aspect ratio DEMO reactor with reduced-size central solenoid", Nucl. Fusion **47**, pp.892-899 (2007).
- (3) S. Shiraiwa, S. Ide, S. Itoh, O. Mitarai, O. Naito, T. Ozeki, Y. Sakamoto, T. Suzuki, Y. Takase, S. Tanaka, T. Taniguchi, M. Aramasa, T. Fujita, T. Fukuda, X. Gao, M. Gryaznevich, K. Hanada, E. Johtaki, Y. Kamada, T. Maekawa, Y. Miura, K. Nakamura, T. Nishi, H. Tanaka, K. Ushigusa and JT-60 team: "Formation of Advanced Tokamak Plasma without the Use of an Ohmic-Heating Solenoid", Physical Rev. Lett. **92**, 035001 (2004).
- (4) Y. Takase, T. Fukuda, X. Gao, M. Gryaznevich, S. Ide, S. Itoh, Y. Kamada, T. Maekawa, O. Mitarai et al.: "Plasma Current Start-up, Ramp-up, and Achievement of Advanced Tokamak Plasmas without the Use of Ohmic Heating Solenoid in JT-60U", J. Plasma Fusion Res. **78**, 717 (2002).
- (5) O. Mitarai, Y. Takase, A. Ejiri, S. Shiraiwa, H. Kasahara, T. Yamada, S. Ohara, et al.: "Plasma Current Start-up by ECW and Vertical Field in the TST-2 Spherical Tokamak", J. Plasma Fusion Res. **80**, 549 (2004).
- (6) A. Sykes, J-W Ahn, R. J. Akers, et al., "Results from the MAST Spherical Tokamak", 19th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering (SOFE), (Atlantic City, USA, 22-25 January 2002).
- (7) R. Imazawa, S. Kamio, R. Hihara, K. Abe, M. Sakumura, Q. Cao, T. Yamada, M. Inomoto, Y. Takase, Y. Ono: "Spherical Tokamak Generation and Merging on UTST using Ex-Vessel Poloidal Field Coils Only", IEEJ Trans. FM, **130**, pp.343-348 (2010).
- (8) R. Raman, T.R. Jarboe, D. Mueller, et al.: "Initial results from coaxial helicity injection experiments in NSTX", Plasma Phys. Control. Fusion **43**, pp.305-312 (2001).
- (9) O. Mitarai, A. Sagara, N. Ohyaibu, R. Sakamoto, et al.: "New Control Method of the Unstable Operating Point in the FFHR Helical Reactor", Plasma Fusion Res. **2**, 021 (2007)
- (10) O. Mitarai, A. Sagara, N. Ohyaibu, R. Sakamoto, et al.: "Control Algorithm of the Unstable Operating Point in the FFHR Helical Reactor", Fusion Sci. Tech. **56**, 1495 (2009).
- (11) O. Mitarai, A. Hirose and H. M. Skarsgard: "An Alternating Current Tokamak Reactor with Ohmic Ignition and Bootstrap Current", Fusion Technology **20**, pp.285-294 (1991).
- (12) O. Mitarai: "A D-³He spherical tokamak reactor with the plasma current ramp-up by vertical field" in print in "Nuclear Reactors, Nuclear Fusion and Fusion Engineering", Edited by A. Aasen and P. Olsson, Nova Science Publishers, Inc. (2009)
- (13) O. Mitarai and K. Muraoka: "A Proposed set of Diagnostics for Core Ignition Burn Control in a Tokamak Reactor", Nucl. Fusion **39**, pp. 725-745 (1999)
- (14) O. Mitarai: "Inductive Plasma Current Start-up by the Outer Vertical Field Coil in a Spherical Tokamak", Plasma Phys. Control. Fusion **41**, 1469 (1999).
- (15) O. Mitarai, R. Yoshino and K. Ushigusa: "Plasma Current Start-up Assisted by the Outer Vertical Field Coils in a High Aspect Ratio Tokamak", Nucl. Fusion **42**, 1257 (2002).
- (16) O. Mitarai and Y. Takase: "Plasma Current Ramp-up by the Outer Vertical Field Coils in a Spherical Tokamak Reactor", Fusion Sci. Tech. **43**, 67 (2003).
- (17) R. Kurihara, S. Nishio, K. Ushigusa, et al.: "Control of Fusion Power in a Steady-State Tokamak Reactor", J. Plasma Fusion Res. SERIES **3**, 553 (2000).
- (18) O. Mitrai, K. Nakamura, et al.: "First Ohmic Discharge assisted with RF power in QUEST", Plasma Fusion Res. **6**, 1402003 (2011)
- (19) J.A. Leuer, G. Cunningham: "Solenoid-free start-up experiments in DIII-D", 23rd IAEA Fusion Energy Conference, Daejeon, Korea, October 11-16 2010.

- (20) T.C. Luce: "Role of ECH and ECCD in high-performance steady-state scenarios", GA-A26820 (June, 2010).
- (21) X. Litaudon: "Profile control for steady-state operation", Plasma Phys. Control. Fusion **40**, pp.A251-A268 (1998)
- (22) D. Moreau, F. Crisanti, et al: "Real-time control of the q-profile in JET for steady state advanced tokamak operation", Nucl. Fusion **43**, pp.870-882, (2003)
- (23) E. Joffrin, F. Crisanti, et al.: "Integrated scenario in JET using real-time profile control, Plasma Phys. Control. Fusion **45**, pp.A367-A383 (2003)
- (24) J.R. Ferron, P. Gohill: "Feedback control of the safety factor profile evolution during formation of an advanced tokamak discharge", Nucl. Fusion **46**, pp.L13-L17. (2006)
- (25) T.C. Luce: "Development of steady state advanced tokamak research in the DIII-D tokamak", Fusion Science and technology, Vol.48, p.1212. (2005)
- (26) D. Moreau and I. Voitsekrovitch: "Plasma control issues for an advanced steady state tokamak reactor", IAEA-FI-CN-69/CD2/EX9/1 (1998)
- (27) A Kaye, D Moreau, FX Soldner, F. Engelmann, C Gormezano, et al.: "Lower hybrid heating and current drive in ITER operation scenarios and outline system design, JET-R(94)07, IOP org (1994).
- (28) M. Kritic, and H-H Wang: "Stability of extremum seeking feedback for general nonlinear dynamic systems", Automatica Vol.36, pp.595-601, (2000)
- (29) D.Carnevale, A.Astolfi et al.: "A new extreme seeking technique and its application to maximize RF heating on FTU", Fusion Engineering and Design, Vol.84, pp.554-558 (2009)
- (30) Y. Ou, C. Xu, E. Schuster, T.C. Luce, J.R. Ferron, M.L. Walker and D.A. Humphrey: "Design and simulation of extremum-seeking open loop optimal control of current profile in the DIII-D tokamak", Plasma Phys. Control. Fusion **50**, 115001 (2008)
- (31) W. K ppendorfer, et al.: "The ASDEX Upgrade toroidal field magnet and poloidal divertor field coil system adapted to reactor requirements", Nuclear Engineering and Design/Fusion Vol.3, 265, (1986).
- (32) S. Kinoshita et al.: "Independent control of gaps in single-null divertor discharges on DIII-D tokamak", General Atomic report GA-A19584, (Dec. 1989)
- (33) R. Yoshino, et al.: "Multivariable non-interacting control of plasma configuration in JT60U", Fusion Eng. Design, **24**, 375 (1994)
- (34) K. Nakamura, Private communications (2010 March 25).
- (35) S. Shiraiwa: "A study of electron Bernstein wave heating for diagnostics and heating of spherical tokamak plasmas", PhD theses (Univ. of Tokyo, April 27, 2007) .
- (36) V.K. Gusev, et al.: "Plasma formation and first OH experiments in the Globus-M tokamak", Nuclear Fusion **41**, 919 (2001).
- (37) Y.C.Saxena and SST-1 Team: "Present status of the SST-1 project", Nuclear Fusion **40**, 1069 (2000)
- (38) V.A. Korotkov, et al.: "Kazakhstan tokamak for material testing conceptual design and basic parameters", Fusion Eng. Design, Vol.56-57, p.831 (2001).
- (39) J.J. Ramos: "TSC Simulation of Alcator-C-MOD Discharges I: A Vertically Symmetric Scenario", MIT Plasma Fusion Center report PFC/RR-88-9 (1988).
- (40) C. Neumeyer et al.: "Engineering design of the National Spherical Torus Experiment", Fusion Eng. Design **54**, 275 (2001)
- (41) B.J. Xiao, D.A. Humphreys et al.: "EAST plasma control system", Fusion Eng. Design **83**, p.181 (2008)
- (42) J.A. Leuer, N.W. Eidietts, et al.: "Plasma Start-up design of fully superconducting tokamaks EAST and KSTAR with implications for ITER" General Atomic report GA-A26492 (July 2009). Yeong-Kook Oh, et al.: Fusion Eng. Design **83**, 181 (2008)
- (43) Y. Gribov et al.: "Chapter 8: Plasma operation and control", Nucl. Fusion **47**, pp.S385-S403 (2007)
- (44) M. Matsukawa et al.: "Optimization of Plasma Initiation Scenarios in JT-60SA", in Asia Plasma and Fusion Association (APFA) Conference (Oct 27-29. 2009, Aomori, Japan) P27, p1-17