



NIFS-MEMO-68

核融合原型炉の計装制御

原型炉の計装制御に関する研究会 報告書編集委員会

Report on the Diagnostics for Control of the Fusion DEMO Reactors

Program Committee of Technical Study on the Diagnostics for
Control of the Fusion DEMO Reactors

May 01, 2014

核融合原型炉の計装制御

平成 26 年 5 月

原型炉の計装制御に関する研究会
報告書編集委員会

Report on the Diagnostics for Control of the Fusion DEMO Reactors

Program Committee of Technical Study on the Diagnostics for Control
of the Fusion DEMO Reactors

Preface

Comments regarding the operation of the DEMO power plant are necessary in order to know how close we are to completing the DEMO design or to beginning construction. A study group was organized to investigate technical issues of DEMO diagnostics for control, where the control of self-organizing, active plasma is much more important than in present machines and ITER. However, most of the diagnostic sensors of the DEMO power plant are exposed to a much higher neutron flux and associated gamma ray irradiation. The space to be allocated to those diagnostics shall be limited due to competing requirements from the tritium breeding blanket. Namely, the range of diagnostics that can be used in DEMO will be severely restricted compared to that used in the current experiments or to be used in ITER. Therefore, a study is planned on the technical feasibility of sensors and diagnostics on the basis of specific tokamak and helical DEMO designs, with the involvement of a wide range of specialists covering reactor design, diagnostics, neutronics, reactor structure, remote maintenance, plasma physics, plasma and machine control, and computer simulation. During the last two years, three symposia were held to engage in in-depth discussions from a comprehensive viewpoint. Topics included typical characteristic times of target plasma behavior, diagnostics tools with their resolution and lifetime, response time of actuators, and plasmas. Through these studies, possible candidates for DEMO diagnostics were identified. The outcome of two years of activities is summarized in this report with a recommendation to the government of Japan.

Shinzaburo MATSUDA

May 2014

Keywords: fusion energy, DEMO plant, diagnostics for control, neutron environment

はじめに

本報告書は平成 24 年度から 25 年度まで 2 年間に亘る核融合科学研究所一般共同研究(研究会)「環状核融合原型炉運転のための計装制御システムの検討評価」の成果を纏めたものである。

本研究会は、トカマクやヘリカルなど環状閉じ込め装置による核融合発電原型炉の技術的成立性の鍵となる「運転制御のための計装制御」に関わる課題をシステム的見地から明確にし、解決のための検討を行い、今後の原型炉計画に資することを目的として企画された。核融合原型炉では ITER よりも遙かに高い中性子と誘導 γ 線などの放射線環境が想定されており、また、他方ではトリチウム燃料を自己生産するためにブランケットの占有面積の確保が必須となるため、加熱・電流駆動や計測器に許容される空間も大きな制約を受ける。さらに、ブランケット等の複雑な構造物による渦電流が電磁場測定や制御に及ぼす影響も ITER までの装置に比べ遙かに複雑でかつ無視できない。そのような放射線や磁場環境下、および空間的制限のもとで、従来の装置や ITER では当然のように使用可能であった計装・計測器が使用できなかったり、感度が著しく低下する懼れが懸念される。本研究会はこれらの計装・制御がプラントを稼動するための中核的役割を担うものであることに鑑み、運転制御に使用可能な計装・計測の検討に主眼を置いて総合的に検討し、原型炉計画立案のための技術基盤を提供することを目指した。

この目的に沿って、環境条件設定や影響評価に当たっては炉設計、ブランケット構造、中性子輸送、計測、プラズマ運転制御、シミュレーション・コード開発など広範な分野から多くの研究者の参加を求め、協力を得た。また、検討を行い、成果を纏めるにあたってはとくに以下の点に留意した。

- 1) 共通の技術課題が多いトカマクとヘリカルの両方を対象とし、中性子壁負荷を同一に設定して議論するなど同じ基準で両者の科学的、技術的理解を深め、知見を高めること、
- 2) 検討結果がもたらす影響は原型炉運転段階にまで及ぶため、検討で得られた知見が発展的に継承される必要があり、このため世代を超えた研究者が最初から参加していること、
- 3) 類似の分野であっても専門性スペクトルの合理的な重なりと深い議論が必要であり、できるだけ多くの専門家の参加を求める。かつ、科学的な根拠を明確にするため、議論の進展に応じて研究協力者以外の専門家の協力を得ること、
- 4) 成果報告書は資源（研究者的人件費、旅費、出版費）に見合う以上のものであること、即ち、新たな知見が含まれていること、今後の研究の動機になるとともに、研究者が今後継続的に利用する価値のあるものとすること、かつ国の施策や学会の運営に役立つこと、
- 5) 研究論文的な独創性、新規性や詳細性は敢えて求めず、原型炉を作ろうとした時に必ず通る検討を具体性、定量性をもって示すこと、定量的数値の中には今後変更されるものが含まれているとしても、検討の手法は利用できるものであること、
- 6) 専門家だけでなく新たに参入する研究者の便宜を考え、可能な限り資料データ、参考文献を掲載すること。

活動初年度の H24 年度には包括的な検討のためのシンポジウムを 2 回、H25 年度に 3 回目の纏めのシンポジウムを開催し、課題を整理・分析し、解決策の議論を行った。その検討結果をもとに報告書に纏めるに当たっても、さらに研究協力者間で議論をしながら纏めたものである。今後原型炉を検討するに際して基礎資料となれば幸いである。

平成 26 年 5 月
核融合原型炉の計装制御 研究代表者
松田慎三郎

目 次

はじめに

第1章 原型炉計装システムの技術的検討評価にあたって	1
1.1 目的と経緯	1
1.2 ITER と原型炉の違い	2
1.3 原型炉制御の課題	3
1.4 報告書の構成	4

第2章 ITERにおける計装制御の概要

2.1 ITERにおける計測器分類	6
2.1.1 運転制御のために必須の計測	6
2.1.2 プラズマ物性理解のための計測	6
2.1.3 計測装置配置と設置方法	6
2.1.4 保守・交換	7
2.1.5 ITERでの計測装置開発上の共通課題	7
2.1.6 成果の反映	8
2.2 ITERにおける運転制御	13
2.2.1 ITERの標準運転	13
2.2.2 ITER プラント全体の制御系の構成	14
2.2.3 プラズマ運転シーケンス	16
2.2.4 プラズマ制御	19
2.3 ITERにおける放射線場	25
2.3.1 はじめに	25
2.3.2 基本的な核パラメータと放射線に対する設計限界	25
2.3.3 1次元放射線輸送計算による放射線場の評価	26
2.3.4 3次元放射線輸送計算による放射線場の評価	29
2.3.5 停止後線量率への影響を考慮に入れた計測機器の設計	31
2.3.6 まとめ	32
2.4 ITER環境における計測器の課題	34
2.4.1 磁気計測	34
2.4.2 レーザー計測	37
2.4.3 分光計測、ダイバータ温度測定	43
2.4.4 中性子計測	47
2.5 遠隔保守性、計装の照射効果	52
2.5.1 保守条件	52
2.5.2 ホットセル施設	54

2.5.3 計装の照射効果	55
2.5.4 まとめ	56
第3章 原型炉検討の条件	57
3.1 原型炉想定条件	57
3.2 原型炉の放射線場	57
3.2.1 トカマク	57
3.2.2 ヘリカル	61
3.3 炉構造、ブランケット、運転上の制約条件.....	66
3.3.1 トカマク	66
3.3.2 ヘリカル.....	69
第4章 原型炉運転モードと必須の計装・計測器.....	73
4.1 プラズマ運転制御シナリオと、運転制御に必須のプラズマ諸量.....	73
4.1.1 トカマク	73
4.1.2 ヘリカル	75
4.2 プラズマ諸量測定に必須の計装・計測器候補.....	79
4.2.1 トカマク	79
4.2.2 ヘリカル	84
4.3 特徴的時間	87
4.3.1 プラズマの特徴的動き	88
4.3.2 測定すべきプラズマの変位の計測手段	89
4.3.3 構造物の時定数	89
4.3.4 アクチュエータの応答速度	91
4.3.5 アクチュエータ作動後のプラズマの応答時定数	92
4.3.6 時定数からみたトカマク炉の総合的検討	92
4.3.7 ヘリカル炉の場合	92
4.3.8 容器内磁場コイルについて	94
4.4 計測器設置についての総合評価	100
4.4.1 議論の概要	100
4.4.2 磁気計測	100
4.4.3 干渉計/偏光系	103
4.4.4 トムソン散乱計測	105
4.4.5 分光計測	106
4.4.6 マイクロ波計測	107
4.4.7 中性子計測	108
4.4.8 本章のまとめ	109

第5章 研究開発が必要な計装・計測器	110
5.1 トカマクとヘリカルに共通の課題と想定される開発計画	110
5.1.1 真空窓材の課題と開発計画	110
5.1.2 第一ミラーの課題と開発計画	110
5.1.3 干渉計・偏光系の課題と開発計画	110
5.1.4 トムソン散乱計測の課題と開発計画	111
5.1.5 磁気計測の課題と開発計画	111
5.1.6 中性子計測の課題と開発計画	112
5.2 トカマクに特有の課題と開発計画	112
5.2.1 q分布計測	112
5.2.2 反射計	112
5.3 ヘリカルに特有の課題と開発計画	112
5.4 開発にかかわる研究者の確保	113
第6章 計測器環境制約とシミュレーション・コード開発	114
6.1 原型炉運転のための制御系とコード開発	114
6.1.1 発電炉に求められる一般的要件	114
6.1.2 核融合出力一定制御を如何に実現するか	115
6.1.3 原型炉制御に必要なシミュレーション・コード	115
6.1.4 ITERの核燃焼シミュレーションの現状	116
6.1.5 制御に必要なインフラ整備の取り組み	118
6.1.6 核燃焼制御のキーパラメータ	119
6.1.7 制御ループ開発への新たな取り組み	120
6.2 システム検討で残された課題	122
6.2.1 5W1Hの視点から	122
6.2.2 プラントの視点からの優先的検討	123
第7章 国、関連研究機関、および学会への要望	124
付録	126
付録4.3-A 磁性体がある場所での透磁率	126
付録4.3-B トロイダル方向にカットがある構造体に流れる電流の評価	128
付録4.3-C トロイダル方向にカットがない構造体の時定数	134
付録6.1-A 複雑な構造体の渦電流解析コードの縮小モデルによる検証	137
付録6.1-B 複数入力・複数出力(MIMO)を扱う先進制御	140
編集後記	143

第1章 原型炉計装システムの技術的検討評価にあたって

1.1 目的と経緯

ITER の建設サイトで建屋の建設が進み、各国では超伝導コイルなどコンポーネントの製作が進行している状況の下で、核融合エネルギーの実現に向かってその次のステップの最大の課題は言うまでもなく核融合原型炉によるプラント規模での発電の実証である。

国が資金を負担する原型炉のような大型計画においては研究開発の進展に伴うリスク低減とともに国のコメントメントを深めていくこと、すなわち段階的に計画を進めることが必要と考えられる。今日のわが国の核融合研究が置かれている原型炉に関する状況は、研究所レベルでの概念検討は幾度か行われており[1-4]、一部研究開発も進められているが、国のプロジェクトとしての原型炉計画はまだ認知されるに至っておらず、その意味で現在は計画の検討段階にある。現状進められている先進プラズマ研究やトリチウム増殖ブランケット、材料の開発などは、どのような原型炉を描けるか、つまり原型炉計画を確実なものにするための基礎的データを提供するものである。これらの研究開発は資金的・人的資源を必要とするだけでなく、試行の繰り返しなど時間的にも長い年月を要するものであり、ITER から原型炉に円滑に移行するために ITER と並行して進めておく必要がある長期的研究開発である[5]。

一方、原型炉の実機製作開始前にリスク低減の観点から実施しておかなければならぬ研究開発がある。それらはコンポーネントの研究開発であったり、製作前の試作であったりする。それらの多くは ITER 技術の延長線上にあって、必要な研究開発や試作はその重要度と達成見通しに応じて建設開始の前段階にあたる工学設計（詳細設計）段階で実施されるか、建設段階に入ってから実機製作開始前に実施されるであろう。即ち、これらのリスク低減の作業は原型炉プロジェクトが打ち立てられてから開始しても時間的に間に合うという見透しのものである。

しかし、いずれにしてもこれまでになされてきた原型炉の研究開発計画の議論は、現状からのアプローチの視点であり[6]、原型炉に課されたミッションである発電実証という視点から十分に課題を捉え切れていない。例えば、発電実証なら当然必要となる核融合出力一定制御を如何に実現するか？ 原発や火力発電に比肩しえるプラント制御の単純化を如何に達成するか、発電に利用され

る中性子以外の熱をどのように除去するかなどの課題は設計だけで解決できない要素を含んでおり、それらの研究開発が長期間を要する場合は原型炉計画の立案そのものに大きな影響を与える恐れがある。

かかる観点で原型炉発電プラントを見た場合、大きな課題が 4 つ挙げられる[7]。

- 1) ダイバータ、第 1 壁に入る熱負荷除去と T 増殖ブランケットの開発
- 2) 核融合出力制御の実現方法
- 3) 原型炉以降に予想される炉内機器保守のシナリオの実証
- 4) 核融合設計基準、安全規制の構築

このうち、1) の課題は ITER や炉工学研究者を含め世界中の多くの研究者によって強く認識されている課題であるが、今後冷却系統設計の技術者も含めたシステム的検討が必要である。3) はこれまでの設計検討で十分に検討されていない領域であり、プロジェクトの全体像、全体規模を知る上では残された重要な検討課題である。4) はプロジェクト運営上の課題であり、段階的に整備していかなければならない。

本共同研究で取り上げる課題は 2) の視点からのものである。原型炉の発電実証に当然必要となる出力一定制御は他の大規模エネルギー源ほど単純ではない。制御すべきプラズマの、どのような特性を捉えて制御すれば良いか、そのための計装・計測は放射線環境下でどのようなものが使用可能かなど、不透明で重要な課題を抱えている。例えば、出力一定制御については部分的な検討が過去には行われたことがあるが[8-9]、全体像を捉えた視点では未検討の段階である。また、制御のための計測に関しては、これまでの装置で自由に使用可能であった電磁気計測や分光測定が放射線環境下で使用が制限されることになれば、原型炉に向かう研究開発の力点や制御の仕方を大きく変更する必要がある。これらの課題は先に述べた原型炉のための長期的研究開発と同等に原型炉プロジェクト計画策定に先立って検討しておかなければならない重要課題である。このような発電プラント側からの立場に立ち、原型炉運転のための計装と制御の課題を検討し、今後の研究開発の指針に反映すべく共同研究を実施した。

本研究の対象としては環状閉じ込め装置としてのトカマクとヘリカルを取り上げたが、原型炉の目的に向かつ

ての共通課題に焦点をあてつつ、それぞれの特有の課題については個別に検討した。また、報告書は編集委員会を立ち上げ、執筆は分担して行ったが、全体を通しての整合性や、バランス、報告書としての統一性などは繰り返しレビューを行い研究協力者全員の調整によって取りまとめた。なお、本研究会に於いて原型炉の制御に必須の計装・計測器についてその候補を絞り込んだが、空間的制約を考慮した選定はH26年度に予定する原型炉の運転制御の研究会において行う予定である。

1.2 ITER と原型炉の違い

トカマク型の国際核融合実験炉 ITER は核融合熱出力 500MW と大きいが、核融合炉（原型炉以降の利用を目的とした炉）に必要な構成機器の全てを含んではいない [10]。一番大きな違いは、トリチウム増殖ブランケットの有無である。核融合炉では発電のためのトリチウムを自己生産するとともに、エネルギー変換機能（トリチウム増殖ブランケットにより中性子エネルギーを熱エネルギーに変えてエネルギーを利用できる高温の熱に変換する機能）があるのに対して、ITER の主目的は核燃焼プラズマの制御 ($Q \geq 10$) であり増殖ブランケットは装着されていない。また、商用発電炉に必要なエネルギー増倍率 Q 値は 30-50 であるが、原型炉では少なくとも 20 以上の定常または準定常プラズマが必要と見込まれるので、この性能を維持するためには ITER よりも高性能（高圧力）なプラズマの開発が必要である。すなわち、プラント的視点で見た場合、核融合炉の原型はあくまで原型炉において初めて構築されるのであり、ITER は核燃焼制御を目的とした一里塚に過ぎない。ヘリカル型核融合炉ではプラズマ電流を必要としないので、原型炉では基本的に自己点火 ($Q = \infty$) 状態での運転となる。図 1-1 および 図 1-2 にそれぞれトカマク型原型炉 SlimCS、およびヘリカル型原型炉 FFHR-d1 の設計例の鳥瞰図を示す。また、表 1-1 では ITER および核融合熱出力 3 GW の場合と、平均中性子壁負荷を合わせた場合の原型炉設計例について仕様を比較して示す [11-12]。ITER と原型炉の大きな違いはエネルギー出力密度の違いによるものと、運転に必要なトリチウム増殖ブランケットの有無である。

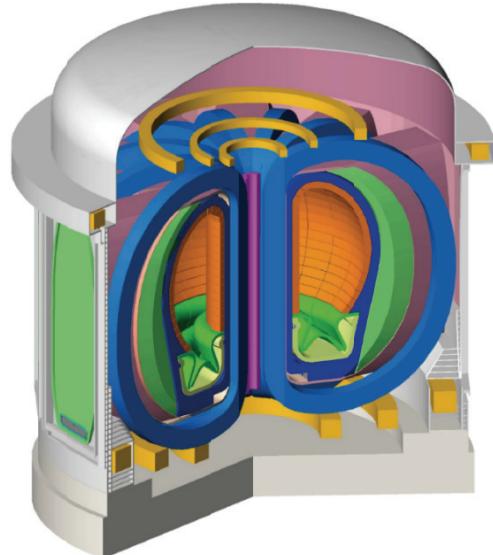


図 1-1 トカマク型原型炉 SlimCS の概念図

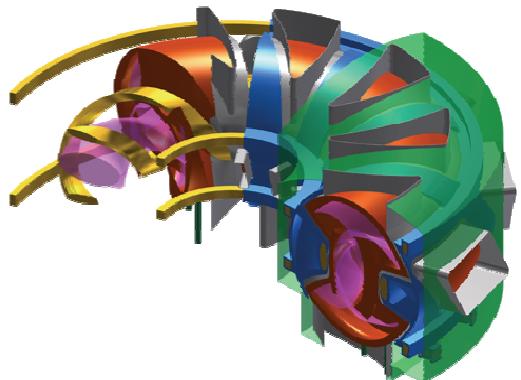


図 1-2 ヘリカル型原型炉 FFHR-d1 の概念図

表 1-1 代表的な原型炉の設計例と ITER の比較表

炉型	トカマク型原型炉 SlimCS	ヘリカル型原型炉 FFHR-d1	トカマク型実験炉 ITER
核融合出力 [GW _{th}]	2.95	3	0.5
プラズマ主半径[m]	5.5	14.4	6.2
プラズマ副半径[m]	2.1	2.21	2.0
アスペクト比	2.6	6.6	3.1
縦横比	楕円度 2.0	トロイダル平均の楕円度 1.08	2.0
プラズマ電流[MA]	16.7	0	15
中心トロイダル磁場 [T]	6.0	4.7	5.3
磁気エネルギー[GJ]	155.6	160	53
平均プラズマ温度[keV]	17.0	5.2	8.9
平均電子密度[10 ²⁰ /m ³]	1.15	1.48	0.94
ベータ値	規格化ベータ値 4.3	中心で 7.2% (絶対値)	規格化ベータ値 2.0
プラズマ体積 [m ³]	941	1878	831
プラズマ蓄積エネルギー [MJ]	1241	905	352
閉じ込め改善度	1.3 [HH]	1.15 (注 2)	1.0
エネルギー増倍率	30-49	∞	10
中性子壁負荷 [MW/m ²]	3.0	1.5	0.6
ブートストラップ電流割合 [%]	0.75	-	0.15
加熱・電流駆動パワ-[MW]	60-100	80	50
プランケット方式と冷却材[MPa]	加圧水 2.3	1 次系: 溶融塩 Flibe (Li+BeF ₂) 0.6 2 次系: He (ガスター ピン) 注 3)	加圧水 3.0
装置本体総重量 (注 4)	約 24,000	注 5) 約 60,000	約 23,000

注 1) 本比較表の SlimCS、FFHR とともに約 3 GW 热出力の場合の設計例と ITER とを比較して纏めたものである。平均中性子壁負荷をヘリカルと同一の 1.5MW/m² にして検討した第 3 章以下の SlimCS では核融合出力 1.6GW、主半径 5.8m であり、各部要求仕様は緩和されるが装置規模(重量)は 3 GW 版と大差ないと推定される。

注 2) LHD 実験のショット #115787@3.90s に対する改善度

注 3) 過去の LHD 型ヘリカル炉概念設計 FFHR-2 での検討

注 4) 装置中心からクライオスタットまでの重量であり、加熱装置などの周辺機器は含まない。

注 5) ごく初期評価における概算値であり、設計最適化による低減に可能性

1.3 原型炉制御の課題

核反応熱を利用する軽水炉と核融合炉を制御の視点から比較すると、定格出力に達した後に軽水炉の場合は制御棒の出し入れによって中性子の吸収を制御し、出力を定格に保っている。しかし、この制御は核燃料の燃焼度に応じて月単位のオーダーで制御するもので、核融合炉が問題にする時間スケールでは何ら制御する必要は無い。原子炉の温度が上昇しようとすると原子炉自身が持っているドップラー効果やボイド効果などの自己制御性によって温度上昇を抑え、動作点を維持しようとする(例えば[13])。制御棒の位置を切り替えるまでの間は再循環ポンプの流量をモニターし、日単位のオーダーで流量の微調整を行うだけである。)

これに対して核融合炉で想定される制御は(図 1-3)、プラズマ全体としていわゆる「熱的安定点」で運転するとしても、核燃焼によって生じる分布の安定維持を外部からのフィードバック制御なしに実現することは極めて困難であろう。これまでの膨大なプラズマ物理の研究やこれからも引き続き行われるプラズマの振る舞いに関する研究によって、プラズマの密度 n_e, n_i 、温度 T_e, T_i の分布やプラズマ中に流れる電流分布、燃料の中性粒子 n_D, n_T それに核燃焼により発生する高エネルギーの α 粒子の分布がわかり、全体としてエネルギーと粒子の輸送の描像が明らかになり、核融合出力 P_f がこれらの関数 $f(n_e(r), n_i(r), T_i(r), \dots)$ として表現できたとしても、それ

が直ちに原型炉制御を実現できることを意味しない。これらの諸量はプラズマの物性や特性を表すものの、外部から制御できるものではなく、プラントとして外部からプラズマを制御できるものは具体的なアクチュエータ(例えば、コイル電流、粒子補給装置、加熱装置、電流駆動装置など)であり、これらが動作するのは制御系からの制御指令によってである。原型炉で発電を実証するという段階においては、かかる制御系のアルゴリズムが構築されていなければならない。つまり、プラズマの特性を表す諸量はアクチュエータに対するタイミングと振幅に対する連続指令に翻訳されている必要がある。本共同研究においては原型炉の発電実証というミッション具現化のための制御とそのための計装・計測を技術的視点から捉えて課題を検討する。

核融合原型炉では ITER よりも数倍高い中性子束と 2 衍近く高い積算中性子束(フルーエンス)および中性子照射による放射化材料からの誘導 γ 線などの放射線環境

が想定されており[14-15]、また、トリチウム増殖ブランケットの占有面積を確保しなければならないため、計装や計測器の設置場所が強い制約を受けることになる。さらにプラズマやコイルによる複雑な構造物に流れる渦電流が磁場構造を複雑なものにする。このため ITER までの核融合装置で開発され、使用してきた計装・計測器類の中には原型炉では利用することができないとか、感度が著しく低下する位置にしか設置できないなどの恐れがある。本研究は炉の構造からの制約も含めてこれらの課題を運転制御の立場から総合的に検討・評価し、発電炉に適用可能な計装・計測器とその設置場所を同定し、今後の研究開発計画を含めた原型炉計画立案のための基盤を提供することを目的とする。

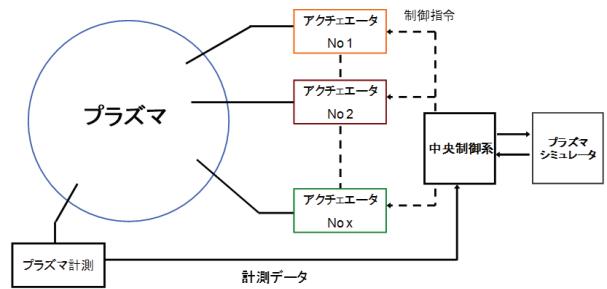


図 1-3 核融合原型炉の制御概念

また、前述のように一方では信頼できる発電プラント運転を目的としてアクチュエータ制御の単純化を追及しつつも、他方で(必要な計測器はいくらでも装着できる ITER までの装置とは異なり)大きな制約を受ける計装・計測システムの視点に立つとき、原型炉では不十分となる測定情報を補うものとしてプラズマの制御用シミュレーション・コードの重要性が格段に高まることとなろう。この場合のシミュレーション・コードはもはやプラズマの振る舞い理解のためのものではなく、オンラインで使われるプラズマ解析と予測、および制御のための重要な構成要素となるべきものである。

以上に述べた相互に影響しあう課題を検討するためには、炉設計、ブランケット構造、中性子輸送、計測、プラズマ運転制御、遠隔操作、シミュレーションなど広範な分野の研究者が一同に会して、総合的な視点から原型炉の設計例に則して検討に参加することが必要となる。さらにその成果や知見を今後の原型炉計画の推進に生かすために、

とくに中堅、若手の研究者の積極的参加を必要とした。

1.4 報告書の構成

本報告書の構成について概説する。第2章では原型炉を検討するに当たって参考となることが多く、広範な検討が行われているITERの計装とプラズマ制御について、これまでに検討されてきたこと、課題となっていること、および研究開発で得られたデータベースについて述べる。第3章以降は原型炉についての検討であるが、トカマク型、ヘリカル型について技術的検討課題は大部分共通であるとの認識に立ち、条件を揃えた方がより議論し易いとの観点から、共通の検討条件を定めた上で、中性子や γ 線の分布がどのようになるかについて解析結果を示すとともに、ブランケット設置に伴う炉構造上の制約などについて記述する。第4章では運転制御の立場からトカマク、ヘリカルそれぞれの運転制御シナリオとそのために必須の計装・計測器について議論を展開する。この章での検討によって課題が解決できたもの、解決に向けての方向性が明らかになるものなどが示される。第5章では第4章の検討結果を受けて今後研究開発が必要となる計装・計測器についての開発計画の必要性が議論される。第6章では残されたシステム的検討や不十分なプラズマ情報を補うシミュレーション・コードの開発と原型炉の関係を論ずる。最後に第7章で今回の検討の結果明らかとなった、原型炉プロジェクト着手の前に長期的視点から進めておかないといけない重要な事項について国の施策への提言をまとめた。

文献は各節（分量が少ない場合は章）の終わりに纏めだが、読者が見やすいように各節（または章）毎に[1]から順に番号付けした。

なお、本書以外に同内容をpdfファイルにしたもの、及びシンポジウムの発表資料をCDに焼いたものを作成した。

参考文献

- [1] M. Kikuchi, "Steady State Tokamak reactor based on the Bootstrap Current", Nucl. Fusion30(1990)265.
- [2] N. Inoue, Y. Ogawa, T. Yamamoto, Z. Yoshida, K. Okano and A. Hatayama, "Feasibility study for an Inductively Operated Day-long Tokamak Reactor", Proc. of 14th IAEA Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics Research, vol.3, (1993) pp.347-353
- [3] R. Hiwatari, K. Okano, Y. Asaoka, K. Shinya and Y. Ogawa et al., "Demonstration tokamak fusion power plant for early realization of net electric power generation", Nucl.Fusion 45, (2005) pp.96-109
- [4] K. Tobita, S. Nishio, M. Sato, S. Sakurai, T. Hayashi et al., "SlimCS – compact low aspect ratio DEMO reactor with reduced-size central solenoid," Nucl. Fusion, 47, (2007) pp.829-899
- [5] S.Matsuda, K.Tobita, "Evolution of the ITER program and prospect for the next-step fusion DEMO reactors: Status of the fusion energy R&D as ultimate source of energy", J. Nucl.Sci. and Tech.,vol.50,(2013)pp321-345
- [6] 科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会核融合研究作業部会報告書「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」(2013)
- [7] テキスト核融合炉専門委員会、「特集/テキスト核融合炉」プラズマ・核融合学会誌、Vol.87 Supplement, (2011)
- [8] H.Takenaga et al., "Burn control study using burning plasma simulation experiments in JT-60U", Fusion Eng. Design 50 (2006)76-83
- [9] H.Takenaga et al., "Response of fusion gain to density in burning plasma simulation on JT-60U", 48 (2008)035011
- [10] 特集/ITER 工学設計, プラズマ核融合学会誌 78 Supplement, 2002
- [11] 飛田健次他、核融合原型炉 SlimCS の概念設計報告、JAEA-Research 2010-019 (2010)
- [12] 相良明男他、FFHR 設計グループ、「ヘリカル型核融合炉 FFHR- d 1 概念設計中間報告書」NIFS-MEMO-64、(2013)
- [13] 藤家洋一、「原子力」ERC 出版 (2005)
- [14] ITER Technical Basis, IAEA, ITER Documentation Series No.24, Chap. 2.14, (2002)
- [15] Y.Someya and K.Tobita, "Estimation of Decay Heat in Fusion DEMO Reactor", Plasma & Fusion Res. 7(2012)24050

第2章 ITERにおける計装制御の概要

2.1 ITERにおける計測器分類

ITERでは、これまでのプラズマ閉じ込め研究で測定・評価されてきた約60のプラズマや第一壁・ダイバータのパラメータを約50の計測装置（表2.1-1）を用いて測定する計画である。パラメータは、その役割により、以下のように分類されている（表2.1-2）。

Group 1a1：装置保護

Group 1a2：基本制御

Group 1b：先進プラズマ制御

Group 2：プラズマ特性評価と物理研究

それぞれのパラメータへ要求されている時間・空間分解能、測定精度は、これまでの測定実績及び上記の役割を果たすのに必要な性能として定められている（表2.1-3）。また、各パラメータを異なった測定原理で測定する複数の計測装置が割り振られ（primary、back-up、supplementary）、要求測定性能を実現することを目指している（表2.1-4）。

2.1.1 運転制御のために必須の計測

前述のITERでの計測装置の役割に示すように、運転制御のための計測装置としては、Group 1a1：装置保護、Group 1a2：基本制御及びGroup 1b：先進プラズマ制御がこれに相当する。装置保護及び基本制御に必要な計測には、現在のトカマク装置で一般的に用いられている計測項目に加えて、燃焼プラズマの制御に利用する核融合出力も含まれている。一方、先進プラズマ制御のための計測は、ほとんどが電子密度／温度、イオン温度をはじめとした主プラズマの分布計測である。つまり、高いプラズマ性能を実現するためのプラズマ制御を目指した詳細な分布計測データを提供する役割を担っている。

2.1.2 プラズマ物性理解のための計測

前述のGroup 2：プラズマ特性評価と物理研究がこれに相当する。電流分布、燃焼プラズマの計測として重要な α 粒子計測や α 粒子によって励起の可能性が指摘されているトロイダルアルヴェン固有モード（TAE）計測、ダイバータプラズマのパラメータ、燃料密度比などはこの範疇に含まれている。

2.1.3 計測装置配置と設置方法

計測装置配置や設置方法を決めるうえでの重要な要素は、ITERでの中性子及びガンマ線の照射環境（例えば、中性子照射量については、JETに比べ、中性子束で約10倍、フルエンスで約10,000倍）である。このような放射線環境下では、使える場所に計測機器を設置する、あるいは使えるように放射線を遮蔽して使うことになる。

表2.1-1に示す約50の計測装置は、真空容器内面、遮蔽ブランケット間の隙間、ダイバータカセットなどの真空容器内、真空排気ダクト及びポート延長部に挿入される放射線遮蔽を兼ねた「ポートプラグ」と呼ばれる構造体に組み込まれる。ポートプラグは、上部ポートで12カ所、水平ポートでは7カ所で使われる。上部ポートプラグ、水平ポートプラグの重量は、はそれぞれ約20トン、約50トンである。ダイバータポートも上部・水平ポートと同様に、計測機器や放射線遮蔽を支持する「ダイバータ計測支持構造体」が使われる。

上部ポートプラグの例を図2.1-1に示す。レーザーを用いた計測装置（ポロイダル偏光計測装置）を組み込むポートプラグであるが、プラズマからの放射線を遮蔽するため、ミラーを用いてレーザー視線を何回か方向を変えて、真空フランジ側（大気側）から直線的にプラズマを見込まない視線構造をしている（「ラビリンス構造」あるいは「ドッグレッグ構造」と呼んでいる。）。レーザー視線及びミラーの設置空間を除く空間は、可能な限り遮蔽体（ステンレス

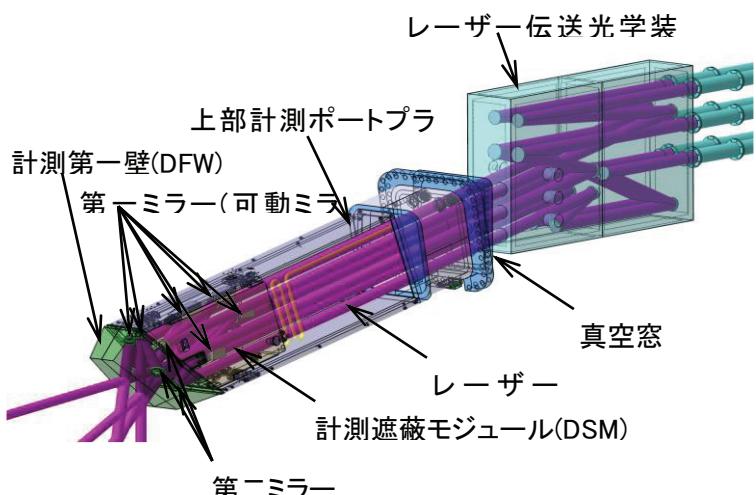


図2.1-1: ITERの計測装置を組み込む上部ポートプラグの例
(文献[4]より引用)

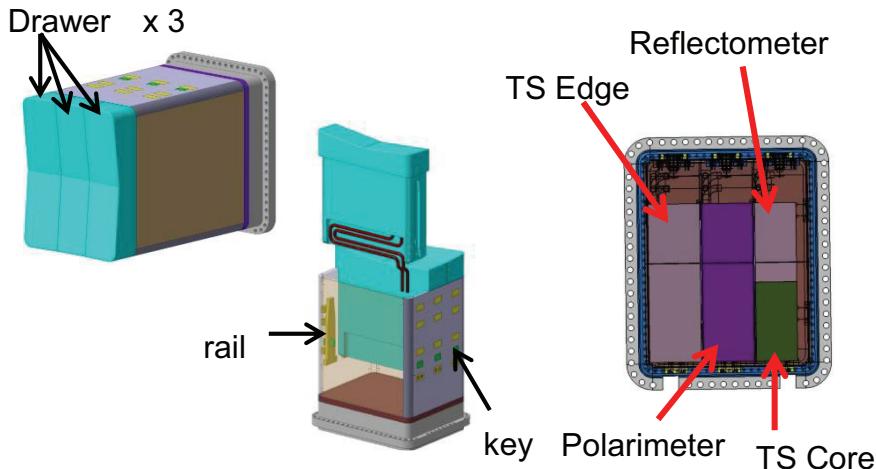


図 2.1-2 : ITERにおいて計測装置を組み込む水平ポートプラグの例（文献[5]、[6]より引用）

鋼と水)で埋める。それにより、大気側への中性子やガンマ線の漏洩を低く抑える設計が進められている。

水平ポートプラグは、縦 2.1m、横約 1.6m、長さ約 3.4m(計測シールドモジュールを含めて)あり、ポートによっては 10 種類の計測装置が取り付けられる。計測装置間の取扱いを少なくするため、ポートプラグを「drawer(引出し)」と呼ばれる単位で分割し、その中に計測機器を組み込む計画である(図 2.1-2)。

2.1.4 保守・交換

ポートプラグに装荷された計測機器の保守・交換は、ポートプラグの操作機器を持った「キャスク」で引き出して、ホットセルへ運んで行われる。水平ポートプラグの場合は、先ず drawer を引き出し、その中の計測機器の保守・交換を行う。drawer を引き出す際には、冷却水配管の切断、シャッター等の駆動機構、電気系統、圧空系統の切離しが必要になる。そのため、必要がある場合には、保守・交換を念頭に置いたポートプラグ内への組込み方法や手順と整合した機器の設計が必要となる。

ITER では、遠隔保守に対する要求を以下の 4 つに分類し、機器設計への要求事項として、機器の設計に反映することが要求されている。

クラス 1 : 計画的な遠隔保守が必要な機器あるいは装置寿命の間に何回かの交換が必要な機器(ダイバータカセット内機器が該当)

クラス 2 : 計画的な遠隔保守を必要としないが、計画的でない、非常に稀に遠隔保守が必要となりそうな機器(ポートプラグ内機器が該当)

クラス 3 : ITER の寿命の間に遠隔保守を必要としないと考えられるが、その不具合が ITER の運転の妨げとなりそうな機器

非分類 :以下の理由により、遠隔保守を必要としない機器；
a) 汚染／放射化が低い、あるいは、ない区域にあり、手で保守できる、
b) それらの不具合が ITER の運転を妨げない

また、上記の他、遠隔保守以外の保守・交換に対する要件も定められている。

2.1.5 ITER での計測装置開発上の共通課題

ITER の特殊な環境・条件に適合する計測装置の実現には、多くの課題を解決する必要がある。以下に主な課題をまとめると。

1) 高い核融合性能 : 核融合出力が 500MW、時間燃焼が 400 秒以上及び 3000 秒に及ぶ定常運転が計画されているため、高い中性子及びガンマ線照射量に対応する必要がある。第一壁近傍では、高核発熱率のため強制冷却が必要となるのに加え、様々な照射効果が誘起され、計測機器の性能劣化を引き起こす可能性がある。また、放射化などにより、上記のような遠隔保守への対応も求められる。ポートセルでもガンマ線強度が高い(1-2 Gy/h)領域があり、保守・交換に対する要件から、電子機器等のガンマ線遮蔽が必要となる。

2) 粒子照射 (主に水素同位体とヘリウム) : 中性のヘリウム束は ITER の寿命の間に $10^{24} - 10^{25} \text{ m}^{-2}$ と評価されており、タングステンミラーの光学反射率の低下が起こる可

- 能性ある（バブル形成が起こるヘリウム照射量と同程度）。
- 3) 強磁場：プラズマ中心部で 5.3 T、真空容器ポートのフランジ部においても約 0.5 T の磁場強度である。そのため、フランジ直後のインターパースペースなど、真空容器外においても、計測機器に対する磁場の影響を考慮する必要がある。
- 4) ITER は “Nuclear Device”：安全で信頼性の高い運転が要求されるため、特に、安全確保に不可欠な計測装置に対しては、機器には高い信頼性と耐久性が求められる。また、「二重トリチウムバリアー」（二重窓など）、ポートプラグを用いた計測機器の組込みなど、計測視野を制限する要因を克服する必要がある。
- 5) 第一壁・ダイバータターゲット・バッフルでの光の反射が分光計測に及ぼす影響：最近、この問題が明るみになり、ITER 機構及び国内機関が協力してシミュレーションで評価を進めている。

2.1.6 成果の反映

原型炉の計装制御システムの構想とその実現性を評価するうえで、ITER での計測機器や材料の評価及びそれに基づく原型炉への外挿は不可欠である。特に、上記の課題 1) で述べた照射効果の影響に関しては、これまでも原子炉などの照射施設を用いた機器や材料の照射試験が行われ、それらが設計に反映されて来た。しかし、実際には ITER での使用経験を経て、ITER での長時間の使用に耐える計測装置に改良していく必要がある。それらが、原型炉の計装制御システムの構築において、最終的な判断材料を提供するものと考えられる。

ITER の計測装置は、前述のように、使用したい、あるいは、使用可能と評価された計測装置は全て取り付ける計画になっている。しかし、原型炉では、使用可能なポート数（第一壁の表面積など）が大幅に制限される可能性があり、原型炉での運転制御を考慮した計測装置の取捨選択を行う必要がある。そのため、ITER での燃焼制御の経験を基に、可能の限り単純化した制御やそのための計装装置のセットを構築する必要がある。これらは、原型炉で必要とされるプラズマ性能の実現シナリオとも密接に関連するため、別途議論が必要であろう（運転の初期段階での計測装置のセット、その後の運転シナリオが確立された後の計測装置のセットなどの考え方）。以下の章でこれらの問題に立ち入ることになる。

参考文献

- [1] J. Plasma Fusion Res. Vol.83, No.12 (2007)で掲載された「プロジェクトレビュー・プラズマ燃焼実験のための先進計測 1.2 ITER 計測装置の概要（草間義紀, 笹尾真実子）」
- [2] ITER Project Requirements (ITER の内部技術文書)
- [3] ITER System Requirement (SRD) Document, SRD-55 (DIAGNOSTICS) 3.1.
- [4] 河野康則 他、プラズマ・核融合学会第 30 回年会、05pE11P.
- [5] O. Darcourt et al., “Integration of the Diagnostic Equatorial Port 10 (9B5XH3_v1_0)”, System Integration Review, June 4, 2012. (ITER の内部技術文書)
- [6] J-M Drevon, “Port Integration strategy (574D7B_v1_0)”, 2nd Diagnostic all DA meeting Cadarache, France, March 20th – 22nd 2012.

表 2.1-1: ITER で計画されている計測装置。イタリックで書かれた 4 つの計測装置は、ITER の環境において、その実現性が確かではなく、現在の ITER の建設費の中には含まれていない。8) Diagnostic Engineering は、上記 1)~7)の計測装置を ITER に取付け、機能させるのに必要な機器及び中性子／ガンマ線の遮蔽のための機器である。文献[1]の表 1 を草間が改定したもの。

Diagnostic Group	Diagnostic System
1) Magnetics	Outer Vessel Sensors
	Inner Vessel Sensors
	Divertor Magnetics
	External Rogowski
	Diamagnetic Loop
	Halo Current Sensors
2) Nentron	Radial Neutron Camera
	Vertical Neutron Camera
	Microfission Chambers
	Neutron Flux Monitors
	Gamma Ray Spectrometers
	Activation System
	* <i>Lost Alpha Detectors</i>
	High Resolution Neutron Spectrometer
3) Optical	Thomson Scattering (Core)
	Thomson Scattering (Edge)
	Thomson Scattering (Divertor, Outer)
	Toroidal Interferometer/Polarimeter
	Poloidal Polarometer
	Collective Scattering (LFS)
4) Bolometric	Bolometers (All)
5) Spectroscopic and NPA	CXRS Based On DNB (Core)
	H-Alpha
	VUV (Maim Plasma)
	Impurity Influx Monitor (Divertor)
	X-Ray Crystal Spectrometer
	Visible Continuum Array
	Neutral Particle Analyzer
	* <i>Laser Induced Fluorescence</i>
	MSE Based On Heating Beam
	CXRS Based On DNB (Edge)
6) Microwave	ECE (Main Plasma)
	Reflectometer (Main Plasma, Low Field Side)
	Reflectometer (Plasma Position)
	Reflectometer (Divertor)
	* <i>Fast Wave Reflectometry</i>
	Reflectometer (Main Plasma, High Field Side)
7) Plasma Facing and Operational	IR Cameras, Visible/IR TV (Midplane)
	Thermocouples
	Pressure Gauges
	Residual Gas Analyzers
	IR Thermography (Divertor)
	Langmuir Probes
	Erosion Monitor
	* <i>Dust Monitor</i>
	IR Cameras, Visible/IR TV (Upper)
	In-Vessel Services
8) Diagnostic Engineering	Port Plugs And First Closures
	Interspace Blocks And Second Closures
	Divertor Components
	Ex-Bioshield Electrical Equipment
	Window Assemblies

表2.1-2 : ITERにおける計測パラメータとその役割。上は Group 1a1:保護と Group 1a2:基本制御、次のページは Group 1b:先進制御と Group 2:プラズマ特性評価と物理研究。文献[2]ITER Project Requirements 4.6 の Table 4-7: Required measurements classified by role を草間が書き直したもの。

Group 1a1 装置保護	Group 1a2 基本制御	Group 1b 先進プラズマ制御	Group 2 プラズマ特性評価と物理研究
<ul style="list-style-type: none"> Plasma current, I_p Error field, locked mode and RWM identification: $B_r(\text{mode})/B_p$ Plasma position and shape: dZ/dt of current centroid Low (m, n) MHD modes, sawteeth, locked modes, and disruption precursors: $B_r(\text{complex}, \text{at wall})/\langle B_p \rangle$ Halo currents: Poloidal current Plasma energy: β_p Neutron flux and emissivity: Total neutron flux Radiated power: Total P_{rad} Impurity species monitoring: Be, C, O influx Impurity species monitoring: Cu Influx Impurity species monitoring: W influx H-mode, ELMs and L-H mode transition indicator: ELM D_α bursts First wall (FW) visible image & wall temperature: FW Surface luminance Impurity and D, T influx in divertor: $\Gamma_{\text{Be}}, \Gamma_{\text{C}}, \Gamma_{\text{W}}$ Divertor operational parameters: Max. surface temperature Runaway electrons 	<ul style="list-style-type: none"> Loop voltage: V_{loop} Toroidal magnetic field: B_t Plasma position and shape: Main plasma gaps, Δ_{sep} Plasma position and shape: Divertor channel location (r, θ) Neutron flux and emissivity: Fusion power Fuel ratio in plasma core: $n_{\text{H}}/n_{\text{D}}$ Neutron fluence: First wall fluence Impurity species monitoring: Be, C, O rel. conc. Line-averaged electron density: $\langle n_e \rangle dl / \int dl$ Radiated power: Divertor P_{rad} Radiated power: Main plasma P_{rad} Impurity species monitoring: Extrinsic ($\text{Ne}, \text{Ar}, \text{Kr}$) rel. conc. Z_{eff} (line-averaged): Z_{eff} Impurity species monitoring: Extrinsic ($\text{Ne}, \text{Ar}, \text{Kr}$) influx H-mode, ELMs and L-H mode transition indicator: L-H D_α step Divertor operational parameters: Gas pressure First wall (FW) visible image & wall temperature: FW Surface temperature Neutral density between plasma and first wall: D/T influx in main chamber Impurity species monitoring: Cu rel. conc. Impurity species monitoring: W rel. conc. Divertor operational parameters: Position of the ionization front Impurity and D, T influx in divertor: $\Gamma_{\text{D}}, \Gamma_{\text{T}}$ Divertor Helium density: n_{He} Gas pressure and composition in main chamber: Gas pressure Gas pressure and composition in vacuum ducts: Gas Pressure Divertor operational parameters: Gas composition. Fuel, He, impurities Gas pressure and composition in main chamber: Gas composition. Fuel, He, impurities Gas pressure and composition in vacuum ducts: Gas composition. Fuel, He, impurities 	<ul style="list-style-type: none"> Current profile: $r(q = 1.5, 2)/a$ Current profile: $r(q_{\min})/a$ Neutron flux and emissivity: Neutron- and a-source profile Ion temperature profile: Core T_i Core He density: Profile of ${}^3\text{He}$ concentration Impurity density profile: Fractional content, $Z \leq 10$, ${}^3\text{He}$ core concentration Electron temperature profile: Core T_e Electron density profile: Core n_e Electron density profile: Edge n_e Radiated power: X-point/MARFE region P_{rad} Radiation profile: Divertor P_{rad} Radiation profile: X-point/MARFE region P_{rad} Plasma rotation: VPOL Plasma rotation: VTOR Core He density: n_{He}/n_e Impurity density profile: Fractional content, $Z > 10$ Plasma parameters at the divertor targets: T_e High frequency instabilities (MHD, NTMs, AEs, turbulence): NTM, dT/T (complex; 100ms integration time) Plasma parameters at the divertor targets: n_e Escaping alphas and fast ions: First wall flux, Non-Alphas Heat loading profile in divertor: Power load Heat loading profile in divertor: Surface temperature 	<ul style="list-style-type: none"> Current profile: $q(r)$ High frequency instabilities (MHD, NTMs, AEs, turbulence): Fishbone $B_{\theta}(\text{mode}) / \langle B_p \rangle$ High frequency instabilities (MHD, NTMs, AEs, turbulence): TAE $B_{\theta}(\text{complex}) / \langle B_p \rangle$ Neutron flux and emissivity: Fusion Power Density Runaway electrons: E_{max} Runaway electrons: I_{runaway} High frequency instabilities (MHD, NTMs, AEs, turbulence): TAE $dn/n, dT/T$ Ion temperature profile: Edge T_i Confined alphas and fast ions: Alpha Density profile Confined alphas and fast ions: p, D, T, ${}^3\text{He}$ energy spectrum Confined alphas and fast ions: Alpha Energy Spectrum H-mode, ELMs and L-H mode transition indicator: ELM density transient H-mode, ELMs and L-H mode transition indicator: ELM temperature Transient Electron temperature profile: Edge T_e Divertor electron parameters: n_e Divertor electron parameters: T_e $n_{\text{H}}/n_{\text{D}}$ ratio in plasma core: $n_{\text{H}}/n_{\text{D}}$ Radiation profile: Main plasma P_{rad} Z_{eff} profile: Z_{eff} First wall (FW) visible image & wall temperature: FW surface temperature during ELMs Fuel ratio in edge: $n_{\text{H}}/n_{\text{D}}, n_{\text{H}}/n_{\text{T}}$ Fuel ratio in divertor: $n_{\text{H}}/n_{\text{D}}, n_{\text{H}}/n_{\text{T}}$ Ion temperature in the divertor: T_i Escaping alphas and fast ions: First wall flux, Alphas

表 2.1-3 : ITERにおいて各パラメータへ要求されている役割、時間・空間分解能、測定精度の例。ここでは、プラズマ電流とプラズマ位置・形状の例を示している。文献[2]ITER Project Requirements 4.6 の Table 4-8: Measurement requirements の一部を抜き出したもの。

1a1: Machine Protection		1a2: Basic Control		1b: Advanced Control 2: Physics			
MEASUREMENT	PARAMETER	ROLE	CONDITION	RANGE or COVERAGE	RESOLUTION		ACCURACY
					Time or Freq.	Spatial or Wave	
1. Plasma Current	Ip	1a.1	Default	0 - 1 MA	1 ms	Integral	10 kA
				1 - 17.5 MA	1 ms	Integral	1 %
			Ip Quench	25 - 0 MA	0.1 ms	Integral	30 % + 10 kA
2. Plasma Position and Shape	Main plasma gaps, Δ_{sep}	1a.2	Ip > 2 MA, full bore		10 ms	-	10 mm
			Ip Quench		10 ms	-	20 mm
	Divertor channel location (r dir.)	1a.2	Ip > 3 MA		10 ms	-	10 mm
			Ip Quench		10 ms	-	20 mm
	dZ/dt of current centroid	1a.1	Default	0 - 5 m/s	1 ms	Sum of 3 or more toroidally symmetric locations	10 mm / s (system noise) + 2 % (scenario gain variation) + plasma noise

表 2.1-4 : ITERにおいて各パラメータを異なった測定原理で測定する複数の計測装置が割り振られている例
 (primary, back-up, supplementary)。ここでは、プラズマ電流と中性子束・放射強度の例を示している[3]。

Measurement	Parameter	Range	Condition	Primary	Back Up	Supplementary
01. Plasma current	Ip	0 - 1 MA	Default	In-vessel Magnetics		MSE Based On Heating Beam, Outer-Vessel Magnetics, Polarimeter, Continuous Rogowski
	Ip	25 - 0 MA	Ip quench	In-vessel Magnetics		

Measurement	Parameter	Range	Condition	Primary	Back Up	Supplementary
07. Neutron flux and emissivity	Fusion power	100 kW - 1.5 GW		Divertor Neutron Flux Monitors, Neutron Flux Monitors	Radial Neutron Camera, Vertical Neutron Camera	Activation System, Microfission Chambers
	Fusion Power Density	1 kW - 15 MW m-3		Radial Neutron Camera, Vertical Neutron Camera		Activation System, Divertor Neutron Flux Monitors, Neutron Flux Monitors
	Neutron- and α -source profile	1E14 - 6E18 n m-3s-1		Radial Neutron Camera, Vertical Neutron Camera	Radial Gamma Ray Spectrometers, Vertical Gamma Ray Spectrometers	Activation System, Divertor Neutron Flux Monitors, Neutron Flux Monitors
	Total neutron flux	1E14 - 7.5E20 n s-1		Divertor Neutron Flux Monitors, Neutron Flux Monitors	Radial Neutron Camera, Vertical Neutron Camera	Activation System, Microfission Chambers

2.2 ITERにおける運転制御

ITERの運転制御に関する基本的な検討は ITER/EDA の中で検討され、その成果は文献[1, 2]に纏められている。文献[1]は EDA の最初の 6 年間の検討 ($R=8.14\text{m}$ の最初の装置) について纏めたもので、その内容の大部分は直前の 1997 年にプラズマ・核融合学会からの特集号 (ITER 設計報告) [3]に記載されている。また、延長 EDA 期間 (1999 年～2002 年) に現在の装置サイズ ($R=6.2\text{m}$) となってからの検討は 2002 年に IAEA から出版された ITER 技術書[2]に纏められているが、その内容の多くは同じく 2002 年にプラズマ核融合学会誌特集/ITER 工学設計[4]として出版されている。ここではこれらの纏めの中からプラント制御に焦点を当て、またその後検討され 2009 年に纏められた技術文書[5]に基づき下に要点をまとめた。

2.2.1 ITER の標準運転

ITER は DT 核燃焼の標準運転として以下の 3 つのモードを想定して設計されている。

- 1) 誘導運転 $P_{FUS} \sim 500 \text{ MW}, Q \geq 10,$
 $I_p = 15 \text{ MA}, \tau_{burn} = 300 - 500 \text{ s}$
- 2) ハイブリッド運転 $P_{FUS} \sim 400 \text{ MW}, Q \geq 5,$
 $\tau_{burn} \sim 1000 \text{ s}$
- 3) 定常運転 $P_{FUS} \sim 350 \text{ MW}, Q \geq 5,$
 $\tau_{burn} \sim 3000 \text{ s}$

これらの運転モードにおける代表的パラメータを表 2.2-1 に示す。EDA の段階で文献[2]に纏められたものと比べ、その後の検討の結果を受けて L-H 遷移パワー以外の変更は無い。

誘導運転モードでは電流のフラット・トップ時間は約 400s で燃焼の開始から約 100s で準定常状態の標準 H モードが実現される。この状態では鋸歯状振動、ELM と関係するペデスタル、トロイダル方向の誘導電場が一定であるためにプラズマ分布はほぼ決まってしまう。準定常運転点は熱的に安定であり、鋸歯状振動によって大きなプラズマ温度変化があったとしても、核融合出力の変動は小さい。このモードの標準動作点は ELM My H-mode シナリオに対して図 2.2-1 に示される。

ハイブリッド運転モードでは誘導運転の標準 H モードと同程度の閉じ込め性能を保つつゝ、全電流を変えずに非誘導電流駆動の割合を増加させて誘導電流を抑制し(非誘導電流駆動を増やすために Q 値は小さくなる)、プラズマ

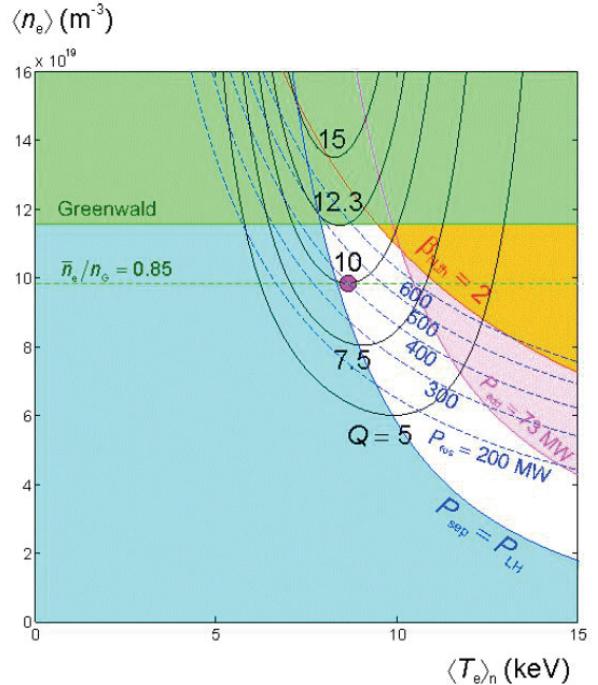


図 2.2-1 ITER の標準誘導運転の動作点と運転領域

15MA, 5.3T, ELM My H-mode シナリオに対して Greenwald 密度の 0.85 倍、40MW の加熱入力、エネルギー閉じ込め時間 $\tau_E = 3.8\text{s}$ で $Q=10$ が実現される。白で囲われたアクセス可能な運転領域は H モード遷移、Greenwald 密度、利用可能な加熱パワーで制限される[5]。

電流の持続時間を延伸する。安全係数が 3.5 まで増加するため、三角度を大きくすれば、ELM を抑制した小振幅 ELM(タイプ II)領域の運転が期待でき、ダイバータの長寿命化に役立つ。また、1000s 以上あれば T 増殖ブランケットの前面の温度が定常になるのでブランケットの試験にも適切である。ハイブリッド運転を 14,000 回行うと 14MeV の中性子フルーエンスが 0.3MW/m^2 に達する。ハイブリッド運転は次の定常運転の基礎をなすものである。

定常運転モードに関してはデータベースが十分あるとは言えない。平坦な密度分布の通常の ELM My H モードではブートストラップ電流が小さいため($< 0.2I_p$)、 Q 値が小さい定常運転($Q < 2$)しか得られない。したがってプラズマ電流を下げつつ、内部輸送障壁をもつ弱い負磁気シアーなどの閉じ込め改善モードで運転する必要がある。もし、プラズマ閉じ込め改善により、 $H_H \sim 1.6$, $I_p \sim 9\text{MA}$ で平坦な密度分布が得られれば、 $Q \sim 6$, $I_{BS} \sim 0.5I_p$, $\beta_N \sim 2.9$ でダイバータへの熱負荷もほどほどのプラズマが実現できる。高密度で中心ピーク形の分布も追求の価値がある。

Parameter	Design Scenarios		
	Inductive	Hybrid	Steady-State
R/a [m/m]	6.2/2.0	6.2/2.0	6.35/1.85
Volume [m ³]	831	831	730
Surface [m ²]	683	683	650
Sep. length [m]	18.2	18.2	16.9
Cross-section[m ²]	21.9	21.9	18.7
B _T [T]	5.3	5.3	5.18
I _P [MA]	15.0	13.8	9.0
κ_x/κ_95	1.85/1.7	1.85/1.7	2.0/1.85
δ_x/δ_{95}	0.48/0.3 3	0.48/0.3 3	0.5/0.40
τ_E [s]	3.4	2.7	3.1
H _{H98} (%)	1.0	1.0	1.57
β_N	2.0	1.9	3.0
$\langle n_e \rangle [10^{19} m^{-3}]$	11.3	9.3	6.7
f _{He, mix} [%]	4.4	3.5	4.1
P _{FUS} [MW]	500	400	356
P _{ADD} [MW]	50	73	59
Q	10	5.4	6.0
Burn time [s]	500	1000	3000
Min rep time [s]	2000	4000	12000
P _{TOT} [MW]	151	154	130
P _{RAD} [MW]	61	55	38
P _a [MW]	100	80	71
P _{L-H} [MW]	76	66	48
W _A [MJ]	353	310	287

表 2.2-1 ITER の誘導運転、ハイブリッド運転、定常運転の各運転モードにおける代表的パラメータ[5]

2.2.2 ITER プラント全体の制御系の構成

ITER の通常運転モードにおけるプラントの運転は制御・データ取得・通信を司る CODAC (command control and data acquisition and communication) システムによる。CODAC

は中核的役割をなす全体制御系 SCS (Supervisory Control System) とその管理下での個々のサブシステムの制御に分けられるが、全体の制御系構成の概念図を図 2.2-2 に示す [2,4]。この構成でわかるように、常時運転となる、定常電源、真空排気系、冷却系、クライオ冷媒供給系、トリチウムプラントなどの補機プラント類と、プラズマの運転に深く関わるプラズマ制御系 (Operation Control System) とを明確に区別しており、プラズマ制御系については第 1 章 図 1-3 のアクチュエータに対応するものとして TF、PF、CS の各コイル系、ICH、ECH、NBI、LH の加熱・電流駆動系、および粒子供給系があり、さらにプラズマの状態を把握する計測系が含まれる。

(1) 全体制御系 (Supervisory Control System) の役割

ITER プラント全体の運転管理

プラズマ放電シーケンス管理

プラズマ運転支援

計測データ処理支援

実験結果のデータ処理

プラズマ放電とデータ取得の同期

通信、ネットワーク

プラズマ制御系

(2) 運転制御系 (Operation Control System)

ITER が運転状態にあるときの最上位の機能を持ち、ITER がプラズマ運転を行う状態ではプラントの運転と放電シーケンスの制御は放電制御系 (Discharge Control Subsystem) に委ねられ、さらにプラントが放電開始可能となった時からはプラズマ制御系 (Plasma Control System) が直接制御する階層構造となっている。これらの構成は何度も放電を繰り返す実験炉までの制御系として特別なものではなく、定格熱出力を達成するまでの原型炉にも共通するものと考えられるが、発電実証段階の運転時には階層構造を単純化すべきと考えられる。原型炉にもあてはまる重要な機能はプラズマ制御系に含まれる以下の機能であろう。

プラズマ運転シーケンス

磁場系制御 (磁気面制御)

圧力制御 (kinetic control)

ディスラプション制御

以下、ITER 工学設計段階で検討されたプラズマ放電シーケンスに沿って概要を記載する [2] (図 2.2-3 を参照)。

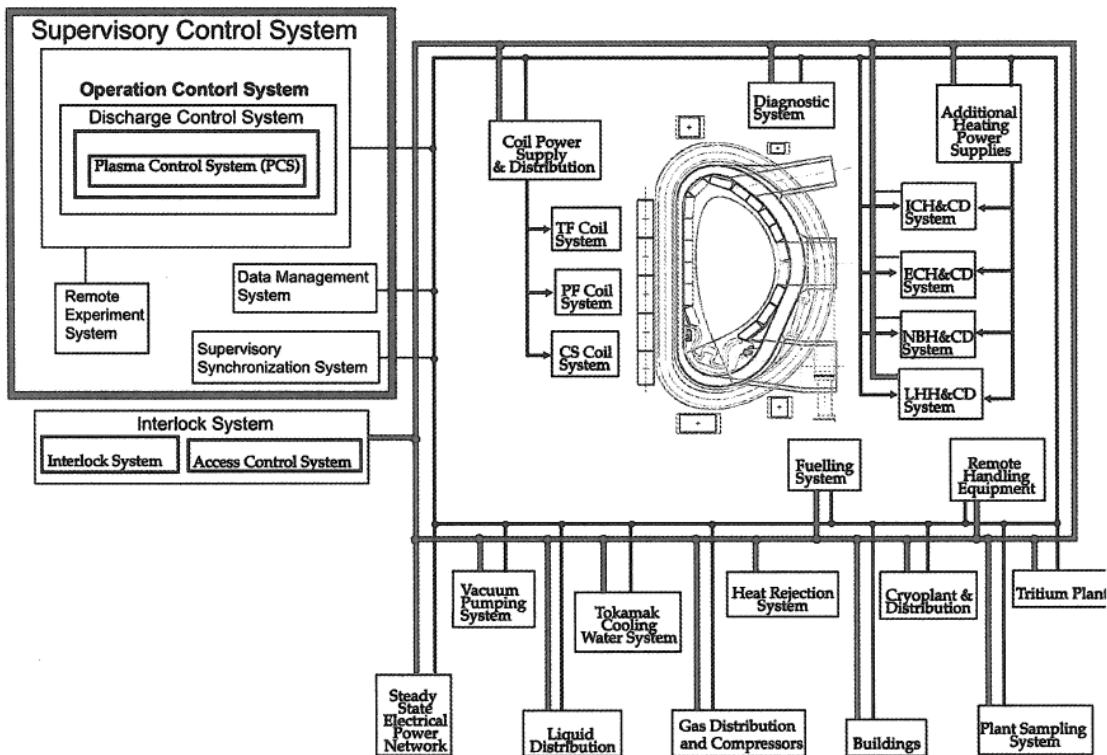


図 2.2-2 ITER の制御系構成概念図[2,4]

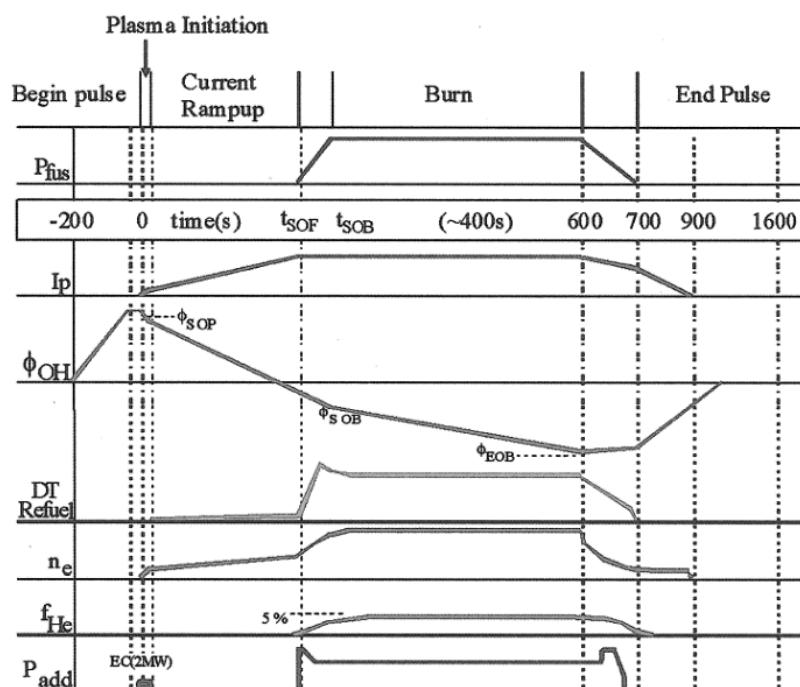
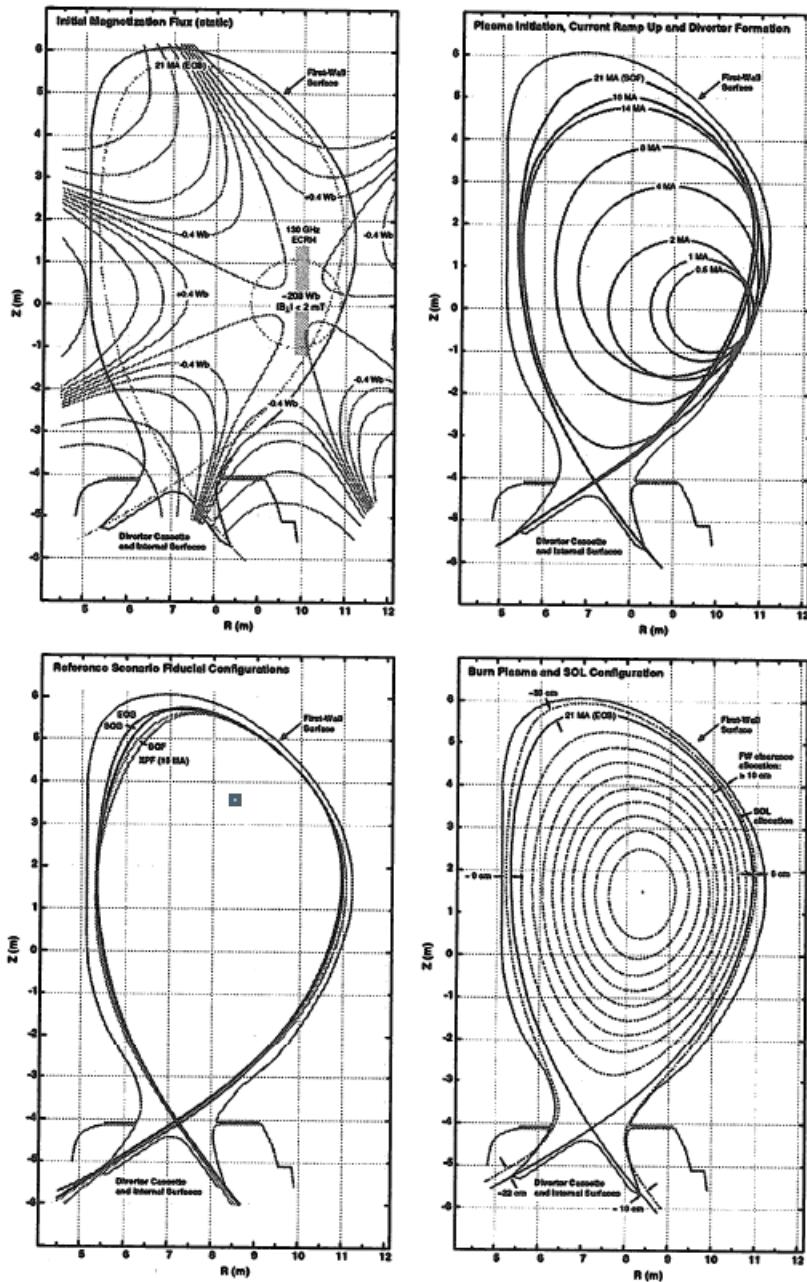


図 2.2-3 ITER のプラズマ放電シーケンス[2]

図 2.2-4 ITER のプラズマ発生から定常状態に至るまでの磁気面形状[1]



2.2.3 プラズマ運転シーケンス

プラズマ運転シーケンスにおける磁気面の状態を理解するためにその一例を図 2.2-4 [1]に示す。以下に ITER の標準運転である誘導運転モードのシーケンスにしたがってシミュレーションの結果から予想されるシナリオを纏める。

(1) プラズマ発生

放電シーケンスの原点 $t=0$ において、事前に励磁された PF コイル系 (CS コイル系を含む) にプリセットされた初期電圧を印加して放電を開始し、約 2 秒間継続する。これらの PF 系コイル電流は $t \approx 1\text{s}$ にボ

ート・リミターの近くに多極磁場のゼロ点と低磁場領域 (80cm 半径内でプロイダル磁場 $< 2\text{mT}$) を作りながらプラズマ電流を立ち上げる。工学設計段階では図 2.2-4 のようにトーラスの外側に低磁場領域を作っていたが[1]、その後は内側に低磁場領域を作り立上げる方式も考えられている。このとき、真空容器内の 1 周電圧は約 12V ($E=0.3\text{Vm}^{-1}$) である。燃料注入ガス圧は約 1.3 m Pa で 50msec 内に放電が起きると予測している。

(2) 電流立ち上げ

プラズマ電流立ち上げは平均速度が $dI/dt \approx 0.15\text{MA s}^{-1}$ となるよう制御され、プラズマ小半径拡大と同時に楕円度も増大させ、周辺での安全係数が概略 $5 \leq q \leq 6$ を維持するよう制御される。この間リミター配位を保ち、プラズマ電流が定常時の電流値 I_{p0} の約半分に達したところでダイバータ電流を流し始め、シングル・ヌル・ダイバータ配位が形成される ($q_{95} \approx 4$) さらに電流を立ち上げていき、 $t \approx 100\text{s}$ でプラズマ電流がフ

ラット・トップに達し、 $q_{95} \approx 3$ となる。

(3) 核燃焼時の加熱

プラズマ電流がフラット・トップに達すると、追加熱が開始される。追加熱パワーは粒子補給と調整を取りながら入射され、H モード閉じ込めが実現すると約 50 秒で核燃焼は定常となる。このフェーズではアクチュエータに対し L モードから H モードに遷移させるため、大きな H-モード遷移加熱パワー (プラズマ密度に依存) が求められる。プラズマ形状は電流のフラット・トップまでに形成され、その後の追加熱によるベータ

値上昇は一定のプラズマ形状とプラズマ電流のままで達成できるとしている。

ITER のハイブリッド運転や定常運転では運転シナリオはより複雑である。プラズマ電流が一定値に達した後、追加熱でプラズマを加熱するとともにトロイダル方向の電流を流し、これがブートストラップ電流と共に誘導電流と入れ替わる。一般に追加熱によって形成される最終的な電流分布は追加熱前のものとは異なる。プラズマを横切る電流の拡散時間は大きく、 $T_e \approx 5\text{keV}$ で約 200s、 $T_e \approx 10\text{keV}$ で約 800s である。したがって、電流分布は核燃焼時に数 100s かけてゆっくりと変化して最終状態に落ち着く。

(4) 核燃焼維持

核燃焼が始まると、ヘリウムが蓄積するため一定の核融合出力を維持するためにはプラズマ密度を増加させなければならない。ヘリウム濃度を一定に維持するまでに 20s-30s かかる。核燃焼は PF コイルの誘導電流限界まで続く。

(5) 核燃焼の終息

プラズマ密度を下げつつ核融合出力を減少させたり、追加熱を減少させることによって L モードに戻して終息させるが、このとき密度限界ディスラプションを起こさないように過度に減少させてはいけない。

図 2.2-5 に ITER の 15MA 標準運転でのダイバータ配位形成から核燃焼終息までのシミュレーション結果を示す[5]。平均電子密度を帰還制御しつつ、プラズマ加熱は電流がフラット・トップになる直後に開始している。 $t \approx 100\text{s}$ で $\langle n_e \rangle = 4 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ となったところで、NB #1 (16.5MW) の加熱を開始し、NB #2 の追加（合計 33MW）で L-H 遷移を実現し、この NBI と RF 加熱 (7MW) の核燃焼定常状態では核融合出力 400MW を得る($Q=10$)。ペリリウム不純物レベルは 2 % と仮定し、ヘリウムの蓄積は排気速度から計算して $\tau_{He}/\tau_E = 5$ となる。単純化したダイバータ・モデルではアルゴン注入はダイバータ領域でのパワーが約 30MW (ダイバータ板上では $5\text{MW}/\text{m}^2$ 以下) となるようにするには 0.12% までと計算され、この場合実効電荷は 1.66 でヘリウム蓄積量は核燃焼フェーズでは平均で 3.2% となる。また、ペデスタル上端を横切るパワーは $P_{LOSS} \approx 87\text{MW}$ 、最外殻磁気面を横切るパワーは $P_{SOL} \approx 75\text{MW}$ となる。最外殻磁気面での密度は $3 \times 10^{19}\text{m}^{-3}$ である。

利用できる磁束は 30Vs 残っており、フラット・トップでのループ電圧約 75mV の標準条件下では核燃焼の維持時間は約 400s である。電流立ち上げ時に加熱す

れば磁束が 5-10Vs 節約できるので核燃焼時間は約 500s となる。図 2.2-4 の下の 3 つの図は電流フラット・トップでの分布を計算したもので、ペデスタルの温度は約 3keV、磁気軸上でのヘリウムの蓄積量は約 4.3%、 Z_{eff} は 1.69、ビーム駆動電流は約 1MA、ブートストラップ電流は約 2.2MA (プラズマ電流 15MA の 15%) である。その他のパラメータは表 2.2-1 を参照のこと。

利用できる磁束は 30Vs 残っており、フラット・トップでのループ電圧約 75mV の標準条件下では核燃焼の維持時間は約 400s である。電流立ち上げ時に加熱すれば磁束が 5-10Vs 節約できるので核燃焼時間は約 500s となる。図 2.2-4 の下の 3 つの図は電流フラット・トップでの分布を計算したもので、ペデスタルの温度は約 3keV、磁気軸上でのヘリウムの蓄積量は約 4.3%、 Z_{eff} は 1.69、ビーム駆動電流は約 1MA、ブートストラップ電流は約 2.2MA (プラズマ電流 15MA の 15%) である。その他のパラメータは表 2.2-1 を参照のこと。

以上、誘導運転モードを中心に概要を纏めてきたが、ハイブリッド運転モードと、定常運転モードについての詳細な検討は文献[5]に纏められている。

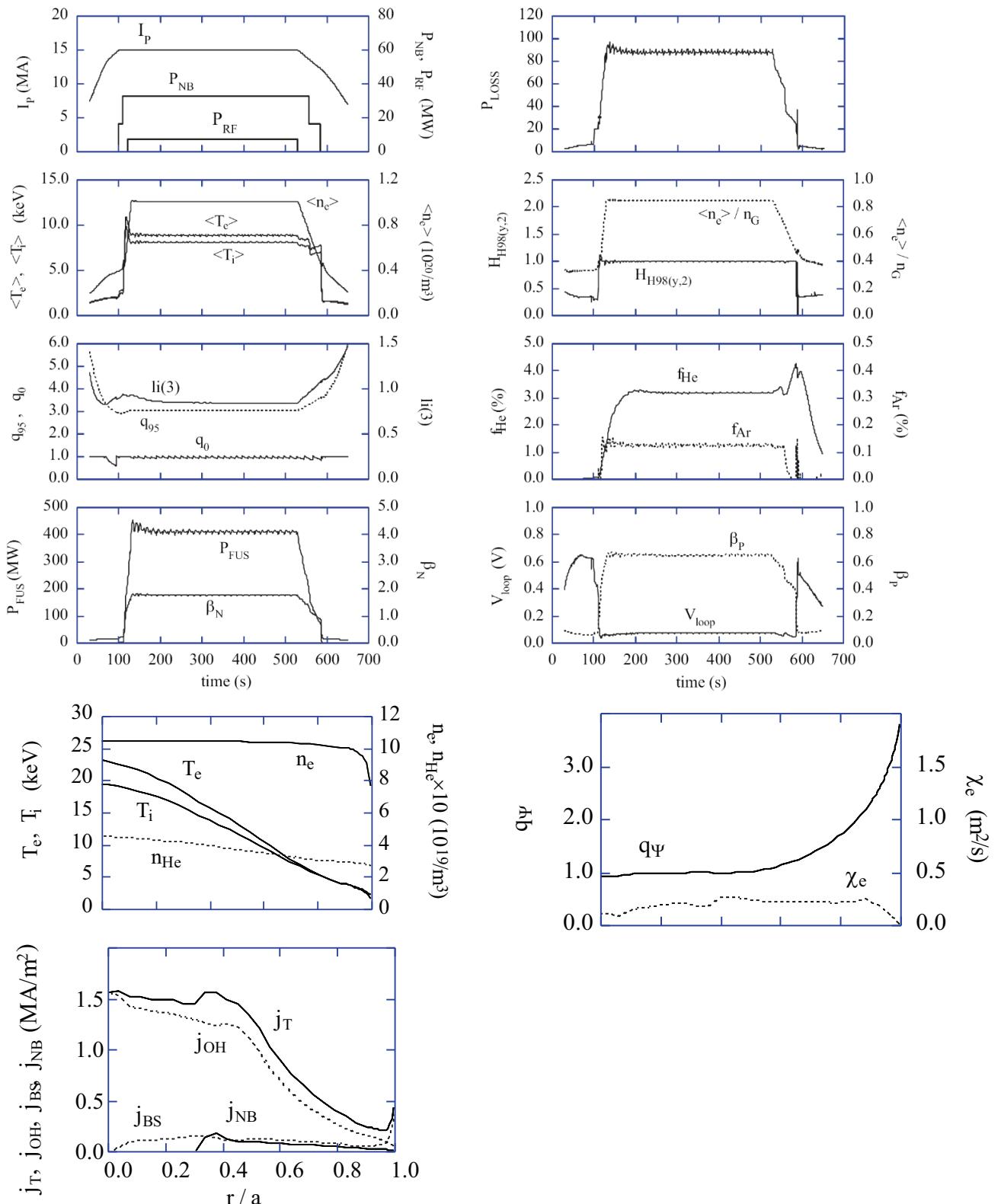


図 2.2-5 ITER の 400MW 出力時のプラズマパラメータの時間変化と
電流フラット・トップでの分布[5]

2.2.4 プラズマ制御

正常なプラズマ運転は測定器によってプラズマ状態をモニターし、基準点からの“乖離”を関係するアクチュエータを制御して戻すことによって達成される。ITERにおける制御に必要な測定器とアクチュエータを纏めたものが表2.2-2[2]である。この中で機器の保護に関する制御はディスラプションや異常な熱負荷の予知、回避、緩和を司るもので、これより発せられるアクチュエータに対する制御指令は他の制御指令に優先する。

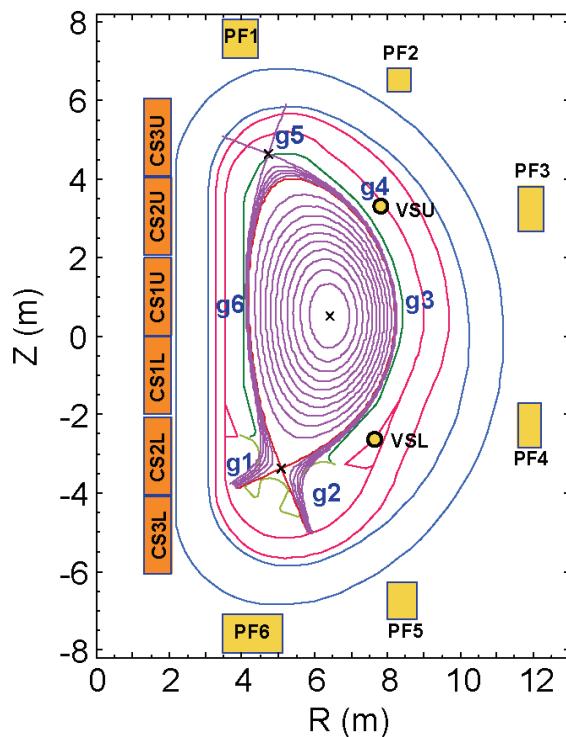
重要な炉内機器を保護するために必要なモニターとしてはセパラトリクスと第1壁間のギャップ、ダイバータや壁の温度、核融合出力などで、これらを検知することによりプラズマの壁への接触やダイバータへの異常熱流束、核融合出力の異常上昇を回避する。これまで稼働してきたトカマクでは通常、プラズマの位置形状、プラズマ電流、電子密度の制御を行っている。核燃焼プラズマではダイバータへの熱負荷低減のため SOL領域へ Ne, Arなどの不純物を注入する必要があり、他方プラズマのコア部では放射損失を許容レベル以下に抑制しなければならないため、核融合出力、ダイバータ熱負荷、コア部不純物の同時制御が必要となる。

(1) プラズマの軸対象制御—プラズマ電流、位置、形状制御

ITERの縦長断面のプラズマは動的制御なしには上下方向に不安定である。厚さ6cmのステンレス製真空容器の2重壁と、ブランケットモジュールに接続した厚さ6cmの安定化板が受動的安定性に寄与している。これらの構造物全体のトロイダル方向の抵抗率は $7.4\mu\Omega$ となる。また、CSコイルやPFコイルも電気回路で短絡すれば金属構造物と同様の安定化効果があり、それらの効果の程度は真空容器内壁、外壁、安定化板、CS、PFコイルの順に効き目がおよそ1/2ずつ小さくなる[2]。PF、CSコイルの配置は図2.2-6に示す。ダイバータ配位でのプラズマ形状制御はセパラトリクスと第一壁間の6か所のギャップを制御することによって達成される。トーラス中心面外側近傍のギャップはICなどの波が効率的にプラズマとカップリングするために重要である。これらの大型コイルのインダクタンスのために、プラズマの位置、形状の制御に制限が加わり、最低100msの応答速度が必要となる。プラズマのサイズが大きくなることで閉じ込め時間などの時定数も大きくなるが、第一壁にプラズマが接触し続けると、

高温高密度プラズマからの熱流束により第一壁に大きなダメージを与えてしまうので高温高密度になってからは速い遷移(H-Lなど)は回避するよう制御しないといけない。15MAでの高縦長断面のプラズマ($\kappa_{sep} \approx 1.85$)の垂直方向安定性を高めるために真空容器内コイル(常伝導コイル)の設置が検討されている。あるプラズマ位置形状の(β_p, l_i)運転空間に対して垂直安定性の観点から制限が課される。より広い電流分布、高い β_p と低い l_i はより安定であるので、垂直位置安定性を保ちながら(β_p, l_i)運転空間を広くすることがELMやH-L遷移、マイナーディスラプションなどの速い擾乱に対する対策を追求するうえで重要だとし、そのうえでITERに於いてこれまでのトカマクと同等の安定性を得るには小半径の5-10%の瞬時の垂直位置の変位を制御することが必要としている[5]。

図2.2-6 ITERのCSコイル(茶)、PFコイル(黄色長方形)、炉内上下位置安定化コイル(黄色の丸)配置。紫は磁気面、ピンクは真空容器、青はトロイダルコイル。g1~g6は最外殻磁気面と第1壁間のギャップで、磁気センサ一群によって制御される



分類	センサー	アクチュエーター
重要機器保護	最外殻磁気面と第一壁間のギャップ、第一壁温度	PF コイル
	核融合出力	P_{add} 追加熱パワー、燃料供給・排気
	ダイバータ板温度	ダイバータ領域での不純物ガスパフ
追加保護 (ディスラプション)	ディスラプション予知現象（特に、ロックト・モードの検知）	I_p, P_{add} 燃料供給・排気 キラーペレット
	ハロー電流	
	逃走電子	PF コイル ($q < 2$)
ELM 熱負荷	ELM のタイプ、ダイバータ板の温度	I_p 形状、燃料供給・排気、PFC の選択
ビーム突き抜け	突き抜けパワー、電子密度	NB
プラズマ・壁接触	不純物放射スペクトル	PF コイル
一般制御	B_p 磁束	PF コイル
	I_p	PF コイル
	n_e	燃料供給・排気
核燃焼プラズマ制御	核融合出力	P_{add} 燃料供給・排気
	ダイバータ熱負荷	不純物注入、燃料供給・排気
	ヘリウム灰、不純物	燃料供給・排気
ベータ	蓄積エネルギー	P_{add} 燃料供給・排気
遷移パワー	核融合出力 P_{rad}, n_e	P_{add} 燃料供給・排気
先進制御	q 分布	電流駆動 P_{add} 燃料供給・排気
	圧力分布	
	回転分布	
NTM 制御	NTM の振幅と位置	ECCD, サドルコイル
RWM 制御	RWM の振幅と位相	サドルコイル

表 2.2-2 ITER のプラズマ制御のためのセンサーとアクチュエータ [2]

(2) 燃焼制御 (kinetic control)

トカマクプラズマの制御は 1) に述べた磁場制御と燃焼制御があり、前者のアクチュエータ (PF 系コイル) と後者のアクチュエータ (加熱、粒子補給、排気) が明確に分かれている。燃焼制御の対象として最重要なのが、核融合出力 P_{FUS} とダイバータへの熱負荷 $P_{Divertor}$ である (スタートアップ時の L-H 遷移やシャットダウン時の H-L 遷移には周辺ペデスタル領域

を横切る熱損失 P_{LOSS} が必要となることも考えられる)。これらの変数 (P_{FUS} 、 $P_{Divertor}$) を制御するためのアクチュエータとして 1) 加熱入力、2) DT ガスまたはペレット入射量/時間、3) Ar などの不純物入射量/時間、および 4) 排気速度が考えられている。これらの入力変数のどれもがいずれの出力にも影響を与えるので、非対角成分を持っているが、核融合出力に一番大きな影響があるのは粒子密度であり、加熱は核融合

出力と L-H 遷移に影響が大きく、不純物入射はダイバータ領域での局所的な輻射に影響を及ぼす。

(2-1) 热・粒子束制御

スパッタされた不純物がプラズマに浸透する量を制御してプラズマ性能を維持し、第一壁やダイバータに過度のダメージを与えないために熱流束、粒子束の制御は本質的に重要である。第一壁への定常的な、あるいはゆっくりとしたプラズマ位置の変化に対してはプラズマ位置を第一壁に接触しないように制御すればよい。しかし、HモードからLモードへの遷移などに伴う速く大きな内向きシフトなどの場合にはプラズマの壁接触時間中の磁場に平行方向の熱流速は、 $Q=10$ の DT プラズマの場合、約 40MWm^{-2} にも達する。このような熱負荷の場合、表面のベリリウムは約 300ms で融点に達してしまう。

ダイバータへの熱流速はプラズマ周辺部への重水素か不純物、或いはデタッチ・プラズマを維持するためダイバータ部へのガスまたはペレット入射、により制御できる。CFC ダイバータの場合はダイバータ面から出てくる C でデタッチ・プラズマを維持することが可能と予想されるが、W ダイバータの場合はネオンやアルゴンなどの入射が必要となろう。大きな課題は H-L 遷移に伴い、アタッチプラズマに移行し、1 秒以内にとてつもないダイバータ熱負荷をもたらす懸念があることである。

(2-2) 燃料制御

燃料制御は電子密度、イオン密度および不純物密度の分布を制御することを含む。電子密度は閉じ込め性能が劣化する運転限界を超えないように、また NBI の突き抜け量が過大とならないように制御する。中心部への燃料補給には低密度プラズマではガスパフで十分であるが、高密度では高磁場側からのペレット入射が必要となる。トリチウムインベントリーを最小化するために、コア部で 50-50 DT を達成するには高い濃縮率の T ペレットが必要となろう。

(2-3) 加熱・電流駆動

装置としては NBI, IC, EC が想定されている。これらは、加熱パワーとその入熱分布、プラズマ電流密度分布、内部インダクタンス、最小安全係数 q_{min} とその位置、内外部輸送障壁の温度分布の制御を目的とする。

懸念の一つは Hモード遷移パワーが 73MW で十分かどうかである。DT フェーズでは十分であるとしても、ELM 緩和技術などを DT 運転以前のフェーズで開発した

いとするときに、これで十分かどうかこれまでの実験では He の場合に D と同じというデータと 2 倍ぐらい必要というデータがあり、H, D フェーズで加熱パワーが十分かどうか明確でない。

(2-4) プラズマ圧力、核燃焼制御

ITER における燃焼制御 (kinetic control) の最も基本的な面はプラズマ圧力と DT 核燃焼の制御である。プラズマコア部での DT 核反応率の主たる制御は D/T 比と不純物による希釈である。壁での T インベントリーを低減する為にペレット中での T の含有率は 90% まで制御することができ、他方で壁からのリサイクリングやガスパフの主成分は D とすることから D や T の分布が決まる。

これまでに、ICRF や NBI を用いて DT 反応率に比例したフィードバック制御ループにより核燃焼制御を模擬する実験やフィードバック密度制御実験が行われてきた[7-8]。

(3) 非軸対象モード制御

プラズマ性能が高くなってくると、鋸歯状波 (sawteeth), ELMs (Edge Localized Modes 周辺局在モード), NTMs (Neoclassical Tearing Modes、新古典テアリング・モード), RWMs (Resistive Wall Modes、抵抗性壁モード), AEs (Alfvén Eigenmodes、アルフベン固有モード) などを制御することが重要となってくる。

(3-1) 鋸歯状波制御

$q = 1$ 面の内側のプラズマの温度や密度に振動が発生し、その振幅は密度や注入パワーの増加とともに増大し、大振幅となる。鋸歯状波は新古典テアリング・モードの不安定化につながる磁気島のもとをつくり、また、閉じ込め性能を大きく劣化させ、ロックト・モードやディスラプションを導いてしまう。核反応ができる α 粒子は鋸歯状波の安定化に寄与するが、アクチユエータとしては ICRF, ECCD または磁気軸を外した (off-axis) NBI 入射が鋸歯状波の間隔と振幅抑制に効果があり、NTMs を不安定にする種磁気島の形成を妨げる。ハイブリッド運転や長パルス運転時には鋸歯状波は電流駆動で制御され、電流立ち上げ時の早い時期から追加熱や off-axis の電流駆動によって q 値が下がる過程で $q_{min} > 1$ となるように制御する。

(3-2) 新古典テアリング・モード (NTM) の制御

ITER が誘導運転でキンク・モード限界よりずっと

低いベータ値で $Q=10$ を達成しようとするとき、NTM が主たる制約となる。NTM は $q = m/n$ の有理面で磁気島内の圧力分布が平坦になることによりヘリカル状に流れるブートストラップ電流が不足することにより成長する。主なモードは $m/n = 3/2, 2/1$ で多くの装置で調べた結果ではモードの発生条件の β_N 比例則は規格化ラーマー半径に比例する傾向が見出された。制御のアクチュエータとしては ITER では 170GHz の ECCD を上部ポートからミラーで角度を決めて 20MW まで入射できるようにしている。NTM の種となる磁気島は ELM の制御用に考えられている炉内コイルによっても作られるので、設計上の調整が必要である。

(3-3) ELM 制御

ELM 対策としてペレット入射と真空容器内コイルの 2 種類の方法が考えられている。ペレット入射は水素ペレットの入射によってプラズマ周辺部に MHD 不安定性を励起し、ELM の周波数を高めることにより、ペデスタルの高さを抑え、ELM 一つあたりの損失エネルギーを小さくし、周辺機器への負担を下げようとするものである。ITER のペレットはこの目的に適うもので、1 ペレットあたり $1\text{-}4 \times 10^{21}$ 個の粒子を補給することになるが、進入長が浅いため、プラズマの燃料補給への貢献は少ない。

真空容器の内側か外側に設けられたコイルによる $n = (1\sim 3)$ の低 n の周辺磁場擾乱は ELM に影響を与える。共鳴する磁場擾乱の大きさを増加させると、ELM 周波数が高くなり、ELM ひとつあたりのエネルギー損失は小さくなる。また、あるレベル以上の擾乱を与えると ELM が抑制され、ELM 無しの定的な H-モードが得られている[9]。

(3-4) アルフベン固有モード (AE)

このモードは 1 MeV の NB よび、 α 粒子によって不安定性が励起される。ITER の高温高密度 DT プラズマでは AE はコア部分での高速イオンの分布を大きく変え、核燃焼に影響を与えるだけでなく、高速イオンを吐き出すことにより、第一壁のダメージも与えかねないので重要である。AE の安定性は q 分布と密度分布の両方の形に非常に敏感なので予測することは難しいが、もし AE が発生したら周波数ギャップを変えるために q 分布や密度分布を少し変えることにより制御できるであろう。あるいは直接的に ECCD をモードが立つ有理面に向けて入射することにより、安定化

が可能であろう。最も不安定な AE モードは $q = 1.5$ の面で見られるので、NTM と同じように入射できる。

(3-5) 亂れ磁場と壁抵抗性モード

乱れ磁場の大きさがプラズマの遮蔽効果を超えるようになるとロックト・モードが発生し、ディスラプションにつながる。コイルの配置精度の欠落による乱れ磁場は真空容器の外側に設けられる超伝導補正コイルによって補正できる。TF コイルのリップル低減の目的で使われるフェライト鋼は加熱ポートや TBM などによる非軸対象性とプラズマまでの距離が問題である。外部補正コイルの効果が不十分な場合には真空容器内の ELM 用コイルを兼用することも考えられる。

定常状態で高い核融合出力を得ようとすると、高い β_N が求められる。 β_N の値は低 n キンク・モードで制限される。安定化に効く壁が無い時に不安定となる β_N の限界値と、理想的な導電性の壁があるときにも不安定となる β_N の二つの限界値がある。もし、プラズマがトロイダル方向に回転しておらず、 β_N の値が二つの中間のどこかにあるときには、モードの成長速度は導電性壁に流れる渦電流の減衰時定数によって決まる。このようなモードが RWM であるが、このモードは乱れ磁場が適切に抑制されていればプラズマのトロイダル回転、或いは外部からのヘリカル磁場のフィードバック制御によって安定化できる。壁無し β_N 限界値以上では乱れ磁場は共鳴的に増大し、回転速度を低下させるので、それがまた共鳴磁場の增幅につながる。この增幅効果は RWM の安定限界近傍で最大となる。真空容器内 ELM コイルはこのモードの制御にも使うことができよう。

(4) ディスラプション制御と緩和

ディスラプションは短時間に磁気面が破壊され、プラズマの蓄積エネルギーの損失に引き続きプラズマ電流のクエンチが生じる。この際に真空容器や炉内機器に大きな熱的および電磁力負荷が加わる。もちろん、このようなディスラプションを回避したり、緩和させる手段は講じられるが、100%ディスラプションを回避することは不可能として機器は設計裕度を持って設計される。電流クエンチの際に発生する逃走電子によるプラズマ対向壁の損傷は今後の検討課題である。

(4-1) ディスラプションの種類と特徴

ディスラプションには Major Disruption (MD) と Vertical Displacement Event (VDE) がある。エネル

ギーが大きくなった時にプラズマの垂直位置は真空容器内外の制御コイルの磁場によって支えられるが、垂直方向の摂動が制御範囲を超えた時にVDEが始まり、ゆっくりと垂直方向に移動してプラズマは壁に接触し、MHD 不安定性でトリガーされる熱的クエンチが生じる。垂直位置の変位を検知して緩和系が働くので、多くのVDEは抑えられ、残ったものはMDに移行する。一方、MDはプラズマの運転限界の近くで発生し、プラズマ電流や圧力分布の変化、および熱的クエンチ後の電流の減衰によって垂直位置の平衡が維持できず、その結果垂直方向の動きを生じさせる。電流クエンチに伴う渦電流の大きさは電流クエンチの速度とともにプラズマの動きにも強い影響を受ける。VDE や MD の間にプラズマが壁に接触するとハロー電流が流れるが、VDEではプラズマ電流はゆっくりとしか減衰せず大きいままなので、ハロー電流の大きさはMDよりもVDEの方が大きい。ハロー電流はトロイダル方向に対称でないことが全てのトカマクで観測されている。

これらの現象による電磁力の炉内機器への影響の程度は対象とする機器によって異なる。真空容器にとってはハロー電流による上下方向の力が最も重要である。ハロー電流は VDE でゆっくり電流クエンチが生じる時に最大となる。ブランケットモジュールに関しては渦電流の効果が大きいので MD や VDE で早い電流クエンチが重要である。電流クエンチ時間のデータベースとしてクエンチ時間をポロイダル断面積 S で割った値($\Delta t/S$)で整理され、最速のものとして 1ms m^{-2} が推奨されている。これを ITER で 100%から 0%まで直線で減衰するときの時間にすると 36ms となる。他方、DIII-D のデータでは減衰が指数関数的に良くフィットし、 I_{p0} の 80%と 20%の点を通る曲線から求められる時定数は ITER に於いて $\tau \approx 16\text{ ms}$ となる。VDE および MD について DINA コードによるシミュレーションが行われ、ITER の炉内機器がこれらの現象に伴い電磁気的、熱的にどのような影響を受けるかについての検討されている。MD や VDE、ハロー電流の発生領域や特性などについても詳細に纏められている。

(4-2) 緩和の目安

ELM y H-モードの標準運転で熱的クエンチが起きた時に最も厳しいタングステン・ダイバータの壁負荷の見積もりでは何も対策をとらない場合には $E \leq 388\text{ MJ/m}^2\text{s}^{0.5}$ となる。タングステン固体壁の

表面が急峻な熱負荷によって溶ける限界は約 $50\text{ MJ/m}^2\text{s}^{0.5}$ なので、ディスラプションによる表面溶融を避けるには約 $1/8$ に緩和しなければならない。

上向きの VDE での熱的クエンチに対しては、蓄積エネルギーが $\sim 270\text{ MJ}$ 、最も厳しい見積もりとしてピーク熱負荷は $\sim 22\text{ MJ/m}^2$ となるので、ベリリウムの溶融の目安である $\sim 25\text{ MJ/m}^2\text{s}^{0.5}$ に対して $\sim 570\text{ MJ/m}^2\text{s}^{0.5}$ となり、約 $1/20$ の緩和が必要となる。

ハロー電流による電磁力に対しては最も厳しい条件は下向きの VDE に伴うハロー電流が真空容器にもたらす電磁力である。寿命中に $1\sim 2$ 度起きるかどうかの確率の事象に対しても健全性を確保しようとすれば、現設計の評価基準を上げるか、ハロー電流の大きさを $1/2$ に緩和する必要がある。

逃走電子に対しては JET のデータから照射面積は $\sim 0.3\sim 0.6\text{ m}^2$ 、ビームエネルギーは $\sim 20\text{ MJ}$ と見積もられるのでエネルギー密度は約 $35\sim 70\text{ MJ/m}^2$ となる。逃走電子のエネルギー 12.5 MeV 、入射角 $(1\text{-}3)^0$ のとき、ベリリウムの浸透厚さは $2.5\sim 7.5\text{ mm}$ と計算され、溶融の限界熱流速は $(6\text{-}14)\text{ MJ/m}^2$ となるので 10 倍以上の緩和を必要としている。

(4-3) 緩和の手段

緩和の鍵となるのは熱的クエンチが起きる前か、クエンチの最中に不純物を入射して輻射損失を増加させることである。既存のトカマクでガスやペレットによる Ne, Ar, Kr, He, D などの入射が試みられ、大きな低減効果が得られている。ハロー電流の抑制に関しては、大量のガス入射が試みられている。また、多くの実験は逃走電子の緩和には軽元素不純物の方が優れていることを示している。ITER では多くの緩和方法を検討した上で、大量の物質注入 (MMI、massive materials injection) を第一候補に上げており、これは熱負荷、電磁力、逃走電子と一緒に緩和できるので好ましいが、排気系やトリチウムシステムに与える影響を評価すべきとしている。MMI の具体的な方法は MGI(大量ガス入射、重水素かヘリウムガス 500 k Pam^3 もしくは $\text{Ne}100\text{ k Pam}^3$ の入射、注入効率約 0.2)、MPI (大量ペレット入射、重水素 200 k Pam^3 または $\text{Ne}40\text{ k Pam}^3$ 、注入効率約 0.5) やベリリウム粉の入射法 ($\text{Be}400\text{ g}$ 、注入効率約 0.5) などがある。また、熱負荷、電磁力、逃走電子を個別に緩和する方法としては逃走電子の位置制御や、共鳴磁場擾乱を与える方法などが考えられている。

(4-4) ディスラプションの回避

既存の装置で ECRH の入射で MHD を安定化することにより、何もしなければ密度限界により発生するディスラプションを回避することができた例がある。あるモードの直接加熱は他のモードの発展に影響し、ディスラプションを抑える。この場合、入射パワーに閾値があるが、その値を決めるにはまだ実験データが足りない。

(4-5) ディスラプション開始の予知

この十数年のニューラル・ネットワークの発展に伴い、ディスラプションの予知が進み、85-95%の確率で予知ができるようになった。さらに MD に対して<安定レベル>の概念が提唱されてからは発生の 10ms 前には 97-98%の確率で、また 30ms 前には 90%以上の確率で予知ができるようになっている[10]。ニューラル・ネットワークは電流駆動時のディスラプションに対してもかなり予知できているが、その成功率は高ベータ時のディスラプションに対してはまだ十分ではないので分布の情報を入れるなどアルゴリズムの改良が必要である。

文献

- [1] Technical Basis for the ITER Final Design Report, Cost Review and Safety Analysis (FDR), IAEA, ITER EDA Documentation Series No.16, 1998
- [2] ITER Technical Basis, IAEA, ITER Documentation Series No.24, 2002
- [3] ITER 設計報告, プラズマ核融合学会誌特集号、1997
- [4] 特集/ITER 工学設計, プラズマ核融合学会誌 78 Supplement, 2002
- [5] ITER 2009 Baseline, Plant Description(PD), Chapter 4 Plasma, and Chapter 12 Assembly, Operation and Maintenance, 12.5 Instrumentation & Control, ITER Organization Internal Document, 2009
- [6] M.Sugihara, et al., Nucl. Fusion 47 (2007) 337-352
- [7] H. Takenaga et al., Fusion Sci. Tech. 50(2006)76
- [8] H.Takenaga et al., Nuclear Fusion 48(2008)035011
- [9] T.E. Evans et al., Nuclear Fusion 48(2008)024002
- [10] R.Yoshino, Nucler Fusion 43(2003)1771

2.3 ITERにおける放射線場 [1]

2.3.1 はじめに

ITERの放射線場及びそれに基づく設計は、想定される運転シナリオ[2]から決定される。ITERの運転は20年間続き、数1000秒のトリチウムを利用したDT運転も実施される。放射線場(中性子・ γ 線束、吸収エネルギー、放射化量等)を評価する放射線輸送解析は、炉設計にとって非常に重要である。例えば、炉機器の核発熱量の正確な評価は、機器設計の根幹をなすものである。特に、超伝導コイルに対するこれらの評価は、炉設計の初期段階から常に求められていた。

また、ITERで使用される様々な性質や機器への要求により、炉や建家周辺の放射線場の正確な分布評価及びそれに基づく設計が必要であり、これには、運転中や運転停止後の人々の立ち入りも考慮に入れる必要がある。

このように正確な放射線場及び機器への影響の評価は、トカマク機器や建家設計の重要な情報となっている。但し、トカマク機器等の設計が変わると、放射線場の状況も変化する。このため、常に最新の設計条件下の放射場の評価を行っていく必要がある。

2.3.2 基本的な核パラメータと放射線に対する設計限界

(1) ITERの主要パラメータ

ITERの主要運転パラメータを表2.3-1に示す。放射線場や停止後放射化量の評価にとって、ITERの運転パラメータは重要な指標を与えるものである。

表 2.3-1 Main Operating Parameters

Fusion power	500 MW
Total average neutron fluence at the first wall	0.3 MWa/m ²
Integrated full power operation time	4600 h
Peak burn duty cycle	25 %
Nominal number of "400-s equivalent"	30000

表 2.3-2 Heat Loads Specification for Magnet System

Fusion power	700 MW	
Total average neutron fluence at the first wall	0.5 MWa/m ²	
Integrated full power operation time	7600 h	

しかし、機器設計等に対しては、安全性の観点から表2.3-2に示すように上記パラメータよりも高い運転パラメータを想定して設計を進めることが求められている。

(2) ITERの運転シナリオ

Table 1に示したITERフルエンスの到達値(積分値)に加えて、ITERの運転の最初の10年に対しては詳細なフルエンスのシナリオが評価されている。最初の10年は、Hプラズマ及びDDプラズマによる放電がメインである。この10年間の運転中の中性子フルエンスを表2.3-3に示す。

表 2.3-3 Neutron Fluence during the First Ten Years of Operation, MWa/m²

Years	1-3	4	5	6	7	8	9	10	Total
Equivalent number of nominal pulses	0	1	750	1000	1500	2500	3000	3000	11751
Average neutron fluence at FW, MWa/m ²	0	0	0.006	0.008	0.012	0.020	0.024	0.024	~0.09

表 2.3-4 Neutron Fluence during the Second Ten Years of Operation, MWa/m²

Years	11 - 20	Total
Average neutron fluence at FW, MWa/m ²	0.21	~0.21

また、後半 10 年は主に DT プラズマによる放電を行い、長時間(~400s)の高性能放電等で実験を実施していく(表 2.3-4)。

想定される運転シナリオによると全 20 年間の運転期間のうち、最初の 10 年間の第一壁への中性子フルエンスは ~ 0.09 MWa/m² (全体の 30%)、後半の 10 年間に ~ 0.21 MWa/m² (70%) になると想定されている。

(3) コイルに対する放射量限界

真空容器やブランケット等の真空容器内機器の主要な役割の一つは、超伝導コイルを保護するために十分な遮蔽性能を有することである。

ITER の磁場コイルに対する放射線への影響に関する構造設計の評価や要求への指針が参考文献にまとめられている[3]。これらの文献から、現時点では、銅を除く金属素材については、中性子束 $5 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ までは構造等に変化は全く生じないと想定されている。しかし、トロイダル磁場コイル(TFC)等の超伝導コイルの絶縁体材質に対しては、次の放射線限界を設けている

コイルの絶縁体への放射線量	10 MGy
コイルの絶縁体への全中性子束	$5 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$

これは、上記放射線量を超えると、コイルの中の絶縁体

に対して、

- 1) 高分子の配列を壊す
- 2) 物質の中でガス生成を起こす

という現象を生じさせ機器の不具合を生じさせる、とされているためである。(しかし、コイルの材質の一部であるポリミドやビスマレイドといった材質に対しては、100 MGy を超えても大きな変化は見られない)

(4) 人の立ち入り制限に対する指針

TFC に対する放射線への影響に対する制限だけでなく、TFC や様々な機器の交換及び放電後のメンテナンスのための立ち入りに対しても、ブランケットや真空容器、また他の機器は十分な遮蔽性能を有していることが望まれる。

ALARA(As low As Reasonably Achievable: 合理的に達成できる限り低く保つ)の指標によると、DT 放電停止後の 10^6 秒(約 12 日)後の放射化量は $100 \mu \text{Sv/h}$ が立ち入りの閾値であるとしている。

また、ITER 建家の全領域への立ち入りについて、予想される放射線障害の観点及びメンテナンスの条件などから、表 2.3-5 のような立ち入り制限が設けられている。

表 2.3-5 Area Classification and Radiation Access Conditions

	Access Limitation	Total dose rate	Area Contamination Characteristics
A	Free (unlimited) access For all site personal	< 0.5 $\mu\text{Sv/h}$	No surface, airborne and cross-contamination
B	Supervised areas. Allowing limited access for non-radiation workers and unlimited on for radiation worker	< 10 $\mu\text{Sv/h}$	No loose contamination tolerated
C	Controlled and limited access area for all worker. Appropriate radiation protection and exposure planning	< 1 m $\mu\text{Sv/h}$	Identified and controlled contamination levels maintained by ALARA
D	Controlled/restricted areas, entry by exception with a high level of approval	> 1 m $\mu\text{Sv/h}$ Exceeding those allowable in Zone C	Permanent contamination level (or exceeding those allowable in Zone C)

2.3.3 1 次元放射線輸送計算による放射線場の評価

ITER 運転中の各機器の設置位置での中性子束・ γ 線束やエネルギースペクトル、機器の核発熱量や吸収線量、また運転後の放射化量を評価する上で、放射線輸送解析による評価は非常に重要である。最終的な設計に向けて、3 次元モデルを用いた詳細な解析により正確な放射線場の評価を行っていく必要があるが、初期の計算として、真空容器やブランケットの設計の指標を与える上で 1 次元モデルを用いた放射線輸送計算は有用である。ここでは、ITER の 1 次元輸送解析で評価され

た放射線量についていくつか紹介する。

(1) 計算コード及び計算モデル

1 次元の放射線輸送計算としては離散座標を用いた ANISN コード[4]が主に用いられ、放射化計算コードとしては ACT-4 [5]が用いられる

また核データライブラリとしては、IAEA で核融合の為に評価された FEND 2.0/2.1 が利用される。次に、1 次元放射線輸送計算で利用された計算モデルを図 2.3-1 に示す。モデルには内壁側の機器やプラズマ領域に加え外壁機器、そしてクライオスタットや生体遮蔽が含まれ

表2.3-6 Dimensions of ITER components at equatorial plane

Structure	Inner TF coil	Inner V. V.	Inner Blanket	Outer Blanket	Outer V. V.	Outer TF coil	Cryostat	Bio-shield
Distance (cm)	250 - 300	320 - 360	360 – 400	840 – 880	910 – 960	1030 - 1100	1340 - 1355	1370 - 1570

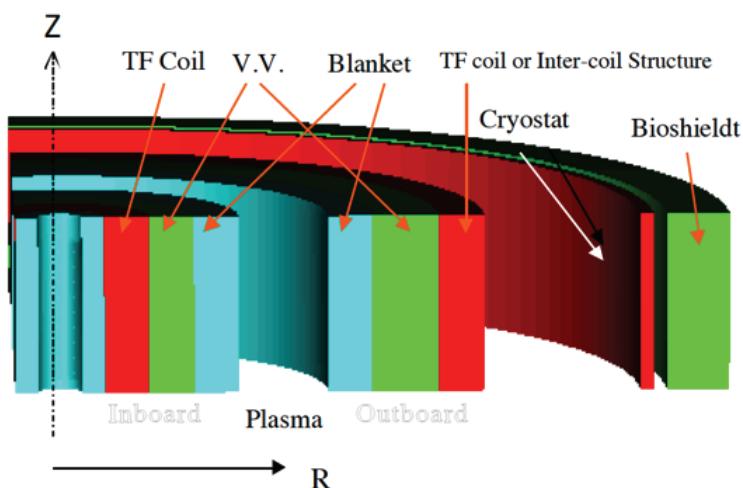


図2.3-1 One-dimensional calculation model of ITER

ている。また表2.3-6にモデル内の機器とその1次元座標との関係を示す。

(2) 中性子束及び γ 線束

1次元モデルで計算された運転中の内壁側、外壁側の中性子束及び γ 線束を図2.3-2、図2.3-3に示す。

第1壁における14MeV中性子束の平均は0.55 MW/m²であり、内壁側の平均中性子束は0.43 MW/m²で外壁側の平均中性子束は0.64 MW/m²と評価されている。3次元モデルを用いた第1壁への壁負荷は内壁側で0.59 MW/m²、外側壁は0.78 MW/m²と評価されており、このためピーピング係数(3次元モデルの値と1次元モデルの値との比)はそれぞれ内壁側で1.37 (= 0.59/0.43)、外壁側で1.21 (= 0.78/0.64)と想定される。表2.3-7に内壁側TFCにおける高速中性子フルエンスを示す。この評価では全運転時間は第1壁での最大フルエンスが0.5 MWa/m²の状況を想定している。この計算においては、予想されるTFコイルの絶縁体へのフルエンスは、3次元モデルからのピーピング係数を考慮に入れても、約2倍程度設計上限を下回っていること

が分かる。最終的には、3次元モデルによる詳細な輸送計算が必要となる。

(3) 核発熱分布

ブランケット及び真空容器内機器の核発熱量の分布を図2.3-4 及び図2.3-5に示す。

しかしながら、これら真空容器やTFCの核発熱量計算においては、実際のブランケットモジュールのギャップの影響や真空容器の不均一な材質等の影響が入っておらず、過小評価した値となっている。これらの効果を考慮に入れた内壁側のTFC内の絶縁体の吸収エネルギーを表2.3-8に示す。

ブランケットモジュールのギャップの影響や3次元モデルとの比である2.3.3(2)で示したピーピング係数等を考慮に入れて補正した吸収エネルギーは1次元で計算された値の約5倍近く大きくなっているが、それでも設計限界は下回っていることが分かる。

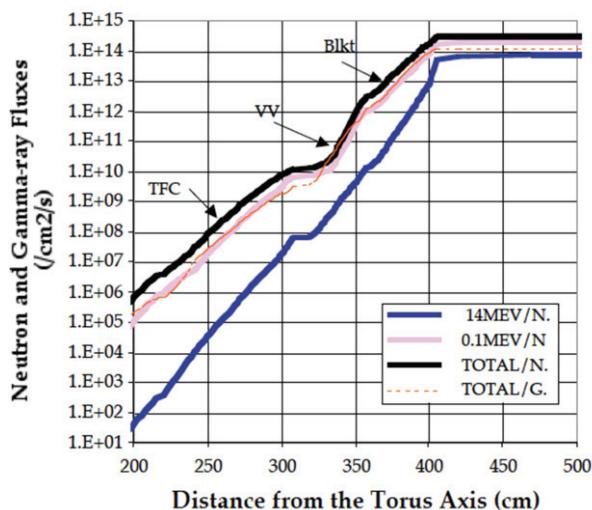


図 2.3-2 Neutron and Gamma-ray fluxes during operation Inboard Side

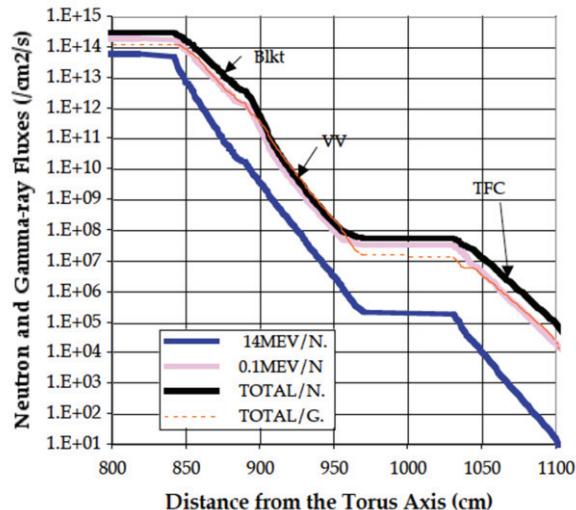


図 2.3-3 Neutron and Gamma-ray fluxes during operation Outboard Side

表2.3-7 Fast neutron* fluence in TF Coil inboard Leg

Material	Design limit	1 D	Correction for multi-dimension
R-Epoxy Insulator	5.0E+17	7.8E+16	2.6E+17

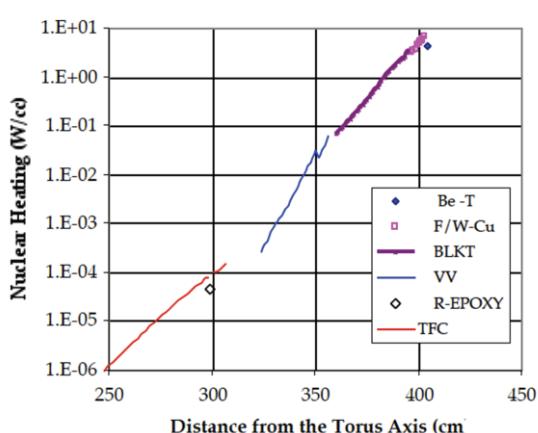


図 2.3-4 Inboard nuclear heat distribution.

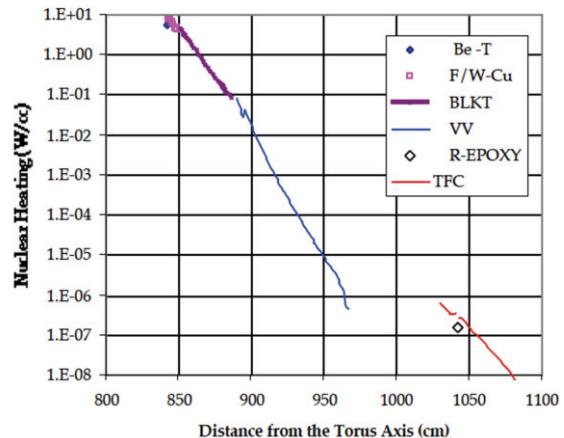


図 2.3-5 Outboard nuclear heat distribution

表2.3-8 Absorbed energy in the inboard TF coil insulator

Material	Design limit	1 D	Correction for multi-dimension
Absorbed Energy (MGy)	10	0.67	3.2

(4) 運転中及び運転停止後の放射化量

1次元の中性子輸送解析で計算されたプラズマ運転中の停止後線量率を図2.3-6に示す。運転中の生体遮蔽内の線量率は高すぎて人がアクセスできないことが分かる。一方で、生体遮蔽より外側の線量率は人がアクセスできる程度に低く($\sim 1 \mu\text{Sv/h}$)なっている。しかしながら、実際には、生体遮蔽の様々な貫通部を通って到達する放射線ストリーミングにより、運転中のアクセスは困難な状況であることが3次元輸送計算等から分かっている。運転中のアクセスについては、強い磁場の変化の存在もあって禁止されている。方で、クライオスタート内部の空間では、機器のメンテナンスのために制限された人の立ち入りが想定されている。人がアクセスする場所においては、運転停止後約2週間後($\sim 10^6 \text{s}$ 後)の線量率が $100 \mu\text{Sv/h}$ を下回る必要がある。

1次元輸送解析で得られた停止後線量率の結果を図2.3-7に示す。一般的に、 10^6s 後の停止後線量率は運転中と比べて5~6桁程度落ち、真空容器の外側では、貫通部を通るストリーミングの影響を除けば、線量率は $10\text{-}100 \mu\text{Sv/h}$ と計算される。実際にはストリーミングの影響が非常に大きく、3次元輸送解析を用いた詳細な評価が必要となる。これについては、次節で説明する。

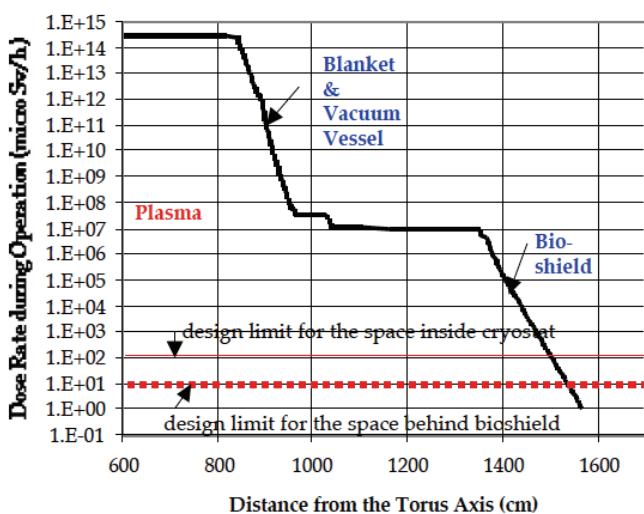


図 2.3-6 Dose Rate Distribution During Operation

2.3.4 3次元放射線輸送計算による放射線場の評価

前節で示したような1元モデルを用いた輸送計算では、ITERにおける大まかな放射線場を評価することができる。しかしながら、第一壁への中性子熱負荷のポロイダル分布、ブランケットモジュール間のギャップが真空容器に与える影響や生体遮蔽の貫通部が線量率に与える影響等は、3次元の詳細な解析モデルを用いた放射線輸送解析によって評価する必要がある。本節では、ITERの様々な核解析で用いられている3次元輸送解析モデル等について紹介するとともに、いくつかの計算例を報告する。

(1) ITER核計算用3次元解析モデル[6]

ITERでは、ITERトカマクにおける様々な核解析(中性子束・ γ 線束、核発熱量や線量率の評価等)を行うための基本モデルとしての3次元解析モデルが用意されている。このモデルは中性子及び γ 線の輸送計算用に開発されたモデルである。実際には、このモデルに各自の評価したい機器等を組み込み、それぞれの条件に合わせて計算をしていくこととなる。この解析モデルは常時更新されており、初期のモデルはA-liteと呼ばれるものであったが、モデルの形状がより正確で、かつ、編集をしやすく修正したB-liteモデルが主に用いられている。図2.3-8にB-liteモデルのポロイダル断面図を示す。

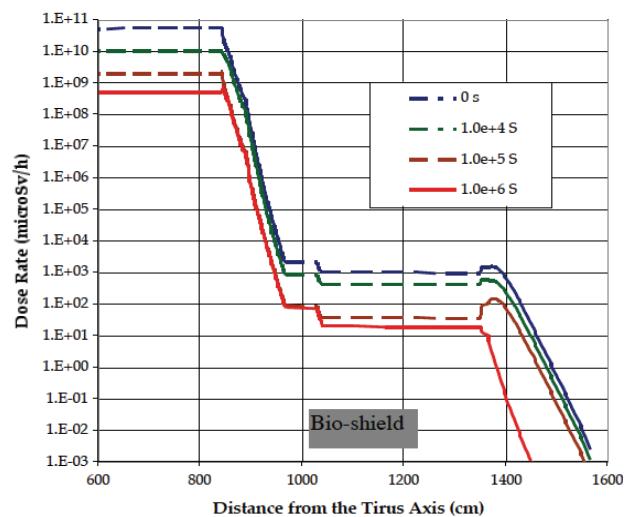


図 2.3-7 Dose Rate Distribution after Operation

(2) 輸送解析のための中性子発生分布

3次元中性子輸送解析のために主に用いられている中性子発生分布は、DT放電における参考プラズマ放電 (Fusion Power = 500 MW, Ip = 15 MA, Q = 10) から算出される中性子発生分布をもとに作られており、図2.3-9に示すように 40×40 のマトリックス（径方向は10.8 cmごと、縦方向は20.8 cmごと）で構成されている。中性子のエネルギーは、DT中性子発生時の14.1 MeVである。

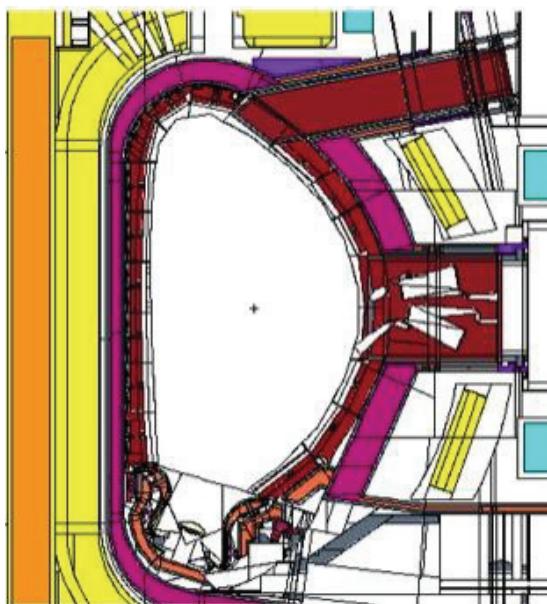


図 2.3-8 Poloidal cross section of B-lite model

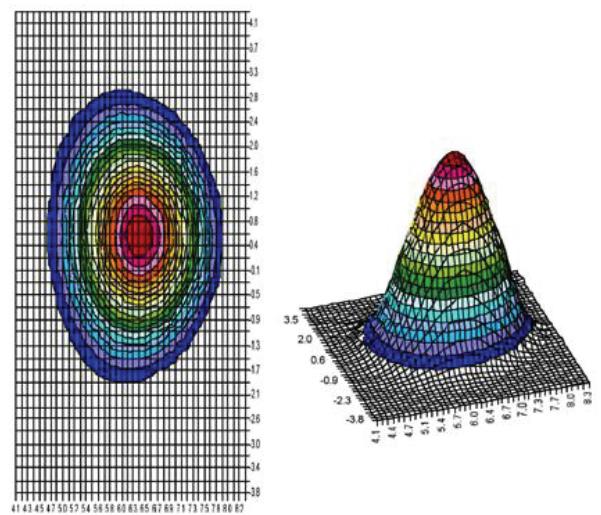


図 2.3-9 DT-Neutron Source Strength R, Z-Distribution in the Plasma Chamber

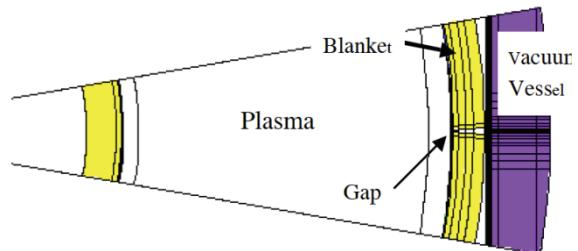


図 2.3-10 Horizontal view of the gap of the blanket in the MCNP model

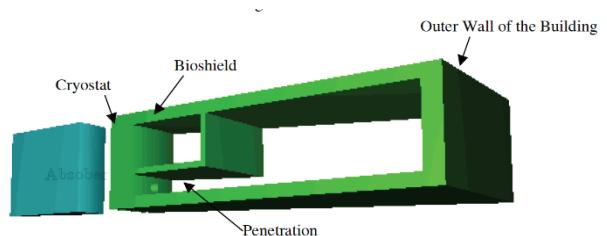


図 2.3-12 (a) 3-D view of the pipe chase area model

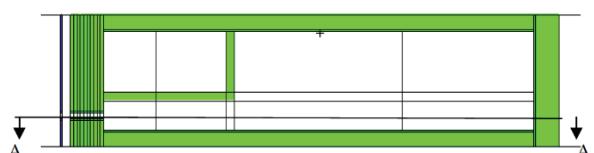


図 2.3-12 (b) Vertical cross section of the 3-D model

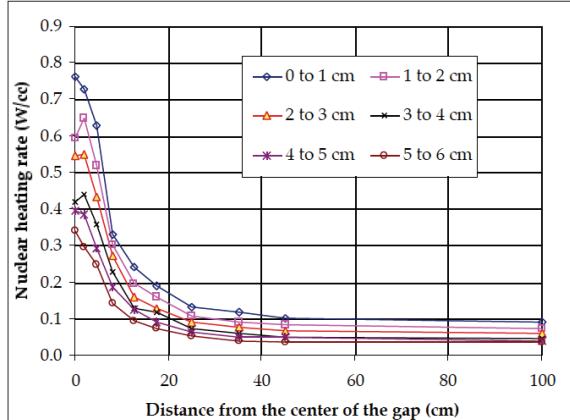


図 2.3-11 Nuclear heat distribution in the direction parallel to the VV surface depending on the depth from the VV surface

(3) 3次元モデルを用いた中性子輸送解析による放射線場解析例

(3-1) ブランケットモジュールのギャップによる真空容器への影響

ITER のブランケットモジュールは一体ではなく多数のブロックを組み合わせて構成される。このため、ブランケットモジュールのブロックの間に図 2.3-10 に示す様なギャップが生じている。このギャップはプラズマからの中性子の通り道となり、いわゆるストリーミング中性子が、真空容器やそれより外側への放射線環境に大きな影響を与える。

図 2.3-11 に、ギャップの中心を原点とした場合の真空容器における核発熱量の分布を示す。ギャップがない場合は、核発熱量は約 0.1 W/cc 程度であるのに対し、ギャップの存在により大きく増加していることが分かる。特にギャップ背面では非常に高くなっている。また、中心から約 7.5 cm

程度で核発熱量はピークの半分程度しか下がらず、ギャップから 20 cm 程度はなれた場所でも約 2 倍程度増加していることが分かる。このため、特に真空容器内に機器を設置

する場合には、ブランケットモジュールのギャップによるストリーミングの影響を十分に考慮する必要がある。

(3-2) プラズマ運転中の生体遮蔽外側の線量率

生体遮蔽の貫通部の影響を評価するために、3次元モデルを用いた輸送解析が実施されている。この評価で用いられた3次元モデルを図 2.3-12 に示す。このモデルに対して、以下の3つの貫通部の条件を想定して、計算を行った。

case1: 真空容器用冷却配管が通る場合: 32 cm の貫通部

case2: 超伝導磁石の電流及び寒剤導入端子が通る場合: 85 cm の貫通部

case3: サーマルシールドのためのヘリウムガス冷却配管が通る場合: 100 cm の貫通部

貫通部の軸に沿った線量率の減衰の変化を1次元計算の結果と併せて、図 2.3-13 に示す。貫通部がない場合(1次元計算の結果)、生体遮蔽によって線量率を 7 衝減衰できることが分かる。しかし、貫通部がある場合、その減衰は急激に弱まり、100 cm の貫通部がある場合は 1 衝の減衰しか達成できず、32 cm の貫通部の場合でも 2 衝程度しか減衰できないことが分かる。このため、放射線のストリーミングを考慮に入れた貫通部の設計が、

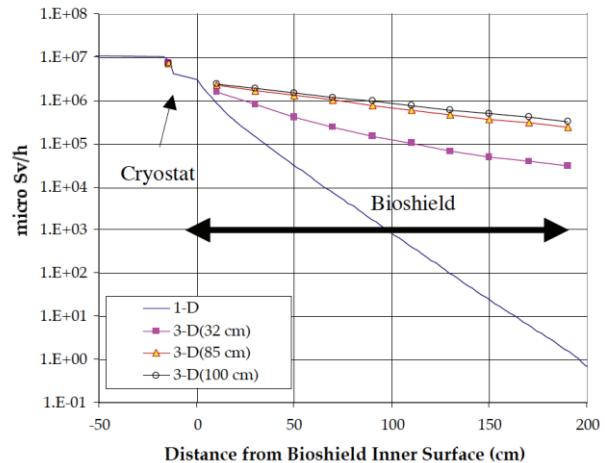


図 2.3-13 Dose attenuation along the penetration axis in the bioshield

機器の安全な運転を実現するために、非常に重要な要素となる

2.3.5 停止後線量率への影響を考慮に入れた計測機器の設計

ITERにおける計測機器の設置及び運転においては、機器に到達する中性子束・ γ 線束の評価や、機器の核発熱による構造の変化の影響及び必要な冷却機構の設計評価等が重要であるが、本節では、ITERの放射線場を考慮するにあたり、計測器の設置によって放射線環境にどのような影響がもたらされるかについての解析例を紹介する。

(1) ポートプラグに設置する機器に対する設計の考え方

ITERの各ポートプラグに設置する計測機器にはレーザー入射系や光学系等があり、ポートプラグ内に貫通部を作り、レーザー入射や光学信号の出し入れを行う。このため、ポートプラグ内のこの貫通部をストリーミング中性子が通り、ポートプラグの外側の放射線場に悪影響を与える恐れがある。一方で、2.3.2(3)項で示したように、ALARAの観点から、運転停止後のメンテナンス時期に人が作業する場所の線量率、いわゆる停止後線量率を $100 \mu \text{Sv/h}$ 以下にする必要がある。

実際に、ポートプラグの保守、交換を行う場所であるインターフェース呼ばれる場所の運転終了後 10^6 秒後の停止後線量率は、ポートプラグに貫通部がない場合でも周囲からの影響で $50 \mu \text{Sv/h}$ 程度になると予想されている。このため、ポートプラグに貫通部を開けた場合、その影響によって増加する停止後線量率が全体で $50 \mu \text{Sv/h}$ 以下になるように設計を行うことが求められている。しかも、水平ポートプラグは図 2.3-14 に示すように 3 つ

のドロワーから構成され、個々のドロワーにそれぞれの計測機器が設置されることから、各ドロワーに設置する計測機器がポートプラグ外側のインターフェースの停止後線量率の増加に与える寄与を $15\text{--}20 \mu\text{Sv/h}$ 程度 ($50 \mu\text{Sv/h}$ のおよそ $1/3$) に抑えるように設計することが、一つの目安となっている。

(2) 停止後線量率を考慮に入れた計測装置の設計例 (赤外サーモグラフィーの例)[7]

赤外サーモグラフィーは、ダイバータにおける赤外領域の放出光からダイバータ表面の温度を測定する計測装置であり、その光学機器は水平ポートに設置される。図 2.3-15 (a) に概念設計段階で設計した光学システムの概略図を示す。本設計では、計測精度への要求を満たしつつ、ポートプラグ内に設置される光学ミラーの核発熱量への影響をできるだけ小さくするような光学システムの設計が進められた。

本設計に対し、インターフェースの停止後線量率への寄与を放射線輸送解析により評価した。その結果、停止後線量率の寄与(増加分)は約 $30 \mu\text{Sv/h}$ と評価され、目安の $15 \mu\text{Sv/h}$ を超えてしまうことが分かった。これは図 2.3-15 (a) の赤色で示した光学系の遮蔽性能が十分でなかったことが考えられる。そこで、計測性能を維持した上で、図 2.3-15 (b) に示すようにプラズマからの直接の中性子を見込まないような dog-leg 構造を設けることで遮蔽性能を向上させる設計変更を実施した。その結果、停止後線量率への寄与は約 $15 \mu\text{Sv/h}$ まで低減できることが分かり、遮蔽性能も備えた光学システム設計の見通しを得た。

計測機器の設計に対しては、放射線における機器そのもののへの影響を考慮に入れた設計を行うことに加え、上記に示した通り、機器の設置が周辺の放射線場に与える影響を考慮に入れて設計を進めていく必要がある。このため、正確な放射線場を評価しながら設計を進めていくことが重要となっている。

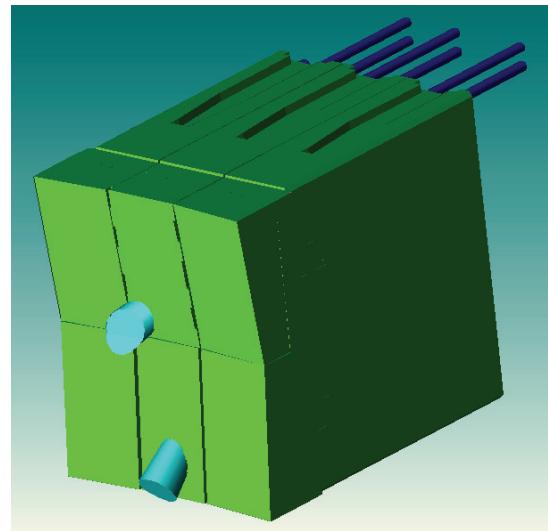


図 2.3-14 3 drawers in the EQ port plug

2.3.6 まとめ

ITERにおける放射線場の評価及びそれに基づく機器の設計、また、機器の放射線制限値や立ち入り規制値を下回るための設計及び評価は、ITERの設計において非常に重要なである。

ITERでは、1次元、2次元、3次元放射線輸送解析を組み合わせて、放射線場の評価、遮蔽体の設計等を進めている。特に計測機器の開発においては、放射線環境が機器の運転や寿命に与える影響を考慮する必要があるだけでなく、計測機器の設置がそれより外側の放射線環境に停止後線量率の大幅な増加等の大きな悪影響を与えないように設計を進めていく必要がある。

ITERの設計及び実機での運転で得られるこれらの経験・知見は、原型炉の計装制御システムの設計においても重要なため、今後、原型炉を見据えたITERにおける各評価、設計を進めていく必要がある。

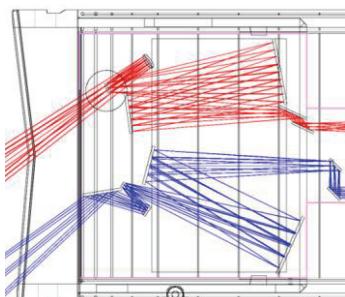
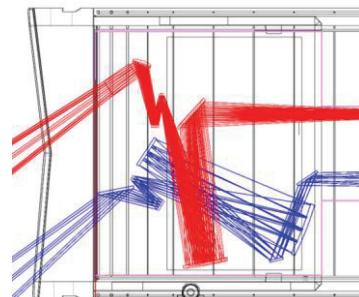


図 2.3-15 (a) Optical system design at the Conceptual design phase



(b) Modified optical system design.

参考文献

- [1] NUCLEAR ANALYSIS REPORT (ITER documents)
- [2] Design Requirements and Guidelines Level 1 (DRG1). G
A0 GDRD 2 00-12-01 W 0.5. December 1,
2000.
- [3] ITER Structural Design Criteria for Magnet Components.
21 June, 2001. N11 FDR 11 01-06-11 w0.1
- [4] W. W. Engle, Jr., "ANISN, A One- Dimensional Discrete
Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering,"
K-1693 (March 1967), CCC-82, RSIC Computer Code
Collection.
- [5] Y. Seki, H. Iida, H. Kawasaki, K. Yamada, "THIDA-2: An
Advanced Code System for Transmutation,
Activation, Decay Heat and Dose Rate", Japan Atomic
Energy Research Institute, JAERI 1301, March
1986.
- [6] Developed as a collaborative effort between the FDS team
of ASIPP China, ENEA Frascati, JAEA Naka, UKAEA,
and the ITER Organization
- [7] M. Ishikawa, et al., submitted to Fusion Engineering and
Design (2013)

2.4 ITER 環境における計測器の課題

2.4.1 磁気計測

(1) 磁気計測の概要

ITER では、プラズマ電流、プラズマ位置形状、プラズマ蓄積エネルギーなどトカマクの運転において最も基本的なものをはじめ、15 の物理パラメーターを計測するために、磁気計測装置が用いられる予定である[1]。表 2.4.1-1 には、このうち 12 のパラメータに関する計測要求がまとめられている [2]（残りの 3 つのパラメータは電流分布（安全係数分布）計測に関するものであり、これらを含めた計測要求全体については、参考文献[3]を参照されたい。）。このような広範な計測要求を満足するために、磁気計測装置は、ロゴウスキーコイル、フラックスループ、磁気センサー、サドルコイル、ファイバー型センサーなど 24 のサブシステム（センサー）から構成され、ブランケット、ダイバータ、真空容器内壁、クライオスタッフ及びトロイダル磁場コイルに設置される。図 2.4.1-1 は、真空容器内の磁気計測装置の配置を、図 2.4.1-2 は真空容器外の磁気計測装置の配置を示したものである[1]。

表 2.4.1-2 は、磁気計測装置のサブシステムと各パラメータとの対応を整理したものである[1]。ここでは、物理パラメータの計測への貢献の度合いに応じて、プライマリー、バックアップ、サプリメンタリーの 3 つの役割に分類されている。プライマリーは、該当するパラメータの計測に適した主計測装置の位置付けであり、バックアップは、制約があるもののプライマリーと同程度の計測が行えるもの、サプリメンタリーは、単独では計測は完結しないものの当該計測の妥当性や較正に貢献するもの、という位置付けである。表 2.4.1-2 では、プライマリーの数として 20 が挙げられており、ITER における磁気計測装置の重要性は際立って高い。

(2) 磁気計測の課題

磁気計測においては、他の計測装置と同様、ITER の厳しい放射線（中性子・ガンマ線）環境に適用可能なコンポーネントを使用することが不可欠である。真空容器内壁では、ギガグレイレベルの放射線量が見込まれ、このような高放射線量下でも金属／ガラス／セラミック等の機器構成材料は充分に機能を発揮することが求められる。また、表 2.4.1-1 に示されるように、いくつかのパラメータについては、ディスラプション時にも計測できることが求められている。リモートハンドリングにより交換できることも重要であり、実際に設計に取り入れられているサブシステムもある。ベーキングや磁場コイルの励磁に伴う真空容器の変形・変位が、較正精度に与える影響を評価

することも重要である。

磁気計測では、上記に加えて、特に放射線の照射により引き起こされ計測の障害となる様々な効果に対処することが求められる。表 2.4.1-3 は、代表的な放射線照射効果を整理したものである[4]。主な放射線照射効果及び対策例を以下に示す。

(1-1) Radiation-Induced Electromotive Force (RIEMF)

RIEMF は中性子の照射により電圧が誘起され電流が流れる効果である。

＜対策例＞専用の金属片を用いて RIEMF により流れる電流をバイパスし、影響を低減する。

(1-2) Thermoelectric Electromotive Force (TIEMF)

TIEMF は、核発熱と寄生的な熱電対作用により電圧が誘起され電流が流れる効果である。

＜対策例＞温度を低く、また温度分布が均一になるよう、センサーや固定具のサイズを最適化（小さく）する。

(1-3) Radiation-Induced Thermoelectric sensitivity (RITES)

RITES は、中性子の照射により、材料中で不均一な損傷や核変換が生じた際の熱電対作用。

＜対策例＞温度を低く、また温度分布が均一になるよう、センサーや固定具のサイズを最適化（小さく）する。

(1-4) Radiation-Induced Absorption (RIA)

放射線照射により光学素子中の欠陥が増えることで光吸収率が増加し、透過率が低下する効果である。特に光ファイバーを用いた磁気センサーに影響するもので、設置位置を制約する。

＜対策例＞その場で交換できるようにする検討されている。

(1-5) Radiation-Induced Emission (RIE)

放射線照射により、光学素子中の欠陥や不純物が励起され発光する効果である。特に光ファイバーを用いた磁気センサーに影響する。

＜対策例＞光学フィルターを用いた光量低下、発光スペクトルとは離れた波長での測定等が考えられる。

謝辞

本稿の内容は、ITER 機構のジョージ・バヤキス氏から提供された論文及び学会等の発表資料に基づくもので、同氏に深く感謝致する。

表 2.4.1-1 ITER における磁気計測装置に関する計測要求（一部）（参考文献[2]より転載）

TABLE II. List of measurement parameters with target accuracy for the ITER magnetic diagnostic system. The measurement numbers refer to the list of targets from Ref. 1.

Measurement	Parameter	Condition	Range	ΔT or ΔF	ΔX or Δk	Accuracy (2σ)
1. Plasma current	I_p	Default	0–1 MA	1 ms	Integral	10 kA
		I_p Quench	1–17.5 MA 17.5–0 MA	1 ms 0.1 ms	Integral Integral	1% 30% + 10 kA
2. Plasma position and shape	Main plasma gaps, Δ_{sep}	$I_p > 2$ MA, full bore	...	10 ms	...	1 cm
	Divertor channel location (radical direction)	I_p Quench	...	10 ms	...	2 cm
		Default	...	10 ms	...	1 cm
	dZ/dt of current centroid	I_p Quench	...	10 ms	...	2 cm
3. Loop voltage	V_{loop}	Default	0–30 V	1 ms	4 locations	5 mV
		I_p Quench	0–500 V	1 ms	4 locations	10% + 5 mV
4. Plasma energy	β_p	Default	0.01–3	1 ms	Integral	5% at $\beta_p = 1$
		I_p Quench	0.01–3	1 ms	Integral	~30%
8. Locked modes	B_p (mode)/ B_p	10 ⁻⁴ –10 ⁻²	TBD ^b	1 ms	(m,n)=(2,1) (0,0)<(m,n) <(10,2)	30%
9. Low (m,n) MHD modes, sawteeth, disruption precursors	Mode complex amplitude at wall			dc–3 kHz		10%
21. Halo currents	Poloidal current			9 sectors		20%
22. Toroidal magnetic field	B_T	In disruption	0–0.2 I_p 2–5.5 T	1 ms 1 s	2 locations × 2 methods	0.1%
27. High-frequency macroinstabilities (fishbones, TAEs) ^a	Fishbone-induced perturbations in B,T,n	TBD	0.1–10 kHz	(m,n)=(1,1)	$n=10$ –50	...
	TAE mode-induced perturbations in B,T,n					

^aTAE indicates transverse Alfvèn eigenvector.

^bTBD indicates to be determined.

表 2.4.1-2 磁気計測装置のサブシステムと役割（参考文献[1]より転載）

TABLE I. Contributions (P: Primary, B: Backup, S: Supplementary) of the ITER magnetic subsystems (55).(AA...AP) to the measurement parameters specified in the ITER project requirements.

Measurement parameters specified in the ITER project requirements.										
Subsystem	Location	Blanket	Divertor			Inner Vessel				Cryostat
	55.AP	Blanket Rogowskis								
		55.AM	Divertor Shunts							
		55.AL	Divertor equilibrium coils							
		55.AN	Divertor Rogowskis							
		55.AO	Toroidal coils (divertor)							
		55.AK	RWM sensors							
		55.AE	Continuous flux loops	S	B/S					
		55.AG	Diamagnetic compensation	P	B/S	P	P	P		
		55.AH	Diamagnetic saddles	P		S	S	S		
Measurement Parameter										
001: Ip										
004: Main plasma gaps, Δsep	S	S		P	B/S	P	P	P		
002: Divertor channel location		P		P						
003: dZ/dt of current centroid					B	B	P	P		
006: beta_p			S	P	S				S	P
051: BT				P	B				B	B
005: Vloop									S	
056: q(r)	S	S		S	S	S	S	S		
057: (q = 1.5,2)					S					
058: r(qmax)				S						
016: Error, Locked, RWM Br			P			P	S	S		S
017: Low (m,n) MHD					P			P		S
060: Fishbone B ₃					P			B		S
062: TAE B ₃					P			S		S
050: Halo Poloidal current	P	S	P	S	S				S	

Effect	Symbol	Explanation
Radiation-induced conductivity	RIC	Electrical conductivity increases due to the excitation of electrons into the conduction band.
Radiation-induced electrical degradation	RIED	Electrical conductivity increases due to radiation and electric field enhanced defect aggregation.
Thermal conductivity decrease	-	Thermal conductivity decreases leading to temperature increases.
Volume changes	-	Materials swell, or in some cases shrink
Radiation-Induced Electromotive Force	RIEMF	Nuclear reactions in the sensor materials induce net current in the sensor circuit
Thermoelectric Electromotive Force	TIEMF	Parasitic thermocouple action driven by nuclear-heating
Radiation-induced thermoelectric sensitivity	RITES	Additional parasitic thermocouples generated by non-uniform material damage and transmutation
Radiation-enhanced diffusion	-	Enhanced diffusion occurs in insulating materials due to the possible existence of different charge states for defects and impurities.
Radiation-induced absorption	RIA	Optical absorption increases due to the production of defect related absorption bands, leading to light transmission loss.
Radioluminescence or radiation-induced emission	RL or RIE	Light emission due to excitation of defects and impurities.

表 2.4.1-3 代表的な放射線照射効果（参考文献[3]より転載）

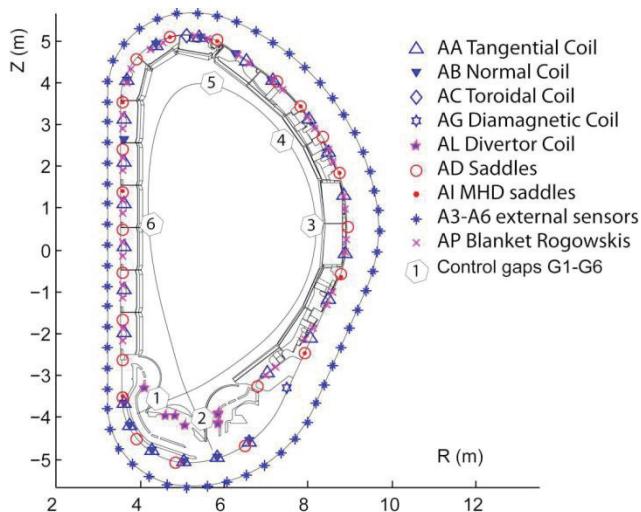


図 2.4.1-1 真空容器内（一部真空容器外壁部を含む）、ブランケット及びダイバータにおける磁気計測装置の配置（参考文献[1]より転載）

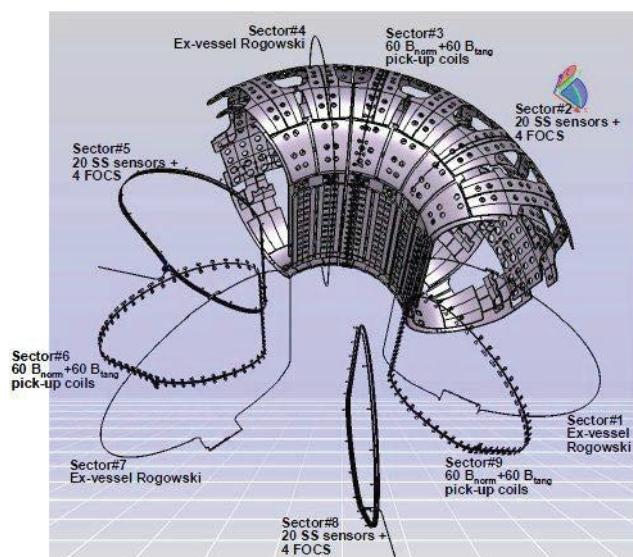


図 2.4.1-2 真空容器外及びトロイダル磁場コイルにおける磁気計測装置の配置（参考文献[1]より転載）

参考資料

- [1] G. Vayakis et al., “Development of the ITER magnetic diagnostic set and specifications”, Rev. Sci. Instrum. **83**, 10D712 (2012) (also its poster presentation at HTPD 2012).
- [2] G. Vayakis et al., “Magnetic diagnostics for ITER/BPX plasmas”, Rev. Sci. Instrum. **74**, 2409 (2003).
- [3] G. Vayakis et al., “Evolution of the ITER Diagnostics Set Specifications”, 24th IAEA Fusion Energy Conference, 8–13 October, 2012, San Diego, USA, ITR/P5-37 (2012)
- [4] G. Vayakis et al., “Nuclear technology aspects of ITER vessel-mounted diagnostics”, 14th International Conference on Fusion Reactor Materials, 7–12 September, 2009, Sapporo, Japan (2009)

2.4.2 レーザー計測

ITER のレーザー計測では、コアプラズマ、周辺プラズマ、ダイバータプラズマの電子温度と電子密度分布をトムソン散乱計測法によって、線電子密度をトロイダル方向のレーザー入射の干渉／偏光計で、電流分布をポロイダル方向のレーザー入射の偏光計で計測することになっている。表 2.4.2-1 に ITER におけるレーザー計測の一覧を、表 2.4.2-2 ITER のレーザー計測に求められる測定性能の一覧を示した[1-3]。レーザー誘起蛍光法 (LIF) もリストアップされているが、ITER の環境においてその実現性が確かではなく、現在の ITER の建設費の中に含まれていないため、本稿では LIF は取り扱わない。日本における ITER 計測装置開発(レーザー計測を含む)の進捗状況は論文[4]で報告されている。

(1) レーザー計測の一般的な課題

レーザー計測の内、トムソン散乱計測のようにレーザーの散乱光を分光する計測装置は、次節の分光計測と共に課題を有する。しかしながら、一方で、ビームダン

プの成立性など、レーザー計測特有の課題もある。ITER のトムソン散乱計測においては、計測用ミラー、観測窓、レーザー入射窓、レンズ、光ファイバー等の光学的計測機器要素が、現存の核融合実験装置に比べて 2 枠以上高い放射線(中性子、ガンマ線)や高エネルギー粒子に晒され、反射率や透過率などの性能が劣化することが懸念されている。そのため、プラズマに近接し、中性子束が大きな($10^{16} \sim 10^{12} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$)ポートプラグ内では、金属ミラー光学系を使用し、中性子遮蔽のために折れ曲がった光路を通し、中性子束を減少($\sim 10^{12} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$)させた後に耐放射線性材料を使った真空シール窓を使用して光を取り出す光学系になっている。レーザー干渉計／偏光計でも、同様の設計となっている。光学計測としてのレーザー計測の一般的な下記の課題は、次節の分光計測の課題と共に通であるため、そちらを参照されたい。

高放射線環境における課題

- ・ プラズマからの粒子(第一壁材料、H、D、T、He 等)の照射環境における課題
- ・ プラズマからの輻射
- ・ 熱歪
- ・ 高磁場環境における課題
- ・ 第一壁での光の反射の影響
- ・ その場感度較正手法の開発
- ・ 信頼性の高いシャッター機構の開発
- ・ ミラークリーニング手法の開発

Plasma parameter ^{a)}	Purpose ^{a)}	Diagnostics ^{a)}	Procurement ^{a)}
Line-Averaged Electron Density ^{a)}	Electron density control, disruption avoidance, NBI-shine through ^{a)}	55.C5 Toroidal Interferometer/Polarimeter ^{a)}	US ^{a)}
Electron Density Profile (Core and Edge) ^{a)}	Transport, fuelling optimisation, density and beta control ^{a)}	55.C1 Thomson Scattering (Core) ^{a)}	EU ^{a)}
		55.C2 Thomson Scattering (Edge) ^{a)}	JA ^{a)}
		55.C5 Toroidal Interferometer/Polarimeter ^{a)}	US ^{a)}
Electron Temperature Profile (Core and Edge) ^{a)}	Profile control with auxiliary heating, plasma energy determination, confinement studies ^{a)}	55.C1 Thomson Scattering (Core) ^{a)}	EU ^{a)}
		55.C2 Thomson Scattering (Edge) ^{a)}	JA ^{a)}
Electron Density (Divertor) ^{a)} Divertor Electron Parameters ^{a)}	Divertor optimisation and control ^{a)}	55.C4 Thomson Scattering (Divertor) ^{a)}	RF ^{a)}
Current profile ^{a)}	Performance evaluation, plasma stability, transport, control and optimisation of high performance operating modes ^{a)}	55.C6 Poloidal Field Measurement System ^{a)}	JA ^{a)}
Divertor Helium density ^{a)}	Divertor optimisation and control ^{a)}	55.EA Laser-induced Fluorescence ^{a)}	— ^{a)}
Divertor ion temperature ^{a)}			

表 2.4.2-1 ITER におけるレーザー計測

(2) トムソン散乱計測特有の課題

(2-1) 集光光学系

トムソン散乱では、電子密度を $1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ とし、5 mm の長さの領域で散乱したとすると、入射レーザーのパワーと全散乱光のパワーの比は、 3.3×10^{-11} であり、極めて微弱である。集光光学系の集光立体角、集光光学系から分光器に至るまでの光学損失を考慮すると、実際に検出できる光量は、さらに少なくなる。よって、十分な S/N 比で計測するためには、できるだけ明るい光学系すなわち、大きな立体角を持つ集光光学系が必要となり、これは設計課題の一つである。計測装置の成立性を考えたとき、集光立体角は 10 msr 程度 (F 値で F9) 必要と

なる。例えば、4 m 前方の測定点を 10 msr の集光立体角で観測しようとすると、約 45 cm (=4 m / 9) の集光ミラーが必要となる。ITER の周辺トムソン散乱計測装置(図 2.4.2-1)では、観測位置から集光光学系の第 1 ミラーまで、1.5 m 程度であり、概念設計の結果、第 1 ミラーのサイズは 250 mm × 270 mm となっている。このように比較的大きな光学系を必要とするトムソン散乱では、集光光学系の前面に設置する遮蔽モジュールにも比較的大きな開口が必要となり、遮蔽設計が課題となる。前述のように、トムソン散乱では比較的大きなミラーを使用するが、第 1 ミラーでは、プラズマからの輻射熱と、ミラーの核発熱による熱負荷が発生する。第 1 ミラー位置では、輻射

Measurement	Parameter	Condition	Range or coverage	ΔT	ΔX	Accuracy
Line-averaged electron density	$\int n_e dl / dl$	Default	$1 \times 10^{18} - 4 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	1 ms	Integral	1%
		After killer pellet	$8 \times 10^{20} - 2 \times 10^{22} \text{ m}^{-3}$	1 ms	Integral	100%
Electron temperature profile	Core T_e	$r/a < 0.85$	0.5 - 40 keV	10 ms	$a/30$	10%
	Edge T_e	$r/a > 0.85$	0.05 - 10 keV	10 ms	5 mm	10%
Electron density profile	Core n_e	$r/a < 0.85$	$3 \times 10^{19} - 3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	10 ms	$a/30$	5%
	Edge n_e	$r/a > 0.85$	$5 \times 10^{18} - 3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$	10 ms	5 mm	5%
Current profile	$q(r)$	Physics study	0.5 - 5	10 ms	$a/20$	10%
			5 - 9	10 ms	$a/20$	0.5
	$r(g=1.5,2)/a$	NTM feedback	0.3 - 0.9	10 ms	—	5 cm/a
Divertor electron parameters	$r(g_{\min})/a$	R/S control	0.3 - 0.7	1 s	—	5 cm/a
	n_e		$10^{19} - 10^{22} \text{ m}^{-3}$	1 ms	5 cm along leg	20%
	T_e		0.3 - 200 eV	1 ms	5 cm along leg	20%
Divertor Helium density	n_{He}		$10^{17} - 10^{21} \text{ m}^{-3}$	1 ms	—	20%
Ion temperature in the divertor	T_i		0.3 - 200 eV	1 ms	5 cm along leg	20%
					3 mm across leg	

表 2.4.2-2 ITER のレーザー計測に求められる測定性能

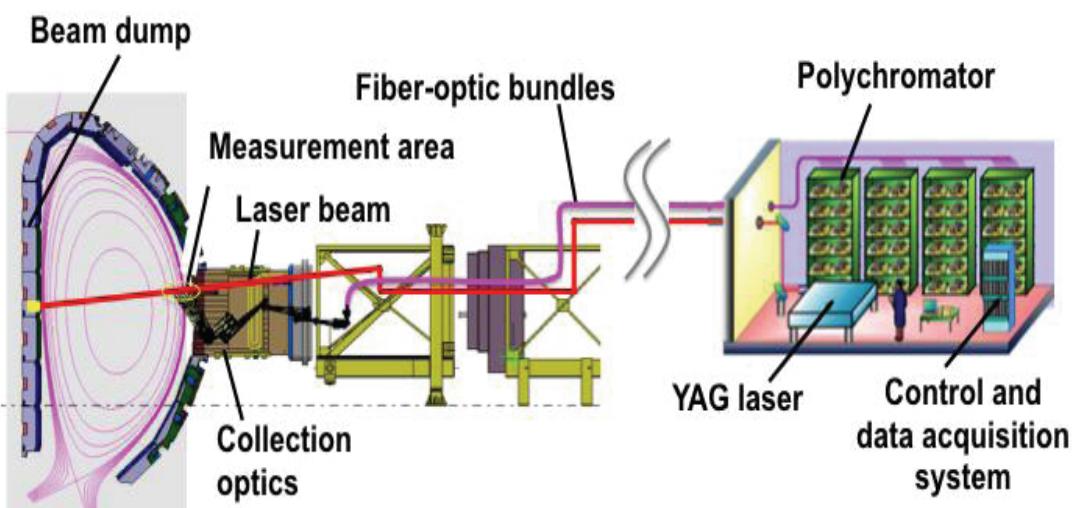


図 2.4.2-1 ITER 周辺トムソン散乱計測装置の概念図

熱は 0.05 MW/m^2 程度、核発熱は 2 MW/m^3 程度と予想されている。よって、ミラー自体も水冷で冷却する必要がある。しかしながら、光学的な性能を維持するためには、ミラー表面での変形を極力押さえる必要があり、変形を最小限にするために均一かつ効率的な冷却が設計課題となる。一方、第一ミラーはディスラプション時

に渦電流により大きな電磁力が発生するため、電磁力を低減する設計が課題となる。ミラーの冷却性能の観点からは、熱伝達の良い金属材料を使いミラーを製作すべきであるが、熱伝達が良いと電気伝導度も良くなるため、ミラーが受ける電磁力が大きくなる。これに対して、熱伝達の悪い金属を使うと電磁力は低減できるが、ミラ

一中に温度分布が発生し、これに伴い熱変形が発生し光学性能が劣化する。冷却と電磁力の問題は、このようにリンクしているため、冷却と電磁力の低減を同時に満たす解を見つけなければならない。

ITER の周辺トムソン散乱計測で用いる第1ミラーは、内部冷却水路を有するステンレス鋼の母材にロジウムをコートしたミラーを用いる予定である。

(2-2) レーザー入射光学系

ITER の周辺トムソン散乱計測では、エネルギー 5 J、パルス幅 10ns 以下のパルスレーザーを用いるが、ピークパワーは 500 MW 以上になるため、レーザー伝送用ミラーは少しでも吸収があればそれがミラーの損傷につながる。よって、従来のトムソン散乱装置と同様に、金属ミラーよりも高い反射率(99.99%以上)を持つ、誘電体多層膜ミラーを用いることが検討されている。しかしながら、現状では誘電体多層膜ミラーの放射線照射データが乏しく、寿命や信頼性の評価が課題となっている。このため、現段階では、ビーム径を広げエネルギー密度を落として金属ミラーを使用することも含めて検討している。

トムソン散乱計測では、散乱信号の S/N 向上のために、測定範囲内でレーザービームをできる限り細く絞る必要がある。ITER の周辺トムソン散乱計測では、測定領域は約 30 cm 程度、コアトムソン散乱計測では、測定領域は 2 m 程度(強磁場側から弱磁場側まで測定する場合は 4 m 程度)となるため、長焦点のレンズで集光し、測定領域で細いビームが得られるように設計する。ここで集光途中の光路では、エネルギー密度が高くなるため折り返しミラーを配置するのが困難となる。よって、集光レンズの前方は、折り返しミラーを配置せずにビームダンプまで直線上に配置する必要がある。また、集光途中の光路にトリチウム境界となる真空窓を配置するのは、レーザー損傷のリスクを低くするために避けるべきである。よって、レーザー入射光学系では、真空窓は、長焦点の集光レンズ近傍に配置し、真空窓からポートプラグまで比較的長い延長真空配管が必要となる。レーザー入射光学系は、プラズマを直接見込むことになるため、延長配管とその近傍には十分な放射線遮蔽が必要となる。

(2-3) ビームダンプ

前述のように、トムソン散乱光は極めて微弱なため、入射レーザー光による迷光をできる限り低く保つ必要がある。ITER の周辺トムソン散乱計測装置では、真空容器の対向面に設置されるプランケットモジュール内の限られた空間(縦 10 cm 程度、横 6 cm、深さ 12 cm 程度)に設置する必要がある。このような空間の中で、口径 40 mm のレーザービームを終端することになっている。

ビームダンプの設計課題は、①迷光低減のためのレ

ーザービームの吸収性能、②限られた空間、③熱的な問題(プラズマからの輻射、各発熱、レーザーパルスによる熱をいかに除熱するか)、④電磁力の問題(ディスラプション時の渦電流に耐える構造)、⑤長寿命化(レーザーパルスによる繰り返し熱負荷に起因する材料疲労、レーザー損傷、プラズマから飛来する高エネルギー粒子や放射線によるビームダンプ材料の損傷をいかに緩和するか)があげられる。これらの課題を考慮して、周辺トムソン散乱計測装置では、屈曲したモリブデンの薄板を多数並べたシェブロン型ビームダンプ(図 2.4.2-2)の検討を行っている。[5]

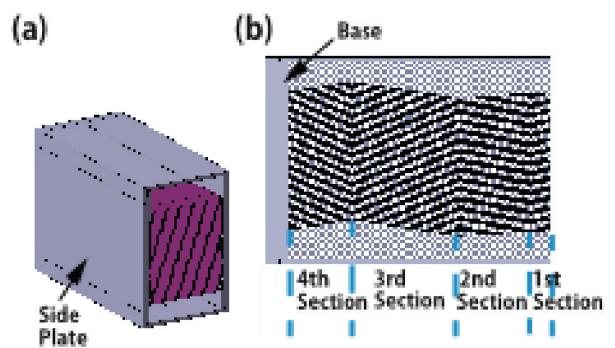


図 2.4.2-2 ITER 周辺トムソン散乱計測装置で検討されているシェブロン型ビームダンプ

(2-4) 高温プラズマによる散乱光の偏光特性の劣化

プラズマの温度が高くなると散乱光の偏光消成分の寄与が無視できなくなり、これを考慮しなければ電子密度を過大評価してしまう[6]。例えば、電子温度 30 keV のプラズマを散乱角 90 度で観測した場合、電子密度は 10%程度過大に評価される。散乱角が 90 度に近いほどこの効果は大きい。ITER のコアトムソン散乱計測では、特にこの効果を考慮しておく必要がある。

(2-5) トムソン散乱による実時間分布制御

ITER では 2-1 節の表 2 に示すように、先進プラズマ制御用の計測パラメタ(Group 1b)として、Core T_e 、Core n_e 、Edge n_e がリストアップされている。トムソン散乱を用いた実時間制御は、現在の装置ではまだ行われておらず、ITER 計測装置の開発課題の一つとなっている。

(2-6) LIDAR トムソン散乱

ITER におけるコアプラズマ計測用のトムソン散乱計測装置(コアトムソンと呼ぶ)は、EU の JET で用いられている LIDAR トムソン散乱方式を踏襲することで検討が進められてきた。LIDAR(Light Detection and Ranging)トム

ソ恩散乱では、従来のトムソ恩散乱装置同様にトムソ恩散乱光を分光することにより電子温度と電子密度を得るが、従来のトムソ恩散乱装置で用いられるレーザーのパルス幅(10 ns程度)よりも短い数百 ps の短パルスレーザーを用いトムソ恩散乱光を発生させ、レーダーのように散乱光の検出器への到達時間から測定位置を求めることができる、よって散乱光スペクトルの時間変化から、電子温度と電子密度の空間プロファイルを得ることができる。

(2-1)項でも述べたように、トムソ恩散乱では微弱な散乱光を集光できる明るい光学系が必要であり、LIDARにおいても比較的大きな集光ミラーが必要となる。ITERのLIDARトムソ恩では、集光ミラーのサイズは直径360 mm程度必要となる[7]。

LIDARの空間分解能 Δr は、レーザーのパルス幅を τ_L 、検出器の応答時間を τ_D 、光速をcとする $\Delta r=c/2*(\tau_L^2+\tau_D^2)^{1/2}$ で表され、空間分解能 $a/20 (=67\text{mm})$ を得るには、 $\tau_L=\tau_D$ ならば、パルス幅は316 psとなる。エネルギー5Jでパルス幅316 psのとき、ピークパワーは16 GWとなり、周辺トムソ恩散乱計測で用いるレーザーのピークパワーの約32倍のピークパワーとなる。よって、レーザー伝送光学系やビームダンプの設計が、周辺トムソ恩散乱計測のものより難しくなる。

近年、コアトムソ恩の予備的な検討から、ITERでLIDAR方式を採用すべきか、あるいは従来方式を採用すべきかといった議論が始まっている。コアトムソ恩に求められている要求性能は、表2.4.2-2のCore T_e 、Core n_e の欄に記載されているが、LIDAR方式でこのような要求事項を満たすことは、現状の技術レベルでは簡単で

はなく、むしろ従来方式を使った方が実現が容易ではないかとの意見が提起されており、本件に関する諮問委員会が2013年7月にITER機構で行われた。この諮問委員会では、両方式の長所／短所を洗い出し、各構成要素毎に比較が行われた。どちらの方式を採択するかは、今後ITER機構と調達極(EU)の間で議論されるであろう。

(3) レーザー干渉／偏光計の特有の課題

ITERでは、トロイダル干渉／偏光計[8]で電子密度分布を、ポロイダル偏光計[4,9]で電流分布計測を行う。双方とも基本的な装置構成は似ているので、開発課題は共通である。図2.4.2-3にITERポロイダル偏光計の概念図を示す。

(3-1) レトロリフレクター

トムソ恩散乱のビームダンプと同様に、干渉／偏光計ではレトロリフレクターを真空容器内に設置する必要がある。レーザービームは、真空容器に設置されたレトロリフレクターで折り返され、計測室に設置された検出系に導かれる。レトロリフレクターは、3枚の金属鏡の面が互いに直角になるように張り合わされた構造を持つ[10]。干渉／偏光計で用いられるレーザーのパワーは高々1 W程度であるため、レーザーによる損傷は考慮する必要はないが、ビームダンプや第1ミラーと同様の設計課題がある。

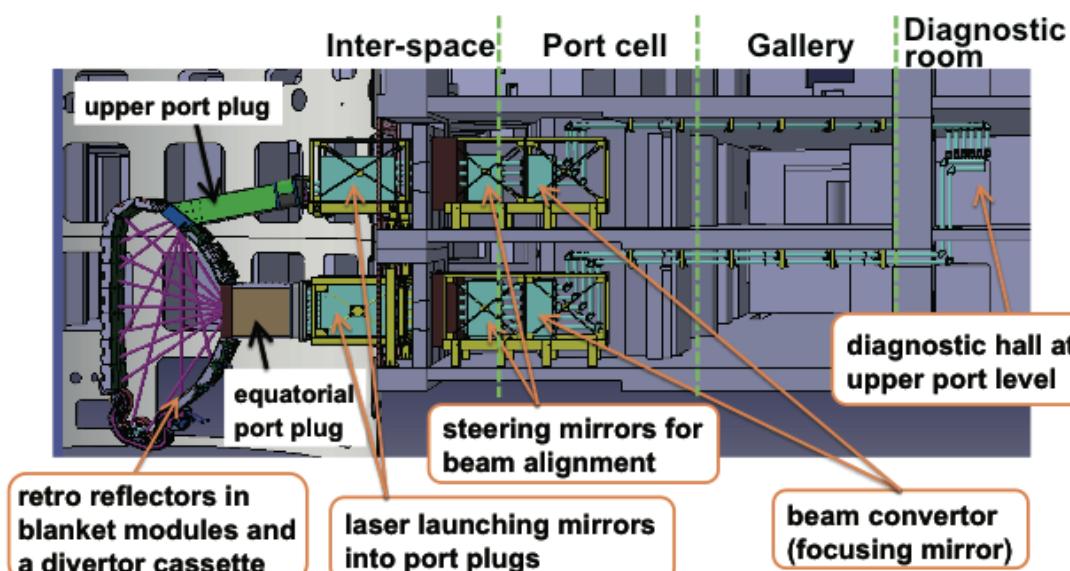


図2.4.2-3 ITERポロイダル偏光計の概念図

(3-2) レーザー伝送ミラー、真空窓、アラインメント、較正

特にプラズマに対向している第1ミラーは、トムソン散乱同様にプラズマからの輻射熱、核発熱、渦電流による電磁力、デポジション、エロージョンを考慮した設計が必要となる。

干渉／偏光計の真空窓[11]は、偏光特性を劣化させないようファラデー効果が最小になるように設計する必要がある。ここでファラデー効果による旋光度 α は、ベルデ定数 V 、磁場の強さ H 、偏光が通過する物質の長さ L により、 $\alpha = VHL$ で表される。CVDダイアモンドは、ベルデ定数が比較的小小さく、また硬度が大きく薄くできるため、干渉／偏光計の真空窓の材料として最適である。しかしながら、大口径のCVDダイアモンドは高コストであるため、代替材料の検討も合わせて行われている。

トムソン散乱では、真空容器の対向面でビームダンプによりレーザービームを終端するが、干渉／偏光計では前述のレトロリフレクターで折り返すため、トムソン散乱よりも長いビーム伝搬距離における精密なアラインメントが必要となる。

偏光計では、上記のような光路中の偏光特性の劣化が発生するため、必要な精度を確保するために適切な較正を定期的に行う必要がある。ITERでは機器の一部が放射線環境下にあるため、遠隔較正手法を開発する必要がある

(3-3) レーザービームの屈折

干渉／偏光計では、比較的波長の長いレーザーを用いるため、プラズマによるレーザービームの屈折の効果を無視できない。電子密度に対応して屈折率が変化し、ビームの光路も変化するため、上記のアラインメントではこの効果も考慮する必要がある。

(3-4) 相対論的效果

トムソン散乱計測では、相対論的效果を考慮して電子温度・密度が求められているが[12]、干渉／偏光計では、これまで相対論的效果を考慮した評価が行われなかつた。ポロイダル偏光計において相対論的效果の影響を評価が行われた[13]。ITERの運転シナリオ2(誘導運転、中心電子温度約24 keV)、運転シナリオ4(定常運転、中心電子温度約16 keV)において、ポロイダル偏光計による安全係数分布の誤差は、相対論的效果を考慮しなければ、相対論的效果を考慮した場合に比べ前者は最大7%、後者は最大14%誤差が増加する結果を得ている。ITERのポロイダル偏光計では、相対論的效果を考慮した評価を行うことになっているが、相対論的效果の評価のために他の計測器(例えばトムソン散乱)による電子温度分布が必要になる。

(3-5) 実時間制御

干渉計を用いた電子密度制御は、様々な装置で行われており、必須の制御となっている。ITERでは、線電子密度が基本制御パラメタ(Group 1a2)に入っている。実時間制御のための計測装置では、測定精度もさることながら、信頼性が重要となる。例えば、干渉計で突然フリングジャンプが発生し、干渉計から実際よりもかなり低い電子密度データが実時間制御システムに送られた場合、実時間制御システムは目標値に近づけるために、強力な燃料ガスパフを行い、その結果実際の電子密度が密度限界に達しディスラプションを引き起こすことがあり得る。このようなことが無いように信頼性の高いハードウェアの開発と制御ロジックの開発が必要となる。

(4) 原型炉におけるレーザー計測に関する考察

原型炉においてレーザー計測を適用するにあたっての大きな問題の一つは、許容可能なプランケットの開口サイズである。開口サイズの観点から、2つのレーザー計測装置の将来性について考察した。いずれの場合も原型炉における計測への要求性能によって、視野や視線数が決まる。一方で、燃料増殖プランケットにおけるトリチウム増殖率、ポートプラグでの遮蔽性能を考慮すると開口サイズの上限が制限されるため、これが計測装置の性能を支配する大きな要因となる。

(4-1) レーザー干渉／偏光計

電子密度計測のためのレーザー干渉／偏光計は、レーザービームの径(数cm+アラインメントのマージン)の開口で良いため、原型炉において必須の計測装置となると考えられる。レーザー干渉／偏光計では、視線の電子密度の線積分量しか得られないため、精密な密度分布を得ようとすると、多くの視線を用いて再構成する必要がある。原型炉の密度分布制御にどれくらいの精度の密度分布計測が必要になるかが明らかになれば、レトロリフレクターの設置場所と個数が設計上の課題になる。

原型炉において電流分布制御が必要な場合、レーザー偏光計は必須の計測器となる。電流密度分布計測のためのレーザー偏光計も、電子密度計測のためのレーザー干渉／偏光計と技術課題は同じである。近年、レーザー偏光計の新しい可能性が検討されている。今澤らによれば、多視線(15視線)の偏光計データとプラズマ位置形状のデータがあれば、力学的平衡方程式、ファラデー効果、コットンムートン効果の3つの関係から、電流密度・電子温度・電子密度の分布を同時に評価する手法を提案している[14]。少数の計測装置で定常な運転を考えたとき、本手法は原型炉の運転に有望な手法と思われる。

(4-2) トムソン散乱計測

トムソン散乱計測で詳細な分布計測を行う場合、従来方式のみならず LIDAR 方式といえども大口径の集光ミラーが必要となり、それに伴いブランケットに比較的大きな開口が必要となるため、従来の装置のようにトムソン散乱で径方向の分布計測を行うのは、現実的で無いかもしれません。分布制御を行うためにトムソン散乱が必要な場合は、例えば周辺部のみの測定を行うなど、領域を限定すれば現実性が高まると思われる。しかしながら、代替測定手段（電子温度ならば ECE、電子密度なら干渉計や反射計）を使った方が、小さな開口で済むため、原型炉にとって魅力的ではないだろうか。

ダイバータ部の電子温度・密度計測については、原型炉で必要かどうか議論を深める必要がある。仮にダイバータ部の電子温度・密度計測が必要な場合、トムソン散乱が最適な計測手法となりうるかどうかは、現時点では不明である。

- [14] R. Imazawa, et al., Rev. Sci. Instrum. 83, 123507 (2012).

参考文献

- [1] ITER organization, Project Requirements version 4.6, internal document.
- [2] ITER organization, System Requirement (SRD) Document “SRD-55 (Diagnostics) from DOORS” version 3.1, internal document.
- [3] G. Vayakis, et al., Proceedings of the 24th IAEA. Fusion Energy Conference 2012, ITR/P5-37 (2012).
- [4] Y. Kawano, et al., Proceedings of the 24th IAEA. Fusion Energy Conference 2012, ITR/P5-35 (2012).
- [5] E. Yatsuka, et al., Rev. Sci. Instrum. 84, 103503 (2013).
- [6] E. Yatsuka, Proc. 38th EPS Conference on Plasma Physics, 35G, P5.055 (2011).
- [7] M. Walsh, et al., Rev. Sci. Instrum. 77, 10E525 (2006).
- [8] T. Kondoh, et al., Rev. Sci. Instrum. 76, 3420 (2004).
- [9] R. Imazawa, et al., Proceedings of the 24th IAEA. Fusion Energy Conference 2012, ITR/P5-38 (2012).
- [10] R. Imazawa, Rev. Sci. Instrum. 82, 023116 (2011).
- [11] 河野康則、プラズマ・核融合学会誌 76, 855 (2000).
- [12] O. Naito, et al., Phys. Fluids B 5, 4256 (1993).
- [13] R. Imazawa, et al., Nucl. Fusion 51, 113022 (2011).

2.4.3 分光計測、ダイバータ温度測定

ITER では、X線、真空紫外、紫外、可視から赤外領域の広い波長領域を、受動的および能動的分光計測システムを駆使して測定し、プラズマの中心、周辺、スクレーパオフ層、およびダイバータ領域での、不純物の種類、不純物の密度／流入束、イオン温度、プラズマ回転速度、実効電荷、安全係数等を求める。表 2.4.3-1 に ITER での分光計測システムの一覧を示す(Sugie [1] 参照)。

ダイバータ温度測定は、IR サーモグラフィー及び熱電対によって行う。ITER では、ダイバータも含めて第一壁のほぼ全域の温度分布を複数の広視野 IR サーモグラフィーを使って測定するシステムと、ダイバータ領域を高空間分解能で測定する IR サーモグラフィーシステムがある。

System ^a	Wavelength Range ^b	Function (Primary) ^c
受動的分光計測システム		
H-Alpha (+ visible spectroscopy)	Visible region ^c	ELMs, L/H mode indicator, Impurity Influx at edge and in divertor ^c
Impurity Influx Monitor* (Divertor Vis/UV)	200 – 1000 nm ^c	Impurity (including He ash) and hydrogen isotope influxes, ionization front, Ti in divertor ^c
VUV Spectroscopy ^c (Main Plasma) ^c	1 – 100 nm ^c	Impurity species monitoring, Impurity influxes and density profile, Edge Ti ^c
Divertor VUV Spectroscopy ^c	^c	Impurity and D, T influxes in divertor ^c
X-Ray Crystal Spectrometer ^c (core high-resolution)	0.05 – 10 nm ^c	Impurity density profile, Plasma rotation, Core Ti ^c
X-Ray Crystal Spectrometer ^c (Survey and Edge High Res)	^c	Impurity species monitoring (Influxes, relative concentration) ^c
能動的分光計測システム		
MSE based on Heating Beam ^c	Visible region ^c	Safety factor q(r) ^c
CXRS based on DNB** (Core) ^c	" ^c	Core Ti(r), Impurity density profile, He density, Plasma rotation (toroidal), Zeff profile ^c
CXRS based on DNB** (Edge) ^c	" ^c	Edge Ti(r), Impurity density profile, He density, Plasma rotation (toroidal/poloidal), Zeff profile ^c
Beam Emission Spectroscopy ^c	" ^c	^c
Laser-Induced Fluorescence ^c	^c	Ti in divertor (Backup), He density in divertor (Supplementary) ^c

* 日本が調達する System ** DNB: Diagnostic Neutral Beam

表 2.4.3-1 ITER における分光計測システム

(1) 分光計測の課題

ITER の分光計測装置においては、計測用ミラー、観測窓、レンズ、光ファイバー等の計測機器要素が、現存の核融合実験装置に比べて 2 枠以上高い放射線(中性子、ガンマ線)や高エネルギー粒子に晒され、反射率や透過率などの性能が劣化することが懸念されている。そのため、プラズマに近接し、中性子束が大きな($10^{16} \sim 10^{12} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$)ポート内では、金属ミラー光学系を使用し、中性子遮蔽のために折れ曲がった光路を通し、中性子束を減少($\sim 10^{12} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$)させた後に耐放射線性材料を使った真空シール窓を使用して光を取り出す光学系になっている。ITER における放射線環境および計測・制御用機能材料(窓、ミラー、光ファイバー、ボロメーターなど)の照射効果については、文献(Nishitani [2]

参照)にまとめられている。その他のものも含めて、主な環境および分光計測の課題を以下にまとめた。

(1-1) 高放射線環境における課題

- ・材料の劣化、反射率の低下(ミラー等):
 - <対策>金属(Mo 等)材料の使用。
- ・透過率の低下(レンズ/窓/光ファイバー等):
 - <対策>耐放射線材料を影響が少ない位置(中性子遮蔽構造の背後)で使用。
- ・核発熱(場所によって異なるが、大きいところで 1 MW/m³程度):
 - <対策>冷却水流路により除熱(Ogawa [3] 参照)。
- ・光路による中性子遮蔽効果の低下:
 - <対策>ミラー光学系を用いた迷路構造の光路を使用。

- ・蛍光(レンズ/窓/光ファイバー等):
 - <対策>放射線遮蔽構造の背後で使用。

- ・機器の放射化:
 - <対策>遠隔操作によるメンテナンス、その場感度較正、光軸調整等。

(1-2) プラズマからの粒子(第一壁材料、H、D、T、He 等)の照射環境における課題

- ・スパッタリングによるミラー表面の損傷:
 - <対策>スパッタリング収率の低い材料(Mo 等)の選択、反射率の変化が少ない材料(Mo 単結晶等)の選択(Voitsenya [4] 参照)。
- ・ブリスタリング等によるミラー表面の損傷: (Yoshida [5,6]、Takamura [7,8]、Sugie [9] 参照)
 - <対策>材料及び材料製作方法の選択。
- ・付着(再堆積): (Mayer [10] 参照)
 - <対策>プラズマ対向第一ミラーの設置位置の最適化、シャッターの設置、その場クリーニング機構の開発、その場較正機構の設置。

(1-3) プラズマからの輻射

- ・第一壁表面で、0.5 MW/m²程度:
 - <対策> 第一ミラーがプラズマを望む立体角を可能な限り小さく抑え、輻射熱を減少させる。

(1-4) 熱歪

- ・水平ポートの真空シール窓の位置は、
 - プラズマ運転時: 外側に 19.6 mm、上方向に 9.9 mm 移動
 - ベーキング時: 外側に 26.3 mm、上方向に 18.2 mm 移動
- <対策> 遠隔光軸調整機構の設置。

- ・光学素子(ミラー等)及び光学素子マウントモジュールの熱歪による光学性能の劣化:
 <対策> 热歪解析により最適な設置方法及び構造を設計。

(1-5) 高磁場環境における課題

(真空シール窓付近で 0.5 T、生体遮蔽の後方で 0.12 T~0.005 T 程度)

- ・駆動系の誤動作:
 <対策>超音波モーターの使用等。
- ・検出器、電子機器の誤動作:
 <対策>ITER 本体から可能な範囲で離し、シールドボックス内に設置。
- ・ディスラプション時の電磁力:
 <対策>電磁力解析、構造体、ミラー形状及び設置方法の工夫。

(1-6) 第一壁での光の反射の影響

- ・壁(Be, W)での反射光の測定結果への影響:
 <対策> 光学シミュレーションソフトにより評価し対策を検討。今後具体的な対策を開発する必要がある(Kajita [11] 参照)。

(1-7) その場感度較正手法の開発

プラズマ運転期間中に標準光源を真空中(測定

光学系の前)に設置することは期待できない。実現可能な方法として、マイクロ・レトロフレクターアレイ、散乱板等に外部から光を照射し、戻って来る光を測定し感度較正を行う方法が考えられている。一例として図 2.4.3-1 に概念図を、図 2.4.3-2 に試験結果を示す(Ogawa [12], Sugie [13] 参照)。ただし、以下の課題がある。

- ・マイクロ・レトロフレクターアレイ、散乱板等の性能劣化:
 <対策>保護機構の設置、メンテナンス時に較正用光源を光学系の前面に設置し較正を行うなど。

(1-8) シャッター機構の開発

- ・ITER 真空環境における動作の信頼性検証:
 <対策> プロトタイプ作成→信頼性の検証
- ・トリチウム境界として機能する運動導入端子の信頼性の検証:
 <対策> プロトタイプ作成→信頼性の検証

(1-9) ミラークリーニング手法の開発

現在、ITER 環境で使用可能なことが実証されているミラークリーニング手法は存在しない。そのため、ITER 機構が開発をコーディネートして進めており、今後、各計測装置の最終設計までに結論を出すことになっている。

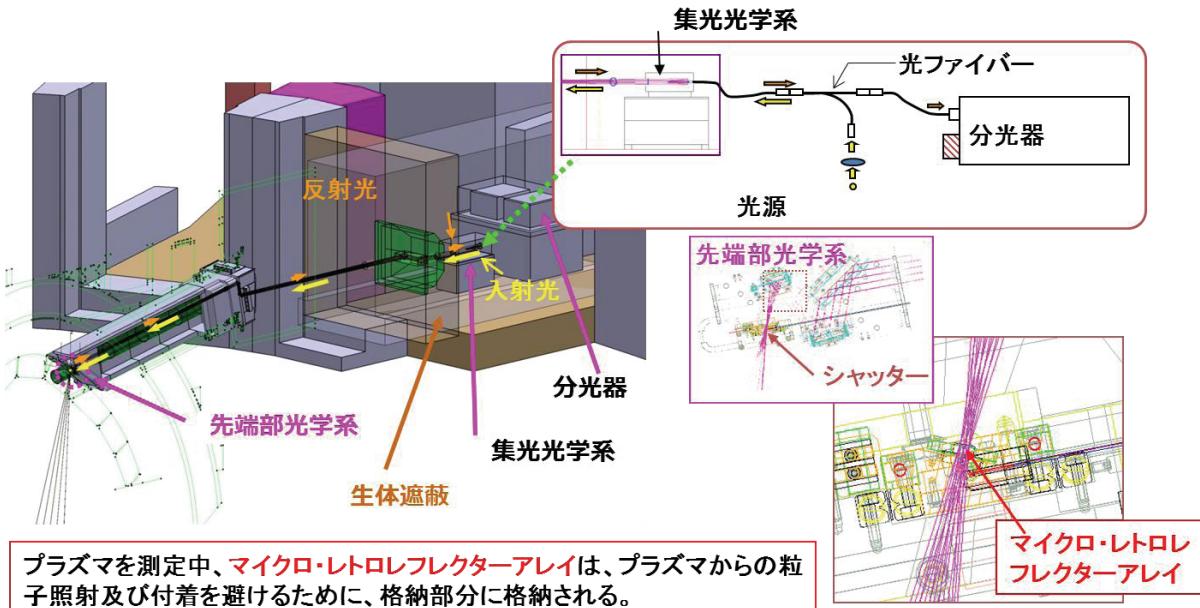


図 2.4.3-1 ITER の分光計測で検討されている較正方法の一例: シャッター裏面に設置したマイクロ・レトロフレクターアレイに外部から光を照射し、戻って来た光を測定し感度較正を行う。

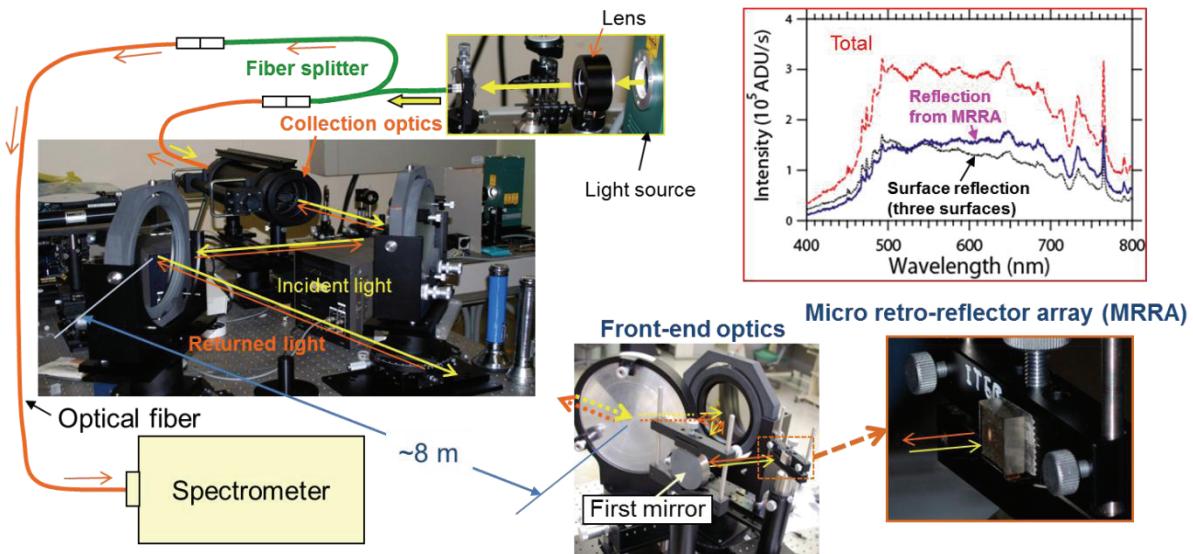


図 2.4.3-2 図 2.4.3-1 の方法の試験結果: マイクロ・レトロレフレクター陣からの戻り光を分光器で測定できている（右上の図）

(2) ダイバータ温度計測 (IR サーモグラフィー) の課題

ITER では、ダイバータ温度計測として、熱電対及び IR サーモグラフィーが取り付けられることになっている。熱電対は、ダイバータ板表面から奥まった位置の側面に取り付けられることになっており、表面の温度を直接反映しない。また、IR サーモグラフィーは表面の放射率の変化、ダイバータ板の伝熱特性の変化及び反射光等が測定精度に大きく影響する。ここでは、IR サーモグラフィーの課題について述べる。

IR サーモグラフィーは、分光計測と同様に光学測定の手法を用いるため、その課題は分光計測の課題とほぼ一致する。一方で、ITER の運転に伴って、ダイバータ板や第一壁表面は、プラズマからの粒子の照射を受け、エロージョンあるいは再堆積層の形成などにより表面の変質が生じる。そのため、表面の放射率が変化し、IR サーモグラフィーによる温度の評価に大きな影響を与えることが懸念されている。また、表面温度の測定から、熱負荷(入熱束)を求める場合、堆積層の形成などにより熱伝導の状態が変化するため、大きな誤差が生じる。測定対象物を取り出し、詳しく状態を分析することにより、精度を上げることができるとの LHD での実験結果 (Drewelow [14] 参照)があるが、外に持ち出しがほとんど不可能な ITER での解決方法を開発することが課題の一つである。窓材については、図 2.4.3-3 に示す様に 1・m 以上の波長範囲で中性子照射の影響をほとんど受けないサファイアが候補の一つとして挙げられている。(Ishitsuka [15] 参照)。以下に、IR サーモグラフィーの課題をまとめた。(ただし、分光計測の課題と重なるものは除いた。)

(2-1) その場較正手法

- ・光学系の透過率の変化:

<対策> 光学系を保護するシャッターの裏面(光学系側)に平面ヒーターを設置し、透過率の変化を測定。

- ・測定対象表面の放射率の変化:

<対策> ベーキング(ダイバータの温度は 350°C)時に、熱電対で測定された温度と IR サーモグラフィーの測定値と比較して評価する。

<対策> IR レーザーをダイバータ板に照射し、その散乱光を測定することにより評価。

- ・放射率の温度依存性の評価手法について検討する必要がある。

(2-2) 測定対象の伝熱特性の変化

- ・測定対象(ダイバータ板等)表面のエロージョン及び表面への不純物の堆積などにより、測定対象の伝熱特性が変化し、IR サーモグラフィーの信号から評価する入熱束に影響を与える:

<対策> パルスレーザーをダイバータ板に照射し、ダイバータ板に設置した熱電対の応答から評価するなどの方法が考えられるが、検討は進んでいない。

(2-3) 制動放射光の影響

- ・主プラズマ及び高密度ダイバータプラズマを通してダイバータ板を観測することになるため、500°C以下の温度を測定する場合、制動放射光の影響を考慮する必要がある。(Takeuchi [16] 参照)

<対策> 制動放射光の評価及び IR 光の分光

測定などからダイバータ板からの IR 光を評価する手法の開発。

(2-4) 検出器の選定

・ITER での要求(時間分解能: 0.02 ms)を満足する 2 次元検出器が存在しない。

<対策> 最終設計の時点(数年後)に判断し、使用する検出器を決定する。

(2-5) 反射光の影響(Aumeunier [17]参照)

・高温領域からの光の反射の影響:

<対策> 光学シミュレーションにより評価。分光測定の結果を参考に評価。

・ホットスポットの反射光の影響(疑似高温領域):

<対策> 光学シミュレーションにより評価。反射像の特性(エッジ部分の特性、分光特性)等により評価。

(2-6) 光学系からの熱雑音

・光学系で使用する多くのミラー及びレンズなどの光学素子からの熱雑音の影響:

<対策> 光学素子を冷却する。例えば、プラズマ対向第一ミラーは 30°C の冷却水で冷却する。光学シミュレーションによる評価。

・ITER の場合、非常に長い光学系を使用するため、光路壁面からの熱雑音が問題:

<対策> 十分な迷光対策を施した光学系の設計。光学シミュレーションによる熱雑音の評価から、壁面温度の管理を検討。

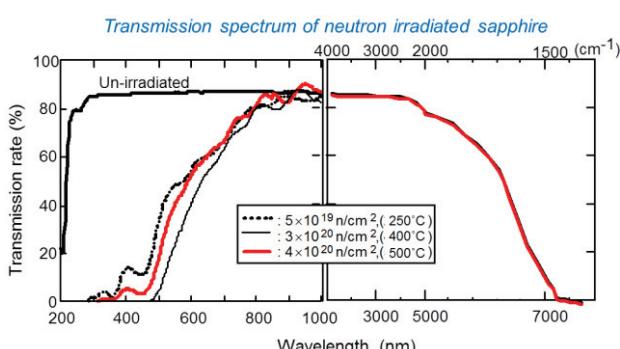


図 2.4.3-3 サファイアの分光透過率に対する照射試験結果: 1000nm 以上では中性子照射による影響がほとんど認められない。

参考文献

- [1] T. Sugie et al., J. Plasma Fusion Res. 79, 1051 (2003).
- [2] T. Nishitani et al., J. Plasma Fusion Res. 84, 1051 (2008).
- [3] H. Ogawa et al., Plasma and Fusion Res. 2, S1054 (2007).
- [4] V. Voitsenya et al., Rev. Sci. Instrum. 72, 475 (2001).
- [5] N. Yoshida, J. Plasma Fusion Res. 81, 31 (2005).
- [6] N. Yoshida et al., J. Nucl. Mater 337–339, 946 (2005).
- [7] S. Takamura, J. Plasma Fusion Res. 81, 25 (2005).
- [8] S. Takamura et al., Plasma and Fusion Res. 1, 051 (2006).
- [9] T. Sugie et al., J. Nucl. Mater 329–333, 1481 (2004).
- [10] M. Mayer et al., J. Nucl. Mater 313–316, 429 (2003).
- [11] S. Kajita et al., Plasma Phys. Control. Fusion 55, 085020 (2013).
- [12] H. Ogawa et al., Fusion Eng. Des. 83, 1405 (2008).
- [13] T. Sugie, H. Ogawa, S. Kasai, et al., "Spectroscopic Measurement System for ITER Divertor Plasma: Impurity Influx Monitor (divertor)", Burning Plasma Diagnostics, F. P. Orsitta, et al., ed., American Institute of Physics, New York, 218 (2008).
- [14] P. Drewelow et al., Plasma and Fusion Res. 8, 2402126 (2013).
- [15] E. Ishitsuka et al., Effects of Radiation on Materials, 19th International Symposium, ASTMSTP 1366, M.L. Hamilton, et al., eds., American Society for Testing and Materials, 1176 (1999).
- [16] M. Takeuchi et al., Plasma and Fusion Res. 8, 2402147 (2013).
- [17] M.-H. Aumeunier et al., Rev. Sci. Instrum. 83, 10D522 (2012).

2.4.4 中性子計測

ITERにおいて、中性子計測は核融合出力や α 粒子の発生状況等の情報を与える最も重要な計測の一つである。表2.4.4-1にITERにおける中性子計測装置のシステムの一覧を示す。中性子計測装置は大きく4つのサブシステムに分けられる。

- A) 中性子モニタ
- B) 放射化システム
- C) 中性子カメラ
- D) 中性子スペクトロメータ

である。ITERでは、これらの中性子計測装置を用いて、主に

- 核融合出力及び全中性子発生強度
- 中性子/ α 粒子源プロファイル
- 燃料比 n_T/n_D

の各パラメータを測定することが求められている。これらのパラメータの要求精度を表2.4.4-2に示す。基本的に一つの計測パラメータは一つもしくは二つの主要なサブシステムにより計測されるが、要求される計測精度を保証するために他のサブ

システムによってサポートされることが好ましい[1]。これらITERで要求される計測パラメータと中性子サブシステムとの間の関係を図2.4.4-1に示す。

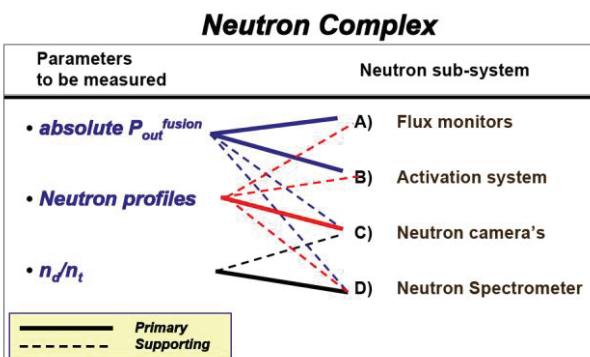


図2.4.4-1 The relation between the parameters to be measured and neutron sub-system to be used.

Sub system ^{*①}	Sub-systems ^②
A) Flux monitor ^③	Divertor Neutron Flux Monitor ^④
	External Neutron Flux Monitor (In Port NFM) ^④
	Micro-fission Chamber (In Vessel NFM) ^④
B) Activation system ^⑤	Neutron Activation system ^⑥
	Vertical Neutron Camera(VNC) ^⑥
C) Neutron camera ^⑦	Radial Neutron Camera(RNC) ^⑥
	Compact neutron spectrometer ^⑧
	Large neutron spectrometer ^⑨

表2.4.4-1 Neutron diagnostic systems in ITER Subsystems of group A~D are organizing the neutron diagnostic complex

例えば、核融合出力(全中性子発生強度)は、主にA)中性子モニタによって測定されるが、C)中性子カメラ及びD)中性子スペクトロメータによって補足される。また、A) 中性子モニタはITERの運転期間中に感度が変化する可能性がある。このため、核融合出力はB)放射化システムによっても測定される必要がある。何故なら、この計測システムは、時間分解能を有しないが、測定中の電磁ノイズ等の影響の心配のない最も信頼性の高い計測システムであるため、中性子モニタの測定精度を維持する上でも重要な計測システムとなっているためである。

ITERの要求精度を満たすためには、まず各計測システムが信頼性の高い計測を維持する必要がある。そのためには、各各計測システムが良く較正されている必要があるとともに、計測システム固有の課題を克服することが必要である。以下では、中性子計測システムが克服すべき課題についてまとめる。

(1) 中性子計測システムの較正における課題

ITERでは、表2.4.4-2に示す計測要求を満たすには、計測システムの計測感度を感度較正試験により計測要求よりも良い精度で求める必要がある。ITERでは各計測システムに対し、製作した段階での較正、またITER機構に発送後の較正も求めており、その手法等をどのようにするかも一つの重要な課題であるが、最も重要な較正試験は計測システムをITERトカマクに設置した後に行う「その場較正試験」である。以下に、現在考えられている課題をまとめると

(1-1) 較正試験時間の確保

ITPA計測トピカルグループの中性子ワーキンググループで評価した結果、全ての(もしくは代表となる)中性子計測システムの較正を行うためには2週間のマシンタイムが必要であると報告している[2]。しかし、ITERトカマクの組立フェーズのスケジュールは非常に込んでおり、較正試験を行うためには他の全ての作業を止めないといけないため、試験時間の確保は容易ではない。中性子計測装置の較正試験がITERの運転における重要性を示し、以下に較正試験を確保するかが課題である。

(1-2) 較正用中性子線源

(1-1)との兼合いにもなるが、与えられた試験時間の中で効率よく試験を行うには、長時間安定して高い中性子束を出力できる中性子線源が必要となる。重水素(D-D)プラズマからのDD中性子(2.45 MeV)に対しては、平均エネルギーが近い等の理由から放射化線源²⁵²Cfを使用することができるが、ITERの主要なプラズマである重水素(D)-三重水素(T)プラズマからのDT中性子(14.1 MeV)に対しては、DT反応を利用したコンバ

Measurement	Parameter	Range	Resolution		Accuracy
			Time	Spatial	
Fusion power and Neutron flux	Total neutron flux	$1 \times 10^{14} - 1 \times 10^{21}$ n/s	1 ms	Integral	10%
	Fusion power	100 kW - 1.5 GW	1 ms	Integral	10%
	First wall fluence	0 - 1 Mw/m ²	10 s	Several poloidal points	10%
Neutron flux	neutron source	$1 \times 10^{14} - 6 \times 10^{18}$ n/m ³ /s	1 ms	a/10	10%
	Fusion Power Density	1 kW/m ³ - 15 MW/m ³	1 ms	a/10	10%
Fuel Ratio	DT/DD	0.01 - 10	100 ms	Integral	20%
	DE/DD	0.01 - 0.1	100 ms	Integral	20%

表 2.4.4-2 Measurement Requirement of Neutron and Fusion Power

トな DT 中性子発生装置が必要となる。中性子ワーキンググループでは以下の性能を持つ DT 中性子発生装置を要求している。

DT 中性子発生強度	- 10^{11} n/s
持続時間	> 10^3 h
等方性	あり
自己遮蔽効果	少ない

実際の較正試験までに以下に性能の高い中性子発生装置を調達するかも重要な課題である。

(1-3) 最適な較正試験方法の確立

較正試験を行うにあたって、最も効率よく精度の得られる試験方法を選択することが重要である。以下に、現在検討されている項目を挙げる。

(a) 中性子線源の移動方法 [3]

中性子線源の移動方法としてはトロイダル軸上を「連続的に回転させる方法」と「離散的に移動させる方法」がある。「離散的に移動させる方法」では、各々の線源位置からの各中性子計測システムの検出効率に対する寄与がわかる反面、検出器が十分な統計精度を得るまでに時間がかかる。一方、「連続的に回転させる方法」では、中性子輸送解析との比較は困難であるが、一定の時間でより精度の高い試験が行える。どちらの方法を選択するのか、もしくは両方法をどのように組み合わせて最適化を図るのかは今後の課題である。

(b) 対象とする中性子計測システム

中性子モニタに対しては、全て(ダイバータ、ポート内、真空容器内)の計測システムを対象とするのか、もしくは最も感度のある、計測システム(現時点ではダイバータ中性子モニタ)のみを較正して、その後、参照プラズマ等を用いて相互較正するのか、最終的な測定精度を視野に入れた戦略が必要となる。

また、放射化システムにおいては、較正試験時間内ではITERのプラズマ運転で使用する放射化箇が十分な統計精度を得ることができない恐れがある。そのため、使用予定の放射化箇よりも感度の高い箇を用いて較正を行い、その後、参照プラズマ等を用いた相互較正で感度を求めていく手法も検討されている。

(c) 較正試験に使用する機器の影響 [3, 4]

(1-2) に示したDT中性子発生装置の重さは約30Kg程度と予想されている。この発生装置をトマク内で移動するために、どのような機器を用いるかも重要である。仮に、JT-60の較正試験で用いたようなレールを利用した場合[5]、レールが中性子線源と真空容器内中性子モニタやダイバータ中性子モニタの間に入り遮蔽体となってしまうため、感度が低下してしまう[4]。また一方で、リモートハンドリングを用いた場合、リモートハンドリング自身が散乱体となりやはり各中性子モニタの感度に影響を与えるだけでなく、連続的に回転させることができない懼れも生じてくる。現在、各中性子モニタ等の較正試験に影響を与えないような試験システムも検討されている[3]が、未だ最適な移動システムは決定されていない。

(d) ITER運転時と較正試験時の環境の違いの影響

ITER運転中は100°C～400°Cの範囲で中性子モニタによる中性子計測が行われるのに対し、較正試験時は室温での試験となる。各中性子モニタに使用するフィッショングレンバーの感度の温度依存性が指摘されており、どのように補正するのか重要である。

また、プランケットモジュールや真空容器内を流れる冷却水が中性子のエネルギースペクトルに変化をもたらし、この変化が真空容器内中性子モニタ等の感度に影響を与えることが懸念される。

較正試験時には冷却水を満たしておく等、可能な限りITER運転を模擬した状況下での試験が望まれる。

(1-4) 中性子輸送解析によるシミュレーション

較正試験で得られる感度は、点中性子源に対する検出感度もしくはトーラスを一周した線中性子源に対する感度であり、これをプラズマ全体からの中性子発生量に対する検出感度に変換するには、中性子輸送解析によるシミュレーションが必要である。また、中性子輸送解析により、較正試験に必要な時間やコストの低下を図ることも重要である。そのためには、より正確なシミュレーションモデルが必要となる。このためにはITER機構の核解析担当者との強力が必要となる。また、(1-3)の(c)節で記述した、試験環境の違いによる影響も評価、補正できることが好ましい。

(1-5) 実際のプラズマを用いた相互較正

これは直接「その場較正試験」とは関係ないが、代表的な検出器のみを較正した場合、実際のプラズマを用いて較正された検出器による他の検出器の相互較正が必要となる。中性子輸送解析によるシミュレーションとも組み合わせて、最適な参考プラズマの条件等、最適な戦略が必要となる。

(2) 各中性子計測システム固有の課題

次にそれぞれの中性子計測システムにおける課題に加えて特徴についてもまとめる。

(2-1) 中性子モニタ

(2-1-1) ダイバータ中性子モニタの特徴と課題 [6]

ダイバータ中性子モニタは、ダイバータドームの下側に設置されるため、ほとんど中性子が遮蔽されることなく、プラズマから発生した中性子を高環境で計測することが可能である。また、検出器の設置位置にある程度の余裕があるため、感度の異なる検出器を設置することが可能であり、DD 中性子から DT 中性子まで広いダイナミックレンジをカバーすることができる。さらに、検出器はダイバータポートのポートプラグに格納されるため、保守・交換が可能であり、ITER 運転期間にわたって安定して中性子発生量を計測することができる。このような観点から、ITER の中性子計測において、ダイバータ中性子モニタは「主要計測(Primary)」の分類に位置づけられている。

しかし、ダイバータ中性子モニタの設置位置がプラズマから非常に近いため、プラズマ位置の変動による感度の変化を多く受けける。特にプラズマが上下方向に移動した場合のダイバータ中性子モニタの感度の変化は大きく、上下方向に 50cm 程度プラズマが変動した場合、プラズマからの中性子発生量が同じであっても、ダイバータ中性子モニタの感度は 20% 程度変化することが報告されている。これを克服するために、上部ポート部に

補正用の検出器を導入する案やプラズマ位置モニタを利用して補正を行う等の案が検討されているが、現時点で有効な解決策は得られていない。

(2-1-2) ポート内中性子モニタの特徴と課題 [7]

ポート内中性子モニタは水平ポートに設置される予定であるが、設置位置に比較的余裕があるためダイバータ中性子モニタ同様、感度の異なる検出器を設置することで、広いダイナミックレンジを実現することが可能である。また、保守、交換も容易に行えるという特徴があり、ダイバータ中性子モニタ同様、ITER の中性子計測において「主要計測」に位置づけられている。

一方で、中性子モニタに到達する中性子はブランケット及び真空容器を減衰してきたものであり、周りからの散乱の影響も大きく、精度が他の中性子モニタと比べて低下する恐れがあるため、中性子輸送解析による正確な中性子束の評価と共に、適切な感度較正が重要な課題となっている。

(2-1-3) 真空容器内中性子モニタ(マイクロフィッシュンチェンバー)の特徴と課題 [8]

マイクロフィッシュンチェンバーは真空容器内の外側上部と下部のブランケット背面に設置される。このため、遮蔽体はブランケットのみとなり、厚い真空容器による遮蔽の影響を受けることなく、比較的高い中性子場環境においての測定が可能となる。さらに、真空容器内外側上下に設置される検出器自体は、ダイバータ中性子モニタ同様、プラズマ位置の変動による影響を受けるが、両者の出力に、中性子輸送解析から評価された重みを考慮した線形結合(重み付きの平均)を取ることで、プラズマ位置に関係なく精度よく中性子発生量の計測を実現することが可能となっている。

一方で、マイクロフィッシュンチェンバーは一度検出器を設置すると保守、交換ができないため、検出器に不具合があった場合、何の対策もすることができない。このため、ITER の運転期間である 20 年間、中性子計測を維持できる堅牢な計測システムの確立が必要である。さらに、設置位置は、約 25 mm と非常に狭いため、使用できるウランの量に制限がある。このため、マイクロフィッシュンチェンバーの測定対象は DT プラズマ($1 \times 10^{17} - 5 \times 10^{21}$ n/s)に限定されている。このような背景から、マイクロフィッシュンチェンバーは、ITER の中性子計測において「補助計測(Supplement)」に分類されている。

(2-1-4) 中性子モニタの組み合わせによる課題の克服

上記に述べた、各中性子モニタの特徴と課題を表 2.4.4-3 にまとめる。それぞれ、異なる特徴と課題を有していることが分かる。ITER では、(1)節でも述べたように、単独の中性子モニタで、例えば核融合出力の測定精度 10% を求めている訳ではなく、全中性子モニタ、さらに

	ダイバータ 中性子モニタ	真空容器内 中性子モニタ	ポート内 中性子モニタ
設置位置 の中性子環境	◎	○	△
設置領域	○	×	◎
測定領域	◎	△	◎
プラズマ位置補正	×	◎	△
保守、交換性	○	×	○

表 2.4.4-3 各中性子モニタの利点と欠点

は、後述の放射化システム、中性子カメラ等も含めて、要求精度を達成する必要がある。このため、各中性子モニタの測定結果を組み合わせて、高い測定精度を得るためのデータ処理手法の確立が重要である。

(2-2) 放射化システムにおける課題 [9]

放射化システムは、他の中性子計測装置に比べ、計測感度の変化がなく、また、プラズマからの様々なノイズの影響を受けないため、信頼のおける計測装置としてプラズマ運転中の相互較正等にも用いられる。しかし、放射化システムは中性子モニタ等の時間分解能を有する計測システムではなく、プラズマ1放電分(あるいは放電中の必要な時間分)の時間積分による測定となるため、必要な統計精度を得るには一定量のプラズマ発生量が必要となる。

(1)節で述べた課題とリンクするが、放射化システムのその場較正試験においては、限られた時間の中で、いかに十分な測定感度を得ることができるかが大きな課題である。現在考えられている手法としては、その場較正試験時には、プラズマ運転で使用する箔よりもずっと感度の大きい箔を用いて、十分な統計精度を得た上で測定感度を出し、その後、その感度との相互構成によって、ITER 運転における測定精度を得る案が考えられている。しかし、相互較正試験間に発生する誤差の評価等の検討はまだ進んでおらず、今後の大きな課題となっている。

(2-3) 中性子カメラの特徴と課題 [10, 11]

ITER における中性子カメラは、プラズマの縦方向、水平方向から扇状の測定視野を持つ大型コリメータ装置に検出器を格納し、各視線からの中性子束を測定して、プラズマの中性子発生分布を評価する。これにより、 α 分布の発生分布を評価する他、高エネルギー粒子の輸送研究等にも用いられる。また、中性子発生分布から全中性子発生量を評価することも可能なので、中性

子モニタの補足システムとしても活用が期待されている(図 2.4.4-1)

検出器としては、これまで大型トカマク装置で利用されてきた有機シンチレータ(NE213、スチルベン等)にデジタル信号処理を組み合わせたものやダイヤモンド検出器等が検討されているが、これらの計測装置はダイナミックレンジが狭く、ITER の運転領域をカバーすることはできない。これを克服する解決策として、感度の異なる検出器を連結させてコリメータ内に配置する他、中性子モニタ同様、フィッショングレンジを稼ぐ手法も検討されている。しかし、大型トカマク装置にはコンパクトな計測装置しか格納できず、ITER プラズマへの最適化にはまだ課題が残る。

さらに、大型コリメータ装置そのものの設計も大きな課題である。水平方向の中性子カメラはポートプラグに設置可能だが、縦方向中性子カメラはポートプラグ内に設置できない。このため、コリメータ装置を設置するために真空容器やブランケットモジュールを切り欠けなくてはならず、それにより周辺領域の中性子遮蔽の効果が低下してしまう。さらに、各コリメータ自身もストリーミング中性子のルートとなるために、周辺領域の線量率の上昇を招き、停止後の保守等にも大きな影響を与える懸念が懸念されている。また、最も外側のコリメータはコリメータ境界との遮蔽が十分でなく、ノイズ源となる透過中性子が多くなり、S/N 比が1を下回る程悪くなり、測定そのものに影響を与える。このため、これらの改善も大きな課題である。

(2-4) 中性子スペクトロメータの特徴と課題

プラズマ中の燃料比(重水素(D)、三重水素(T)比)は外部加熱系、燃料注入系に対して極めて重要な情報となる。この燃料費を測定する方法に DD/DT 反応比を用いる方法がある。これは全中性子のエネルギースペクトルから DD 反応による中性子のエネルギースペクトルを分離することにより DT/DD 反応比を求め、それを用いて燃料比を得るという方法である。このため、高精度の中性子スペクトロメータの開発が必要である。

中性子スペクトロメータの手法として、現在、飛行時間型スペクトロメータや反兆陽子法を用いたスペクトロメータ等が考えられている。実際に、高精度の中性子スペクトルを測定するには、大型なシステムが必要となる。しかしながら、スペクトロメータの設置位置の確保も含め、最適な計測手法の確立がされていない。コンパクトな高性能中性子スペクトロメータの開発も含め、今後の重要な課題となっている。

参考文献

- [1] M. Sasa, et al., Rev. Sci. Instrum., 81, 2010,

10D329.

- [2] Neutron Working Group, ITPA Diagnostic Topical Group, internal report (2010).
- [3] M. Ishikawa, et al., Fus. Eng. Des. in press (2013)
- [4] M. Ishikawa, et al., Submitted to Rev. Sci. Instrum. (2013)
- [5] T. Nishitani, et al., Rev. Sci. Instrum., 63 (1992) 5270.
- [6] Y.A. Kashchuk, et al., Instrum. Exp. Tech. 49 (2006) 179.
- [7] J. Yang et al., Plasma Sci. Technol. 10 (2008) 141.
- [8] M. Ishikawa, et al., J. Plasma Fusion Res. SERIES, 8, 2009, 334.
- [9] M.S. Cheon et al., Rev. Sci. Instrum. 79 (2008) 10E505.
- [10] A.V. Krasilnikov, Instrum. Exp. Tech. 47 (2004) 139.
- [11] L. Petrizzi et al., Fusion Sci. Eng. 82 (2007) 1308.

2.5 遠隔保守性、計装の照射効果

炉内機器(炉内の計測機器を含む)は安定した計画的な運転を維持するために保守・交換を行う必要がある。このために遠隔保守性の観点から最も重要な保守条件は、保守対象機器の交換頻度や交換時間、遠隔保守ロボットと整合性のとれた構造側の設計(ロボットが扱いやすい設計)を明確にする事である。これらの保守条件に基づいて、保守シナリオ(炉内保守やホットセル、ロボット自身の保守、故障時対策などの手順)が検討され、炉内遠隔保守ロボットの構造・機構・制御やホットセルでの補修ロボットなどが定義できる。

本章では、遠隔保守性の観点からITERでの保守条件や、この保守条件に基づいたシナリオ検討の一例として、上部ポートに設置される計測プラグの保守手順やホットセル機能とその機能を満足するホットセル配置設計を示す。加えて、計装の照射効果の観点から、保守ロボットに適用する構成部品の耐放射線性能の実績を示す。

2.5.1 保守条件

核融合炉は、核融合反応時の14Mev中性子の発生によりITERトカマク本体(図2.5-1)を構成する炉内機器(ダイバータ、プランケット、水平ポートや上部ポートに設置される計測用ポートプラグ等)が放射化される。このため、トカマク本体を構成する機器が故障や損傷した場合には、人のアクセスによる保守が不可能となるため、遠隔保守機器(保守ロボット)による保守が必要となる。この人のアクセスが不可能となる点が、通常のプラント(火力や水力発電プラントなど)で行われる人手による保守設計をそのまま適用することを困難にし、完全自動の遠隔保守技術を強く意識した保守シナリオに基づく保守ロボット設計と保守ロボットが扱いやすい炉構造設計が必要になる。以下に核融合炉の保守シナリオの検討に必要な保守条件と上部ポートに設置された計測プラグを例に、この計測プラグ構造と保守手順について示す[1][2]。

(1) 保守環境(ITERの場合)

・ガンマ線線量率 : 250 Gy/hr

図2.5-1 ITERトカマク本体

・保守時の温度 : 50度以下

・磁場 : 1mT以下

・放射化ダスト : ベリリウム、タンゲステン

(2) 保守分類及び保守時間

ITERトカマク本体を構成する機器は、故障や損傷の頻度を考慮して、クラス分けが行なわれている(表2.5-1)。各クラスの定義は次の通りであり、核融合炉

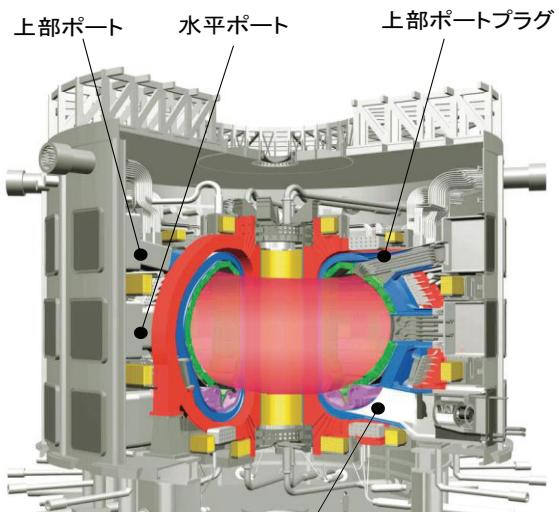


図2.5-1 ITERトカマク本体

を構成する機器の熱負荷や荷重条件を考慮した設計寿命の評価によって決定される。

クラス1 : 定期交換

クラス2 : 不定期交換

クラス3 : 炉寿命中に交換を予定しないが、交換のための保守シナリオを用意する。

(3) 放射化ダストの閉じ込め管理と除染

放射化ダスト(炭素やタンゲステンなど)が炉内保守作業中に保守ロボットに付着する。このため、付着した放射化ダストを保守中やホットセルへの搬送中に炉外に拡散させないように2重シール扉付きの搬送キャスクにより閉じこめ管理する。加えて、保守ロボット自体の保守・保全は人間が行うため、付着した放射化ダストを取り除く除染が必要であり、ITERでは除染後の積算許容線量は $4 \mu\text{SV}$ 以下が要求されている。このため、除染困難箇所については、ダストが入り込まないための機構設計、除染し易い機構とする[3]。

(4) 遠隔機器と整合のとれた設計(保守ロボットが扱いやすいポートプラグ設計)と保守手順

ITER炉内構造体である上部ポートプラグを例に取ると、18ヶ所の真空容器上部ポートには、ポートプラグ(計測、加熱機器などが使用)が設置されている。これらのポートプラグ(計測、加熱機器などが使用)構造は、遠隔保守の観点から共通化されている。基本的な上部ポートプラグの構造は図2.5-2に示すように、プラズマ側から第一壁、遮蔽ブロック、機器構成部(計測や加熱などの機能要求に従った構造部)、ポートフランジ部(真空境界構造、自重や地震力、電磁力の支持構造、遠隔機器用の把持構造)の4つの部位から構成されたボックス型の構造体であり、18個のポートプラグは、共通のプラグハ

ンドリングロボットにより、ホットセルに搬送できるようになっている。さらに、ポートプラグの保守は、炉内ではなくホットセル内で、共通の保守ツールを使用して行う。上部ポートプラグを保守のためにホットセルに搬送する場合の保守手順を以下に示す(図 2.5-3)。

- 1)上部ポートプラグに接続される冷却配管の切断
- 2)搬送キャスクの接続、2重シール扉のオーブン
- 3)ポートプラグフランジ部の真空境界であるリップシールの切断と固定用ボルトの解除
- 4)ポートプラグをプラグハンドリングロボットにより把持、キャスク内への引き込み
- 5)2重シール扉閉、搬送キャスクをホットセルへ移動
ホットセルでの保守作業については、次項に示す。

機器	クラス	頻度	保守時間
ダイバータ計測カセット	1	3回／10年	<6ヶ月(全) <8週間(1台)
テストプランケット		~1回／年	2週間～1ヶ月
計測用ポートプラグ		~10回／20年	<1ヶ月
プランケット第一壁		定期交換	<8週間(1個) <3ヶ月 (1トロイダル列) <2年(全交換)
遮蔽プランケット	2	不定期	プランケットFWと同じ
クライオポンプ		4台／20年	~1ヶ月
RFアンテナ		<5回／20年	~1ヶ月
ECH&CDシステム		<5回／20年	~1ヶ月
NBイオンソースセシーム		<1回／年	17日(TBD)
NBファーストシャッタ		<1回／年	1ヶ月(TBD)
Tangential Coil (inner) Normal coil Continuous flux loops HF sensor RWM sensor	3	不定期	

表 2.5-1 保守分類及び保守時間

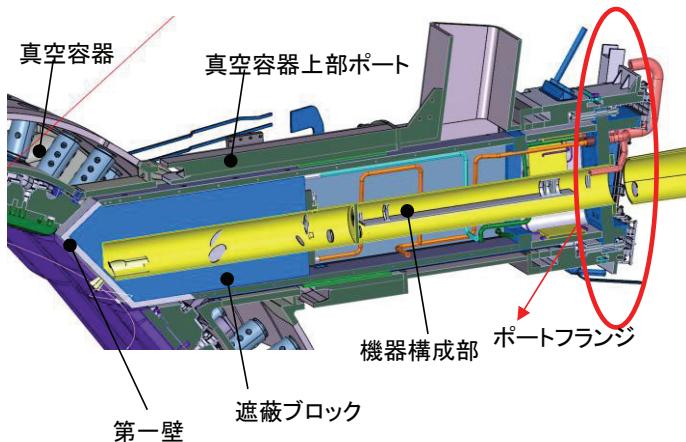


図 2.5-2 上部ポートにおけるポートプラグ構造
(計測ポートプラグ: 12 個、20 トン / 個)

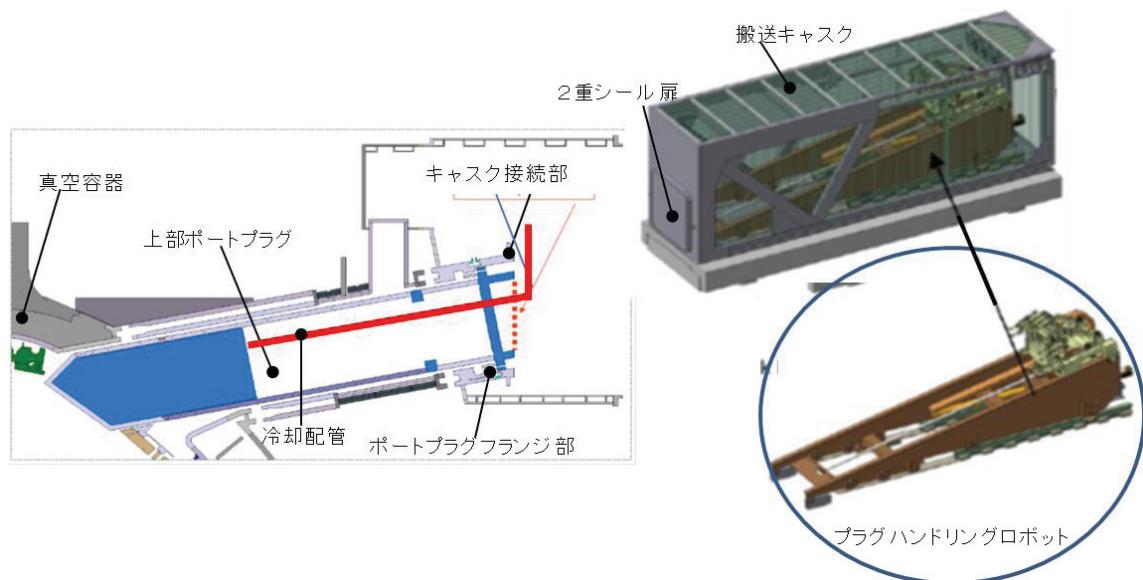


図 2.5-3 上部ポートプラグの保守

2.5.2 ホットセル施設

ホットセル施設の主な機能は、放射化した炉内機器（ダイバータ、ブランケット、計測用ポートプラグなど）の補修と、補修で発生した不要部品（放射化している）の廃棄処理である。これら 2 つの機能を満足するホットセルの配置設計を図 2.5-4 に示す [1]。この配置設計は、2001 年当時の ITER 設計であり、ホットセル配置設計の 1 つの例として、参考のために示した。

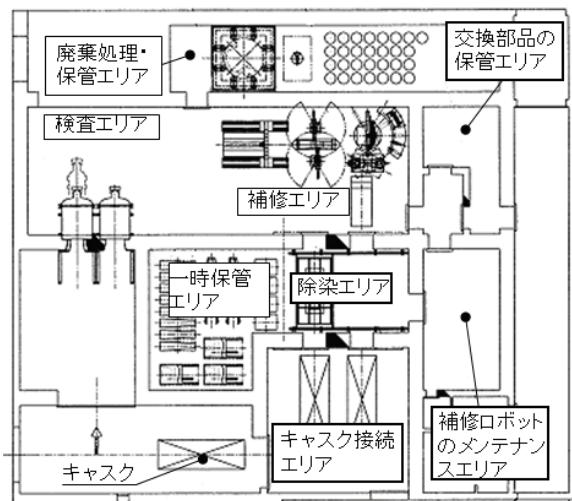


図 2.5-4 ITER ホットセル設計 (2001 年)

(1) ホットセルの機能

炉内機器の補修のために必要なプロセス毎にエリアが区画され、それぞれ、除染エリア、補修エリア、検査エリア、炉内機器の一時保管エリア、廃棄物処理エリアから構成される。各エリアに必要な機能は以下に示す通りである。

- 1) 除染（放射ダストのクリーニング）エリヤ
炉内から補修のために搬送された炉内機器（ダイバータやブランケット、計測用ポートプラグなど）は放射化ダストが付着している。この放射ダストがホットセル内に飛散し汚染を拡大させないために、セル内に持ち込む前に炉内機器に付着した放射化ダストを除去する。
- 2) 補修エリヤ
炉内機器の損傷した部品の交換や修理を行う。例えば、計測用ポートプラグの場合は、レンズやミラーなどの光学部品、ダイバータの場合は、受熱版である内側ターゲットやドームが交換の対象となる。
- 3) 検査エリヤ
補修した炉内機器に対して、機能試験や溶接部検査（非破壊検査やリリーク試験）などを実施する。
- 4) 保管エリヤ
炉内へ戻す前に一時的に保管し、炉内への供給タイミ

ングに応じて、搬出する。

5) 廃棄物処理エリヤ

交換で不要になった部品は減容処理（切断など）を実施し、適切に処分される。

補修エリヤで使用する保守ツールは、作業（冷却配管溶接・切断、ボルト着脱、把持など）毎にユニット化され、計測用ポートプラグの保守時に共通使用される。次項では、冷却配管溶接・切断ツールの要素技術について示す。

(2) ホットセル内補修で使用するツールの要素技術

補修ツールの要素技術である配管溶接切断技術としてレーザー溶接技術と粉塵の発生がなく切断面が良好な機械式切断技術の開発状況について以下に示す。

1) 溶接技術

配管内アクセス型のレーザ溶接の技術課題は、溶融金属であるスパッタがミラー部に付着するため、溶接回数ごとに出力が低下し、10 回程度で溶接が不可能となることであった。このため、スパッタを防止する方法として、①金属溶融面に与えるレーザの熱衝撃を抑えるためにレーザ出力の最適化を図ること、②この最適化によっても防止することが不可能なスパッタを捕獲するクロスジェットを流すことの 2 つの方法を考案し、検証試験を行った(図 2.5-5)。この結果、スパッタの発生低減と捕獲の 2 つの効果により、通常の 5 倍以上である 50 回以上の連続溶接に成功した[4]。

2) 切断技術

ITER の真空容器は、高真空中を維持するために厳しい防塵管理が行われる。このため、真空容器内の冷却配管の切断において、従来型のレーザ溶断では、ヒュームやスパッタが発生するため防塵要求を満足することが困難であった。この技術課題を解決する方法として、配管内部からアクセスし、42mm 内径（厚み 3mm）の冷却配管の機械的切断を可能にするために、切り込み力と切断回転力を支持する機構部分をコンパクトにする「くさび」型の機構に着目し、この支持機構により切断力を均等化できるディスクカッター型切断機構を開発した結果、切り粉の発生が無く、きわめて良好な切断面を得ることができた[5]。この切断方式は ITER 真空容器の防塵要求を満足する優れた性能を示したため、切断方式として採用され、詳細設計の技術要件となった（図 2.5-6）。

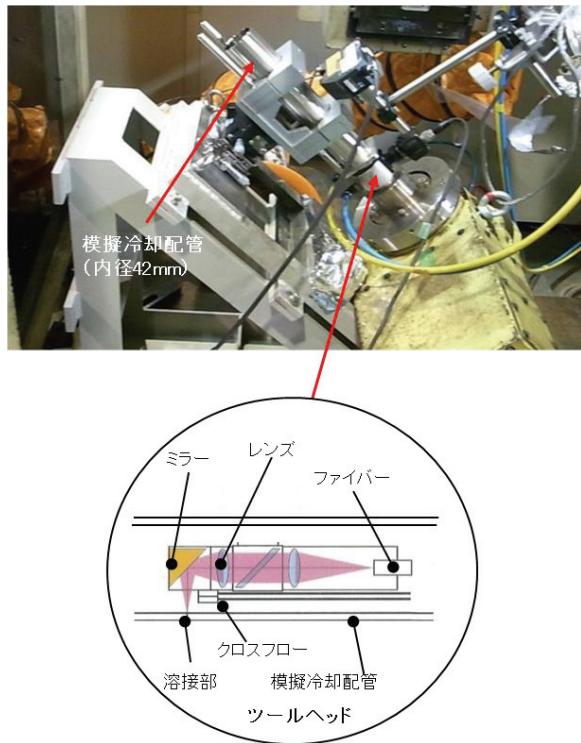


図 2.5-5 冷却配管溶接技術

2.5.3 計装の照射効果

ITER用遠隔保守ロボットに適用する部品(モーターやケーブルなどの電機部品、レンズやミラー、ファイバーなどの光学部品)として高崎量子応用研究所の協力を得て開発した耐放射線機器のガンマ線照射実績について以下にまとめる[6] [7] [8]。

(1) 遠隔保守ロボットに適用する構成部品の耐放射線性

ITER ブランケットの遠隔保守では、全てのブランケットモジュール 440 個の交換保守を 2 年で行うことが要求されている。このため、遠隔保守ロボットを構成する部品は、保守環境での線量率が 250Gy/hr である事から、積算線量率として 4MGy 以上(目標 5 MGy)の耐放射線性能を有する必要がある。

表 2.5-2 は ITER 保守用ロボットのために照射した部品(電気機械と光学機器など)の耐放射線性強度を取り纏めた。電機部品である AC サーボモータ、ケーブル(動力・信号)、潤滑材、電気コネクターについては、電気絶縁材にセラミックスや PEEK(ポリエーテルエーテルケトン)材被覆、の適用、潤滑材にドライ潤滑材を適用する事によって、50 MGy 程度の耐放射線性能を得ることが可能であり、ITER 遠隔保守の要求である 5 MGy を満足している。

遠隔保守のロボットの視覚となる光学部品の耐放射線性能は、撮像管タイプのカメラが 2 MGy、イメージファイバーが 12 MGy、潜望鏡を利用したカメラが 20 MGy 程

度である。これらの光学機器のなかで、潜望鏡についてでは長さを短ぐするテレスコピック機構の位置決め精度や設置場所の確保が難しい事から、ITER では撮像管タイプのカメラとイメージファイバーを組み合わせた視覚センサを採用している。

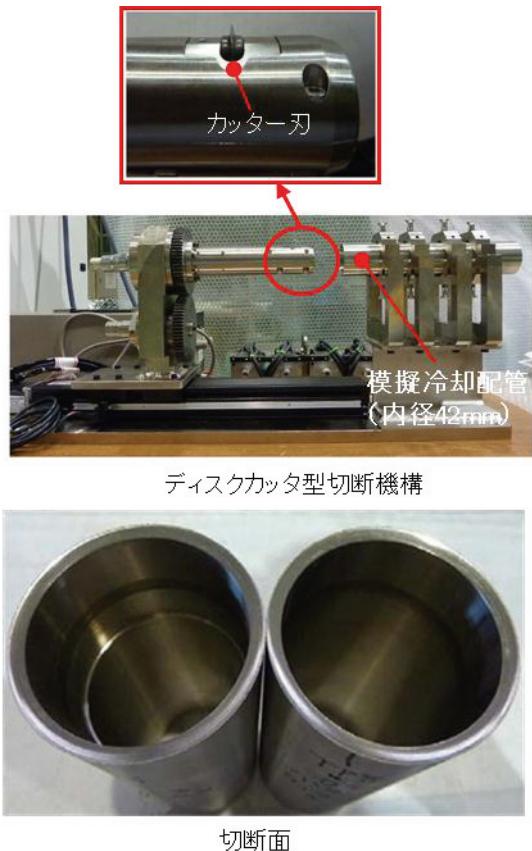


図 2.5-6 冷却配管切断技術

部品	材料	許容累積線量
ACサーボモータ レジルバ 減速機 リミットスイッチ	絶縁体:ポリイミド被覆 潤滑:モレシコ製GK-1 シール:メタルシール コネクター:ポリマー	50 MGy
ケーブル	絶縁体: ETFE(テトラフルオロエチレン) シース: CSM(クロロスルホン化ポリエチレン)	6 MGy メーカー推奨値
潤滑剤(液体)	グリース(GK-1)	25 MGy
コネクタ	絶縁体:ポリマー	100 MGy以上
カメラ	撮像管	2 MGy
イメージファイバー	シリコンガラス(OH基800ppm)	12 MGy. 照明 8500lx
テレスコープ (潜望鏡)	鉛ガラス等	20 MGy. 照明 8500lx
CCDカメラ		3 kGY

表 2.5-2 ITER 遠隔保守ロボットに適用する構成部品の耐放射線性

(2) 構成部品の信頼性解析

遠隔保守ロボットは 850 個以上の耐放射機器(AC サーボモータ、ケーブル、コネクタ、減速機など)から構成される。このため、全プランケット(440 個)交換の場合について、耐放射線性部品の信頼性を考慮した条件下で、RRAMI 解析(信頼性解析)を実施した[9] [10]。その結果、ITER の場合の保守条件である 2 年以内の交換を満足し、保守期間中の全部品に対する故障確率を 1.0 以下にするためには、4 回以上の予防保全を行う事が必要であることが判明した。これの結果を受けて、予備部品は部品調達に 3 ヶ月以上を有し、かつ 4 回の予防保全に必要な部品を目安にスペア部品を準備する方針とした。

2.5.4 まとめ

原型炉での遠隔保守性の観点から ITER 計測用ポートプラグを例に保守条件や保守手順、ホットセルの機能を取り纏めた。加えて、保守ロボットに適用する構成部品の耐放射線性能の実績を示した。

計測機器の保守・保全の設計は、ホットセルでの補修作業を中心になるため、補修作業で使用するツールの設計と各ポートプラグで共通使用が可能なユニット化設計が必要である。さらに、保守ロボットに適用する構成部品の信頼性解析の結果に基づいて、故障時の部品交換作業時間を低減できる部品のユニット化などの設計を実施すると共に、FMECA(Failure mode, effects, and criticality analysis) の結果である故障頻度(Occurrence)と影響度(Severity)分布に基づいて、遠隔機器の故障に対応した重要度分類の定義と具体的な故障時のリカバリ一設計を行うことが必要である。

文献

- [1] ITER Technical Basis, ITER EDA Doc. Series No.24, IAEA, Vienna, 2002
- [2] 特集/ITER 工学設計, プラズマ・核融合学会誌, Vol.78 Supplement, January 2002 114-125
- [3] “Remote handling compatibility assessment for ITER Preliminary design review”, Document of Blanket Remote Handling, 2013
- [4] H. Tanigawa et al., “Comparative study of laser and TIG welding for application to ITER blanket hydraulic connection”, Fusion Engineering and Design, Volume 87, Issues 7–8, pp. 999–1003, 2012
- [5] S. Shigematsu et al, “Verification test results of a cutting technique for the ITER blanket cooling pipes”, Fusion Engineering and Design, Vol 87, pp. 1218–1223, 2012.
- [6] K. Obara et al, “Irradiation Tests of Critical Components for Remote Handling System in Gamma Radiation Environment”, JAERI-Tech96-011,1
- [7] JAEA Takasaki Annual Report 2008, JAEA-Review 2007-006, March 2008
- [8] K. Obara et al., "Development of optical components for in-vessel viewing system use for fusion experimental reactor", SPIE, Vol. 2425, pp115-122, 1994
- [9] 藤崎 定昭, 「メカトロニクスの信頼性工学」, 横書店, 1985
- [10] “Operational efficiency and availability assessment for ITER Preliminary design review”, Document of Blanket Remote Handling, 2013

第3章 原型炉検討の条件

3.1 原型炉の想定条件

ここで想定する原型炉は ITER の延長上に見通しうる D-T 燃料による純粋な核融合炉とし、炉内に核分裂性のブランケットを配置するハイブリッド炉は対象としない。また、ヘリカルの場合には本質的に定常炉であるが、トカマクの場合、定常炉・パルス炉のいずれを選択するかは開発戦略と関係する問題である。定常トカマク炉の実現のためには計装制御において大きな技術的飛躍が不可欠となるが、他方、繰り返し負荷による材料寿命の制約や炉の大型化を避けられるメリットがあるため、「今後の核融合研究開発の推進方策について」(原子力委員会核融合専門部会報告書、平成 17 年 10 月)[1] では「定常方式の核融合炉を実現することが望まれる」と書かれている。ここでは科学技術的見地から DT 炉、純粋核融合炉、かつ定常炉を検討の対象とする[2]。

原型炉における計装システム構成機器の選定においては以下の点に留意する。

- 放射線環境: 中性子及び γ 線束およびフルエンスの増大
- 温度環境: 炉内機器周りは高温(400°C以上)
プラズマ側のブランケット表面は 550°C、ダイバータ表面は 1,000°C 程度
- 電磁環境: 炉内構造物による電磁遮蔽の可能性
- 炉構造上の制約: 遠隔保守との整合性、計測ポート径・設置場所・総面積
- 運用上の制約: 年オーダーの連続運転中はメンテナンスフリー

以下の節では、便宜のため、トカマク炉、ヘリカル炉とも平均中性子壁負荷を 1.5 MW/m^2 に統一して検討することとした[注 1]。その上で上記の留意点が原型炉計装システムの検討条件となるよう、これらに関する詳細な情報を示す。

(注 1) この章以降では平均中性子壁負荷を 1.5 MW/m^2 に合わせたので SlimCS の諸元は第 1 章の表 1-1 から異なることに注意。

3.2 原型炉の放射線場

3.2.1 トカマク

(1) 計算条件

トカマク型原型炉の真空容器内に計測装置が配置可能かどうかを判断する為に内部の放射線場評価を行った。評価コードには、3 次元中性子 / 光子輸送コード MCNP-5 を用い、核データには FENDL-2.1 を使用した。図 3.2-1 にトカマク型核融合原型炉の概念図を示す。ここで、対象とする原型炉は主半径が 5.8 m でアスペクト比が 2.6 の炉形で、核融合出力は 1.6 GW である(注 1)。また、原型炉では、稼働率向上のために交換対象機器であるブランケット及びダイバータはセクター集合体として一括で引抜いた後にホットセルにおいて保守を行う事を想定している。従って、トカマク型原型炉ではセクター集合体を一括で引抜けるように水平方向に大きな

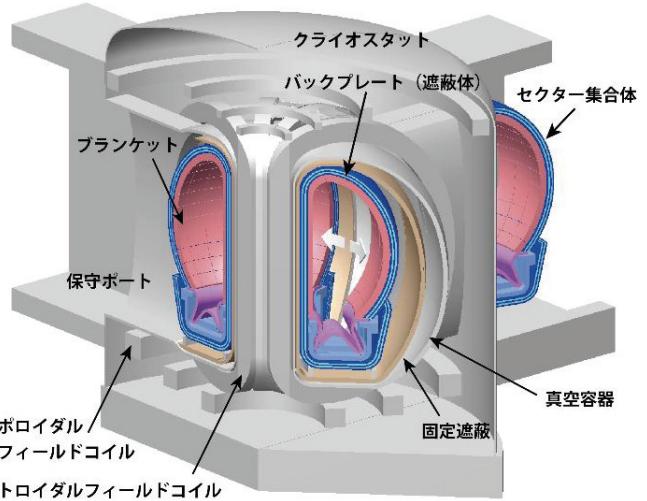


図 3.2-1 トカマク型核融合原型炉

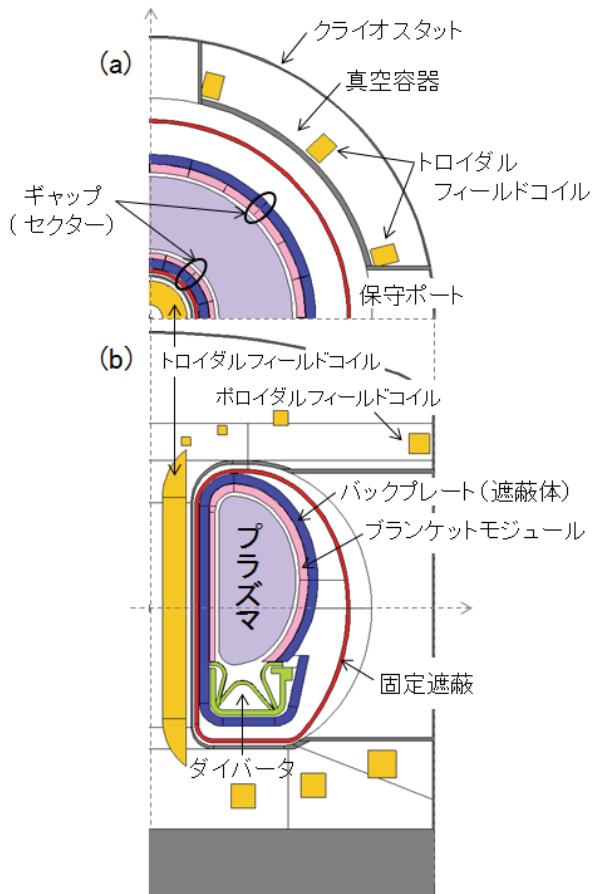


図 3.2-2 トカマク型原型炉の MCNP 計算モデル(a): 赤道面、(b): 垂直面(保守ポート中心)

ポートが開いている。また、集合体は炉内に全部で 12 体(30 度集合体)存在し、各々はギャップ幅が 2cm 間隔で配置される事から、中性子ストリーミングがあると想定され計算モデルにも反映させた。図 3.2-2 に核融合原型炉の MCNP 計算モデルを示す。図 3.2-2 より、保守ポートが炉内に 4 ポート開いている事から対称性に留意し、境界条件を反射条件として 90° モデルとした。次に核融合出力が 1.6 GW(中性子発生数: 5.7×10^{20} neutron/sec)でのプロイダル方向の中性子壁負荷分布を図 3.2-3 に示す。最大値は外側の赤道面(プロイダル角度: 0°)において 1.93 MW/m^2 で、平均中性子壁負荷は 1.53 MW/m^2 である(注: 次頁囲み記事)。

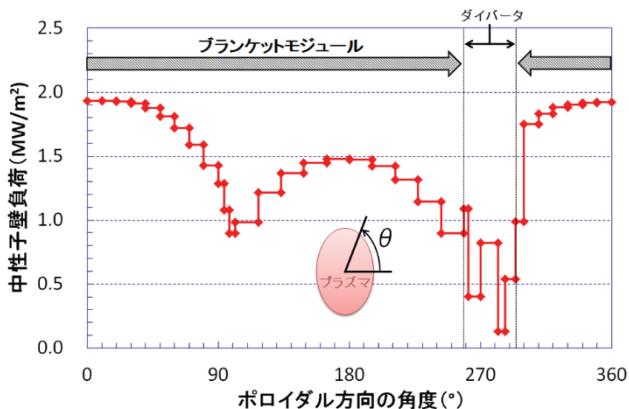


図 3.2-3 プロイダル方向の中性子壁負荷分布

(2) 計算結果

前項で示した計算モデルにおいて 3 次元での中性子・光子輸送計算を行った。評価位置は核融合実験炉 ITER における計測装置配置位置を参考に以下に示す領域の評価を行った。

- ① 増殖ブランケット後方及びモジュール間ギャップ(図 3.2-4 参照)
- ② ダイバータ板及びドームの裏側(図 3.2-4 参照)
- ③ バックプレート(高温遮蔽体)後面(図 3.2-5 参照)
- ④ 固定遮蔽全面及び後面(図 3.2-6 参照)
- ⑤ ブランケット内部の発熱(図 3.2-3a 参照)

図 3.2-7 に(左)保守ポート中心軸上の垂直面と(右)プラズマ中心の水平面における運転中の 100 keV 以上の中性子束分布図を示す(図 3.2-2 参照)。同図より、模擬したセクター間ギャップから中性子ストリーミングし、1 枝程度大きな値になっていると分かる。これより、セクターギャップ後方に計測装置を配置する為には、ギャップ領域を迷路構造にする必要がある。しかしながら、現行の保守方式である水平にセクターを一括で引抜く場合には、周方向すべてを迷路構造にする事は困難である。従って、レーザー等を反射させて計測を行う場合には、ブランケット・モジュールの一つを計測モジュールとして内部に迷路構造のダクトを配置する事が必要になる。

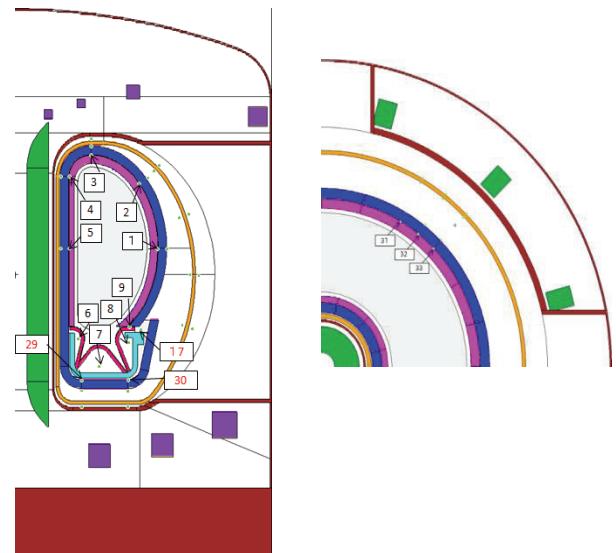


図 3.2-4 増殖ブランケット及びダイバータ板後方領域の評価位置(① & ②)(左: 保守ポート中心軸上の垂直面、右: プラズマ中心の水平面)

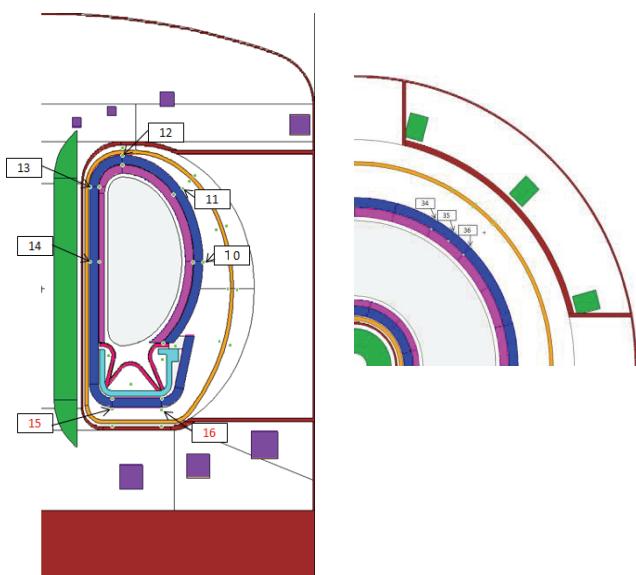


図 3.2-5 バックプレート後面の評価位置(③)(左: 保守ポート中心軸上の垂直面、右: プラズマ中心の水平面)

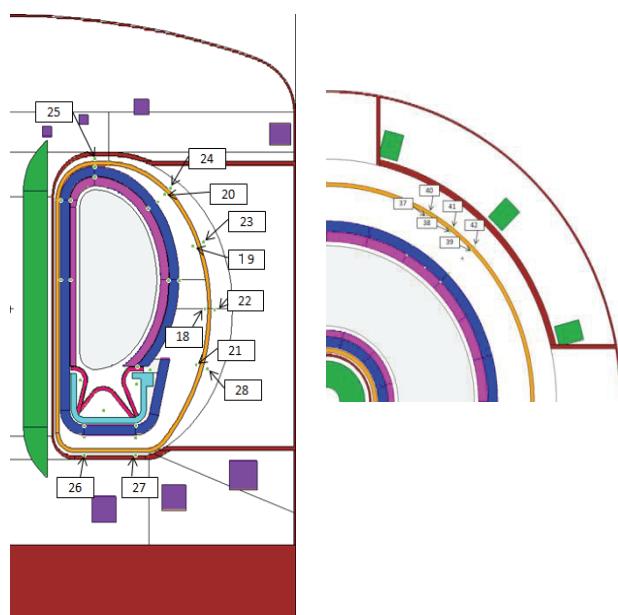


図 3.2-6 固定遮蔽体の全面及び後面の評価位置(④)(左:保守ポート中心軸上の垂直面、右:プラズマ中心の水平面)

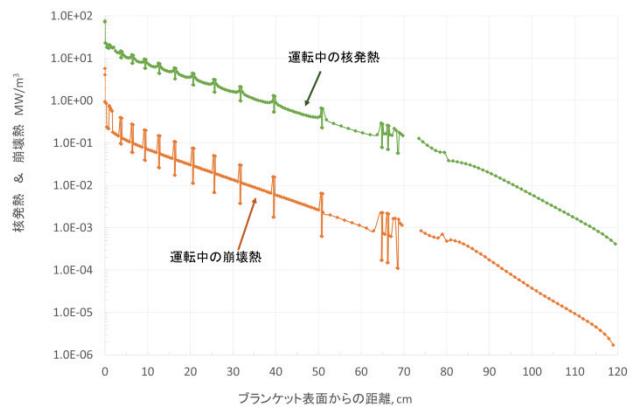


図 3.2-3a ブランケット内における運転中の核発熱と崩壊熱分布
(参考)

中性子束 :

$$1\text{MW}/\text{m}^2 = 4.4 \times 10^{13} n/\text{cm}^2/\text{s} @ 14\text{MeV}$$

1 GW の核融合の中性子総発生量:

$$3.6 \times 10^{20} / \text{s} @ 14\text{MeV}$$

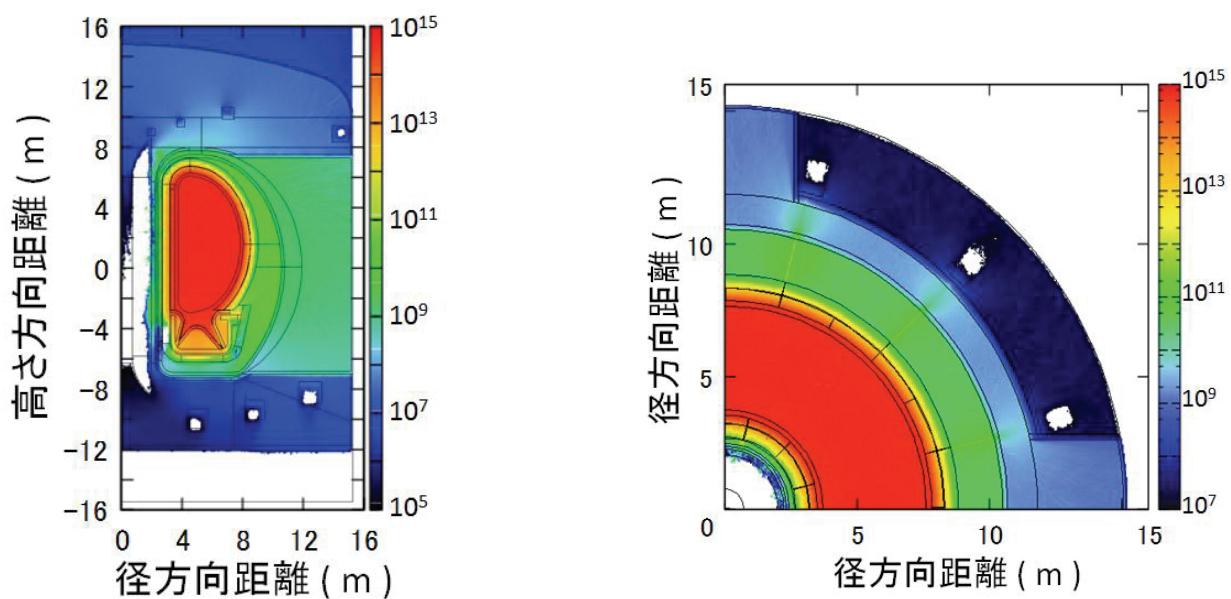


図 3.2-7 運転中の 100keV 以上の中性子束分布(左:保守ポート中心軸上の垂直面、右:プラズマ中心の水平面)

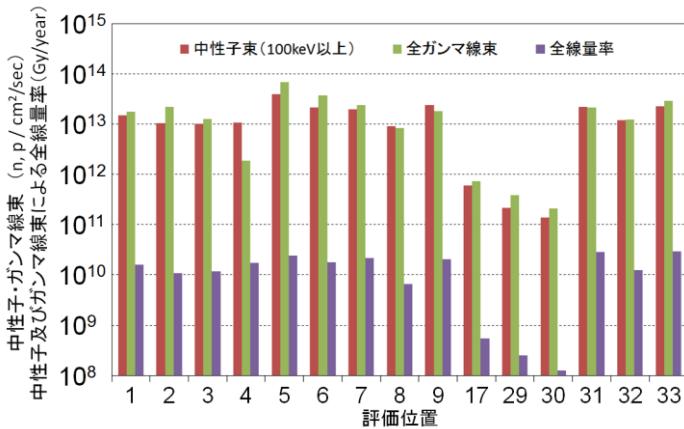


図 3.2-8 ブランケット後方及びダイバータ領域での中性子束(100keV 以上)、全ガンマ線束及び中性子+ガンマ線束による全線量率を図3.2-4から図3.2-6に示す評価位置での分布(図)と表で示した。

評価位置	中性子束 100keV 以上 ($n/cm^2/sec$)	全ガンマ線束 ($p/cm^2/sec$)	全線量率 (Gy/year)
1	1.5×10^{13}	1.8×10^{13}	1.6×10^{10}
2	1.0×10^{13}	2.2×10^{13}	1.1×10^{10}
3	1.0×10^{13}	1.3×10^{13}	1.2×10^{10}
4	1.1×10^{13}	1.9×10^{12}	1.7×10^{10}
5	3.9×10^{13}	6.9×10^{13}	2.4×10^{10}
6	2.2×10^{13}	3.7×10^{13}	1.8×10^{10}
7	2.0×10^{13}	2.4×10^{13}	2.2×10^{10}
8	9.1×10^{12}	8.4×10^{12}	6.5×10^9
9	2.4×10^{13}	1.8×10^{13}	2.1×10^{10}
17	6.0×10^{11}	7.3×10^{11}	5.5×10^8
29	2.2×10^{11}	3.9×10^{11}	2.5×10^8
30	1.4×10^{11}	2.1×10^{11}	1.3×10^8
31	2.2×10^{13}	2.2×10^{13}	2.8×10^{10}
32	1.2×10^{13}	1.2×10^{13}	1.2×10^{10}
33	2.3×10^{13}	2.9×10^{13}	2.9×10^{10}

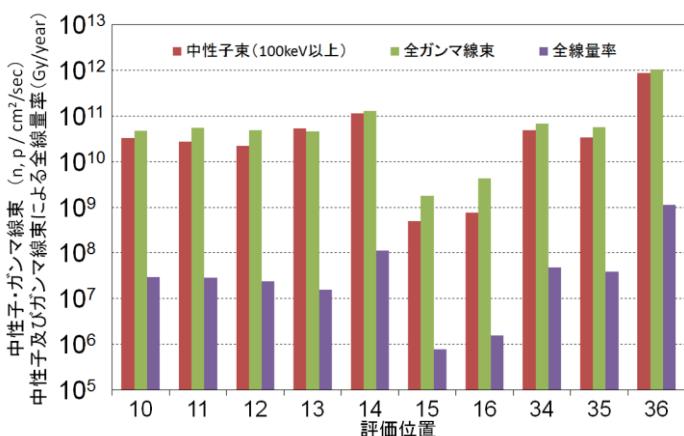


図 3.2-9 バックプレート後方の中性子束(100keV 以上)、全ガンマ線束及び中性子+ガンマ線束による全線量率

評価位置	中性子束 100keV 以上 ($n/cm^2/sec$)	全ガンマ線束 ($p/cm^2/sec$)	全線量率 (Gy/year)
10	3.2×10^{10}	4.8×10^{10}	2.9×10^7
11	2.8×10^{10}	5.5×10^{10}	2.9×10^7
12	2.2×10^{10}	4.8×10^{10}	2.4×10^7
13	5.3×10^{10}	4.6×10^{10}	1.6×10^7
14	1.1×10^{11}	1.3×10^{11}	1.1×10^8
15	5.0×10^8	1.8×10^9	7.8×10^5
16	7.7×10^8	4.3×10^9	1.5×10^6
34	4.8×10^{10}	6.7×10^{10}	4.9×10^7
35	3.4×10^{10}	5.6×10^{10}	3.9×10^7
36	8.7×10^{11}	1.1×10^{12}	1.1×10^9

図 3.2-8 にブランケット後方及びダイバータ領域での中性子束(100keV 以上)、全ガンマ線束及び全線量率を示す。ブランケット後方部では概ね中性子束(>100keV)及び全ガンマ線束の値は 10^{13} の値であった。また、ダイバータ・カセット裏面では 10^{11} から 10^{12} の値であり、ブランケット後方と比べて、約 2 枠弱減衰できることが分かった。図 3.2-9 にバックプレート後方での中性子束(100keV 以上)、全ガンマ線束及び

全ガンマ線による空間線量率を示す。同図より、ブランケット領域でのバックプレート後方領域では概ね中性子束(>100keV)及び全ガンマ線束の値は 10^{11} 弱の値であった。また、ダイバータ下方のカセット裏面では 10^9 程度の値であり、ブランケット領域と比べて、約 2 枠弱減衰できることが分かった。

図 3.2-10 に固定遮蔽体全面及び後面での中性子束(100keV 以上)、全ガンマ線束及び全線量率による

空間線量率を示す。固定遮蔽とバックプレート間には遮蔽体がないので、概ね固定遮蔽体全面とバックプレート後方では同等の値で 10^{10} 程度を示している。但し、セクター間ギャップの延長線上に配置する場合には他の値よりも一桁程度高くなっている。

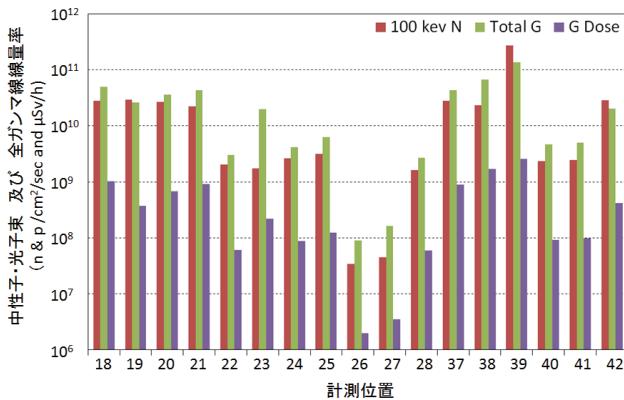


図 3.2-10 固定遮蔽体の全面及び後方の中性子束（100keV 以上）、全ガンマ線束及び中性子+ガンマ線束による全線量率

評価位置	中性子束 100keV 以上 (n/cm ² /sec)	全ガンマ線束 (p/cm ² /sec)	全線量率 (Gy/year)
18	2.8×10^{10}	5.0×10^{10}	2.7×10^7
19	2.9×10^{10}	2.6×10^{10}	3.2×10^7
20	2.7×10^{10}	3.6×10^{10}	2.1×10^7
21	2.2×10^{10}	4.3×10^{10}	2.5×10^7
22	2.0×10^9	3.0×10^9	1.8×10^6
23	1.8×10^9	2.0×10^{10}	2.6×10^6
24	2.6×10^9	4.1×10^9	1.9×10^6
25	3.2×10^9	6.3×10^9	3.6×10^6
26	3.4×10^7	9.0×10^7	4.4×10^4
27	4.5×10^7	1.6×10^8	6.8×10^4
28	1.6×10^9	2.7×10^9	1.6×10^6
37	2.8×10^{10}	4.4×10^{10}	2.7×10^7
38	2.3×10^{10}	6.7×10^{10}	3.9×10^7
39	2.8×10^{11}	1.4×10^{11}	1.3×10^8
40	2.4×10^9	4.7×10^9	2.5×10^6
41	2.5×10^9	5.0×10^9	2.6×10^6
42	2.9×10^{10}	2.0×10^{10}	2.4×10^7

3.2.2 ヘリカル

(1) 計算条件

ヘリカル型核融合炉内部における放射線場については、現在、核融合科学研究所において設計研究が進められている FFHR-d1[3]を対象に評価を行った。放射線場の評価に用いた計算体系の断面図を図 3.2-11、また、それらを元に作成した 3 次元体系を図 3.2-12 に示す。この 3 次元計算体系における中性子及び γ 線輸送計算を MCNP5 コード、JENDL-3.3 ライブライアリを用いて実施した。FFHR-d1 ではプラズマがインボード側(トーラス内側)に寄っているため、インボード側の増殖ブランケット及び遮蔽体の厚みが薄くなっている。この部分はトーラス表面のおよそ 15%である。今後の中性子工学設計検討の最適化により、複数の増殖ブランケット方式が FFHR-d1 に適用可能と考えているが、現段階では、比較的薄いブランケット厚みでトリチウム増殖比 >1.0 を達成でき、高い遮蔽能力を持つ FLiBe+Be/FS(フェライト鋼)方式を FFHR-d1 における増殖ブランケット方式の第一候補として選択し、設計研究を進めている。インボード側については、増殖ブランケット 15cm 厚、遮蔽体は WC(炭化タングステン)を主体として 55cm 厚としている。アウトボード側については、比較的厚い構造物を置くことが可能であり、増殖ブランケットは 60cm 厚、遮蔽体も FS+B₄C(炭化ホウ素)を主体として 60cm 厚以上のものが設置可能としている。ブランケットの形状については、炉心プラズマを閉じ込める磁力線を遮らない様に決定している。FFHR-d1 の中性子工学検討については、炉の設

計パラメーターであるプラズマ大半径 14.4m、小半径 2.54m、核融合出力 3GW(炉心における 14MeV 中性子発生数 : 1.065×10^{21} n/s)、平均中性子壁負荷 1.5MW/m² を条件として、単純なトーラス形状の体系を用いた増殖ブランケットや遮蔽体の候補材料、厚み検討を開始した[3]。その後、炉心プラズマ、超伝導コイル、真空容器・炉内機器配置等との整合性を議論しつつ、ブランケット等の 3 次元配置の改良を続けている。14MeV 中性子の線源分布については、プラズマ中心から各発生点までの距離を、プラズマ中心から最外殻磁気面の距離で規格化してこれを r とし、粒子密度分布、温度分布が $1-r^2$ に比例すると単純化して模擬している。

また、Flibe 冷却、Li 冷却、LiPb 冷却ブランケット内における中性子・ γ 線スペクトル、増殖ブランケット及び遮蔽体にスリットを設けた場合の影響については、ヘリカル構造の影響は小さいと考え、図 3.2-13 に示す単純な平板計算体系で予備的な評価を実施した。

(2) 計算結果

FFHR-d1 における中性子壁負荷分布の計算結果を図 3.2-14 に示す[4]。プラズマ中心がインボード側によっていることから、インボード側で 2.0MW/m² と高くなり、アウトボード側で 1.3MW/m² 程度になると評価している。

図 3.2-15 には、0.1MeV 以上の高速中性子束分布の計算結果を示す[4]。図(c)には、磁力線を重ねて描画している。図(a)の中に示したアウトボード側の 6 か所

(1-6)、インボード側の 6 か所 (7-12) における高速中性子束、 Al_2O_3 材料における線量率、線量率における γ 線の寄与を表 3.2-1 に示す。また、図 3.2-16 には、アウトボード側の 6 か所 (1-6) における中性子及び γ 線スペクトルの計算結果を示す。

図 3.2-17 に、単純平板体系を用いて計算した、Flibe、Li、LiPb 増殖ブランケットの表面及び表面から 40cm 位置における中性子スペクトルを示す。図 3.2-18 には同じく、 γ 線スペクトルを示す。熱エネルギー領域の中性子はほとんど存在せず、 ${}^6\text{Li}$ が低エネルギー中性子を吸収する効果が大きいと考えられる。Flibe 冷却ブランケットにおいては、固体 Be 増殖体の体積割合が大きく、低エネルギーの成分が大きい。また、Li 冷却ブランケット層は中性子遮蔽能力が低く、ブランケット表面からの深さ 40cm の位置において、高エネルギー成分が他のブランケット方式と比較して、高くなっている。

図 3.2-19、図 3.2-20 に、単純平板体系の増殖ブランケット前面から遮蔽体後面まで、水平方向に幅 3cm 及

び 9cm のギャップを貫通させた際のギャップ内における中性子、 γ 線スペクトルを示す。ギャップを設けた際に低エネルギー中性子成分よりも、プラズマから直進してくる 14MeV ピーク成分の増加が大きい。図 3.2-21 には、貫通ギャップを設けた際の、ギャップ内における高速中性子束及び Al_2O_3 に対する線量率の分布を示す。

超伝導コイルへの遮蔽は炉の設計において最重要課題の一つであり、コイル巻線部における高速中性子束（金属材料への照射損傷において支配的）や線量率、核発熱は、局所的にでも設計目標値を超えることは避ける必要がある。特に遮蔽体への貫通孔の設置は、屈曲ダクトであっても設置は避けたい。増殖ブランケット部分への貫通孔設置については、屈曲ダクト等により遮蔽性能の低下をなるべく抑えること、また、その低下分を後段におかれた遮蔽体の遮蔽性能により十分に吸収できることが条件となる。

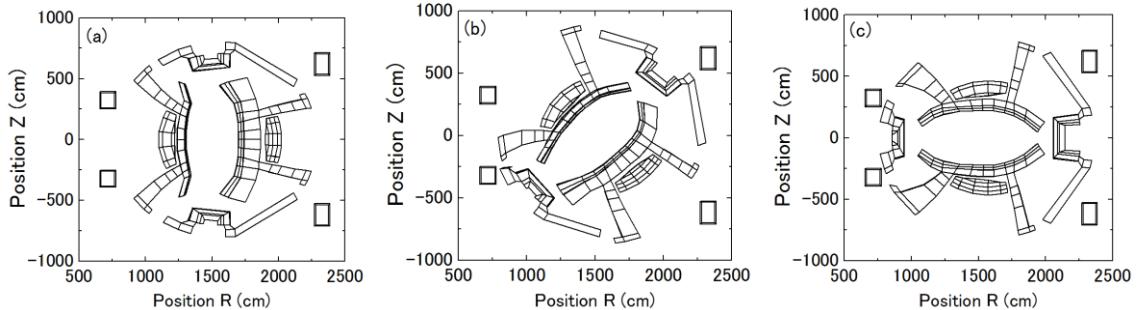


図 3.2-11 本報告書の評価に用いた FFHR-d1 計算体系の断面図。
(OV coil(図 3.2-12 参照)の位置を、実際より外側に 1 m シフトさせている)

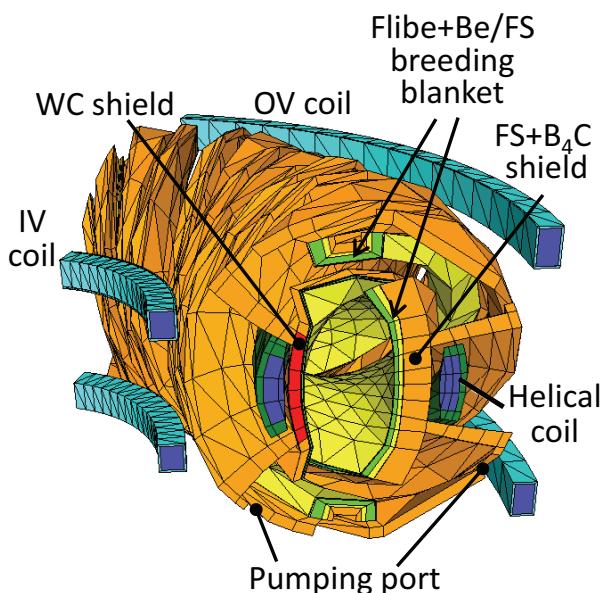


図 3.2-12 FFHR-d1 における放射線場評価に用いた 3 次元計算体系。(IV coil: Inner vertical coil, OV coil: Outer vertical coil)

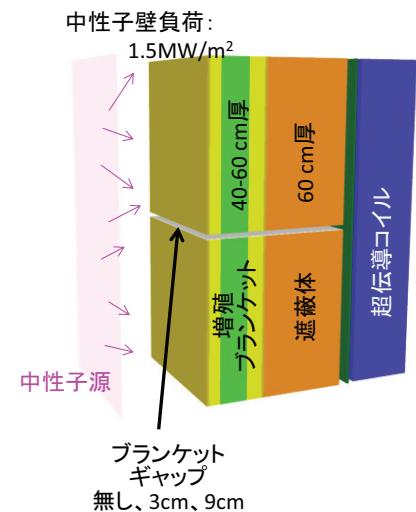


図 3.2-13 増殖ブランケット内における中性子・ γ 線スペクトル及びギャップの影響を評価するための単純平板体系。超伝導コイル背面以外の面は鏡面反射条件として、炉内に近い状況を模擬している。

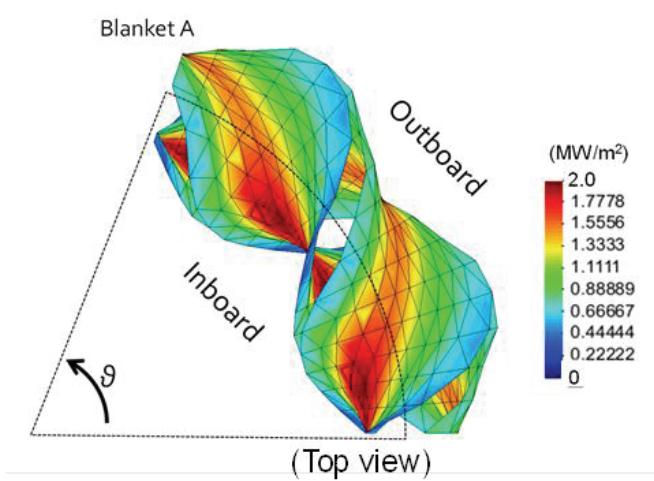
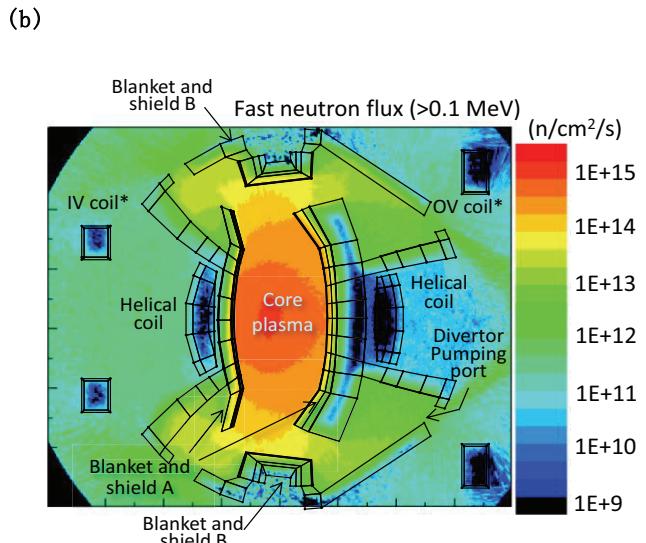
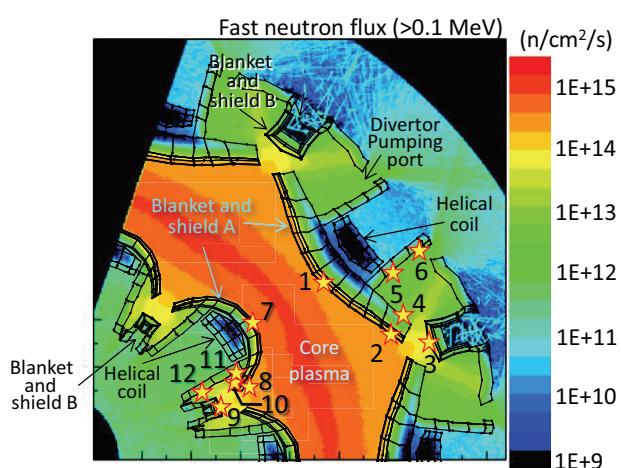


図 3.2-14 FFHR-d1 における中性子壁負荷分布の計算結果。(中性子壁負荷は熱量ではなく、炉心プラズマから直接第一壁に飛び込む 14MeV 中性子の単位面積当たりの入射個数(中性子カレント)を定義している。)



(a)



(c)

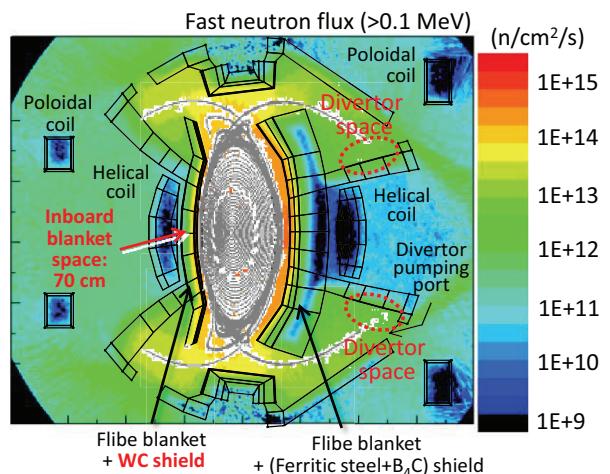


図 3.2-15 FFHR-d1 炉内における 0.1MeV 以上の高速中性子束分布。(c) には、磁力線を重ねて描画している。

表3.2-1 図3.2-15中に示した12か所(1-12)における0.1MeV以上の高速中性子束、Al₂O₃材料に対する線量率、線量率におけるγ線の寄与。

(a) アウトボード側における高速中性子束と線量率

Position	1	2	3	4	5	6
高速中性子束*	2.9 E+14	1.7 E+14	3.7 E+13	5.8 E+12	4.6 E+12	3.2 E+12
線量率** (n+γ)	2.9 E+3	1.5 E+3	3.1 E+2	2.3 E+1	1.7 E+1	1.2 E+1
線量率γ線 寄与(%)	28	31	33	69	63	66

* >0.1 MeV, 単位:n/cm²/s, ** Al₂O₃に対する値, 単位:Gy/s

(b) インボード側における高速中性子束と線量率

Position	7	8	9	10	11	12
高速中性子束*	3.3 E+14	1.7 E+14	5.6 E+13	1.6 E+13	1.3 E+13	2.7 E+13
線量率** (n+γ)	3.6 E+3	1.5 E+3	4.5 E+2	6.4 E+1	4.4 E+1	1.9 E+2
線量率γ線 寄与(%)	26	29	33	56	60	39

* >0.1 MeV, 単位:n/cm²/s, ** Al₂O₃に対する値, 単位:Gy/s

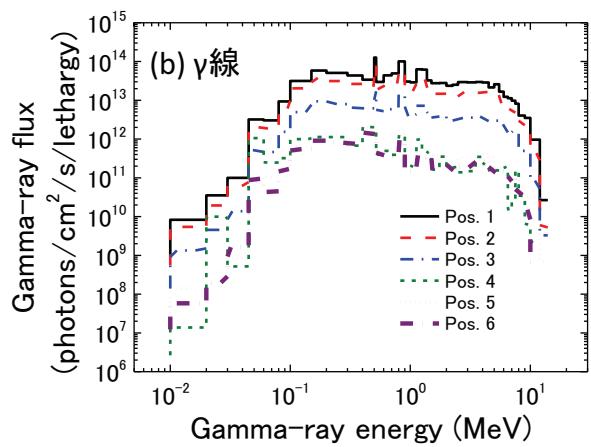
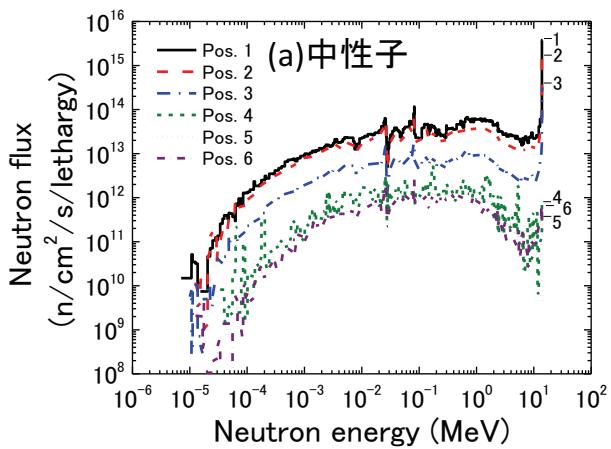


図 3.2-16 図 3.2-15 中に示したアウトボード側の 6 か所 (1-6) における中性子スペクトル及び γ 線スペクトル

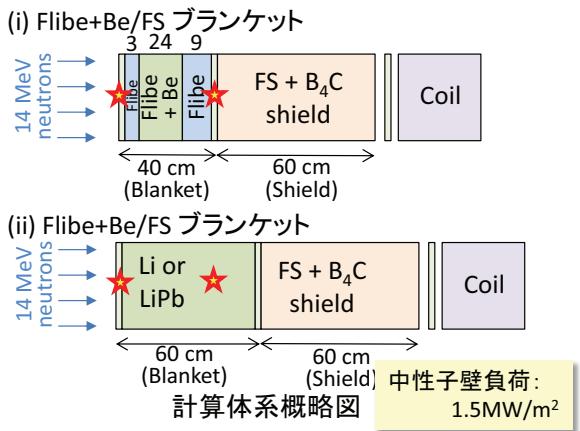


図 3.2-17、図 3.2-18 の計算体系

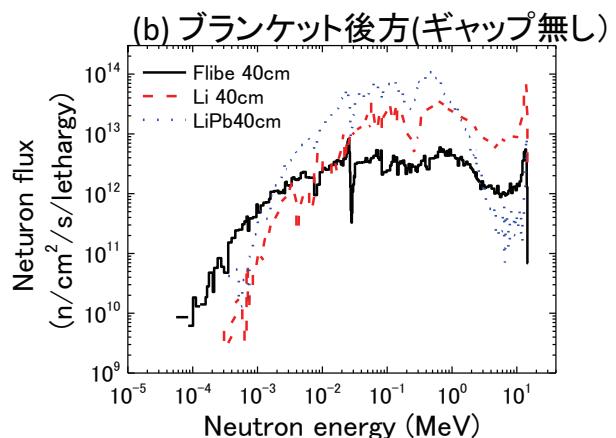
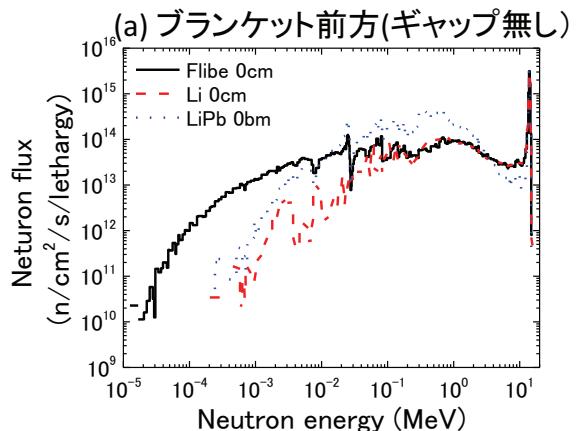


図 3.2-17 単純平板体系を用いて計算した、Flibe、Li、LiPb 増殖ブランケットの表面及び表面から 40cm 位置における中性子スペクトル

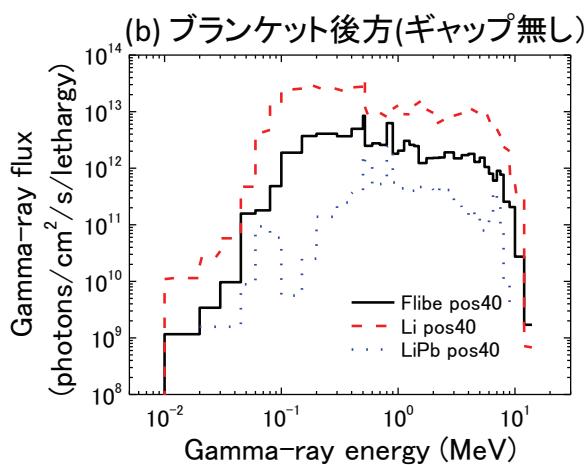
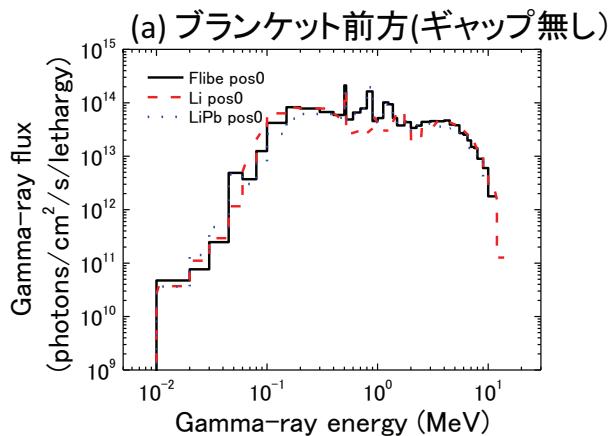


図 3.2-18 単純平板体系を用いて計算した、Flibe、Li、LiPb 増殖ブランケットの表面及び表面から 40cm 位置における γ 線スペクトル

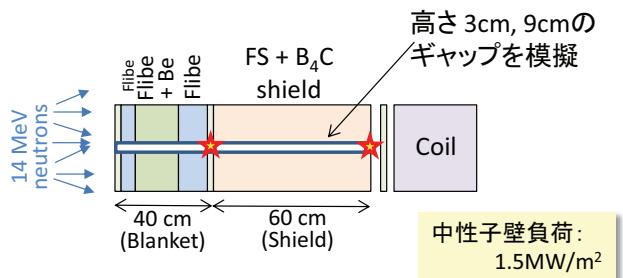


図 3.2-19、図 3.2-20 の計算体系

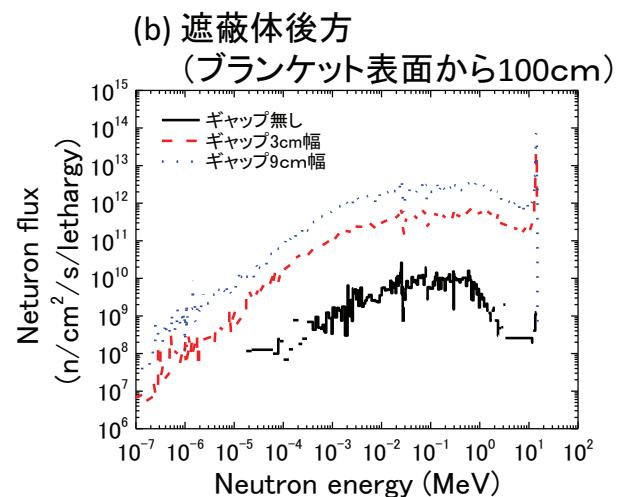
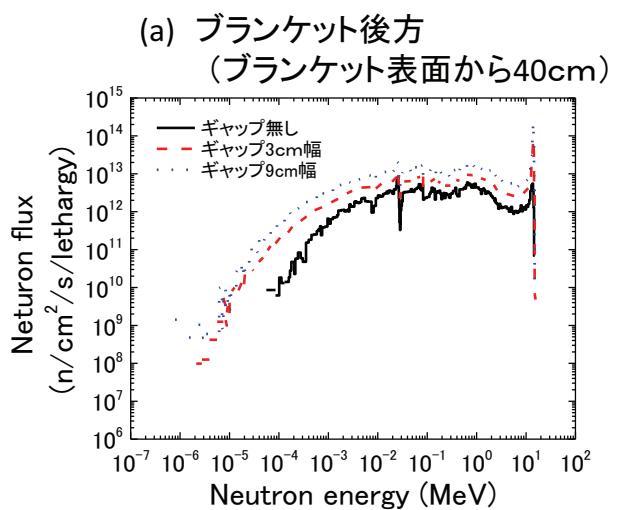


図 3.2-19 単純平板体系の増殖ブランケット前面から遮蔽体後面まで、水平方向に幅 3cm 及び 9cm のギャップを貫通させた際のギャップ内における中性子スペクトル(Flibe 冷却ブランケット)

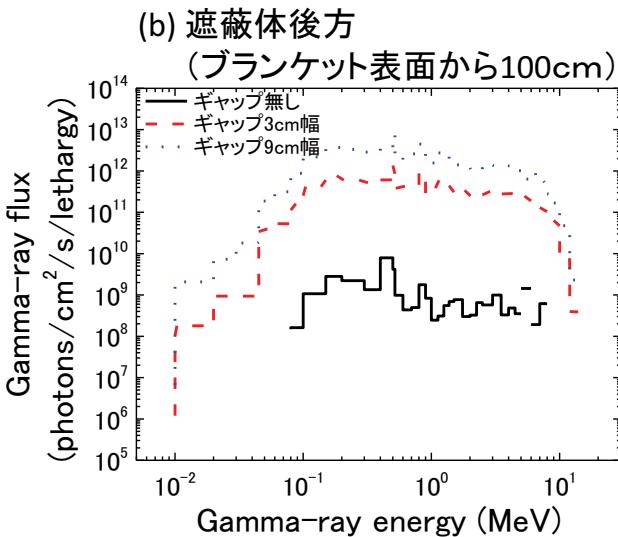
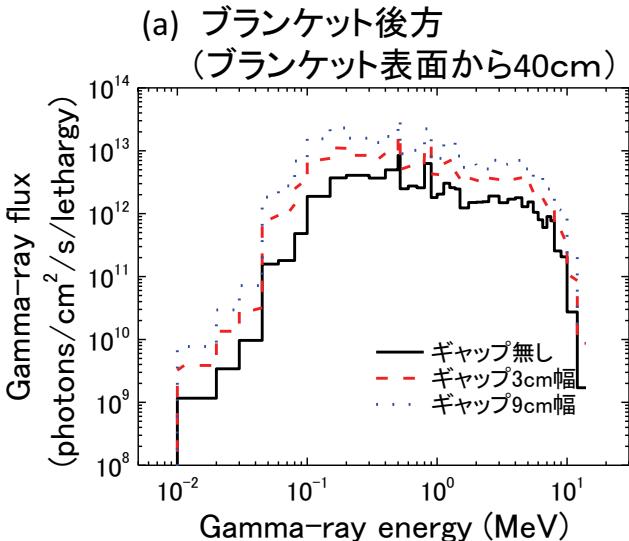


図 3.2-20 単純平板体系の増殖ブランケット前面から遮蔽体後面まで、水平方向に幅 3cm 及び 9cm のギャップを貫通させた際のギャップ内における γ 線スペクトル(Flibe 冷却ブランケット)

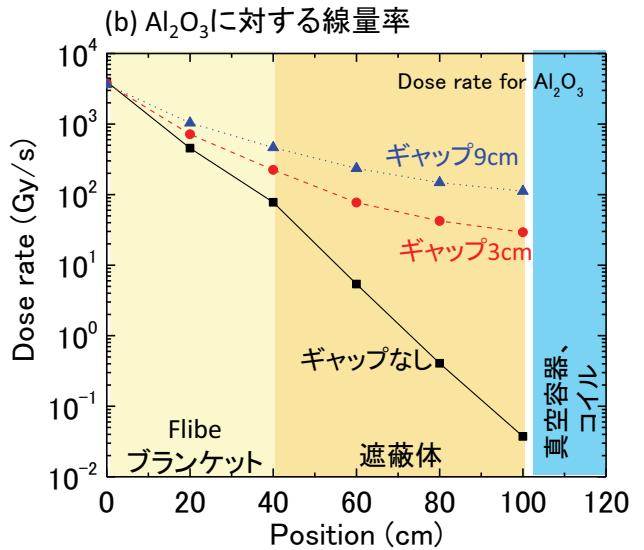
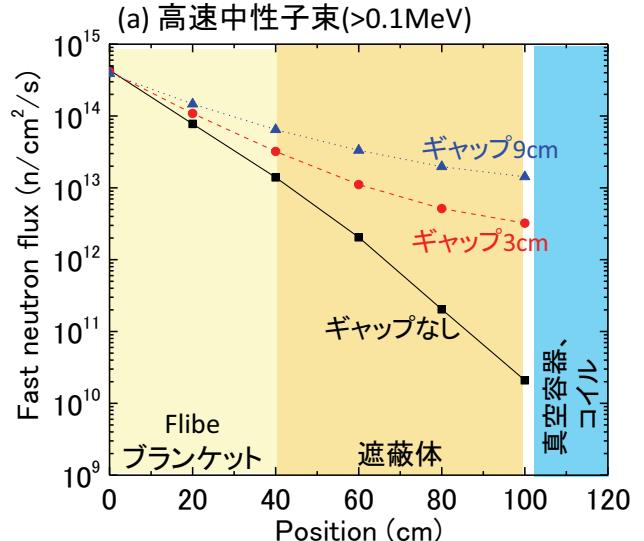


図 3.2-21 単純平板体系の増殖ブランケット前面から遮蔽体後面まで、水平方向に幅 3cm 及び 9cm のギャップを貫通させた際のギャップ内における高速中性子束及び Al_2O_3 に対する線量率分布の計算結果

3.3 炉構造、ブランケット、運転上の制約条件

3.3.1 トカマク

炉内線量率が高い原型炉では、ITER のようなブランケット・モジュールやダイバータ・カセットという小単位ではなく、これらを集めさせたセグメントを単位として保守に要する時間を短縮する。有望と考えられている保守方式は、セクター方式[5]とマルチモジュール・セグメント(MMS)方式[6]である(図 3.3-1)。セクター方式では、ポロイダル方向に一周繋がった支持構造体(バックプレート)にブランケット・モジュールとダイバータ・カセットを搭載した交換セクターを一括して炉外に引き出す方式であり保守に要する時間は最短と考えられているが、ダ

イバータのみ交換したい場合でもセクターを丸ごと引き出さねばならない、セクターを引き出すためにトロイダルコイルが大きくなる等の問題がある。他方、MMS 方式は、保守ポートが小さいためポロイダルコイルを配置しやすく、炉の大型化を避けられるという利点があるが、各セグメントへの冷却ライン及びトリチウム回収用配管を含めると一つのポート内に配置される配管が多数になり、その引き回しと配管の切断再溶接に要する時間が課題となる。原型炉ではダイバータの寿命はブランケットより短いと考えられるので、ダイバータ単独で保守可能にする炉構造でなければならない。

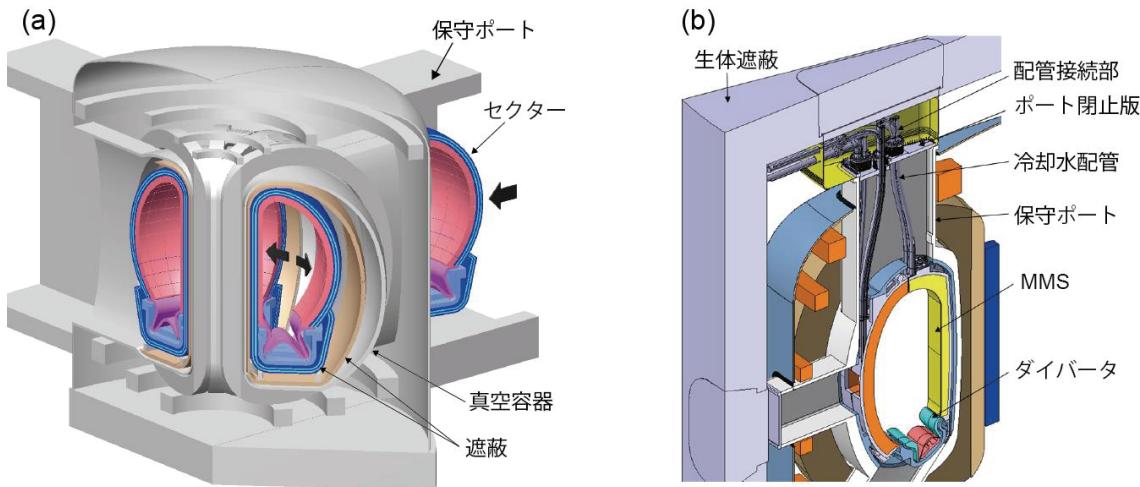


図 3.3-1 代表的な保守方式と炉構造の例.

(a) セクター方式 [5]、(b)マルチモジュールセグメント方式 (Courtesy of A. Loving (CCFE))

トカマク炉の典型的な炉構造を図 3.3-2 に示す。炉内機器は、プラズマ側から順に、増殖ブランケット、導体シェル、遮蔽と配置され、真空容器はこれらを支持する役割を担う。

ブランケット・モジュールは直方体を基本形状とし、耐電磁力のため一辺 1-2 m 程度の寸法に留める。設置時の取付裕度をみて隣接モジュール間には 0.02 m 程度の隙間を設ける。増殖ブランケットには燃料自給を成立させるだけの厚さが必要である。一般的に、固体増殖水冷却方式の増殖ブランケットは液体増殖ガス冷却方式よりもブランケット厚は薄くなり、ブランケット厚は約 0.6 m である。液体増殖ガス冷却方式では約 0.9 m 程度のブランケット厚が必要になる。ITER の遮蔽ブランケットの取付では、ブランケット前面からアクセスしてボルト締めする「フロントアクセス」方式を採用しているが、増殖ブランケットの場合にはその厚さゆえにフロントアクセスが困難であり、遮蔽（バックプレートとみなしてよい）後方からボルト締めで固定する。

導体シェルは、プラズマの上下位置安定性の確保と高ベータ領域へアクセスするための安定化壁として機能

する。プラズマ上下位置安定化のためには同図(a)に示すようにプラズマ上部及び下部の導体構造物が重要になるのに対し、高ベータ化のためには弱磁場側（アウトボード側）の導体構造物が必要になる。導体シェルは、本来、トロイダル方向に一続きにするのが理想であるが、その裏側の機器のメンテナンスのため適度に分割する必要がある。ところが、この導体シェルをトロイダル方向に単純に分割すると、不整な渦電流成分が生じ安定化に悪影響を与える。この問題を回避する有効な分割方法はセクター毎に切り、両側に折り込みを入れた「亀有シェル」である [7]。隣接セクターの折り込みとは 0.03 m 程度（熱膨張および設置誤差の吸収しろとして）の隙間を設け非接触とする。このような構造にすると隣り合う折り込みを流れる渦電流のリターン部分が相殺し合うため有害な電流成分が消え、プラズマにとって切れ目のない壁がトーラス方向に続いているように見える（図 3.3-3）。導体シェルには、厚さ 0.01m 程度の銅合金を用いる。

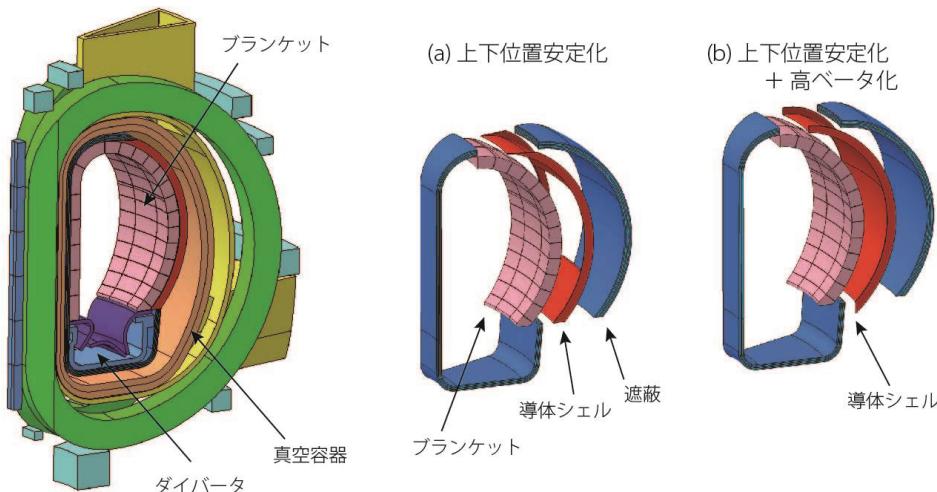


図 3.3-2 トカマク炉の炉構造の概念図と導体シェルの構造. (a)上下位置安定化のための導体シェル及び (b) 上下位置安定化と高ベータ化

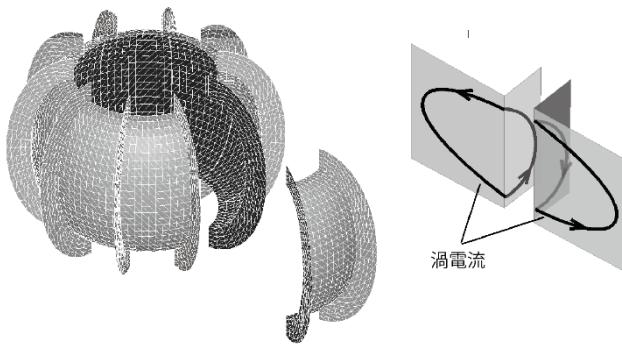


図 3.3-3 導体シェル（亀有シェル）の概念図

図 3.3-2 中の遮蔽は、中性子遮蔽であると同時に、ブランケット・モジュール及びダイバータ・カセットを支持するバックプレートでもある。セクター一括保守方式を採用する場合、遮蔽はポロイダルリング構造となるが、図 3.3-1(b)のようなセグメント方式を採用する場合には、ポロイダル方向に数個のセグメントに分割される。中性子遮蔽に効果的な材料は、鉄鋼材料と水の組合せであり、鉄：水 = 70-60% : 30-40% が遮蔽に最適な組成比率である。

次ぎに、計測への制約条件をまとめる。

(1) 計測ポートに割り当てる開口面積

3.1 節に述べたように、本報告書で想定する原型炉の平均中性子壁負荷は 1.5 MW/m^2 としている。核融合出力を $2,000 \text{ MW}$ とすれば、第一壁面積は、 $2,000 \times 0.8 / 1.5 = 1,066 \text{ m}^2$ となる。SlimCS の評価例では、表面積に占めるダイバータの割合を約 11%、電流駆動、燃料供給及び計測ポートの合計を 2.5% を仮定して、ブランケットは残りの表面積 (86.5%) に配置できるとした [8]。この例に倣うと、電流駆動、燃料供給及び計測ポートに合計 26 m^2 を割り当てる可能であり、このうち $5-10 \text{ m}^2$ が計測ポートに配分できるであろう。

(2) 炉内温度

3.1 節に述べたとおり、ブランケットの表面温度は 550°C 程度、ダイバータ表面は $1,000^\circ\text{C}$ 程度である。プラズマからの放射による熱流束が小さい場合（例えば、 0.5 MW/m^2 以下）には、ブランケット表面は 400°C 以下となるよう設計することも可能であるが、構造材へのトリチウム吸収を抑制するため、可能な限り高温に保つべきである。

ブランケットを取り付ける遮蔽（バックプレート）の温度は設計思想に依存する。通常は、ブランケットと同程度の高温とされる。しかし、製作法や遮蔽の支持の観点から見ると、遮蔽は真空容器程度の低温 (150°C 程度) に保つ方が合理的である。製造法に関する問題の本質は、体積の 30-40% に及ぶ保水比率をもつ遮蔽容器をどのように製作するかにある。図 3.3-4(a) のように、低温の場合にはフェライト鋼板を溶接して製作可能であるが

(ITER の真空容器と同様の製作法)、高温の場合には（同図(b)) 配管または配管状の冷却チャンネルに水を閉じ込めて耐圧を確保する方式になり製作が難しい。また、遮蔽と真空容器を等温にした方が熱伸び差が少なくて強固な固定・支持が取りやすいという側面もある。

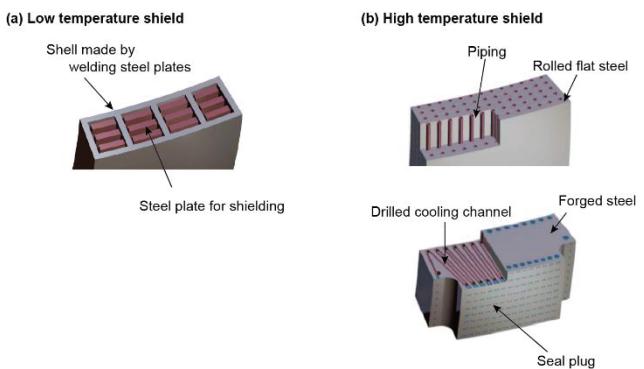


図 3.3-4 (a) 低温シールドの構造概念、(b) 高温シールドの構造概念

(3) 電磁的な制約

炉内には、様々な厚さ・寸法を持つ導電性の構造物が多数存在し、それらに流れる渦電流の時定数は長いものでは $0.1 \text{ s} \sim 1\text{s}$ のオーダーとなる。これらの構造物に流れる渦電流のパターンや電流値は多数の電磁構造物間の相互誘導、隣接構造物との電気的な接続状況に依存する電流経路に支配され、それを解くには詳細なモデルに基づく数値解析に依らざるをえない。さらに、炉内機器のほとんどが強磁性体（低放射化フェライト鋼で）で構成されることも炉内機器付近の電磁場を複雑にしている。トカマクでは位置形状の同定が不可欠であり、ITERまでのトカマクでは真空容器内に設置した電磁気プローブが位置形状計測の主体であったが、この計測が原型炉にも適用可能かどうかは自明でない。原型炉の計測を構想する上で、電磁気計測の適用可能性を明らかにすることは重要であり、その評価のためには先に述べた炉内機器を適切にモデル化した数値解析を行わねばならない。

(4) 保守ポートによる制約

原型炉では、3.1.1 節で述べたように、ブランケットやダイバータを定期的に交換する必要がある。実用につながる稼働率を達成するには多くのブランケット・モジュールをまとめて交換する必要があるため、保守ポートは大口径になり、計測器を配置する際の大きな制約となる。原型炉の保守は図 3.3-1 のように、大口径の水平または垂直ポートを介して行われる。保守との干渉を避けるため、トロイダル方向または、ポロイダル方向に周回する計

測器(例えば、フラックスループやロゴスキーコイル)は設置位置に留意する必要がある。炉内に設置され定期交換を必要とする計測機器(電磁気計測、反射ミラーなど)はブランケットやダイバータの定期交換と同時に実施可能である。

(5) 運転上の制約

原型炉の運転は、例えば、1) H または D 放電による運転調整期間、2) D-T 燃料による運転調整期間、3) パワーアップ期間、4) 定格運転期間のように、いくつかの段階を踏んで進行する [9]。運転初期には、炉内の線量率、放射化レベルが低く、相当数の計測が利用可能と考えられ、計測器の校正試験を実施しやすい環境でもある。本格的な D-T 燃焼に移行すると利用可能な計測器は限定されると予想されるので、計測器間の相互関係や計測データの複合による別の計測諸量の導出手法の研究が重要である。本格的な D-T 燃焼が開始されると計装制御の炉内に機器を持ち込む校正は実施困難となるので、交換する計測器の炉外での校正手法の確立にも留意する必要がある。

3.3.2 ヘリカル

ヘリカル型発電炉 FFHR の設計では、二本の連続巻線方式のヘリカルコイルにより炉心プラズマを閉じ込める。そのため、増殖ブランケットやダイバータ等の炉内機器はモジュール化し、ヘリカルコイルを避けた部分に設けられる大型ポートから引き抜いて交換される。また、FFHR-d1 設計案では真空容器の厚みは 35mm と薄く、ここに全ての増殖ブランケット及びダイバータ・モジュー

ル、放射線遮蔽体等の炉内構造物を支持させることは困難と考えられる。そこで、炉心プラズマとコイル間の距離が近くなるインボード側を除いて厚み 60cm 以上の分厚い構造物となる放射線遮蔽体を炉内機器の支持構造としても用いることを検討している。FFHR シリーズにおける放射線遮蔽体の主要候補材料はフェライト鋼(50-70vol.%)と B₄C(炭化ホウ素, 30-50vol.%)の組み合わせである。この遮蔽体中のフェライト鋼を図 3.3-5 に示すように、ヘリカルコイルに添って、らせん状の支持構造フレームとする。また、図 3.3-6 に増殖ブランケット・モジュール分割・交換手順の素案を示す。最初に、炉心プラズマから離れた位置に設置されているブランケット及び遮蔽体 B を、炉の上下もしくは側面に設けられた大型ポートから取り出す。その後、ブランケット A の部分についても、分割してポートより取り出す。ヘリカルコイルに対する遮蔽を担う遮蔽体 A は、上述の様に支持構造フレームとしても使用し、炉の運転期間中は交換せずに据え置いて使用する。ヘリカルコイルに対する遮蔽性能の低下を抑えるため、この遮蔽体 A の部分へのダクト等の貫通孔の設置は避けたい。

炉心プラズマを直接見込む測定については図 3.3-7 に示すように、(1)炉心プラズマから離れて設置されるブランケット+遮蔽体 B やその周辺の構造壁に、極力炉外へのストリーミングを抑えた屈曲ダクト構造をもつ貫通孔を設ける。もしくは、(2) ある程度空間に余裕があり、遮蔽の増強が可能であると考えられるヘリカルコイル側面の遮蔽板に添って計測ラインを設け、増殖ブランケット A の張り出し部分に屈曲ダクト形状の貫通孔を設けること等が考えられる。

FFHR-d1 設計におけるポートサイズは、電磁力支持構造物の詳細な三次元応力解析により決定されている [10]。現在の電磁力支持構造、真空容器、ポート開口部等を含んだ 3 次元イメージ図および各ポート形状について、図 3.3-8、図 3.3-9 に示す。

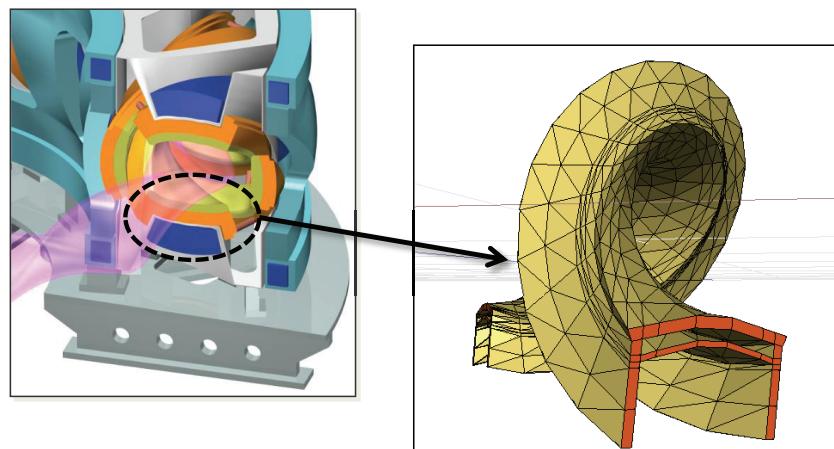
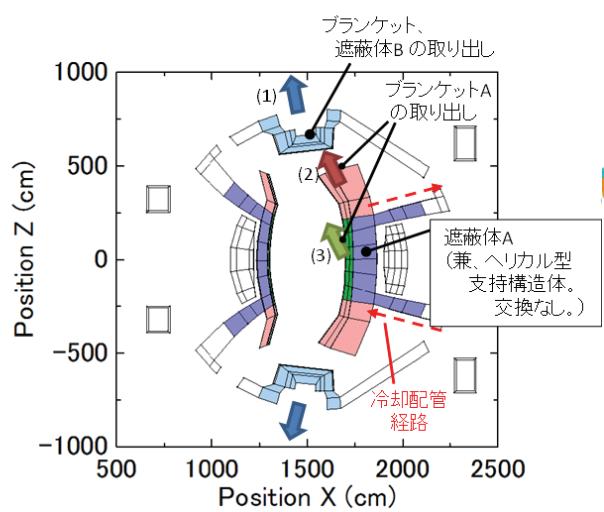


図 3.3-5 ヘリカルコイル遮蔽体のブランケット及びダイバータ支持構造としての利用

(a) トーラス垂直断面図



(b) トーラス水平断面図

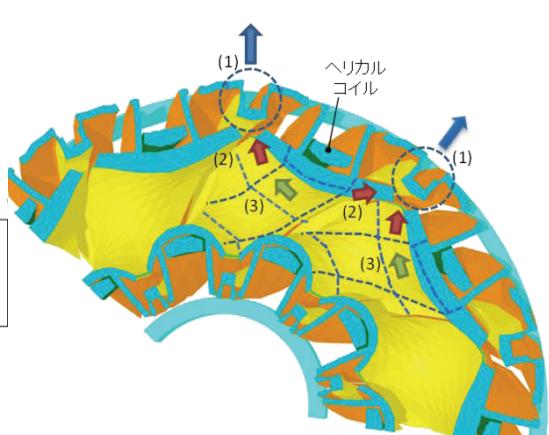


図 3.3-6 検討中のブランケット分割及び交換のための取り出し手順に関する素案

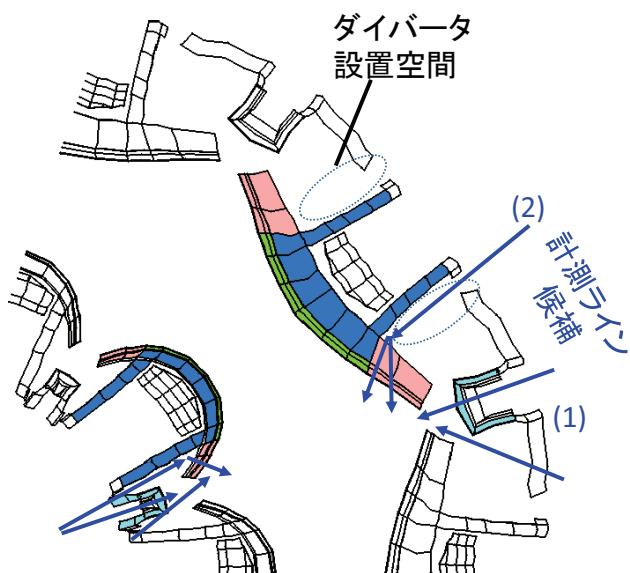


図 3.3-7 ブランケット設計検討からみた計測設置ラインの候補。

FFHR-d1 水平断面図

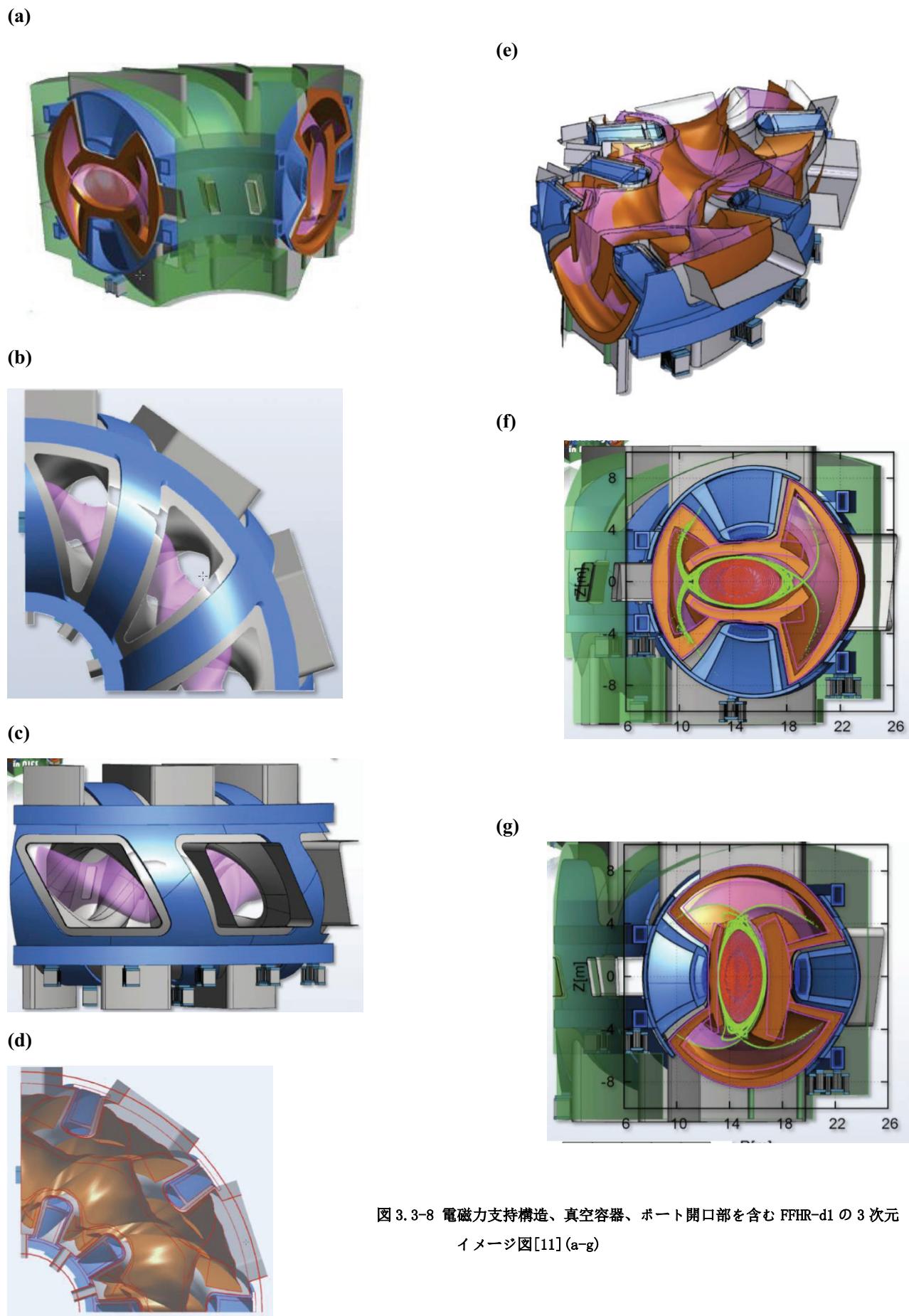


図 3.3-8 電磁力支持構造、真空容器、ポート開口部を含む FFHR-d1 の 3 次元
イメージ図[11] (a-g)

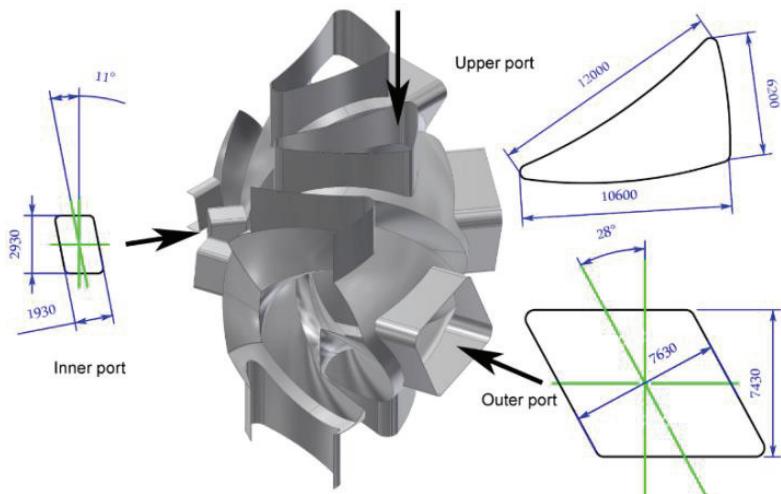


図 3.3-9 FFHR-d1 における(a) インポート側及びアウトポート側の水平ポート開口部寸法、(b)上下ポート開口部寸法。図中の寸法単位は mm[11]。

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)
- [2] 飛田健次、「原型炉想定条件の議論と合意」 原型炉計装制御に関する第 1 回シンポジウム 2-2 (2012)
- [3] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design 87 (2012) 594–602.
- [4] T. Tanaka et al., Fusion Engineering and Design 87 (2012) 584–588.
- [5] H. Utoh et al., “Critical design factor for sector transport maintenance in DEMO”, Proc. IAEA Fusion Energy Conf., 2012, San Diego, FTP/P7-31.
- [6] T. Ihli et al., “Recent progress in DEMO fusion core engineering: Improved segmentation, maintenance and blanket concepts”, SOFT 2006.
- [7] A. Kameari et al., “Control of plasma vertical position in tokamak reactors”, Nucl. Eng. Design/Fusion 2 (1985) 365.
- [8] 飛田健次 他、「核融合原型炉 SlimCS の概念設計」、JAEA Research 2010-019 (2010).
- [9] K. Tobita et al., “Torus configuration and materials selection on a fusion reactor, SlimCS”, J. Nucl. Mater. 386–388 (2009) 888.
- [10] T. Tamura et al., Fusion Engineering and Design 88 (2013) 203–2037
- [11] 田村仁(核融合科学研究所、炉工学研究プロジェクト、炉内機器タスクグループ)からの提供

第4章 原型炉運転モードと必須の計装・計測器

本章では第3章で述べた原型炉条件を想定した場合に原型炉を運転するに当たって必要となる計装・計測器について検討する。検討の目的は原型炉の制約条件の中で使用の実現性があり、かつ制御上必要不可欠なものを絞り込むことである。核燃焼プラズマ制御の方式はトカマク型とヘリカル型とでは運転方式、構造などの違いがあるため、本章の議論はトカマク型とヘリカル型の二つに分けて行う。

4.1 プラズマ運転制御シナリオと、運転制御に必須のプラズマ諸量

4.1.1 トカマク

(1) 概要

トカマク原型炉については、これまで様々な特長を有する設計コンセプトが提案されている。現在建設中の熱核融合実験炉 ITER の延長線に近い設計から、より高性能プラズマと高い技術基盤に基づく先進的な設計まで見られる。ここでは、それらの設計でも必要とされるトカマク炉の運転制御シナリオと、シナリオ実現に必要な制御手法について述べる。なお本節(3)項については、本シンポジウムでの議論ならびに関係者間での議論に従い、特定の原型炉設計にこだわらず ITER の延長線に近い原型炉を想定して記述した。

トカマクの本質はプラズマ内部に流れる電流(プラズマ電流)により外部印可した強いトロイダル磁場に回転変換を生じさせ、トロイダルドリフトにより生じる荷電分離を解消してプラズマを閉じ込めることがある。プラズマの輸送、閉じ込めや圧力・密度限界などに関する性能はプラズマ電流に依存しており、その結果として核融合出力とエネルギー増倍率もプラズマ電流に依存する。プラズマ電流を適切に制御して高圧力プラズマを安定に維持することが安定な核融合出力を得るために必須である。

プラズマ電流を高めることにより核融合出力を増加させることができるが、プラズマ電流はトロイダル磁場強度とプラズマ形状から決まる安全係数に従い MHD 安定性により制限される。同じトロイダル磁場強度であっても、プラズマ形状を円形から縦長にする(非円形度を増加させる)ことで MHD 安定性限界となるプラズマ電流を高くすることができる。このため現在の原型炉設計では縦長断面のプラズマが採用されている。非円形度を増加させる場合にはプラズマ垂直方向の移動に対して位置不安定性が発生し、非円形度を増加させるほど成長率は増加するため、適切な磁場制御による垂直位置不安定性の安定化が必要になる。概略、垂直位置不安定とならない(にしない)非円形度で原型炉プラズマの形状が決まり、トロイダル磁場強度を選べば MHD 安定性の観点から流せる最大のプラズマ電流が決まる。

実際にはプラズマ電流を流すためにはコストが必要である。誘導電流を流す場合にはより中心ソレノイドコイルが、非誘導電流を流す場合には RF や NB などの装置が必要になり、その運転コストも必要になる。これらの装置の電流駆動効率やプラント内の循環電力などから実際のプラズマ電流は決まる。トロイダル形状のプラズマに自発的に生じる自発電流を活用することで、プラズマ電流を発生し維持するためのコストを低下させ、定常運転す

る原型炉設計も可能になる。

上記の説明から、トカマク原型炉では停止時のゼロ・プラズマ電流から核融合出力を得る定格値までプラズマ電流を増加させるとともに、垂直位置不安定性を含む MHD 不安定性を発生しないように適切にプラズマ形状と垂直位置を制御することが最優先の制御になる。その上で、プラズマ電流を増加させていく過程で、あるいはプラズマ電流を増加させた後に加熱を行い、プラズマ圧力を増加させ核燃焼状態を実現する。これによる核融合出力を安定に維持するための制御が次に必要になる。シーケンスとしては次のようになる。

- 1) プラズマ着火と電流の増加(リミター配位)
- 2) 非円形度の増加とダイバータ配位形成(プラズマ電流増加中または定格到達後)
- 3) 外部加熱を行い、高閉じ込めモード(H モード)への遷移
- 4) 核融合出力が増加し、定格値で(またはニーズに応じ)制御

これらの運転制御のシナリオは 2.2.3 節の図 2.2-3 に示された ITER の運転シナリオと本質的に同じである。また、ITER の成果は原型炉の設計・制作に反映され、商用炉での初期コストや発電コスト低減に生かされる。特に核燃焼はトカマク・ヘリカルの炉形に關係なく ITER で初めて実現され、その制御も実証されるべきものである。現状では数値シミュレーションと模擬実験による制御手法の開発検討などが行われている。

以下では上記の運転シナリオの実現にあたって重要な役割を果たす 2 つの制御について記述する。すなわち、プラズマ電流とプラズマ位置形状の制御(まとめてプラズマ平衡制御と呼ぶことにする)および核燃焼とプラズマの性能の制御(核燃焼制御と呼ぶことにする)である。両者の間には例えば自発電流を介したプラズマ圧力(あるいは核融合出力)とプラズマ電流の結合や、シャフルノフシフトを介したプラズマ圧力と平衡制御との結合などがあり本来は統一的に扱われるべきものであるが、装置の設計において重要な時間スケールの違いや対象とする物理量の違いから、独立に検討をすすめることができる場合も多いため、ここでは両者を分けて記述することにする。両者の結合は過渡的な状況やより先進的な運転手法を採用する場合に現れることが多い。

(2) プラズマ平衡制御

プラズマを真空容器中に生成し、プラズマ電流を定格値まで増加させていくと共に、プラズマ形状を制御し非円形度を増加させダイバータ配位を形成する。非円形度を増加させる過程で垂直位置不安定性の発生を回避あるいは抑制し、外部加熱の変化、閉じ込めモードの遷移、核燃焼状態の変化などによりプラズマ圧力が変化した場合でもプラズマが真空容器壁にダイバータ以外で接しないように適切な制御を行う必要がある。これらは主に外部コイルによる磁場の制御により行われる。

プラズマ平衡制御において原型炉という環境に特徴的な制約は、放射線による絶縁劣化などのために能動的に制御を行う磁場コイルの設置位置が限られる、およ

び計測器をプラズマ近傍に設置しにくいという点である。この場合、プラズマから離れた位置でプラズマが生じる磁場からプラズマの位置形状を同定し、それを制御する必要がある。プラズマと計測器または制御コイルとの間にはプランケットやその支持材、炉構造材、真空容器などが設置され、それらの磁化やそれらに電磁誘導で流れるうず電流の影響を計測・制御系が受けことになる。与えられたトロイダル磁場強度で高い核融合出力を得るには非円形度を高めることは有効であり、どこまで高い非円形度のプラズマをプラズマから離れた計測・制御系で安定に維持できるかが炉設計のキーポイントになる。

設計のための計算では、プラズマ周辺に設置された導体を適切にモデル化し、プラズマの位置変化や制御コイル電流の変化による導体位置での磁場の時間変化による電場で生じるうず電流を時間積分することで磁場が求まる。多数の導体要素のうず電流は互いに(またプラズマや外部コイルとも)結合しており、回路方程式を解くことでうず電流分布を評価する。うず電流分布を含むプラズマ位置形状の時間変化を適切にシミュレーションするには 1ms より短い時間スケールでの磁場変化を計算する必要がある。

このようなプラズマと周辺に設置された導体とのうず電流を介した結合を適切に評価し、垂直位置不安定性の制御も含んだプラズマ平衡制御を行えるコード(MECS)は現在原子力機構で開発を進めており、原型炉設計において非円形度と垂直位置制御性の観点から合理的な最適化を行うためのツールとして期待されている。すなわち、原型炉の放射線環境下で設置可能な場所における計測器からのデータを入力としてプラズマ平衡制御のシミュレーションを行い、その計測器および制御コントローラで安定に運転が行えるかを評価することを目指している。逆に、安定に運転が行えるためにどのような計測器仕様や制御コントローラが必要であるかを装置建設前に調べることができるため、原型炉設計における重要性は明らかであり、精力的に開発を進めているところである。プラズマ位置形状コードの設計とコードを利用した JT-60SA の運転シナリオおよび制御手法開発については参考文献[1,2]に詳しい。また超伝導トカマク装置 KSTARとの協力によるコードの検証計画も進行中である。なお、MECS コードの一部分を構成するコーチー条件面(CCS)法によるプラズマ位置形状の同定部分については、プラズマから遠い磁気計測を有する KSTAR においても適切に行えることが実験との比較により示されている[3]。

以上をまとめ、プラズマ平衡制御に必要な物理量としては、プラズマ電流計測と外部コイル電流計測、プラズマの位置形状を特定するための計測(磁気計測、またはそれに代わる計測)である。位置形状を特定する上で、真空容器などのうず電流計測が精度向上に役立つ場合がある。プラズマ圧力(蓄積エネルギー)計測も平衡の特定に必要である。

(3) 核燃焼制御

アルファ粒子による自己加熱が外部加熱を超える($Q > 5$)核燃焼プラズマはこれまで存在しておらず、核燃焼プラズマの研究と核融合出力の安定制御の実証こそが原型炉へ向けて ITER にしかできない重要な役割である。ITER にはトカマク原型炉で実現可能な核燃焼制御手法を提示することが求められている。

一方、ITER では $Q=10$ (自己加熱が外部加熱の 2 倍)を目標としており、核燃焼制御に関して $Q=20$ 程度以上の原型炉と $Q=10$ の ITER プラズマとの間に物理的な断絶があるとは考えられない。本節冒頭でも述べた通り、ここでは ITER の延長線上に近い原型炉を想定しているため、ITER で得られる知見が良い精度で原型炉での核燃焼制御に使えると想定される。

ITER の計装制御については第 2 章に詳しく述べられているが、核燃焼制御の具体的手法については未だ確定しておらず、今後のシミュレーション研究や模擬核燃焼制御実験などでの結果により具体化が進んで行くはずである。模擬核燃焼制御実験については JT-60U での実績があり、現在建設中の JT-60SA でも ITER の DT 実験に先立って研究が計画されている[4]。シミュレーション研究についても原子力機構では 1.5D 輸送コード TOPICS の開発を進め実時間制御機能の組み込みを行っている[5]。将来的には核燃焼制御への適用なども期待される。核燃焼制御手法としては、ペレットやガスパフによる密度制御、DT 混合比による制御、不純物による燃料純度制御や放射損失制御、外部加熱パワーによる制御などが考えられている。密度制御などで制御時定数が遅い場合には、加熱パワー制御など時定数の早い制御を組み合わせて安定な制御を実現することも重要になる。核融合出力は DT 混合比に対して鈍感であるが、逆に制御できれば核融合出力の微調整を行うことができると言えられる。

以上をまとめ、核燃焼制御に必要と考えられる物理量としては、プラズマ圧力および核融合中性子発生率、燃料密度分布、不純物密度および実効電化数、放射損失パワーが考えられる。

文献

- [1] Y. Miyata et al., Plasma Fusion Res. 7 (2012) 1405137.
- [2] Y. Miyata et al., Plasma Fusion Res. 8 (2013) 2405109.
- [3] Y. Miyata et al., KSTAR conference 2013, Buyeo, Korea, 2013; submitted to Physics of Plasmas.
- [4] JT-60SA Research Unit, JT-60SA Research Plan Version 3.0, 2013; http://www-jt60.naka.jaea.go.jp/jt60/pdf/JT-60SA_Res.Plan_v3.0.pdf.
- [5] T. Suzuki et al., 40th EPS conference on Plasma Physics, Espoo, Finland, 2013, P2.136.

4.1.2 ヘリカル

本節では準1次元モデルによるヘリカル型核融合炉 FFHR-d1[1]の運転制御シナリオ解析結果に基づき、ヘリカル炉のプラズマ運転制御に必須のプラズマ諸量、工学的計装諸量について議論する。

(1) 解析対象および解析手法の概要

ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 は核融合科学研究所の大型ヘリカル装置 (LHD) をほぼそのまま 4 倍 (装置主半径 15.6 m) にスケールアップした装置で、炉心プラズマは LHD 実験で得られたプラズマの径方向分布をジャイロボーム則に基づき直接外挿する Direct Profile Extrapolation (DPE) 法によって設計されている [2, 3]。FFHR-d1 の運転制御シナリオを検討するため、ペレットによる燃料供給を想定し、プラズマの径方向分布の時間発展を計算するコードを開発した。コードでは自己点火ヘリカルプラズマ維持に必要なペレット性能を検討するため開発された解析モデル [4] を活用し、電子密度については拡散方程式を解くことで、電子温度については LHD の実験結果に基づいて圧力分布の時間発展を推定することでその時間発展を求めている。ペレットによる粒子供給については、中性ガス遮蔽 (NGS) モデルにより推定したペレットの溶発分布を粒子のデポジション分布として計算している。

(2) 制御手法の検討と解析の前提条件

自己点火常運転が可能なヘリカル炉においては、その運転制御は如何にして自己点火領域に到達し、それを維持するかということに帰着する。また、無電流プラズマであるため、その制御は外部加熱入力によるパワーバランス制御と、燃料供給による粒子バランス制御によって行われる

(核融合燃焼条件におけるヘリカル系のブートストラップ電流については現在詳細な解析が実施中であり、この絶対値によってはプラズマ電流の打ち消し等の制御が必要になる可能性もあるが、ここではプラズマ電流による影響は無視できるとする)。すなわち、これら加熱入力と燃料供給量をどういったプラズマパラメータに基づいてどのように制御するか、ということが鍵となる。一方、核融合炉の工学設計の立場からすれば、トリチウム増殖比の確保や中性子ストリーミングの最小化の観点から、必要な計測はできるだけ小さなスペースで、可能であれば炉心から離れた箇所で実施可能なものが望ましい。実際、過去に行われた 0 次元モデルによる解析では、中性子計測を通じ原理的には真空容器外でも計測が可能と考えられる核融合出力を目標値とした燃料供給量のフィードバック制御により、自己点火到達を実現するシナリオが示されている [5]。

本解析でも同様の核融合出力を目標値とした燃料供給量制御を試みたが、既存の技術で達成可能であり高い信頼性をもって高繰り返し入射が可能な 1.5 km/s の入射速度の場合、核融合燃焼条件ではペレットの侵入長が短く (規格化小半径で 0.8 程度まで)、ペレット入射後核融合出力が増大するまでに数百 msec の時間遅れが生じる (図 4.1.2-1)。この遅れ時間はペレットの溶発分布と密度拡散

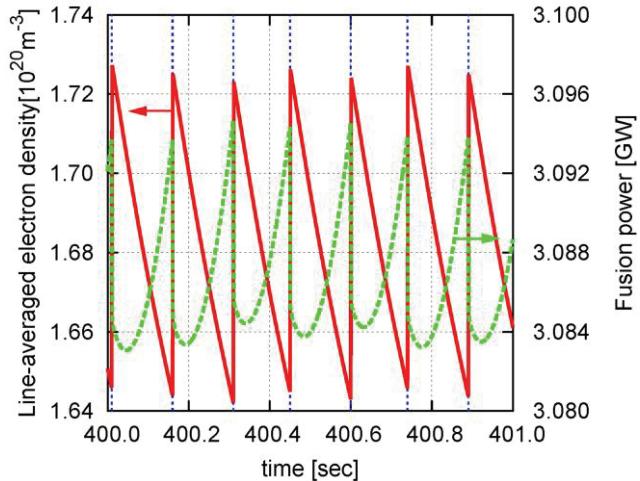


図 4.1.2-1 ペレット入射後の線平均密度（実線）と核融合出力（破線）の変化。点線はペレット入射タイミングを示す。

係数、すなわちその時々の密度、温度分布に依存するため、遅れ時間補償を考慮しても単純な PID 制御では対応が困難である。非線形制御などの先進制御手法の適用も考えられるが、まずはなるべくシンプルな方法で制御を実現することを考え、ペレット入射後即座に応答し、信頼性の高い計測手段が複数存在する線平均電子密度を目標値として燃料供給量を制御することを試みた。

なお、FFHR-d1 では閉じ込め磁場強度を装置中心で 4.7 T としているが、粒子数 4×10^{22} 個のペレットの 1.5 km/s での入射では、密度分布が DPE の予測よりも平坦化し、自己点火維持可能な核融合出力の最小値が 5.6 GW まで増大することが判明した。ここでは核融合出力 3 GW および平均中性子壁負荷 1.5 MW/m² の条件を満たす、装置中心磁場強度 6.0 T の場合についての計算結果を示す。ただし、磁場強度が異なっても以下の議論の定性的な部分に変わりはない。

(3) 線平均電子密度計測による燃料供給量フィードバック制御

計算の結果、図 4.1.2-2 に示すように、線平均密度を目標値として燃料供給量をフィードバックし、適切な加熱パワーを印加することで、固定サイズのペレットの繰り返し入射であってもスムーズに自己点火条件に移行し、定常保持が可能であることが分かった(初期の低密度領域ではペレットサイズを小さくして入射頻度を上げたほうが制御安定性は高まる)。ただし図 4.1.2-3 の POPCON プロットからも分かるように、最終的な核融合出力は密度に鋭敏に依存し、目標密度 ($\sim 10^{20} \text{ m}^{-3}$) の 1% 以下にあたる $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$ の密度変化で 300MW (目標出力の 10%) 程度変化する。また、数値乱数を用いて密度測定の誤差の影響を評価したところ、図 4.1.2-4 に示したように、 $2 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$ の測定誤差で核融合出力に 2~3% 程度の擾乱が生じ、 $7 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$ 以上の測定誤差では立ち上げが不可能となった。また、同じ目標密度設定であって擾乱が大きくなるにつれて核融合出力が増大し、 $1 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$ の誤差では核融合出力が 2% 程度増大する。これは、誤差によってペレットが

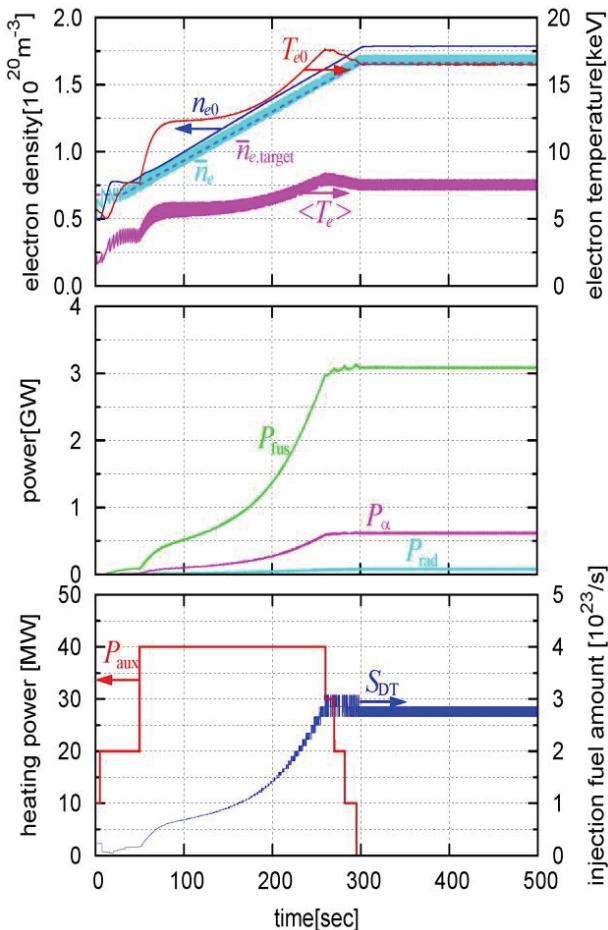


図 4.1.2-2 線平均電子密度フィードバックによるプラズマ立ち上げ計算例。 $t=5\text{sec}$ よりフィードバックを開始。加熱パワーはブリプログラム。ペレットサイズは粒子数 4×10^{22} で固定。

供給された際に運転点が高温側に移動してしまうためである。このため、安定な制御のためには線平均密度計測には $1\times 10^{17}\text{m}^{-3}$ 以下の分解能が要求される。一方、時間分解能に関しては、ペレットの入射間隔よりも短ければ定常維持は可能だが、時間分解能が悪くなると密度の振れ幅が大きくなり、結果的に密度分解能低下の場合と同じく核融合出力の擾乱と増大を引き起こす。十分な制御性を得るために（後述のようにペレットの入射制御とともに）10ms程度以下が望ましい。また、絶対値だけでなく、ペレット入射制御の時間分解能と同じかそれより高くなれば、制御が不安定化する。

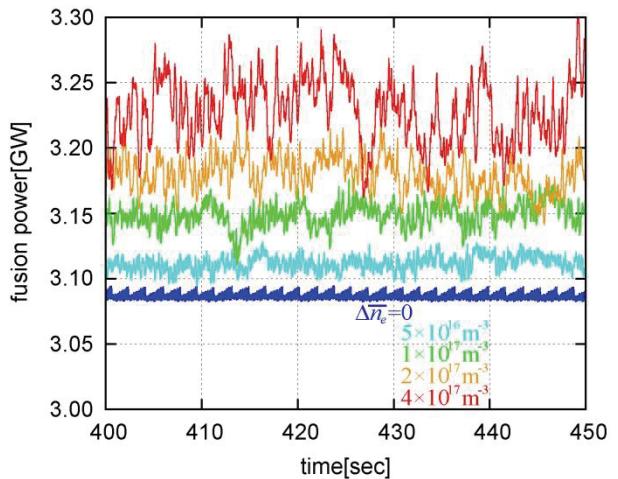


図 4.1.2-4 線平均密度の計測誤差が核融合出力の制御性に与える影響。

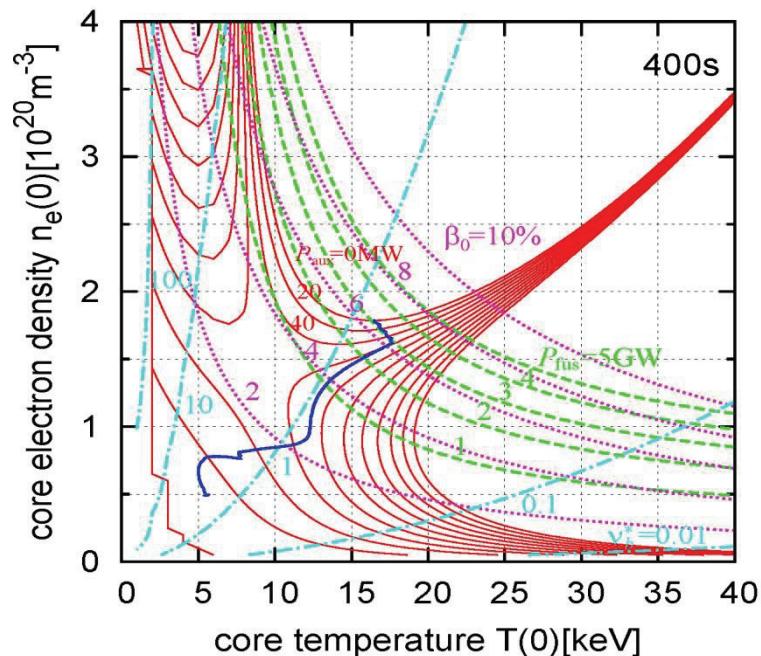


図 4.1.2-3 図 4.1.2-4 で示した立ち上げの POPCON 図。等高線は最終（定常）時のプラズマ径方向分布による計算結果。

(4) 粒子供給制御の精度の影響

ペレットに関しては、上述の通りその侵入長によって定常状態での密度分布が定まり、その密度分布によって自己点火維持可能な核融合出力の最小値が決まる。このため、特定の磁場強度下で核融合出力の絶対値を自由に選択するためには、ペレットの侵入長に影響する、ペレット入射速度およびペレットサイズに対する要求が生じる。ただし、侵入深さやペレットサイズが異なっても、目標密度を維持できるだけの粒子供給量が確保されれば（すなわち侵入長が浅い場合や小サイズペレットの場合は射出間隔をその分短くすれば）密度および核融合出力の制御性という観点では問題は生じない。ちなみに上記の例 (4×10^{22} 個のペレットの 1.5 km/s の入射) では 3GW の核融合出力維持に必要な射出間隔は約 150ms である。ただし、密度および核融合出力の安定制御のためにはフィードバック制御により射出間隔を微調整することが肝要であり、この調整幅の大きさで制御安定性が決まる。今回の計算条件では、射出間隔を 10ms の単位で微調整できれば、密度および核融合出力の擾乱はペレット入射そのもので生じる擾乱の範囲に収まる。一方、ペレットは 100ms オーダーの射出間隔で入射されているため、何らかのトラブルによりペレット入射がたとえ数秒であっても止まると、運転点からの大きな逸脱が生じる。図 4.1.2-5 はペレット供給がそれぞれ 1 秒～4 秒停止した場合の運転点の動きを示したもので、2 秒まではペレット供給再開により元の運転点への復帰が可能であるが、それ以上の場合は密度回復後の温度低下が著しく、元の運転点への復帰のためには適切な外部加熱を印加することが必要になる。具体的には、図 4.1.2-6 に示したように密度回復後に核融合出力が回復するまでの間加熱パワーを投入することで回復が可能である。この時核融合出力の回復を判断するために、核融合出力を評価できる計測手法（中性子計測など）が必要になる。なお、輻射

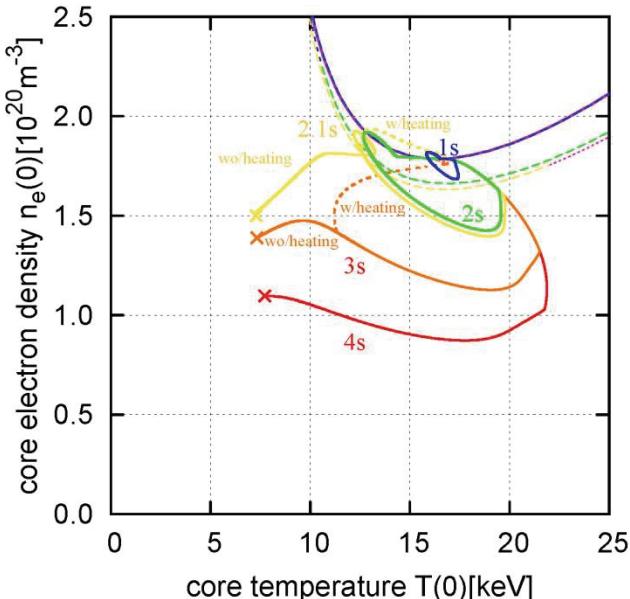


図 4.1.2-5 定常維持時にペレット供給が一定時間停止したのちの運転点の変化。破線は密度回復後の自己点火領域の境界を示す。

崩壊を発生させないためには、プラズマ周辺部の密度を須藤密度限界程度以下に保つ必要がある[6]が、ペレット供給停止が 3 秒程度になると、密度上限を保った状態では密度の回復そのものが困難となる。この場合も適切な外部加熱を加えることで密度・温度を同時に変化させ元の運転点へ復帰することは原理的に可能だが、外部加熱パワーや印加のタイミング、印加時間によって運転点は大きく変動し、密度計測のみでは安定した回復は困難になる。また、いずれの場合も投入パワーを大きくすれば回復時間を早めることができるが、その分核融合出力がオーバーシュートする可能性も高くなる。

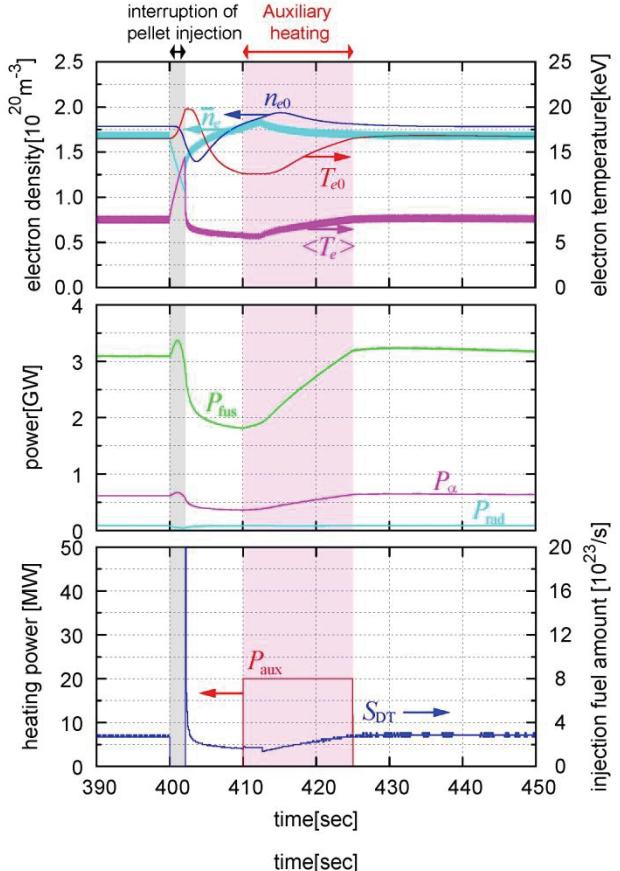


図 4.1.2-6 3GW 定常維持時にペレット供給が 2.1 秒中断した後、 20MW の外部加熱により運転点を回復させた場合の各パラメータの時間変化

(5) 加熱パワー制御

自己点火燃焼のヘリカル炉においては、運転点は最終的には POPCON プロットの自己点火条件カーブと設定密度の交点のうち高温側の点に落ち着くため、原理的には十分な加熱入力（今回の解析では 40MW 以上）があれば線平均密度計測による燃料供給フィードバックのみによる目標出力到達が可能である。ただし、核融合出力をスムーズかつオーバーシュートなしに定常値へ導くためには、プラズマ中心温度を適正な値に保つ必要があり、そのためには加熱パワーを制御する必要がある。現状加熱パワーをうまく自動制御する適切な手段を見出すに至っていないが、0 次元モデルでの検討時には、密度上限値比を指標とすることで安定かつスムーズな制御を実現しており[5]、同様の手法による制御が期待される。上述の通り輻射崩壊を防ぐため

にも密度上限値比を把握できることは望ましい。これを厳密に評価するには周辺電子密度計測と吸収パワーの計測（アルファ加熱、制動輻射、外部加熱パワーの吸収率の評価）が必要となる。逆に言えば、これらの高精度、高時間分解能での計測が実現可能であれば、プラズマの安定な制御と外部加熱シナリオの最適化（必要加熱パワーの最小化）が図れることになる。上述のペレット供給停止時の対応と合わせて、少なくとも核融合出力が過大とならないよう、中性子計測等で核融合出力を評価することは必要と考えられる。

（6）まとめ

以上の検討により、ヘリカル型核融合炉においては、原理的には線平均電子密度の測定のみで出力の一一定制御が可能であることが判明した。ただし出力の安定制御のためには、核融合出力（中性子数）の評価は必須であり、それに加え周辺電子密度の測定ができることが望ましい。

また、ここでの検討では、不純物や燃料 DT 比の影響やベータ値の上昇に伴う磁気面構造の変化について十分な考慮をしていない。不純物や DT 比については、定常維持可能な運転領域に影響を与えるものの、制御という観点からはこれらに依存せず同様の手法（線平均電子密度計測に基づく燃料供給量フィードバック制御）が適用できると考えられる。一方、高ベータ平衡の実現のためには、適切な垂直磁場の印加による磁気軸位置の制御が必要となる可能性がある。このためには磁気軸位置またはベータ値の推定のため、プラズマの温度・密度分布の情報が必要となることが考えられる。

文献

- [1] A. Sagara et al., “Design activities on helical DEMO reactor FFHR-d1”, Fusion Engineering and Design **87** (2012) 594–602.
- [2] J. Miyazawa et al., “Direct extrapolation of radial profile data to a self-ignited fusion reactor based on the gyro-Bohm model”, Fusion Engineering and Design **86** (2011) 2879–2885.
- [3] J. Miyazawa et al., “Formularization of the confinement enhancement factor as a function of the heating profile for FFHR-d1 core plasma design”, Nuclear Fusion **52** (2012) 123007 (10pp).
- [4] R. Sakamoto et al., “Pellet fuelling requirements to allow self-burning on a helical-type fusion reactor”, Nuclear Fusion **52** (2012) 083006 (7pp).
- [5] O. Mitarai et al., “Pellet injection algorithm for the FFHR helical reactor”, Fusion Engineering and Design **70** (2004) 247–267.
- [6] J. Miyazawa et al., “Density limit study focusing on the edge parameters in LHD”, Nuclear Fusion **48** (2008) 015003.

4.2 プラズマ諸量測定に必須の計装・計測器候補

本節では前節で検討した、プラズマ運転制御に必要なプラズマ諸量を測定するために必須の計装・計測器はどのようなものがあるかを運転制御方式が異なるトカマクとヘリカルに分けて検討する。

4.2.1 トカマク

4.1.1 で述べられたようにトカマクプラズマの制御は大きく分けて平衡制御と燃焼制御に分類することができ、その制御に必要な計測も二つに分類することが可能である。一方、計測機器の観点からは低速高精度測定と、高速低精度測定に分類することができる。前者は、閉じこめ時間、電流拡散時間、減速時間などの時定数での測定で、大部分の制御はこれらに分類される。後者は、トカマク特有の各種不安定性の検知と回避に必要な計測であり、実験炉において不安定性の発現領域と特徴を抽出できれば、原型炉では不安定性の早期検知・早期回避が可能となり、不安定性の詳細な計測は不要であると期待される。

本節では、最初に測定すべき物理量と対応する計測を表の形で列挙し、次に各計測の採用、必要性能などを選択した理由を記述する。列挙するにあたって、原型炉の役割と環境をある程度考慮して、計測の種類、数、性能をある程度絞りつつ、優先度の高い必須計測と優先度の低い補完計測に分類した。

運転シナリオとして、着火、ダイバータ配位形成、Hモードへの遷移、定常燃焼、放電停止、非放電時を考えられるが、トカマクの場合、いくつかの例外を除き、定常燃焼での運転点を維持することと、各放電シナリオで予定された運転軌跡をたどることは本質的に同じである。従って、定常燃焼を維持するのに必要な計測を列挙、検討すればおおよその計測は網羅できる。本節では特にことわらない限り定常燃焼時を想定する。

トカマク型原型炉とITERは種々のパラメータが似通っており、ITERにおける計測機器の検討をそのまま適用できる場合が多く、ITERでの要求性能[1]を目安とする。

表4.2.1-1および表4.2.1-2に原型炉で必要となる計測機器を一覧に纏め、シナリオ/優先度、計測対象、用途、分解能(精度、時間、空間)計装・計測機器名、概略サイズ、必要数量、設置場所、アクセス条件、備考(課題)を記載した。設置場所の欄には、磁気計測の場合には図4.2.1-1に示したZone A、Zone B、Zone C等を記し、その他の場合は、アクセスポートの場所や視線配置を記した。各設置場所の放射線環境についてはSlim-CS[2]を想定して、資料[3]、[4]で検討された値を想定する。

(1) 磁気計測

トカマクでは、プラズマ電流が磁気面を形成するので、位置・形状計測、平衡の再構成の観点から磁気計測は必須である。また、トカマクは多種多様のマクロな不安定性が存在し、磁気計測でそれらを監視することは重要である。

計測手法として、磁束の時間変化を測る微分型計測が最も簡便で、実績がある[5]。しかしながら、原型炉では、放射線由来のノイズと長い積分時間のために、從

来型の磁気計測に加え、それらの信号を較正(補正)する計測機器が必要である。放射線環境を考慮するならば、環境がより緩和されたプラズマから遠い位置に磁気計測を配置することが考えられるが、その場合、精度も時間応答も悪化する傾向があるため、種々の要素を勘案する必要がある。

プラズマ電流は、平衡、閉じこめに大きく影響するとともに、各種不安定性のモニターとなるため、低速(10 ms)で高精度(1%)な測定と、高速(0.1 ms)で低精度(30%)な測定の両特性が求められる。そこで、Zone AとFW近傍の2か所にロゴスキーを設置する。放電着火時には小さな電流(ITERでは10 kA)を測定する必要があるが、時定数が短く、放射線の影響も小さいので、着火時専用の計測は不要である。

ブラックスループは、位置・形状同定を含む平衡解析のために低速(10 ms)で高精度な測定(ITERでは0.7%[1])が必要である。また、精度を確保するためにはプラズマに近い位置が望ましいが、放射線環境の厳しくない比較的離れた位置でも工夫次第では、精度の確保が可能であろう。

ピックアップコイルは放射線の影響を強く受けたため、不安定性のモニターに特化させ、精度を犠牲にして、高速性を確保する。比較的周波数が低く(<10 kHz)、モード数の小さい不安定性に対してはZone Aに配置したピックアップコイルで対応が可能であるが、高い周波数の不安定性に対しては、構造物の渦電流のため、よりプラズマに近い位置(FW近傍)に配置しなければならない可能性がある。

定常磁場センサーをZone Cに配置し、長時間放電および放射線環境での上記の微分型磁気計測の(積分)ドリフトを補正する。ブラックスループの信号の補正が主目的であるので、ブラックスループと同程度以上の数のセンサーを周囲に配置する必要がある。センサーとしてはホール素子が考えられるが、Zone Cで使用できるかは検討しなければならない。

ベータ限界に近い高橿円度形状で運転する場合は、鉛直位置を高速で計測しなければならない。これは、上述した低速な平衡計測と高速な不安定性計測の両方にまたがる時定数をもち、上述したブラックスループまたはピックアップコイルで測定するのか、あるいは専用の磁気計測を用意するのかを検討する必要がある。

反磁性ループはプラズマの磁気計測の中では、唯一プラズマ全体を反映する計測であり、他の分布測定を補完する役割もあり、必須である。時間応答よりも精度を優先し、Zone Cに配置する。

(2) 電子密度計測

核燃焼の運転点を決めるとともに、密度をグリーンワールド限界以下(近傍)に制御するために、線積分密度の測定は必須である。また、後述する理由で圧力分布を精度よく求める必要があり、密度分布測定も行うものとする。トムソン散乱による密度分布はさまざまな系統的な誤差をもつ可能性があり、信頼性の高いレーザー干渉計を採用する。ただし、レーザー干渉計は線積分測定であるので、分布の再構成が必須である。そこで、赤道面上での接線視線アレイでのアーベル変換を採用する。視線数は再構成された分布の分解能に直接影響する。ここでは、大半径方向の分布を最大10点で求め

るために、視線数を 10 とした。必要な時間分解能は粒子閉じこめ時間程度(10 sec 程度)であるが、ペレットの入射頻度によっては、より高い時間分解能が必要とされる可能性がある。干渉計自体は非常に速い応答を持たせることができるので、ここでは、10 ms とした。必要な精度は 1 %で十分である。

(3) 温度分布測定・圧力分布測定

原型炉では、プラズマ電流の 7、8 割をブートストラップ電流(圧力駆動電流)が担うため、圧力分布とその勾配を求なければならない。ブートストラップ電流の分布が得られれば、運転に必要な電流分布との差を外部電流駆動で補うよう制御すればよい。

電子の圧力分布を求めるために、トムソン散乱による温度分布と接線干渉計による密度分布を用いる。トムソン散乱測定での課題の一つは各光学素子の波長依存性の変化である。波長広がりを押さえるためには、前方散乱が有効であり、これを採用する。前方散乱については文献[6]に実績がある。後方散乱型の LIDAR と比較すると、ポートが一つ余分に必要であることと、低温での精度が悪化するが、高温測定での優位性は高いと思われる。原型炉では、利用可能な開口面積が狭いと考えられるので、光量の確保には空間分解能の低減と時間方向の信号積算が有効であろう。電流駆動を目的とするならば、必要な時間分解能は電流拡散時間のスケールであり、定常燃焼時では非常に長い。H モードへの遷移後の定常運転点への移行時には、電流拡散時間はより短い。ここでは、信号積算を想定して時間分解能は 1 sec とする。

イオン系は中性子の分布を詳細に測定することで、ある程度の推定は可能であるが、バルクイオンの温度分布は必須と考えられる。中心部へアクセスできる NBI が整備されるのであれば、CXRS での不純物のバルク温度の測定は可能であろう。光量を確保するための信号積算を想定して時間分解能は 1 sec とする。

ブートストラップ電流、外部駆動電流、誘導電流を予測し、適切な制御を行うには、高度なモデル計算と実証が必要である。

(4) マイクロ波計測

マイクロ波は、可視光やその周辺の赤外光、真空紫外光と異なり、波長が長くロバストな計測であり、導波管を使うことで隘路を通したアクセスも容易い。その一方で、高空間分解能、高精度高確度測定には限界がある。ここでは、電子温度揺動の定性的な測定手段として ECE を採用する。これを NTM 等の内部の不安定性の検知に用いる。ただし、原型炉プラズマでは、ECE はマイクロ波領域だけでなく遠赤外領域にまで広がるので、可視光計測と同様の問題に直面する可能性がある[7]。不安定性の検知で重要な点は、最少検知可能レベル(一種の測定精度)であるが、実験炉等で検知すべき不安定性の特性(例えば、振幅、振動数)が既知ならば、それに対応した信号処理系を用意することで、必要な性能を実現することは難しくないと思われる。

ただし、ECE が必須となるような不安定性の起きるプラズマで原型炉を運転するかどうかが不明であるため、補完的な計測に位置づける。

(5) 分光測定

真空紫外から赤外までのプラズマの発光を分光測定することにより、様々な情報が得られ、原型炉ではいくつかの役割を担う。一方、原型炉環境で、分光測定はさまざまな影響を受け、計測の数と種類は絞りこむ必要があると思われる[8]。従って、ある程度は他の計測で代替すること、モデル計算を援用することも必要であろう。

コア部での D や T の純度をモニターするには、He を含む不純物の絶対量の測定が望ましいが、測定の困難さを考慮して、Zeff 測定(線平均)、放射パワー測定で代替することとし、補完的な計測に区分する。

Zeff は電気抵抗や高速イオンの減衰に影響するので計測は必須であるが、他の量に比べて優先度を落とし、線積分測定のみとする。Zeff はまた、He を含む不純物量、放射パワーの間接的な指標となる。

ダイバータ領域で Detached 状態を維持すること、すなわち電離面制御が、ダイバータ板の健全性を確保するために必須であり、それらに関係する He, W, Arなどを測定する。時間分解は以下のように決める。ダイバータ領域の上流は ELM の発生するプラズマ周辺部があり、そのさらに上流にはコア部が存在する。コア部が ELM の発生を支配すると考え、計測の時定数は 1 sec とする。ただし、個々の ELM 自体は応答の速い $D\alpha T\alpha$ 分光測定でモニターする。

$D\alpha T\alpha$ 分光測定は ELM の発生の検知、大きさの評価に用いるとともに、H モード遷移のモニター、周辺からの中性の D や T 供給の評価など、多種の役割を持つ。

コア部の放射パワーはコア全体のパワーバランスを求めるのに有用ではあるが、燃焼制御に必須ではない。またダイバータ部の放射パワーは、電離面制御、ダイバータ板への入熱のモニターがされていれば、必須ではない。これら両領域での放射パワーは不純物量の指標として用い、必須ではなく、補完的な計測に位置づける。

(6) 中性子測定

核融合出力の直接的な測定、トリチウム増殖率の確保のために、詳細な中性子計測は必須である。空間分解能、時間分解能を持たせた中性子カメラを 2 式用意し、絶対値較正用に Micro-fission Chamber を用意する。

自己点火プラズマでは α 粒子による加熱が支配的であり、 α 粒子の発生分布を求めるために中性子発生量分布を求める必要がある。 α 粒子の挙動を予測するために必要な空間分解能はポロイダルラーマ半径よりも小さく、ラーマ半径よりも大きければよい。一方、追加熱分布制御の観点に立てば、他の圧力分布計測の分解能に合わせればよい。ここでは、10 視線 $\times 2$ 式で $a/10$ 程度の分解能を確保することとする。定常燃焼時は追加熱の割合は小さく、必要な時間分解能はエネルギー閉じこめ時間と α 粒子の減速時間で決まる。H モード遷移後の移行時にはより速い応答が必要とされ、時間分解能は 100 ms とする。

プラズマコア部での燃料比 nD/nT は、DD 反応の中性子と DT 反応の中性子の発生比から求める。 nD/nT の空間分布制御は困難であると予想されるので、 nD/nT の空間分布測定は不要とする。

(7) ダイバータ板温度計測

ダイバータ板の健全性を確保するために、ダイバータ

板表面近傍の温度分布、特にストライクポイントの位置の計測は必須である。ELM等の物理・制御法が理解されていれば、高速の応答は不要であり、温度目標範囲を逸脱してから、コア部やダイバータ部の制御をおこなえばよい。空間分解能はストライクポイント近傍の熱分布を捉えることができればよいので、0.5 cm程度であればよい。Detach(電離面)の制御が機能していれば、ダイバータ板のトロイダル対称性は確保されるので、測定点は一ポロイダル断面での測定で十分である。ここでは、測定点を40点とした。

(8) レーザー偏光計

q 分布は ITB の制御、逆シア配位生成維持、平衡配位の同定などプラズマに影響する重要な量であるが、制御方法が確立されておらず、補完的な計測に位置づけた。

(9) 採用しなかった測定量

以下の物理量は優先度が低いとして計測器を採用しなかった。

逃走電子、損失 α 粒子、ハロー電流、C や O の不純物モニター、FW の健全性の監視、不純物量の絶対値の詳細分布、ダイバータプラズマの温度・密度、ダイバータ板直上のプラズマの温度・密度、トロイダル回転、ポロイダル回転。

(10) 定常燃焼時以外の運転シナリオで必要な計測

定常燃焼時は、高い自発電流割合、高いアルファ粒子加熱パワーの点で制御が難しくなる。また、高規格化圧力に起因する不安定性の危険性も高くなる。さらには、電力源として要求される出力安定性も考慮する必要がある。一方で、他の運転シナリオは上記のような困難がなく、計測に要求される性能も高くはない。ただし、外部制御がより支配的になると、各種時間スケールが短くなることから、計測に要求される時間分解能は定常燃焼時よりも短くなる可能性がある。

(11) 保守に関連する計測

保守、部品交換時期を決めるために各種の計測が必要である。次の保守期間に至るまでに複数回数の放電停止が予定されているのであれば、その放電停止期間中(非放電時)にいくつかの部品、装置の健全性を確認する。ここでは、ダイバータ板の損耗、トリチウム蓄積を列挙した。

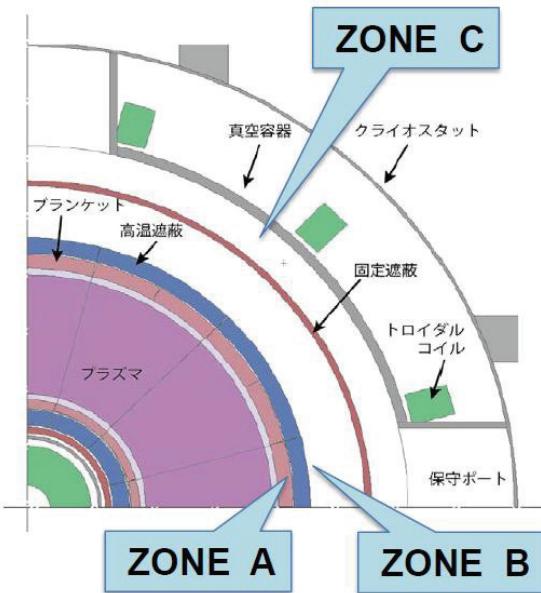


図 4.2.1-1 トカマクの中性子線量に応じた領域分け

参考文献

- [1] G. Vayakis, et al., "Magnetic diagnostics for ITER/BPX plasmas (invited)", Rev. Sci. Instrum. 74, 2409 (2003).
- [2] 飛田健次他、JAEA-Research 2010-019 (2010).
- [3] 飛田健次、第2回原型炉計装制御に関するシンポジウム発表資料 2-3.
- [4] 染谷洋二、第2回原型炉計装制御に関するシンポジウム資料 3-3, 2-2.
- [5] 楠原悟、栗原研一、"最近の磁気計測事情"、プラズマ核融合学会誌 80, 364 (2004).
- [6] J. Hiratsuka, et al., "Development of a Double-pass Thomson Scattering System in the TST-2 Spherical Tokamak", Plasma Fusion Res. 6, 1202133 (2011).
- [7] M. Sato and A. Isayama, "Effects of Relativistic and Absorption on ECE Spectra in High Temperature Tokamak Plasma" Plasma Fusion Res. 2, S1029 (2007).
- [8] 西谷健夫、第2回原型炉計装制御に関するシンポジウム資料 2-4

表4.2.1-1 トカマクプラズマ諸量測定に必須の計装・計測器(候補)

シナリオ/優先度	計測対象	用途	精度	時間	空間	計装・計測機器名	概略サイズ	必要数量	設置場所	アクセス条件	備考(課題)
定常/必須	プラズマ電流 ボロイダルフラックス	平衡 VDE検知	1 % 30 %	1 ms 0.1 ms	- - フラッシュループ	- ロゴスキーコイル - ロゴスキーコイル - フラッシュループ・サド	50 m 40 m	1 1	ボロイダル断面・Zone C ボロイダル断面・FW		
	局所磁場 鉛直位置 β_p	不安定性(RWM)検知 VDE検知 平衡 較正(他の磁気計測の補正)	未定 0.3 % = 5%/20 0.5 %	10 ms 0.1 ms 10 ms 100 s	- - ピックアップコイル - フラッシュループ - 反磁性ループ ホール素子	20 - 50 m 0.02 m 30 m 50 m 0.02 m	100 50 6 2 200	100 50 6 2 200	トロイダル断面・Zone A トロイダル断面・FW トロイダル断面・FW トロイダル断面・Zone C トロイダル断面・Zone C	要ジョイント機構 耐放射線、較正精度	
	定常磁場	線平均電子密度・ 密度分布	($1 \times 10^{19} \text{ m}^{-2}$)	10 ms	10 点	接線レーザー干渉計	開口Φ 0.1 m	10	赤道面接線	レーザー光伝搬 ケランク+窓	
	電子温度分布	燃料供給制御・圧 力分布推定(電流 駆動制御) 圧力分布推定(電 流駆動制御)追 加熱制御	5 %	100 ms	10点	LIDARTムソン散乱	開口Φ 0.4 m	1	赤道面接線	レーザー光伝搬 ケランク+窓	波長特性の変化
	イオン温度分布		5 %	1 sec	5点	CXRS	開口Φ 0.1 m	5	5視線	受光系+窓	CXRS
	Da Ta	ELM・H遷移・周辺 nD/nT ダイバーダイバー不純物、電離面制御 W, Be, He, Ar 線平均 Z_{eff}	10 %	0.1 ms	0.02 m	分光システム 分光システム 可視制動放射(分光システム)	開口Φ 0.1 m 開口Φ 0.1 m 開口Φ 0.01 m	10視線 10 視線 1 視線	赤道面SOL、ダイバーダイバーポート 赤道面垂直	受光系+窓 受光系+窓 受光系+窓	受光系+窓
	DT中性子 DD中性子 総中性子発生量 総中性子発生量 較正	燃焼分布 nD/nT 総中性子発生量 較正	5 % 10 % 5 %	100 ms 1 sec 1 sec	20点 5点 5点	中性子カメラ 中性子スペクトロメータ Micro-fission Chamber	3x3x0.1m 5視線 5か所	2set (20 視線) 5視線	ボロイダル断面 中性子カメラ内 ZoneA		

表4.2.1-2 トカマクプラズマ諸量測定に必要な計装・計測器(定常時の補完計測、および非定常時の候補)

シナリオ/優先度	計測対象	用途	分解能	精度	時間	空間	計装・計測機器名	概略サイズ	必要数量	設置場所	アクセス条件	備考(課題)
定常/補完	q分布	平衡推定(電流駆動制御)	10%($\Delta q/q$)	100 ms	5点	レーザー偏光計	開口Φ 0.1 m	5視線	ポロイダル断面または赤道面接線	赤道面垂直	導波管+窓	レーザー光伝搬推定性能?
	電子温度揺動	ダイバーテー保護・位置知	1%($\Delta T/T$)	1 sec	20点	IRカメラ	開口Φ 0.1 m	ECE	1	赤道面垂直	遠赤外領域?	
	放射パワー(コア、ダイバーテー)	不純物モニター		0.01 ms	0.02 - 0.2 m		開口Φ 0.1 m	ボロメーター	ダイバーテーポート		受光系+窓	
	コア分光W, Be, He, Ar	不純物モニター		1 sec	5点	分光システム	開口Φ 0.1 m		赤道面垂直		受光系+窓	
着火/必須	プラズマ電流		10 kA	1 ms	-	定常/必須/平衡用ロゴ						
	ダイバーテー配位形					-スキーコイルを流用						
	Hモード遷移											
	放電終了/											
非放電時	ダイバーテー損耗	ダイバーテー保護トリチウム蓄積				1 month (非放電時)	可視カメラ	未定				

4.2.2 ヘリカル

4.1.1 で述べられたヘリカル型核融合炉での運転シナリオに基づき、必要とされる計測器と要求される性能を表 4.2.2-1 にまとめる。

(1) 線平均電子密度

ヘリカル型核融合炉でプラズマの立ち上げ、及び核融合出力の定常維持に最も重要な制御ノブは線平均電子密度であり、時間分解能 10 ms 以下、密度分解能は $1 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$ という極めて高い計測性能が要求されている。その計測はレーザー干渉計が候補であるが、機械振動による計測誤差、フリンジジャンプの問題がある。干渉計の中でも、ディスパーション干渉計[1]は機械振動の影響が少ないため除振設備を必要とせず、従来の 2 波長ヘテロダイイン干渉計と比較して光学系が簡素で済み、有力な選択肢である。原型炉においてフリンジジャンプが発生すると燃料供給を誤ってしまうため、非常に深刻な問題である。そのため、計測精度は劣るもの、原理的にフリンジジャンプが発生しないレーザー偏光計によるフリンジジャンプ補正が必要である。温度依存性もあるものの、補正用であれば制動放射強度も使える可能性がある。なお、レーザー偏光計はファラデー効果を用いるもの、コットン・ムートン効果を用いるものの 2 種類がある。これらは視線によって選択され、それぞれ接線視線、垂直視線の場合に用いられる。偏光計に求められる密度分解能は、最低限の機能はフリンジジャンプを補正することであるため、干渉計の 1 フリンジを判別できる分解能で良い。例えば、主たる密度計測を波長 1.064 · m の Nd:YAG レーザーディスパーション干渉計[2]とすれば、1 フリンジは $14 \times 10^{20} \text{ m}^{-2}$ に相当する。Nd:YAG レーザーを光源とするファラデー効果を利用した偏光計はまだ実績は無いが、波長 10.6 · m の CO₂ レーザーでは ms 程度の時間応答で密度分解能 $1.2 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}$ (@B=5 T) の実績[3,4]があるため、高い要求性能ではない。

レーザー干渉計で電子密度分布の評価には複数の計測視線が必要であり、そのためポートや真空容器内のミラーの数が多くなる。設計やメンテナンスに負担が掛り、線積分値から分布への逆変換で誤差が生じる欠点もある。そのため、後述する通り分布計測はポート制約が少ないとトムソン散乱計測で行い、線平均電子密度の計測は必要最低限のプラズマ中心コードのみとする。干渉計/偏光計は最低限 1 セットあれば良いが、何らかの問題で不調になる場合を想定し、もう 1 セット備えるべきと考えられる。レーザーや検出器等、基本的なコンポーネントは本体室に隣接する計測室に設置し、ミラー等を用いて装置本体へ伝送する。光源レーザーは、プラズマ中の位相変化量や偏光状態の変化量から赤外若しくは近赤外領域と考えられ、ポートサイズは概ね $\phi 100 \text{ mm}$ 程度で十分と考えられる。トカマク装置では、トーラス内側にポートが無いため、一対の対向した観測ポートを取ることができない。そのため、レーザー光を折り返すためのコーナーキューブミラーを真空容器内に設置しなければならないが、ミラー表面の損耗・堆積・ヘリウムバブルの形成のため、反射率が低下する問題がある。それに対し、ヘリカル装置の場合は、トーラス内側にもポートを設置することができるため、真空容器内にミラーを設置する必要が無いという利点がある。

(2) 電子密度・温度分布

ヘリカル装置においてはトカマクで問題となるディスパーションが無いものの、密度過多による放射崩壊に至らぬよう制御する必要がある。ヘリオトロンタイプでは周辺密度が須藤リミットに達すると放射崩壊が起こるため[6]、須藤リミット ($n_e^{sudo} = 0.25\sqrt{P_{abs}B/a^2R}$, $P_{abs} = P_{aux} + P_\alpha - P_{Br}$) に対する周辺密度の比が 1 を超えないように燃料供給制御を行う必要がある。FFHR ($P_{abs} = 0.5 \text{ GW}$, $B = 4.7 \text{ T}$, $a = 2.4 \text{ m}$, $R = 15.6 \text{ T}$) での須藤リミットは、およそ $1.3 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ である。必要な密度分解能は、須藤リミットに対してどの程度のマージンで運転するかにもよるが、周辺密度を高めて完全データメントを維持するすれば、比較的須藤リミットに近い密度が予想される。周辺電子密度を 2 衝程度の精度で計測するならば、 10^{18} m^{-3} 程度のオーダーの密度分解能が必要となる。ペレットで増大する密度は放射崩壊に至る密度と比較して十分小さいため、放射崩壊に至る周辺密度の増大は、輸送やリサイクリングで決まる。その時間スケールは秒程度であることから、時間分解能は 100 ms 程度で十分と考えられる。空間分解能については、LHD では 25 mm 程度の分解能で周辺構造等が詳細に分析できている。FFHR-d1 は LHD の相似 4 倍であることから、空間分解能は 100 mm 程度が目安と考えられる。

周辺電子密度計測には、トムソン散乱計測、またはマイクロ波反射計が候補である。

トムソン散乱計測については、必要なポートや観測窓が一つで済む LIDAR トムソン散乱計測が有力である。トムソン散乱計測も、干渉計/偏光計と同様にレーザー等は計測室に設置し、レーザー光は自由伝送で本体室まで伝送する。散乱光強度はレーザーエネルギーと立体角で決まるため、ポート径は大きいほど良いが、現在 $\phi 400 \text{ mm}$ 程度と見積もられている。この開口による中性子の漏洩には、十分な数値的検討が必要である。LIDAR トムソン散乱計測では入射窓と観測窓は共通であるため、トーラス外側に一つポートがあれば良い。ポート対向面には入射レーザー光を減衰させるためのビームダンプを設置する。散乱光は本体室内で光ファイバに集光し、計測室まで伝送させる。

マイクロ波反射計の場合はプランケット表面(またはギャップ位置)に 1 対の隣接した発信・受信ホーンがあれば良く、例えば ITER はその導波管サイズは 100 mm 以下である。マイクロ波発振器や検出器などのコンポーネントは計測室に設置し、金属導波管でプランケット表面まで伝送する。

(3) 制動放射

周辺領域での須藤リミット n_e^{sudo} を評価するには加熱吸収パワー P_{abs} の評価が必要である。須藤リミットの評価に必要な正確さは運転マージンにも依存するが、 $P_\alpha = 0.6 \text{ GW}$ に対して予想される $P_{Br} = 0.1 \text{ GW}$ を無視した場合は、須藤リミットは 10% 程度過大評価することになる。それが許容できない場合は、制動放射量 P_{Br} を測定しなければならない。 n_e^{sudo} を二桁の精度で評価するためには 10 MW 程度の分解能が望ましい。時間分解能は、周辺密度計測と同様に 100 ms 程度が目安である。

制動放射量の評価方法は、未だ確立していない。制動放射強度は $z_{eff} n_e^2 T_e^{0.5}$ に比例するため、電子温度・密度分布が LIDAR トムソン散乱計測から得られれば、ある程度 z_{eff} を仮定することで幾つかの視線での(EUV)

分光計測から総放射量を評価することができる可能性がある。

(4) アルファ加熱

須藤リミット n_e^{sudo} の評価に必要なアルファ加熱入力 P_α を得るために、アルファ粒子の発生量分布、電子温度・密度が必要である。電子温度・密度は LIDAR トムソン散乱で計測する。閉じ込められたアルファ粒子を測定することは困難であるため、中性子の発生分布をもってその代替とする。その計測はシンチレータをアレイ状に配置した中性子カメラで行う。FFHR-d1 は上下ポートからプラズマ全体を見渡せる広い視野が取れるため、中性子検出器は上部または下部ポート真空容器外側に配置することで中性子発生分布を測定することができる。

(5) 中性子発生率

FFHR-d1 では主に電子密度による燃焼制御を行うが、核融合出力が設定値から大きく逸脱しないよう、核融合出力の測定も行う必要がある。特に、ペレット供給停止等が生じて核融合出力が低下した場合は一時的に外部加熱入力 P_{aux} が必要なことは 4.2.1 で述べられたが、その際に P_{aux} の制御には核融合出力が有用である。核融合炉の総出力は、核分裂炉と同様に冷却材の出入り口温度差と流量から知ることができる。しかし、その計測時定数はプラズマ制御には不十分である。そこで、核分裂計数管を用いて中性子発生率を測定する。核融合出力の回復には数～数十秒のタイムスケールであることから、100 ms 程度の時間分解能で足ると考えられる。設置位置はブランケット背面であり、真空容器内には MI ケーブルを用いて信号を伝送し、遮蔽壁外側でプリアンプ等を経た後に光ファイバ等で計測室まで伝送する。計数管は、万が一故障した際にすぐに交換することが極めて難しい位置に設置するため、予備も含めて真空容器内に複数の位置に設置するべきである。

放射化法では計測されるのは中性子束の時間積分値であるが、 γ 線に対して不感であり、設置位置での中性子の絶対量測定が可能である。そのため、中性子計測のクロスチェックに重要であり、計数管による測定と組み合わせることによって信頼性を高めることができる。

(6) その他検討すべき計測・制御

第 4.1.2 節での運転シナリオでは検討を除外したが、

- DT 燃料比
- He 密度
- Zeff
- ダイバータデタッチメント制御
- プラズマ電流、平衡(磁気軸位置)制御

は、その制御の必要性と、必須である場合は計測手法を検討すべきであろう。

DT 燃料比については、4.1.2 節ではペレットは D:T=1:1 のペレットを入射し、輸送や排気等の挙動は等しいと仮定している。核融合出力は DT 燃料比に大きく依存するため、粒子数に偏りが生じると、所定の核融合出力を得られない可能性がある。そのため、燃料比が偏る可能性がどの程度生じるか、またプラズマ中の燃料比を常に計測制御する必要があるのか、検討する必要がある。現在、その計測には GAM や TAE 周波数が燃料比に依存することを利用し、反射計で揺動スペクトル

を取得して燃料比を推定する方法 [5] や、中性子スペクトロメータで DD 中性子、DT 中性子の比を測定して評価する方法が提案されている [6]。燃料比と同様に注意が必要なのは、核融合反応生成物である He による燃料希釈である。どの程度の He 密度まで核融合反応を制御維持する上で許容されるのか、また制御の必要があるのか、またそうであれば計測と制御手法を今後検討する必要がある。

運転シナリオでは Zeff は 1 と仮定しているが、これが変わった場合は POPCON プロット上の運転領域が変わってくる。制御に必要な参照信号ではないが、その時々運転領域を知る上では必要になる。また、放射崩壊を抑制するための須藤リミットに対する周辺密度比を正確に知るためには、制動放射量を評価するために必要になる。放射崩壊を抑制するのに要する制動放射計測の精度等から、Zeff 計測の必要の有無とその計測手法が決まつてくるであろう。

現在手つかずなのが、ダイバータデタッチメントの制御である。ヘルカル炉においても、ダイバータ熱負荷を減らすデタッチメントは必須であり、相当量の熱エネルギーを放射エネルギーとして散逸させ、なおかつそれを定常維持しなければいけない。現在の装置では、ダイバータ板上の静電プローブアレイや熱電対でダイバータへの粒子・熱流束を評価し、主に分光計測でその放射位置を観測している。デタッチメント運転の制御ノブは、ラディエータとなる Ne 等の不純物ガスパフであるが、原型炉でどのようなパラメータを参照信号とすると制御できるか検討し、限られたアクセス条件(特に分光計測)で計測ができるか考えないといけない。

ヘルカルプラズマでは、自発電流はディスラプション等には繋がらないが、磁気シアの減少によって安定性境界付近では不安定性が励起される可能性はある。また、シャフラノフシフトによって輸送が増大するため、定常制御をする上で、これらの制御の必要性や時定数を検討する必要がある。計測には、自発電流はロゴスキーコイル、磁気軸制御にはピックアップコイルやサドルループが利用できる。また、磁気軸位置はトムソン散乱計測による温度・密度分布や、磁気プローブ計測から求められる。

文献

- [1] V. P. Drachev et. al., "Dispersion interferometer for controlled fusion devices", Rev. Sci. Instrum. 64 (1993) 1010.
- [2] Tsuyoshi AKIYAMA, et. al., "Conceptual Design of Electron Density Measurement System for DEMO-Relevant Helical Plasmas", Plasma and Fusion Research 7 (2012) 2402013.
- [3] Yasunori Kawano et. al., "Infrared laser polarimetry for electron density measurement in tokamak plasmas", Rev. Sci. Instrum. 72, (2001) 1068.
- [4] T. Akiyama et. al., "CO₂ laser polarimeter for electron density profile measurement on the Large Helical Device", Rev. Sci. Instrum. 74, (2003) 2695.
- [5] 徳沢季彦他、「ミリ波を用いた核燃焼プラズマ中の D/T 燃料比計測」、核融合エネルギー・ラムプラズマ物理クラスター計測サブクラスター平成 22 年度第 2 回会合、平成 23 年 2 月 2 日@原子力機構システム計算科学センター
- [6] K. Asai et. al., Fusion Engineering and Design 83, 1818 (2008).

表 4.2.2-1 ヘリカル計装リスト

計測対象	用途	分解能	時間分解能	空間分解能	計装・計測器名	概略サイズ	必要数量	設置場所	アクセス条件	備考
線平均電子密度 燃料供給制御	測定分解能	$<1 \times 10^{17} \text{ m}^{-3}$	$<10 \text{ ms}$	視線平均 (プラズマ中心)	レーザー干渉計	ポート径はΦ 100 mm以下	1	赤道面水平視線	赤道面にてトーラス外側・内側の貫通ポートが望ましい、レーザー光は計測室から自由伝送	真空容器内ではクランク無しとし、中性子漏洩はポート径を小さく
	燃料供給制御		$<10 \text{ ms}$	視線平均 (プラズマ中心)	レーザー偏光計 (フリンジシャン	ポート径はΦ 100 mm以下	1	赤道面水平視線	赤道面にてトーラス外側・内側の貫通ポートが望ましい、レーザー光は計測室から自由伝送	レーザー光は計測室から自由伝送
電子温度分布 (特に周辺)	放射崩壊抑制	50 eV?	$<100 \text{ ms}$	100 mm	LIDARトムソン 散乱計測	ポート径はΦ 400mm程度	1	赤道面水平視線 トーラス内側にビームダンプの設置	赤道面にてトーラス外側・内側の貫通ポートが望ましい、レーザー光は計測室から自由伝送	空間分解能はLHDの4倍とした。
	放射崩壊抑制	$<1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$	$<100 \text{ ms}$	100 mm	反射計	導波管サイズ は100mm以下	1	プランケット表面に ホーン	散乱光は光ファイバで受光して計測	密度分解能は須藤リミットとの比が2桁の精
電子密度分布 (特に周辺)	放射崩壊抑制	$<1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$	$<100 \text{ ms}$	100 mm	反射計	導波管サイズ は100mm以下	1	プランケット表面に ホーン	計測室からプランケット表面まで金屬導波管伝送	
	放射崩壊抑制		$<100 \text{ ms}$	空間積分量 (EUV)分光						
制動放射	放射崩壊抑制		$<100 \text{ ms}$	空間積分量 (EUV)分光						
	アルファ加熱		$<100 \text{ ms}$	空間積分量 レイシンチレー						
核融合出力 (中性子発生率)	核融合出力モニター	10%?	$<100 \text{ ms}$	空間積分量	放射化箔 核分裂計数管	数センチ×数十 センチ程度	複数個所	真空容器内プラン ケット背面	気送管でプランケット背面へ輸送	追加熱による自己燃焼状態への復帰は數十秒のオーダー

【検討すべき計測と制御】

DT燃料比	燃料供給制御		$<10 \text{ ms}$	反射計	導波管サイズ は100mm以下	1	プランケット表面に ホーン	計測室からプランケット表面まで金属導波管伝送	GAM, TAE spectroscopy
Z_{eff}				中性子スペクト ロメータ					
タイベータ粒子束 不純物発光	燃料供給制御		$<10 \text{ ms}$	可視分光 静電プローブ			ダイバータ板	MIケーブル	
プラズマ電流	理想交換型モード抑制 内部崩壊現象回避		1 s	分光計測 ロゴスキーコイ ル			ダイバータ背面	MIケーブル	
平衡	平衡(磁気軸)制御		1 s	磁気プローブ サドルループ			ダイバータ背面	MIケーブル	垂直磁場制御

4.3 特徴的時間

ここでは原型炉を一定出力の定常運転する場合に想定される課題の検討を進める。原型炉を定常状態で運転する場合に、実時間の制御を要しないシステムとしては冷却(除熱)系、真空排気系、トロイダル磁場系などがあり、これらは定常状態を維持することが本来の役割である。これとは対照的にプログラム制御やフィードバック制御などを組み込むことによって動作点が安定であるような働きをするシステムとして加熱、電流駆動、粒子供給、磁気制御(PFコイル系)プラズマ回転制御(モーメンタム入射)などのアクチュエータがある。また、これらのアクチュエータを使ってプラズマを制御するためにプラズマの情報を集め、制御系に持ち込む役割を担うのが計装・計測器である。そこで、発電原型炉として求められる核融合熱出力一定制御を行う場合に制御系に求められる役割を整理すると、

制御系のアルゴリズムとして、

(1) 運転範囲

ある一定のプラズマパラメータ範囲(多次元)を出力一定のための運転範囲と定める。この範囲内で運転基準点(1点)を中心として上記アクチュエータのフィードバックやフィードフォワード制御によって核融合出力一定を保つ。即ち、何らかの原因で動作点が基準点からずれてくる場合に制御系はそれを戻すようにアクチュエータを制御する(図4.3-1)。

(2) 運転限界(不安定性境界)

動作点がこの範囲を超えると不安定性が発生したり、核融合反応が終息に向かうような境界として定義する。この場合、制御系は機器への影響を最小限に緩和すべくアクチュエータを作動させ、プラズマの状態を運転範囲に戻すことも起こりえるが、戻すことが出来ない場合は停止に移行する。緩和策が有効に効かない場合は急速な消滅(ディスラプション)に至ることもある。

(3) 制御ループ

トカマクに於いてはプラズマの位置制御が安定な運転制御の前提となる。このため、4.1.1でITERで採用されているように、制御系をmagnetic controlとkinetic controlの二つの基本的なループから構成することが好ましい。ただし、圧力分布あるいは電流分布など1~2の限定したパラメータについては二つのループの橋渡しを演ずる役割が必要となろう(4.1.1(3)参照)。

(1)の運転範囲と不安定性が始まる(2)の境界との距離は重要である。即ち、運転動作点からいきなり不安

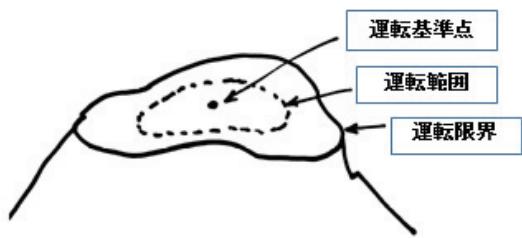
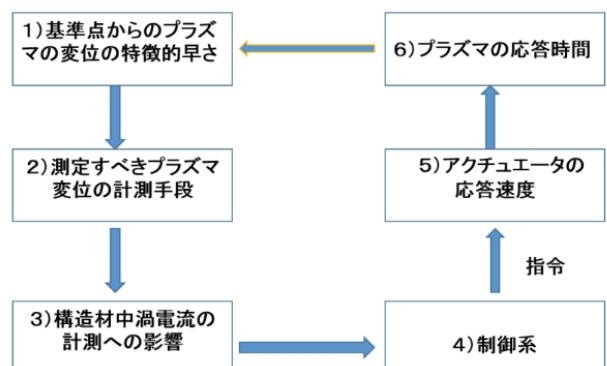


図 4.3-1 定常運転の概念

定性が生じるような所で発電炉の定格運転を行うことは考えられない。基準点から運転範囲までは安定した運転が可能である領域である。原型炉で発電実証を行う前に、ITERや原型炉の準備運転によって運転限界とも言える不安定性境界と安全な運転範囲を決めておく必要がある。(2)の外の領域が急勾配や崖っぷちであるのに対して、(1)の領域はプラトーあるいはなだらかな勾配の多次元曲面であると理解しても良いだろう。

以上を念頭に置いて原型炉の制御を考えた場合に、まず、最初に検討・整理すべきことは(図4.3-2 参照)1)プラズマの動き(変化)の特徴的時間、基準点からずれていく速さや不安定性の成長速度である。次に2)それらの動きを計測できるか否かを調べる。ここで重要なのがトカマクにあっては磁気面の制御であり、必要な磁場を測定できるかどうかが問題となる。トカマクではコイル電流とプラズマ電流だけでなく、構造体に流れる渦電流も含めて定まる磁気面の位置と形状の制御は必須の課題である。特に原型炉ではブランケットなどの構造体が2次元対称性を崩しているので、その影響はITERに比べ一段と複雑である。このため、3)計測への構造体の影響を調べる必要がある。次に、4)運転基準点からず

図 4.3-2 基準点から変異するプラズマの制御ループ



れていこうとするプラズマを制御系はアクチュエータに指令を出して、押し戻す必要があるが、どの程度の速さで効果が現れるかは、5) 指令を出してからアクチュエータが実際に動作するまでに要する時間と、6) アクチュエータが動作してからその効果がプラズマに表れるまでの特徴的時間を整理する必要がある。このような流れの中で重要な課題を検討する。

ヘリカル炉とトカマク炉の本質的な違いは、ヘリカルにあっては基本的に外部磁場が境界付近の磁場構造を決めるために、磁場測定の重要度は相対的に小さくなることである。しかし、プラズマベータ値の増加とともに磁気軸のシフトを検知する必要があり、制御上共通課題は多い。ここでは先ず複雑なトカマクについて検討し、この課題と解決のための研究の方向性を示し、ヘリカル炉については異なる点について言及する。

4.3.1 プラズマの特徴的動き

最初に定常(定格)運転している原型炉プラズマがどのような動きをするかについてその特徴的時間を表4.3-1に纏めた。この表はプラズマが運転基準点からどのような速さで変位していくかを纏めたものである。4.3(3)に述べたことを念頭に置いて1) プラズマの位置・形状制御(magnetic control)と、2) プラズマ圧力・核燃焼制御(kinetic control)に分類し、縦の列は考えるべきプラズマ変位の制御項目を、横の行にはその制御の目的、変位の特徴的速さの目安としての時定数、その動きを計測するセンサー、そして制御系が指令を出して変位した(あるいは変位しようとする)プラズマを押し戻すためのアクチュエータを示す。この表で特に重要なのが第3列目の[特徴的な時定数]である。

トカマク制御の前提としてはプラズマの位置・形状制御が精度よく行われていることが求められる。表4.3-1から理解できるように、プラズマ電流、最外殻磁気面と第一壁との間のギャップや、上下位置などの制御を対象とするプラズマの変位は時定数が約~100msであり、真空容器の外部に設けられたPFコイル系(超伝導コイル)によって制御される。

これに対してプラズマ圧力・核燃焼制御に関しては、燃料制御、圧力分布制御、電流分布制御、熱・粒子束制御のいずれもが、プラズマのエネルギー閉じ込め時間 τ_E や、それより長い粒子閉じ込め時間 τ_p また、それより遙かに長い電流拡散時間 τ_R によって支配されていると考えられる。

次にトカマクで考慮しなければならない不安定性は以下のようなものがあるが[1,2]、制御の立場からそれぞれの特徴を要約する。

(1) 鋸歎状波(Sawtooth Oscillation)

原型炉の運転は $q \sim 1$ 面が現れない運転領域が選ば

れる。したがって、制御上必要なことは全電流が一定の時に電流分布がピーキング度を増した時に分布を平坦化するように制御する必要がある。鋸歎状波のコラプスは磁気島の種をつくり、大きな不安定 NTM で発展し、ロット・モードを経てディスラプションに至る。

(2) NTM(Neoclassical Tearing Mode 新古典テアリングモード)[3,4,5]

有理面にできる磁気島内での圧力平坦化により、ポートストラップ電流が無くなることにより発生。JT-60 では顕著なトリガー信号が無く発生する場合の時定数は、数 10ms~100ms、鋸歎状振動によりトリガーの場合、10ms 以内である。この時定数は磁気島幅でのプラズマの抵抗性拡散時間程度で決まるため、電子温度が高くなる ITER や原型炉ではよりゆっくりと成長する。

注 1) プラズマの抵抗性拡散時定数は $\tau_R = \mu_0 a^2 / \eta$ で表され、例えば 5T, 10^{20} の密度、5keV, $a=1\text{m}$ の重水素プラズマ全体では約 10 min となるが、磁気島幅は通常小半径の 10-20% 程度なので、数 10s 程度と見込まれる。

(3) ELM(Edge Localized Mode プラズマ端に局在するモード)[6-17]

ペデスタルの圧力が一時的に増大し、その緩和プロセスとしてプラズマ端部に ELM が発生する。H-モードでは定常的に繰りかえされる。ダイバータの損傷の観点では 1 パルスあたりの温度上昇が融点(或いは再結晶温度)以下になること、およびその周期にわたる平均熱負荷が除熱能力の範囲内にあることが必要。

注 2) 1 パルスあたりの過熱の条件は $q_0 \sqrt{\Delta t} \geq \Delta T / 2\sqrt{\pi c \rho \lambda}$ (ただし、 q_0 は表面熱流速、 Δt はパルス幅、c は比熱、 ρ は密度、 λ は熱伝導率、 ΔT は温度上昇) であり、これから限界温度上昇が求められる。パルスが周期的に来た時に次のパルスまでに表面層の熱が冷却材に向かって拡散していれば蓄積は生じない[18,19]。

(4) アルフヴェン固有モード(Alfven Eigen Mode)[20,21]

高速粒子の割合が大きい核燃焼プラズマで問題となる不安定性で、実験データは無い。また、その発生条件は理論的に見積もることが出来るが、どこまで成長するかについてはまだ研究途上であるため、現時点での制御の視点からの評価は避けることとする。

(5) RMW(Resistive Wall Mode 抵抗性壁モード)[22,23,24]

有限抵抗の壁があるとき、Troyon 限界(2.8)を超えた規格化ベータ値が得られるが、その限界は RWM の発生によって決まる。安定化板(導電性壁)が無い場合は数 μs 、安定化板があるとき不安定性の成長は安定化

板がプラズマの近くにあれば壁の時定数程度に抑えられるが、壁が遠いと成長速度は速くなる。炉内コイルを使えない原型炉で RWM を制御で抑えるには、壁で成長を抑え、同時にプラズマのトロイダル回転を利用するしかない。回転速度はアルフヴェン速度の 0.3%程度でよい。

(6) ディスラプション(Disruption)[25,26]

precursor フェーズでは $m=2$ モードなどの低 m モードが現れ、成長する。成長時間は約 10ms(中型装置)。Fast phase では～ms の時間内で中心温度が壊れ、電流分布は平坦化される。Quench phase では電流が減衰して0となる。

(6-1) VDE(Vertical Displacement Event 垂直方向変位)

熱的クエンチが起きるまでのプラズマの動きは比較的ゆっくりしている(時定数～数 100ms)ので、この間に動きを検知し、アクチュエータを指令することが必要。熱的クエンチが起きてしまうと、電流クエンチが続いて起きるので、制御は困難となる。

(6-2) MD (Major Disruption)

殆ど変位していない状態で熱的クエンチが発生するので、MD が発生する領域に運転動作点を近づけないことが必要。

これらの不安定性による特徴的時間などを纏めたものが表 4.3-2 である。不安定性が生じる場合の検討は、運転動作点が変位して不安定性の発生する領域まで到達する時間と(運転領域内)、不安定性の成長時間の双方を考えなければならない。前者は輸送を中心とする特徴的時間でずれてくるので制御系は基本的にこの時間スケールで対処し、不安定性の制御の特徴的時間は、万一不安定性が発生した場合に影響緩和のためにアクチュエータに許容される時間的余裕と解すべきであろう。ただし、表 4.3-2 の不安定性の中で H-モードにおける ELM だけは運転基準点においても定常に発生している振動で、不安定性が成長してコラップスに至るというような性格のものではないので、制御の視点からは運転領域内の定常現象とみなす例外とすべきものである。

4.3.2 測定すべきプラズマの変位の計測手段

この重要な課題については既に 4.1、及び 4.2 で議論しているので、再掲しないが、そこで必須と判断したにも拘わらず、幾つかの計測手段は無条件で使用できる訳ではなく、以下に議論する制約を受けることに注意しなければならない。

4.3.3 構造物の時定数

前項でプラズマの動きの特徴的時定数の概要を知った。次に必要となる検討はそれらの動きを計測できるかという問題である。とくに磁気センサー(磁気プローブ、ロゴスキーコイル、ワントーンループ)が必要な期間にわたって必要な信号を測定できるかという課題が重要である。耐放射線(耐中性子、耐ガンマ線)に対する問題については別の項(4.4.2)で詳細が議論されるので、ここでは結論だけを述べる。

想定される最良の磁気センサー材料を使った場合、耐中性子性に関しては、中性子束が高い場合に生じる問題と中性子フルーエンスがどこまで性能を維持できるかの二つの問題がある。第 1 の問題は中性子照射を受けている瞬間に中性子によって誘起される障害が発生し、正規の測定ができないことである。第一壁前面にセンサーを設置した場合、中性子束はおよそ $2.5 \times 10^{15} n/cm^2 s$ (最大中性子壁負荷 $1.9 MW/m^2$)となり、これでは中性子束が高すぎて使用できない。これに対する対策として磁気センサーを増殖ブランケットの裏側と高温遮蔽体(バックプレート)の内側の隙間に設置すれば中性子束は第一壁前面位置に比べて約 2 衍減衰するため、ITER 用に開発してきた材料が原型炉にも同じように使用できる見通しが立った。しかし、第 2 の問題である耐積算中性子束(フルーエンス)に関しては重照射の耐中性子データが無いため、原型炉条件で炉の寿命中耐えうるのか、或いは毎年交換しなければならないのか判断できないというのが現状である。両者の中間で3～5年耐えうるのであればブランケットを交換する度に、磁気センサーも一緒に交換するという考え方もあるが、ともかく照射データを蓄積するしかない重要な R&D 課題であることが明らかになった。

つぎに構造体の影響について検討する。よく知られているように磁場が変動するときに真空容器やその内側に設置されるブランケットなどの構造体には電磁誘導によって渦電流が流れる。この渦電流はプラズマ電流など磁場変動の原因となる電流源と同じ波形(位相)で変化するとは限らないためやっかいである。電磁誘導を受けた直後は磁場の浸透を妨げるよう電流が流れ、また誘起した電流は元となった電流源の時間変化が無くなった後でも、誘起電流ループが描くインダクタンスと抵抗によって決まる時定数で減衰する。しかも構造体は電線状ではないので、構造体に流れる電流は分布して流れれる。即ち、磁気センサーは本来計測したい磁場のほかに、位相が異なる構造体に流れる誘起電流(面状渦電流)のつくる磁場も重畠して測定してしまう。したがって、この渦電流の影響がどの程度のものかについて見積もっておく必要がある。原型炉について検討する際に ITER までの装置と異なる 2 つのこと注意が必要である。一つはブランケット・モジュールなどの構造体に低放射化フェ

ライト鋼 F82H などの磁性材がふんだんに用いられるので、磁化による影響を評価する必要があること、もう一つはブランケット・モジュールなどの構造体がこれまでにない複雑な構造を有するため、その影響の程度について検討例が無いことである。

これらの課題についての定量的評価は、設計が進めば構造を正確に取り入れた有限要素法解析コードによって精度の高い評価が可能であろう。しかし、原型炉の設計が確立していない段階に於いても、概念検討を進めるために構造体の影響について目安を付けることが必要不可欠である。

そこで敢えて正確性は問わず、ファクター2程度の誤差は含む準定量的な見積もりをすることとする。また、トカマク型原型炉の対象として近年検討されてきた SlimCS[27]をその対象とする。検討対象とした SlimCS の構造断面を図 4.3-3 に示す。なお、ここで注意すべきことは、本書の目的が SlimCS という特定の原型炉についての運転・制御・計測系の設計や定量的評価にあるのではなく、どのように発電炉の運転制御を実現するかについての methodology を提供することにあり、したがって、将来原型炉として SlimCS と異なるものが設計されたとしても（そうなることは大いにあり得ることだが）、この報告書に記載した検討手順にしたがって見直すことにより、確實に原型炉の運転につながる解決策が見つかるものと考える。

固定遮蔽体 ~SlimCSの例~

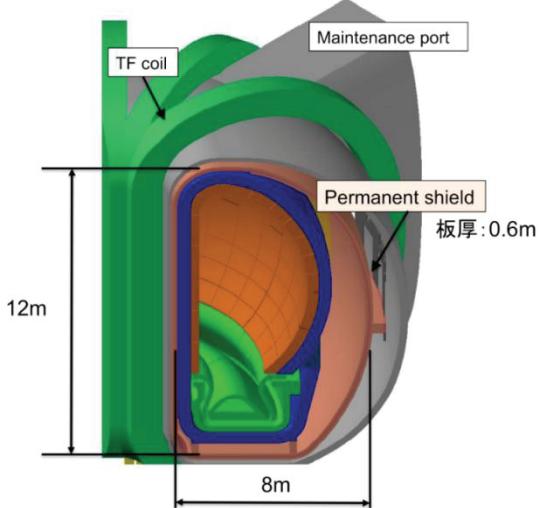


図 4.3-3 SlimCS の構造鳥瞰図

青色：高温遮蔽、茶色：固定遮蔽、
材料：F82H（運転温度：~300 度）
固定遮蔽寸法：板厚 0.6m、R 方向ボア 8m

(1) 磁性材の評価

炉内に磁性材を用いる場合のプラズマへの影響についてはこれまでにいくつかの検討例がある。これらはいずれもがトロイダル磁場コイルのつくる磁場のリップル低減のためにフェライト鋼の板を真空容器内壁に張り付けるものである。フェライト鋼の使用は最初に JFT-2M で試され[28,29,30]、その後 JT-60U でも使われている[31]。

JT-60U ではトロイダル磁場のリップル低減のためにトロイダル磁場コイルの周期にあわせて部分的にフェライト板を設置したが、その際プラズマに及ぼす磁性材の影響が評価された。JT-60U の運転領域は主半径 $R=2.8\text{m}$ のプラズマ中心で $B_T = 2.0 \sim 3.8\text{T}$ 、フェライトが設置されている位置 ($R=4.0\text{m}$) では磁場の強さが $1.5 \sim 2.7\text{T}$ と ITER や原型炉に比べればかなり弱いが、十分に飽和している領域である。フェライト板に近接して設置された磁気センサーに及ぼす影響について実物大モデルによる測定と解析計算[32]の両方から検討され、またプラズマに対する磁場変動は磁化モデルによる薄板近似の計算コード[33]により求められた。さらにプラズマ制御プログラムへの取り込みはモデル実験の実測結果をパターン化して取り入れている[31]。

原型炉に使われる低放射化フェライト鋼 F82H は磁性材であるが製造上、磁気異方性は無いように作られる。F82H はブランケット筐体、高温遮蔽、固定遮蔽など、真空容器内の構造物の主要部分を占めており、これらは超伝導コイルの磁場に晒され、特に強い定常トロイダル磁場（数テスラ）によって飽和領域に置かれる事になる。かかる環境下で変動するポロイダル磁場により、磁性材がどのような磁化の振る舞いをするかについて、検討した（付録 4.3-A 参照）。その結果、磁化の方向と強さはトロイダル磁場とポロイダル磁場のベクトル和の方向であるが、トロイダル磁場が 4T の場合、磁性材の磁気特性はほぼトロイダル磁場の強さで決まってしまい、変動するポロイダル磁場に対する実効比透磁率は約 1.5 （真空の透磁率 μ_0 の 1.5 倍となること）、またこの近辺の飽和領域では磁場の強さに対する依存性は小さいことがわかった。

(2) 構造体の影響

上記比透磁率を用い、極めて簡易化したモデルに基づいて構造体に流れる渦電流の時定数を評価したのが表 4.3-3 である。真空容器内の構造物が及ぼす影響は 2 つの面から検討が必要である。そのひとつは磁場測定に対する構造材の影響であり、他の一つはプラズマの安定化のための導体シェルとしての構造体の効果である。具体的な炉構造として SlimCS を取り上げると（図 4.3-4）、まず、第一の点については、プラズマの変位や振動を感度良く検知するには磁気センサーを高温遮蔽の内側（プラズマ側）に設置する必要があるが、他方、

前記の如くブランケット前面付近の中性子照射環境に耐えうる材料は無い。したがって、磁気センサーを設置できる最も可能性が高い場所は、ブランケット・モジュールの裏側か、裏に近いブランケット・モジュール間の隙間である(図 4.3-5)。このような場所に磁気センサーを設置した場合、センサーは隣接するブランケット・モジュールの筐体や背面の高温遮蔽板に流れる渦電流の影響を受ける。

まず、ブランケット・モジュールについてトロイダル方向の磁場成分に対する時定数を評価した。トロイダル磁場の方向は概略ブランケット・モジュール筐体の側板と並行方向であるとして、側板の板厚方向の渦電流減衰時間、矩形枠形側板に流れるループ電流、および、天板と底板に流れる渦電流の減衰時間を見積もった。次にブランケット・モジュールの背後に位置する高温遮蔽板は厚さ 100mm の F82H の板材を 5 枚重ね合わせたもので、合計の厚さが 500mm と厚い割には板材の貼り合せの効果により、1 枚だけの場合と同じ時定数となる。これらの初步的な、電卓でできる範囲の解析を付録 4.3-B に纏めた。これらの評価では図 4.3-5 のようにブランケット・モジュールが上下左右に並んだ場合の渦電流ループ同士の相互誘導を正しく見積もることは困難なので、将来は構造を正しく入力した有限要素法解析に拠らなければならない。現状では軸対象に近い系か、比較的単純な非軸対象系しか取り扱われておらず、また磁性材の扱いも十分ではないので、早急なコードの整備がく原型炉の概念検討のためにも必要である。

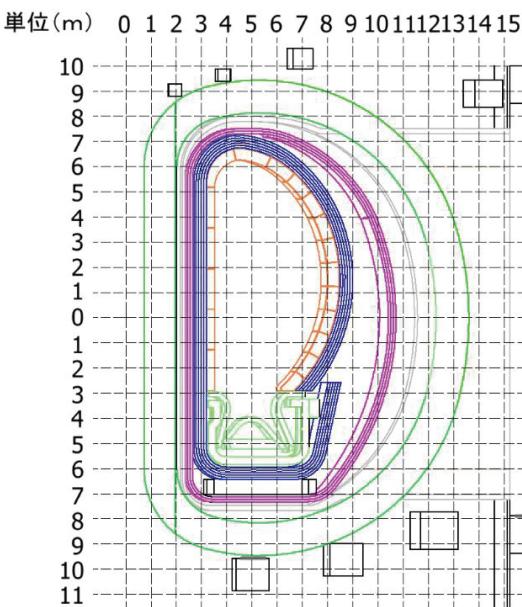


図 4.3-4 SlimCS 断面寸法図
オレンジ: ブランケット・モジュール、
青: 高温遮蔽 紫: 固定遮蔽、
グレー: 真空容器、緑: TF コイル

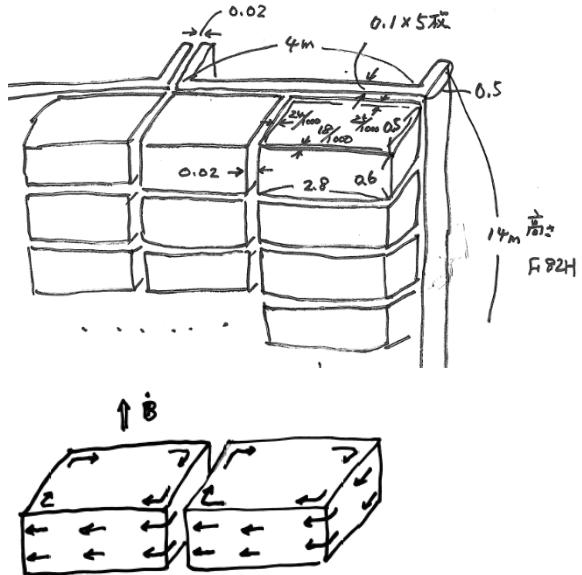


図 4.3-5 プラズマ側から見たブランケット・モジュールと高温遮蔽概念図 高温遮蔽はトロイダル方向にモジュール 2 個毎にカットがある。右図はモジュールに流れる渦電流の概念図

次にプラズマの変位に対する構造材の影響について検討した。対象とする構造材はトロイダル方向にカットがある F82H を使った高温遮蔽(バックプレート)とその外側に位置するトロイダル方向に連続した固定遮蔽である。固定遮蔽よりもプラズマからは更に遠く薄い真空容器についてはその影響は相対的に低いと見られるので検討を省略した。ITERとの対比においては ITER では遮蔽ブランケット・モジュールを支えるバックプレートが SlimCS では増殖ブランケット・モジュールを支える高温遮蔽に対応し、その外側の ITER の真空容器が SlimCS では固定遮蔽に対応すると考えて良いであろう。まず、高温遮蔽板に対してはプラズマの変化を、1) プラズマは定位位置で電流の絶対値が増減する場合($m=0$ モード)、2) プラズマが水平方向、或いは垂直方向に変位する場合($m=1$ モード)、および3) プラズマの MHD 変位で高次モード($m=2$ 以上のモード)の場合に分けて検討した。また、固定遮蔽に対しても $m=0$ モードと、 $m=1$ モードについて検討したが、高次の m モードについては固定遮蔽がプラズマから遠く離れているので、効果が薄いものと推定され、検討は省略した。これらの検討の結果は表 4.3-3 に示した通りであるが、計算のベースとしたモデルについては付録 4.3-B 及び付録 4.3-C に詳細を記した。

4.3.4 アクチュエータの応答速度

磁場コイルを除くアクチュエータ(ペレット、加熱装置、電流駆動装置など)は制御で必要とする時定数よりも十分早く～ms 程度で動作するので問題は無い。PF コイル

などの磁場コイルによる制御については 4.3.3 で検討したように構造体が磁場測定に影響を及ぼすだけでなく、コイルによる磁場をシールドし、プラズマ制御の効果を鈍らせる。もちろんこれらの構造体の磁気遮蔽効果にも拘わらず、固定遮蔽の外側に置かれたコイルと電源を増強してより大きなコイル電流を流すことが出来れば一時的にはプラズマに必要な磁場を発生することはできるが、位相が異なる渦電流による反動も大きくなり、システム全体が大変高価なものとなるだけでなく、プラズマに対する制御性も低下することに注意しなければならない。他のアクチュエータの応答速度と異なり、磁場コイルの場合は構造体を含めた系の応答速度を考える必要がある。

4.3.5 アクチュエータ作動後のプラズマの応答時定数

前節で magnetic control についてはコイル発生磁場に対して構造体が影響し、制御の時定数がゆっくりしたものになることを理解した。一方 kinetic control に関してはアクチュエータの動作は十分に速いけれども、プラズマの諸量（例えは密度、温度、電流、回転など）に優位な変化が現れるまでにそれぞれ一定の時間が必要であろう。例えば一定の核融合出力低下がどの程度のプラズマ諸量の変化に対応するか、また出力の回復にどの程度の時間が必要となるか、今後の検討によって明らかにすべきものである。

4.3.6 時定数からみたトカマク炉の総合的検討

最初に表 4.3-1 および表 4.3-2 と表 4.3-3 を見比べて magnetic control について検討する。まず、磁場測定の可否については制御対象の特徴的時定数と構造物の時定数が大きく異なっていれば、分離可能なので問題が無い。制御対象のプラズマ電流の特徴的時定数は約 100s、磁気面ギャップ、上下位置不安定は約 100ms である。これに対してポロイダル磁場を測定する磁気センサーはブランケット構造体に囲まれて設置している。ブランケット筐体や高温遮蔽体の板厚方向の磁場浸透の時定数はともに 10ms 以下なので問題は無い。次にブランケット・モジュールの集合体としての影響であるが、モジュールの天板や底板に流れる渦電流の時定数は最大見積りでも約 30ms 程度なので、測定に大きな支障とはならないであろう。しかし、側板に流れる電流はモジュール 1 個単独のときは約 20ms と短いが上下に並んだ集合体としてみた時は制御対象の時定数と同程度（~120ms）となるので、ブランケット筐体に工夫を凝らすか、予めブランケット構造を取り入れた測定値の変換プログラムを開発しておくなど、対策が必要となろう。また、高温遮蔽や固定遮蔽に流れる大きなループの渦電流

($m=0,1,2$) は時定数が 0.64s 以上と磁気面ギャップ、上下位置不安定の時定数 0.1s より相当長く、また電流制御の時定数である 100s よりは十分小さいので計測に影響は小さいと考えられる。

次にアクチュエータとしての磁場コイルでプラズマを制御する場合に支障は無いか検討する。SlimCS の構造では、プラズマ電流の立上げや立ち下げに關係する固定遮蔽の時定数は約 3s (ITER の真空容器は約 0.5s) と長いが、電流制御の時定数は約 100s であるので支障は無いであろう。しかしギャップ制御や上下位置制御の特徴的な時定数が約 100ms であるのに対して、高温遮蔽や固定遮蔽の渦電流時定数は 0.6s～2s と長く(とくに固定遮蔽はトロイダル方向にカットが無いので時間磁場が内部に浸透しない)、その制御性について十分な検討が必要である。位置制御コイルなどによる水平方向変位の制御に対して約 2 秒 (ITER では 200–250ms) という大きな時定数を持った構造体に抗してこれ以下の早い変化の磁場をプラズマに印加することができるか否かは電源構成を含めて検討する必要がある。

次に kinetic control について検討する。表 4.3-1 でプラズマ圧力・核燃焼制御の項を注意してみると、燃料、加熱分布、壁への熱・粒子、鋸歯状波、NTM などの制御には必ずしも磁気センサーを必要としないので、構造体の渦電流が計測に直接影響することは無いであろう。ただし、個々の測定において磁場（の変動）に敏感な素子を用いている場合は注意を要する。磁気センサーを使うのは、ELM、抵抗性壁モード、およびディスラプションである。このうち、ELM の制御はペレットによる pacing だけであるので、トリガーのタイミングだけを必要とし、波形が歪んだとしても問題は無い。ディスラプションの VDE は数 100ms のゆっくりとした動きであり、計測上問題は無いが引き戻すためのアクチュエータとして磁場コイルを想定する場合は固定遮蔽などの影響を受けるので検討が必要である。MD は熱的クエンチとそれに続く電流消滅があるが、熱的クエンチは ms で起きるので、発生領域に近づけないことだけが制御方法である。電流クエンチは熱的クエンチに比べれば比較的ゆっくり生じるが、ITER の検討例でも 15～50ms 程度の短い時間で減衰するのでこの間に磁場コイルによる制御は考えられない。不純物ペレット入射や大量不純物ガスパフなどの影響緩和のための制御が考えられているが、この方法に対する構造体の障害は無い。

4.3.7 ヘリカル炉の場合

ヘリカル炉の場合には基本的な閉じ込め磁場が外部コイル系によって与えられるためにプラズマの特徴的な時定数や運転制御の方法が異なったものとなる。現在稼働中の LHD からヘリカル発電炉に至るアプローチと

課題は[34,35]に検討されている。これらを踏まえてトカマクの表 4.3-1 と表 4.3-2 に対応するヘリカルプラズマの特徴的動きを表にまとめたものが表 4.3-4 である。

(1) ヘリカル炉の平衡制御

ヘリカル炉の平衡制御については、外部コイルによる堅牢な磁場配位があり、またディスラプションの心配はないなどにより、トカマク炉のギャップ制御、上下位置制御のような実時間平衡制御は必要としないが、プラズマ圧力が高くなるに従い、圧力分布の中心位置は外側にシフトし(シャフラノフシフト)、周辺磁気面構造に stochastic layer が増大したり磁気島が生じるなどによりプラズマの輸送特性が劣化するなどの問題がある。このシフトは垂直磁場を強くすることによって内側に戻すことができるが、内側に近づきすぎると MHD 不安定性(交換型不安定性)が発生する。即ち、MHD 的にはベータ値が高くなった時にプラズマが外側にシフトすれば磁気井戸が形成されて MHD 安定性は増すが、輸送はヘリカル・リップルが効いて低下し、また高エネルギー粒子の閉じ込めも劣化する。逆にプラズマ中心を内側に寄せすぎると輸送や加熱は良くなるが磁気丘構造のため MHD 不安定性の壁がある。このため、適切な位置に磁気軸中心を制御することが必要となる。

分布中心を知るにはトカマクと同じように磁気測定から平衡を解いて磁気面を再構築するか、或いはレーザー計測などにより分布計測から直接分布中心を求めればよい。すなわち、トカマクのように磁場計測による詳細な最外殻磁気面は(定義できないし)知る必要もない。また磁場計測は揺動や不安定性などプラズマの速い動きには有効であるが、ゆっくりとした動きにはプラズマ電流が小さいため信号レベルが低く、磁気軸位置を同定するのに不確定性を伴う。

(2) 圧力・燃焼制御

一方、プラズマ圧力制御、核燃焼制御に関しては、プラズマが自己点火状態の場合には、外部から制御できるのは粒子制御を通じてである(4.1.2 参照)。ガスパフではプラズマのコア部まで燃料の供給が届かないため、ペレット入射によって制御することになる。第一壁・ダイバータへの熱・粒子束制御に関しては、アスペクト比が大きいためダイバータに付与できるスペースを確保しやすいうこと、プラズマの両端にダイバータがあることなどによりトカマクに比べて緩やかであるが、SOL プラズマのダイバータ面への直接入射を許容するレベルではない(～数十 MW/m²)ため[36]、やはりデタッチプラズマとする必要があり、LHD でも SOL プラズマでの放射を増やすことによるデタッチプラズマの研究が進められている。

(3) 急速な蓄積エネルギーの散逸

通常トカマクのディスラプションの場合には、電流クエンチに先立って熱的クエンチ(プラズマが保持している熱的エネルギーの散逸)が生じる。プラント運転上、ヘリカルの場合に注意しなければならないことは放射崩壊(radiation collapse)という現象である。トカマクのディスラプションもヘリカルの放射崩壊もこれらが発生した場合には発電停止を余儀なくされるという意味で同等の影響を生じる。ヘリカルの放射崩壊はコア部での発生エネルギーが不足する場合に低温領域(放射ゾーン)が中心部に向かって進みながら蓄積エネルギーが放射されるが、基本的な閉じ込め磁場構造は変わらないので、第一壁に散逸するエネルギーが局在的に集中する懸念は少ない。これに対してトカマクのディスラプション時の熱的クエンチの際にはエネルギーバランスの崩れとともに磁気面構造の崩れも同時に起こるため蓄積エネルギーの第一壁・ダイバータへの局所化を避けることが困難となる。また、ヘリカルの場合にはプラズマ蓄積エネルギーの散逸だけ対象とすれば良いのに対して、トカマクの場合はプラズマ蓄積エネルギーのほかに、コイルを含め、プラズマ電流系が保持している磁気エネルギーの一部もプラズマ電流の減衰過程を通して熱的エネルギーに変換されるので、電流クエンチフェーズでのエネルギーの流れを量的に検討しなければならない。

(4) ヘリカルの不安定性

ヘリカルの場合の不安定性としては理想・抵抗性交換型モードが問題となる。ある磁気軸位置でベータ値を上げていくと、周辺部は必ず磁気丘配位となり、抵抗性モードは必ず不安定となるが、その発現領域は圧力勾配などプラズマの特性に依存し、高温・高ベータ領域では安定化できる可能性がある。一方、プラズマ回転角 ι が1となる面でコアプラズマの安定性を決める理想モードが発現すると閉じ込め性能が 50%以上劣化することが分かっている。原型炉では理想モードの回避が重要であり、このため図 4.3-6 に示すように磁気軸中心位置を一定に制御しつつベータ値を高め、コア領域の不安定性($m=2/1$ モード)を切り抜けたあと、内寄せにしてより高いベータ値を目指すシナリオが考えられているが、これまでのところ LHD では理想不安定モードを避ける領域においても何らかの理由によって平均ベータ値は 4-5% に留まっており、その原因の解明が重要課題である。理想モードは磁気シアによって安定化されることが理論的に示されているが、トロイダル周回電流であるブートストラップ電流が流れると磁気シアが減少し、 $m/n=1/1$ モードが不安定化することが LHD の実験で知られており、原型炉ではより大きなブートストラップ電流により不安定性領域を拡大する可能性があるので高磁気シア配位であ

っても危険である。その対策として、周回電流抑制のための外部電流駆動などの手段が必要となるかもしれない。さらに、ブートストラップ電流が無視できない大きさに達する時、ディスラップションが起きない保証はないので、高いベータ値になるときの MHD 安定性の解析を急ぐ必要があろう。ただし、トカマクとは異なりヘリカル系では基本的な閉じ込め磁場構造まで崩壊するわけではないので、ベータ値の瞬時低下という現象に留まるであろうし、この違いは小さくない(この間の蓄積エネルギーの散逸と電流崩壊の電磁気的影響は検討を要する。)。

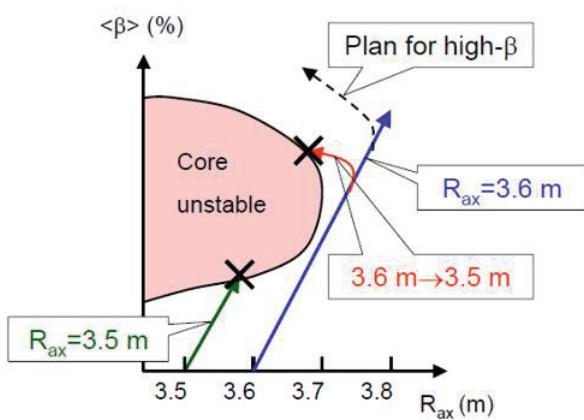


図 4.3-6 ヘリカル炉でプラズマ圧力を高くしていった時のコア部不安定領域を回避するシナリオ[34 より]

(5) 計測への要求

以上のことを見ると、ヘリカル原型炉では不安定性成長による平衡磁場の消失が起きていないので、実時間の平衡制御は必要ない。高ベータになったときにブートストラップ電流は磁気シアを低下させたり、まだ同定されていない MHD 不安定性を励起させるなどの懸念があるため、プラズマ電流の計測は最重要であり、原型炉の初期段階では少なくとも不可欠と考えられるが、一旦運転シナリオが確立してから後の発電実証段階でも不可欠となるかどうか(即ちフルーエンスが高くなった時にも必要か否か)は、核燃焼・高ベータ状態での分布の安定度(robust かどうか)や安定な運転領域に依存すると考えられ、今後の検討が必要である。

このため、計測に関しては反磁性計測はヘリカルコイルで代用が可能であり、また分布計測ができれば kinetic energy も評価できる。ロゴスキーコイルによるプラズマ電流計測は高ベータになったときに必要である。ヘリカルにとってトカマクのような詳細な磁気面制御は必要ないので、磁気センサーは必須ではなく選択肢の一つであるが、他の計測法も中性子照射効果で使用の

懸念があること、MHD 不安定性など運転領域を超えるプラズマの動きを検出するインターロックの手段として有効であるなどの理由によりその使用を検討すべきと考える。

4.3.8 容器内磁場コイルについて

既存の装置や ITER などで真空容器内にコイルを設置して不安定性を抑制する試みがなされ、効果を確認した例が多い。この目的が不安定性の性状を調べ、他の抑制方法を見出す手段として用いるのであれば良いが、同じ方法を原型炉に適用できる可能性は極めて小さいことを認識する必要がある。

コイル絶縁材の耐放射線性

トカマク型原型炉で真空容器内に制御用コイルを設置することができれば幾つかの不安定性を抑えることが出来るので、高いベータ値のプラズマを実現することが出来るという話がある。その実現性のネックとなっていることを簡単にまとめておく。

中性子照射により、電気的絶縁材の性能が劣化し、耐電圧性が問題となる。さらに、超伝導コイルを使う場合は線材の超伝導性能が劣化するという問題がある。これまでのデータでは両者の劣化はほぼ同じレベルの積算中性子量から始まっている。

ITER の製作のために色々な材料が調べられ、ITER の超伝導コイルの設計は 100keV 以上のエネルギーを持つ中性子の積算中性子量を $1.0 \times 10^{22} n/m^2$ (約 10MGy) 以下と定めている[37, 38]。これを設計の基準として、第一壁からコイルに至る空間を適切な遮蔽材で満たすことにより超伝導コイルの位置で許容値以下の積算中性子量(フルーエンス)となるようにしている。その背景資料を含めた説明はテキスト核融合炉[39]に詳しい。ITER では耐放射性が高いシアネットエステル樹脂とエポキシ樹脂を 4 対 6 程度に混ぜて設計条件を満たすように検討が進められている[40]。

これに対して原型炉の放射線場の計算 3.2 節では、第一壁前面で $10^{15} n/cm^2/s$, ($10^{19} n/m^2/s$) ので僅か 100s で ITER 基準値を超てしまう。ブランケットの裏側でも 10^{13} のレベルであり、現実的にバックプレート(高温遮蔽)の裏側に設置した場合でさえ、中性子束は図 3.2-9 にあるように $10^{11} \sim 10^{12} n/cm^2/s$ であり、1 日は $\sim 10^5$ s ので、10 日～100 間で ITER 許容値に達する。

仮に将来 2 衍程度耐放射線性に優れた材料が開発されたとしても、バックプレートの裏側では渦電流の大きな時定数のために(4.3 節参照)、早い応答の磁場発生は期待できない。したがって、特別なことが起こらない限り、ITER のような真空容器内コイルの設置による不安定性の抑制は原型炉には適用できないと考えたほうが良い。

表4.3-1 プラズマの変位の特徴的時間

制御方法	制御の目的	特徴的な時定数	センサー	アクチュエータ	ITERでの検討	検討課題
プラズマ位置・形状制御					コイルの大きいインダクタンスのため に最低100msの応答時間が必要。	短い時間スケールで第一壁へ高い熱負荷 をもたらすH-L遷移を避ける方法
ギャップ制御	プラズマが壁に接触することを避ける	～100ms	磁気プローブ (マイクロ波反射計)	PFコイル電流	セパトリックスと第一壁間のギャップ を6か所で計測し、磁気面位置制御。コイルのインダクタンスのために 最低100msの応答遅れが必要。H-L 遷移などの早い現象に対して、Q-10 のD-T燃焼プラズマでは第一壁への 熱流速は～40MW/m ² に達し、約 300msでペリウムは融点に達する。	トカクマでは磁気計測が必要であるが、磁 気センサーの寿命が十分でないときのハシ ク・アップ(マイクロ波反射計)を既存のトカ クマにおいても採用し、運用レベルに高め ておくこと。
上下位置制御	上下位置の制御範囲にプラズマを留め ておく	～100ms(垂直位置不安定性の成長 率)	磁気プローブ (マイクロ波反射計)	PFコイル電流	厚さ6cmのステンレス真空容器の2重 壁と、厚さ6cmの安定化板が上下位 置安定化に寄与。	
電流制御	全電流値とその分布を一定にすること	～100秒	ロゴスキーコイル レーザー偏光計	CSコイル電流、NBCD、ECCD	電流の拡散時間はT _e ～5keVで約 200s、T _e ～10keVで約800sと長く、電 流分布は数10sかけてゆっくりと最 終状態に近づく。	
プラズマ圧力・核燃焼制御	プラズマ密度がグリーンワールド限界以下、 NBI突き抜け限界以上となるように制御	数10秒(τ _p 程度)	レーザー干涉計 トムソン散乱計	ペレット、ガスバブ	核燃焼が始まつてからペリウム濃度 が一定になるまでに20-30sかかる。	
燃料制御			中性子モニター、 トムソン散乱計 ECE計測	NBI ECR IC入射、燃料制 御で出力制御	この制御方法にはおおきな制限が加わる。 原型炉はQ=20-30の運転なので、核融合 出力200MWの核融合炉では加熱装置か らの入力パワーは70-100MW必要となる。 核融合出力の70%の減少を直接加熱人力 で補償しようとすれば～100MWの余分の能 力を備えていなければならず、非現実的。 したがって、エネルギー一倍率の特徴を崩す ことなく補償する必要がある。	
电流分布制御	炉出力が低下しようとした時にプラズマ の総加熱パワーを一定にするように温 加熱、または過出力となる場合に加熱 入力を抑える。	数秒(τ _e 程度)			電流がフラットトップに達したのち、加 熱パワーを注入するが、それにより 蓄積エネルギーが定常に達するまで にエネルギー閉じ込め時間(約3.4s) の1～2倍を要すると考えられる。	
壁への熱・粒子束制御	高閉じ込め維持、MHD安定性確保	数100秒(τ _p 抵抗性 拡散時間程度)た だし、負磁気シアな どの分布の維持に は10aの電流拡散 時間が効いてくる のでT _R の数分の 1になりえる。	レーザー偏光計	NBCD, ECCD		ダイバータへの熱負荷軽減にはセミ デタッチスマの実現が必須。この ため、ダイバータ領域に軽元素のが スバフ

表4.3-2 トカマクにおける制御にかかる不安定性

プラズマの不安定性	特徴的な時定数	センサー	アクチュエータ	ITERでの検討	検討課題
鋸歯状波制御	MSE計測 ECE音測	ECCD、off-axis NBI			高エネルギー α 粒子による安定化
NTM制御	数10秒(T_R 程度)	ECE音測、 NTM発生位置は電子温度分布で位置から算出。	ECCD m/n=3/2, 2/1が対象。	170GHzジャイアトロンECCDを20MWこれに充てる。ELM制御用の容器内コイルのやRMPコイルも種磁気島を作成する可能性あり。	NTM発生の実時間予測に基づき、有理面にNTM発生前にECCDを行って、低ECパワーでNTM抑制が可能
ELM制御	$f_{ELM} \sim 1-10\text{Hz}$ ただし、これは繰り返しの周波数であり、この特徴的時間で大きな不安定性が生じるというものではない。	ダイバータ分光 磁気プローブ ペレット	NBI(回転)	ペデストルエネルギー緩和の時間スケールは数100μsec。ELM周波数 $\gtrsim 20-40\text{Hz}$ ELMエネルギー $\lesssim 1\text{MJ}$ とするために重水素ペレットを周波数 $\gtrsim 20-40\text{Hz}$ (25-50ms間隔)で入射する必要あり。	シミュレーションコード開発による検討が必要。実験との照合は核燃焼を行うITERを待つ。
アルフヴェン固有モード	壁が近づければ成長速度は壁の時定数(T_w 程度)、壁が遠いと成長率は早くなり、かつ規格化ベータ値も低下する。	磁気プローブ サドルコイル		理想キンク制限よりはるかに低いベータで回転するQ=100の誘導運転での主限界。	SAでは制御用周期が1ms、サンプリング周期は50kHz(20μs) 原型炉で炉内コイルが不可能とした場合に、確実にプラズマ回転を与える方法の確保。
(ディスラプション制御)	以下[VDE (Vertical Displacement Event)とMD(Major Disruption)に分け て記述する。				
VDE制御	数10ms	磁気プローブ		熱的クエンチ時のプラズマエネルギーの崩壊時間スケールは1.0ms以下、ダイバータへの熱流の立ち上がりの時間スケールは装置サイズとともに増加傾向にあり、ITERへの外挿では $\sim 1.5-3.5\text{ms}$	DINAコードで下向きのVDEのシミュレーションによれば、 $t=0$ で垂直方向制御をoffすると、 $t=645\text{ms}$ 経過して垂直方向の理想位置から1mぐらい変位した位置で $(\alpha/a)=1.5$ 熱的クエンチが生じ、引き続き36msの速さの電流クエンチで震度する。
MD制御	$\sim 50\text{ms}$ (電流消滅) ITER		不純物ペレット 大量不純物 ガスバッフル		DINAコードでのMDのシミュレーションでは垂直位置が変位しない状態で熱的クエンチが生じ、電流は時定数16msで減衰する。垂直位置はしばらく経つてから上方向に移動し始めて壁にあたる。

表4.3-3 構造体が測定と制御(アクチュエータの動き)に及ぼす効果

測定/アクチュエータ	対象となる構造体	影響を生じさせる対象	影響の程度と時定数	対象となる計測・制御機能	ITERでの参考値	JT-60Uでの参考値
真空容器内磁場測定 ブランケットモジュール (筐体部分)	側板の板厚方向の磁場浸透時定数とその影響	側板	~1ms	磁気センサー		
	側板に流れるループ電流による磁場の変動と時定数	側板	1モジュールだけなら~18ms インダクタンスは5μH。しかし低mモードに対して縦方向に重なっているモジュール群を考えると、全インダクタンスは1モジュールの場合と大きな差はないが、側板の一周期が値は小さくなるので時定数は長くなり、等価的に7モジュール強を重ねた場合、最大120msとなる。	シールドブランケットの時定数は10-20ms		
	天板に流れる面電流による磁場の変動と時定数	天板	~2.2ms モジュールを6個程度重ねた効果を考慮すると、30ms程度となる。	磁気センサー		
	高溫シールド板(ハックプレート)	板厚方向の磁場の浸透時定数と磁気センサーに対する影響	~7ms (厚さ100mmのF82Hの板の重ね合せ)	磁気センサー		
	m=0モードに対する効果	m=0モードに対する効果	なし。	CSコイル、PFコイル		
	m=1モードに対する効果	m=1モードに対する効果	水平方向(大半径方向)~640ms 垂直方向~1s	PFコイル、NBI,EC		
	高次mモードに対する効果	m=2モードに対する効果	~640ms	NBCD,ECCD		
	固定遮蔽/真空容器	m=0モードに対する効果	3.2s (0.9s ブラズマの円形断面近似で内部インダクタンスを0として求めた)	CSコイル、PFコイル	二重壁真空容器 500ms (~540ms)	
	m=1モードに対する効果	水平方向変位に対する効果	水平方向変位に対して~2.0s	PFコイル、NBI,EC,ペレット	2重壁は垂直、および大半径方向変位に対し200-250ms。くに、内側壁が効く垂直位置不安定に対しても約10ms n=1RW/Mの成長時間はd/a=1.2で10ms程度、d/a=1.7では成長時間1ms以下でディスラッシュ(注2)	

謝辞

表 4.3-1、表 4.3-2 を纏めるに当たっては研究協力者以外に以下の方々との議論や資料提供が大変参考になった。ここに感謝の意を記します。

杉原正芳(ディスラプション)、小関隆久(MHD 安定性)、相羽信行(MHD 安定性)、岸本泰明(シミュレーション)、藤田隆明(位置制御)、諫山明彦(NTM)、林信彦(ITER 核燃焼シミュレーション)、宮田良明(リアルタイム形状制御)、武智学(RWM, 磁性材)、松永剛(RWM、磁性材)、白石淳也(RWM シミュレーション)、篠原浩司(磁性材、固有アルフヴェンモード)、居田克己(MHD 平衡、輸送)、竹永秀信(核燃焼模擬)、大山直幸(ELM)

文献

- [1] 栗原、鎌田、坂本、鈴木、出射。栗原、「小特集 燃焼・高ベータプラズマの実現に向けたプラズマ分布制御の課題」、プラズマ・核融合学会誌 86 (2010)517
- [2] 小関隆久、「トカマク炉の MHD 不安定性」、H25 年度 ST 研究会プログラム、H25 年 8 月 5-6 日、核融合研
- [3] A.Isayama et al., Plasma Fusion Res. 5 (2010) 037
- [4] A.Isayama et al., Plasma Fusion Res. 8 (2013) 1402013
- [5] 小関、諫山、「解説 新古典テアリングモード」、プラズマ・核融合学会誌 77(2001)409
- [6] N.Oyama et al., "Energy loss for grassy ELMs and effects of plasma rotation on the ELM characteristics in JT-60U", Nucl. Fusion 45(2005)871,
- [7] A. Loarte et al., "Multi-machine scaling of the divertor peak heat flux and width for L-mode and H-mode discharges", J.Nucl. Materials 266-269(1999)587,
- [8] G Federici, A Loarte and G Strohmayer, "Assessment of erosion of the ITER divertor targets during type 1 ELMs", Plasma Phys. Control. Fusion 45(2003)1523,
- [9] A.Loarte et al., "Characteristics of tyoe 1 ELM energy and particle losses in existing devices and their extrapolation to ITER", Plasma.Phys. Control. Fusion 45(2003)1549,
- [10] T.Eich et al., "Inter-ELM Power decay length for JET and ASDEX Upgrade: Measurement and Comparison with Heuristic Drift-Based Model", Phy.Rev. Letters 107(2011)215001,
- [11] T.Eich et al., "Scaling of the tokamak near scrape-off layer H-mode power width and implications for ITER", IAEA-FEC 2012, San Diego,USA
- [12] M.A.Makowski et al., "Analysis of a multi-machine database on divertor heat fluxes", Phys. Of Plasmas 19(2012)056122
- [13] 鎌田、大山、杉原、「小特集 ELM 研究の最近の成果 ELM の概要」、プラズマ・核融合学会誌 82(2006)566
- [14] C.F.Maggi et al., "Progress in understanding the physics of the H-mode pedestal and ELM dynamics", Nucl. Fusion 50(2010)066001
- [15] N Oyama, "Progress and issues in understanding the physics of ELM dynamics, ELM mitigation, and ELM control", J. Physics, Conference Series 123(2008)012002
- [16] A Kirk et al., "Comparison of the spatial and temporal structure of type-1 ELMs, J. of Physics, Conf. Series 123(2008)012011
- [17] S.Matsuda, "Heat Load to the DEMO in-Vessel Components", Annual Report 2012 Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ. p82
- [18] S.Matsuda, "Programmatic issues to be studied in advance for the DEMO planning", US-Japan workshop on Power Plant Studies and Advanced Technologies, Uji, Kyoto Univ. Feb. 26-27, 2013
- [19] 松田慎三郎 「ITER や原型炉 R&D の視点から 2-3 のコメント」、筑波合同研究会、2013 年 8 月 30 日
- [20] 東井和夫他、「小特集 トロイダル磁場閉じ込めにおけるアルヴェン固有モードに関する物理的課題」、プラズマ・核融合学会誌 75(1999)517
- [21] 藤堂 泰他「小特集 アルヴェン固有モード研究の最新事情」、プラズマ・核融合学会誌 83(2007)865、
- [22] 武智、松永、白石、徳田、飛田 「解説 高ベータの敵：抵抗性壁モード」、プラズマ・核融合学会誌 85(2009)147
- [23] G. Matsunaga et al., "Rotational Stabilivation of Resistive Wall Mode on JT-60U", Plasma and Fusion Res., 4(2009)051
- [24] S.Takeji et al., "Resistive instabilities in reversed shera discharges and wall stabilixation on JT-60U", Nucl. Fusion 42(2002)5

- [25] 河野、杉原、飛田 「解説 ディスラプションを制御する～物理現象の理解と制御技術の進展」プラズマ・核融合学会誌 86(2010)3
- [26] 中村 幸治 プラズマ・核融合学会誌 77(2001)843
- [27] 飛田健次他、「核融合原型炉 SlimCS 概念設計報告」、JAEA-Research 2010-019 (2010)
- [28] 佐藤正泰、三浦幸俊、「中型トカマク装置(JFT-2M)へのフェライト鋼の適用」、プラズマ・核融合学会誌 74(1998) 448
- [29] K.Tsuzuki et al., "Characteristics of Plasma Operation with the Ferritic Inside Wall and its Compatibility with High-performance Plasmas in JFT-2M"
- [30] K.Tsuzuki et al., "High performance tokamak experiments with a ferritic steel wall on JFT-2M", Nucl. Fusion 43(2003)1288
- [31] K.Shinohara et al., "Ferritic insertion for reduction of toroidal magnetic field ripple on JT-60", Nucl. Fusion 47(2007)997
- [32] 浦田一宏、フェライト磁場計算コード FEMAG の開発、JAERI-Data/Code 2003-005、2003
- [33] 鈴木優、電磁気プローブ設置部での磁場成分へのフェライトの影響
- [34] 楠原悟、「ヘリカルプラズマにおける平衡制御」、第2回原型炉計装制御に関するシンポジウム 4.1、(2013)
- [35] 楠原悟、「ヘリカル系からみたコメント」、第3回原型炉計装制御に関するシンポジウム 2-5 (2013)
- [36] 相良明男他 「ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 概念設計中間報告書」 NIFS-MEMO-64 (2013)
- [37] K. Humer, et. al., "Radiation effects on the mechanical properties of insulators for fusion magnets", Fusion. Eng. And Design, 81 (2006), pp. 2433-2441
- [38] K. Humer, R. Prokopek, R.K. Maix, H. Fillunger, H.W. Weber, "Insulation systems for superconducting fusion magnets based on cyanate ester blends", Fusion. Eng. Des. 84 (2009), pp. 960-963
- [39] 特集号「テキスト核融合炉」、プラズマ・核融合学会誌、87 Supplement (2011), p165-166
- [40] T. Hemmi, et. al., "Development of insulation technology with cyanate ester resins for ITER TF coils" Fusion Eng. and Design 84 issues 2-6 (2009) pp 923-927

4.4 計測器設置についての総合評価

4.4.1 議論の概要

本節では、プラズマ定常維持制御に必須として第4章2節で上げられた計測器について、デモ炉で必要とされる分解能の実現性、耐放射線と炉設計との整合性の観点を議論する。

分解能については、既存の装置や試験で達成されている分解能と比較し、要求と現状の間に隔たりがあるかどうか等、要求性能に対する現在の技術レベルを議論する。耐放射線に関しては、これまでの照射試験データを基に、放射線によってどのような問題が生じるかを示し、その上で計測器の構成要素の耐用年数、または許容放射線量を評価する。それをもとに必要な耐用年数を得るために、どの位置にどのような遮蔽をした上で設置が可能かを導く。炉設計との整合性に関しては、計測器設置が炉設計に要求する要件とその実現可能性、遠隔保守・交換に関する現状の技術・検討の到達レベルを記載する。

現状の技術レベルで計測分解能や必要な耐用年数が満たせない場合は、その要因と技術開発課題を第5章にて議論する。また、必要な分解能や較正方法等、耐放射線以外の開発課題についても、5章にて詳細を扱う。

本節で耐放射線を議論するにあたり、Slim-CS [1] を一例とし、図4.4.1および表4.4-1に示す放射線量[2]を前提とする。ここでは計測器設置位置をZONE A～Cの3つの領域に大きく分け、各計測器が設置可能な場所を議論する。

4.4.2 磁気計測

設置が想定される磁気センサーを表4.4-2にまとめる。

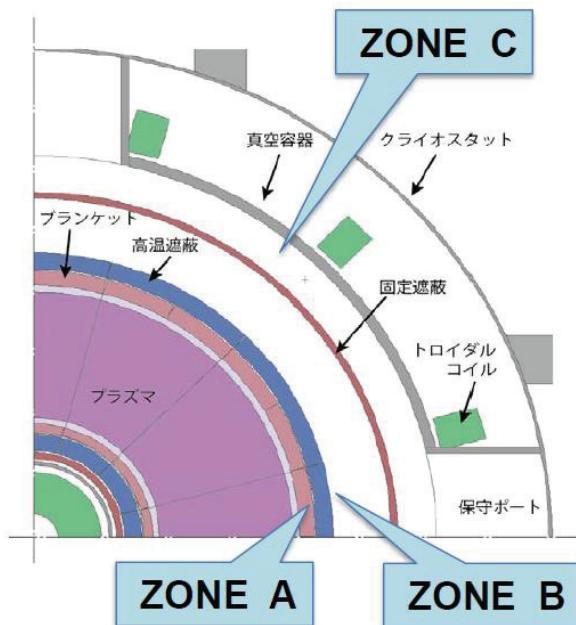


表4.4-1 計測器設置位置での放射線量

名称	位置	高速中性子線量率 (>0.1 MeV) (cm ⁻² s ⁻¹)	ガンマ線線量率 (MGy/h)
Zone A	プランケット背面	2×10^{13}	0.5
Zone B	高温遮蔽体背面	5×10^{10}	0.001
Zone C	低温遮蔽体背面	3×10^9	0.0001

表4.4-2 必要と考えられる磁気プローブ(ヘリカルに必要なものは*)

設置場所	センサー	対象
真空容器内	ピックアップコイル*	I _p 、平衡、MHD
	ブラックスループ	平衡、周回電圧
	反磁性ループ	蓄積エネルギー、β _p 、トロイダル磁場
	サドルループ*	平衡、MHD、磁気島同定
	ロゴスキーコイル	I _p 、ハロー電流
真空容器外	ピックアップコイル	I _p 、平衡、MHD
	ブラックスループ	平衡、周回電圧
	反磁性ループ	蓄積エネルギー、β _p 、トロイダル磁場
	ロゴスキーコイル	I _p 、ハロー電流
	定常磁場センサー	平衡
ダイバータ部	ピックアップコイル	平衡
	ロゴスキーコイル	ハロー電流

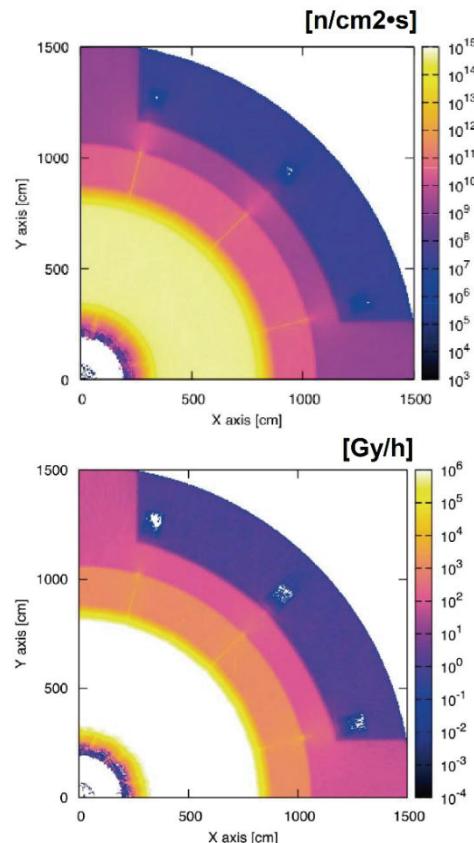


図4.4-1 Slim-CSでの高速中性子(>0.1 MeV)、及びγ線線量率分布

(1) 耐放射線の観点

ITER や原型炉にて、特に磁気計測に影響を与える放射線照射効果は第 2 章 2.4.1 節で述べられている通りであるが、代表的な効果を表 4.4-3 に再度示す。

これらは、コイルや伝送ケーブルに使用されている絶縁物の絶縁性能が、放射線照射によって一時的、若しくは恒久的に劣化したり、起電力が生じたりする問題である。以下では、原型炉においてそれぞれの放射線照射効果がもたらす影響の程度について、現在得られている照射試験等の結果を元に議論を行う。

放射線効果の原因は、主に弾き出し損傷、電子励起、核変換に分けられる [5]。弾き出し損傷で生じた欠陥は、金属や絶縁体内を移動し、再結合して実効的に損傷が無くなることもある。欠陥の移動度は温度に強く依存するため、放射線効果は温度によっても変化する。絶縁性能の劣化は、放射線によって電子が価電子帯から導電帯に励起されることに起因する。また、電子励起による化学変化の促進(例えばアルミナ中の Al の析出)や高速中性子による核変換により、絶縁体内に不純物が生じ、それによる絶縁性能の変化が恒久的な絶縁劣化の原因の一つとなる。

● 放射線誘起伝導 (Radiation-induced conductivity (RIC))

放射線誘起伝導 (RIC) は、放射線照射によって電気伝導度が上昇する現象であり、絶縁体中の電子が励起されると理解されている。これにより MI ケーブル等で絶縁性が保たれなくなる問題が生じる。電子の励起が原因であるため、照射が停止すると元に戻る動的効果である。絶縁材として性能が保たれる電導度の上限値とされる $1 \times 10^{-6} \text{ S/m}$ (真空容器内コイルで 0.2% の誤差に相当[3])に対し、図 4.4-2 の 14 MeV 中性子や様々な電離放射線照射試験をまとめた結果[4]によると、ITER の第一壁条件 2 kGy/s まで外挿すると、照射誘起伝導度は $8 \times 10^{-7} \text{ S/m}$ であり、電気伝導はかろうじて上限値を満足する。原型炉のブランケット裏 ZONE A では、ガムマ線線量率は 0.14 kGy/s であり、原型炉のブランケット背面では ITER の第一壁表面より線量率は小さい。そのため、ITER で影響が無ければ原型炉でも RIC は問題にならないと考えられる。ただし、計測データには幅があることから、可能な限り遮蔽により中性子束を減らしたいところである。温度や含まれる不純物にも依存していることから、各センサーの実際の材料、使用環境温度を模擬して照射試験を行うべきだと考えられる。

表 4.4-3 代表的な放射線照射効果

放射線効果	略称	依存性	概要
放射線誘起伝導 Radiation-induced conductivity	RIC	Ionising dose rate	放射線照射で電子が励起されることによる電気伝導度の増大
放射線誘起絶縁劣化 Radiation induced electrical degradation	RIED	Dose, Dose rate	恒久的な電気伝導度の増大
放射線誘起起電力 Radiation-induced electromotive force	RIEMF	Dose, Dose rate	核変換により MI ケーブルの芯線と外導体間に誘起される起電力
照射誘起熱起電力 Thermoelectric electromotive force	TIEMF	Dose rate	不均一な核発熱による熱電効果
Radiation-induced thermoelectric sensitivity	RITES	Dose	不均一な核変換・損傷による熱電効果

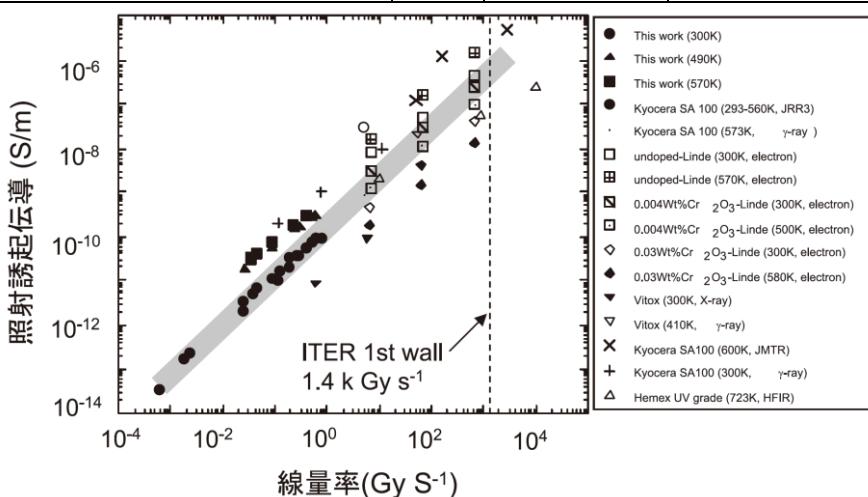


図 4.4-2 Al_2O_3 単結晶の電気伝導度と線量率の関係[4]

● 放射線誘起絶縁劣化 (Radiation induced electrical degradation (RIED))

電場を付与し続けた状態で放射線を照射すると、あるフルエンスに達すると電気絶縁が劣化する現象である。前述の RIC と違って恒久的な現象であり、印加する電圧が 200 kV/m 以上、200 度以上の高温度、放射線レベル 100 Gy/s 以上の条件で 1000 秒以上になると顕著になるとされている[6]。RIED による絶縁劣化を抑制するため、ITER での磁気センサーは、100 Gy/s (=0.36 MGy/h) 以下、200 度以下、150 kV/m という条件で設計されている(印加電圧はセンサーサイズで抑制)[5,6]。Zone A では 139 Gy/s であり、上記の推奨条件より大きいため、より早く RIED が発生するフルエンスに達する可能性がある。また、材料・グレード・不純物への依存性、照射環境、雰囲気、照射温度にも依存しており、個体差もあって上記の推奨条件でも十分でない可能性がある。そのため、実際に使用する絶縁体で実環境に近い条件で試験が必要である。設置場所での放射線量だけでなく、材質の選定で影響を低減することも検討すべきである。

● 放射線誘起起電力 (Radiation-induced electromotive force (RIEMF))

照射により MI ケーブルの中心導線と外導体との間で起電力が生じる現象であり、 γ 線による光電効果、コントン散乱、放射化核種からの β 線等が原因と考えられている。これは絶縁体が劣化しているわけではない。磁気プローブは、中心導線両端間の起電力を測定するために RIEMF は相殺されるが、MI ケーブルに沿って放射線分布が非対称になっていると、起電力が残る可能性がある[4]。ITER ではプランケット背面で 2 nA/m と見積もられている[8]。最もケーブル長が長いのは 14 m の MHD ループで、この場合約 30 nA となる。直径 0.5 mm のケーブルの場合、抵抗 1.4 Ω で生じる RIEMF 電圧は 20 nV となり、これは放電終了時には 6-7 μ T の誤差となる。ITER と比較すると、原型炉ではプランケット裏での中性子束、 γ 線束は 1 枠高く、流れる電流は中性子・ γ 線束に比例する[9]とすれば、およそ 0.1 mT 程度の誤差となる。磁気センサー始め、多くの計測は nA、 μ V 程度の信号を測定するため、MI ケーブルに誘起される起電力は無視できないレベルである。幾つかある RIEMF の原因のうち、 β 崩壊によるものが主要と考えられており、その抑制には中性子捕獲断面積の小さい材料を選ぶことが有効である。その観点では中心導線は銅よりも SUS やインコネルが望ましい[5]。絶縁体の材料は大差がないと考えられている。

● 照射誘起熱起電力 (Thermoelectric electromotive force (TIEMF))

不均一な核発熱による熱電対効果で発生する起電力である。ケーブルの両端に生じる起電力 V_{TIEMF} は、

$$V_{TIEMF} = \Delta\mu_{def}\Delta T (SL/\lambda_T)^{0.5}$$

L : 温度勾配のある領域の長さ、 ΔT : 温度勾配、 $\Delta\mu_{def}$: 欠損(核変換で生じた不純物等)による熱起電力の違い、 S : 欠損のサイズ、 λ_T : 温度勾配のスケール長と表される[8]。原型炉でのコイルの大きさは ITER と同程度と仮定し、例えば 14 m の MHD ループを考える。コイルケーブルは温度勾配が生じないよう、適度な間隔で容器壁にアンカーで固定される。ここでは仮定として、ケーブル内の組織欠損等のためにこのうち 1/4 の領域で温度不均一性が生じ、その温度差は 5 K、温度勾配・欠損のスケール長を 0.025 m とする。Ref [9] で

測定された MI ケーブルの $\Delta\mu_{def}$ は 10 nV/K であり、誘起される起電力は、

$$V_{TIEMF} = \Delta\mu_{def}\Delta T (SL/\lambda_T)^{0.5} = 10(\text{nV/K}) * 5(\text{K}) * (0.025 * (14/4)/(0.025^2))^{0.5} = 850 \text{ nV}$$

と見積もられる。ITER の MHD サドルループでは、この誤差電圧は磁場強度誤差 0.3-0.9 mT に相当する。他社の MI ケーブルでは 2.7 nV/K というより小さい値も報告されており、この場合はより大きな温度不均一性も許容される。ただし、この値は欠損量(放射損傷の程度)によって $\Delta\mu_{def}$ が変わるものではないかと思われる。ITER や原型炉でこの効果を抑制するためには、均一な冷却によって温度勾配を極力減らすことが求められる。

● Radiation-induced thermoelectric sensitivity (RITES)

核変換や欠損が原因で生じる強い熱起電力であり、照射がなくとも発生する。TIEMF、RITES で発生する起電力は、RIEMF よりも大きくなることが予想されている[5]。プランケットギャップは局所的に温度上昇が予想されるが、それに対してサーマルアンカが対称であれば、熱起電力はキャンセルされるが、実際にはそのようにならない。RITES で生じる起電力 V_{RITES} は、

$$V_{RITES} = \Delta\mu_{def}\Delta T L N_{gap} As$$

$\Delta\mu_{def}$: 热起電力係数、 ΔT : 温度差、 L : コイルループ長、 N_{gap} : 温度ギャップ数、 As : 非対称の割合と表され、Cu から Ni へ 30 ppm の核変換では $\Delta\mu_{def}=25$ nV/K、プランケットギャップなどにより $\Delta T=10$ K、単位長さ辺りのギャップが $N_{gap}=1$ 個/m、ループが 14 m、非対称になっている割合 As が全体の 15% とすれば、

$$V_{RITES} = \Delta\mu_{def}\Delta T L N_{gap} As$$

$$= 25(\text{nV/K}) * 10(\text{K}) * 14 * 1 * 15\% = 530 \text{ nV}$$

となり、TIEMF と同程度である。この抑制にも、温度分布の均一化が必要になる。プラズマの平衡や高周波揺動計測のためのピックアップコイルには、温度不均一性を抑制するために、導体を絶縁体と同時に焼成する「低温同時焼成セラミック ceramic-impregnated (potted) coils and Low-Temperature Co-fired Ceramic (LTCC)」で製作したものが検討されている[10]。

(2) 設置可能位置と運用(遮蔽・時間)

RIC、RIED については、Zone A である程度の遮蔽によって中性子束を抑えると共に、(RIED では)コイルサイズを小さくして誘起起電力を抑えたいところである。

積分ドリフトの問題では、ホールセンサによる定常磁場計測、機械式磁束計(micromechanical magnetometers: MEMS)の併用が考えられている[11]。ホールセンサは、中性子フルエンス $4.5 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ で感度が減少した(それ以降は当初の感度の 10-20% で安定)という報告がある[11]。これは Zone A のプランケット背面では 2.6 日、Zone B では 2.8 年に相当する。Zone B で中性子束を数分の一程度に落とすことができれば、プラズマから離れた位置ではあるが、ホールセンサでドリフトを補正できる可能性がある。MEMS はローレンツ力によるひずみで変化した静電容量から、その位置での磁場強度を測定するものであり[12]、200 度以上の高温でも使用できる。現在、中性子フルエンス $2.5 \times 10^{19} \text{ n/m}^2$ までの照射試験で健全性を確認しているが、より高いフルエンスの試験が必要である。

(3) 炉設計との整合

- 磁気プローブの炉設計との整合性と言う観点では、
- ・Zone A で遮蔽によってセンサーへの中性子束を低減できるか。
 - ・TIEMF、RIETS を抑えるため、コイルや MI ケーブルの温度勾配を極力減らす冷却・支持構造ができるか。
 - ・メンテナンス時(セクターを引き抜く際)の処置(フラックスループのように複数のセクターにまたがる計測器の取り付け時、メンテナンス時にどうするか)
 - ・設置誤差、熱ひずみによる計測位置の誤差(どの程度に制御に影響するかは、平衡計算に位置の誤差を入れてその許容値を出すべきである)
- が課題である。

4.4.3 干渉計/偏光計

干渉計/偏光計は電子密度、または磁場計測に利用され、特に核融合出力制御のための燃料供給制御にとって重要である。光源レーザー波長は、赤外～近赤外領域が考えられ、炭酸ガスレーザー($10.6 \mu\text{m}$)、Nd:YAG レーザー($1.064 \mu\text{m}$)等が候補である。光軸調整も考えると、可視領域も使用できることが望ましい。干渉計システムの計測手法としては、2 波長ヘテロダイン干渉計[13,14]や、ディスペーション干渉計[15,16]が候補であり、偏光計システムでは、偏光面回転ヘテロ

ダイン方式[17,18]、光弾性変調器[19]を用いた方式が挙げられる。計測システムはいずれの計測手法でも、①光源、②測定光学系、③真空容器外レーザー光伝送系、④真空窓、⑤真空容器内レーザー伝送系、⑥受光系から構成される。これらのうち、①、②、⑥は運転時の操作や軽微なメンテナンスのために生体遮蔽の外に設置され、放射線に曝されるのは③～⑤である。

(1) 耐放射線の観点

真空窓

可視～近赤外光の候補窓材は石英、サファイアであり、これまでトムソン散乱計測のため照射試験が行われてきた。D.V Orlinski らによる照射試験 [20] では、700 nm 程度の波長に対し、サファイアは 10^{17} n/m^2 程度の中性子フルエンス、石英は 8 MGy 程度の γ 線フルエンスで 10% 程度の透過率の低下が報告されている。これを使用限界の目安とするならば、耐用日数は表 4.4-4 のようになり、保守ポートに該当する ZONE C でも約 1 年程度となる。計測ダクトを屈曲構造にした場合、中性子束・ γ 線束を 1-2 衍程度低減することができる [21,22]。計測ダクトに屈曲構造を設けることで、石英、サファイア共に、10 年程度の耐用年数にできること予想される。

Conventional signs for different irradiation conditions (for Figs. 1-4)

Electron and gamma sources							
Dose rate (Gy/s)	GUT-200 Dose (MGy)	0	0.01	0.7	1.0	1.35	8.0
2.8	--	●		○	□		
12					△		
150						■	
1000							▲

Neutron sources		
	SNEG 13	OR
Flux ($\text{n/cm}^2 \text{s}$)	3×10^{11}	$\approx 2 \times 10^{12}$
Fluence (n/cm^2)	10^{14}	$\approx 10^{16}$
Dose rate (Gy/s)	≈ 0.15	≈ 50
Dose (Si) (MGy)	5×10^{-5}	≈ 0.25
Sign	+	×

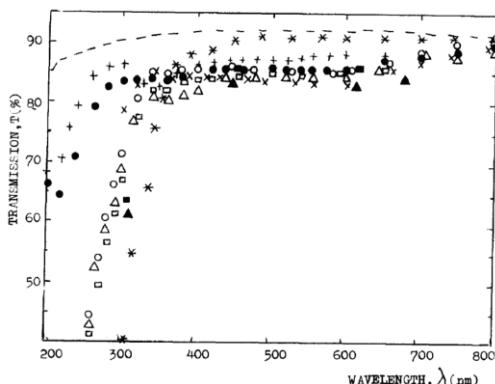


Fig. 4. Same as Fig. 2 for KUVI-S silica glass.

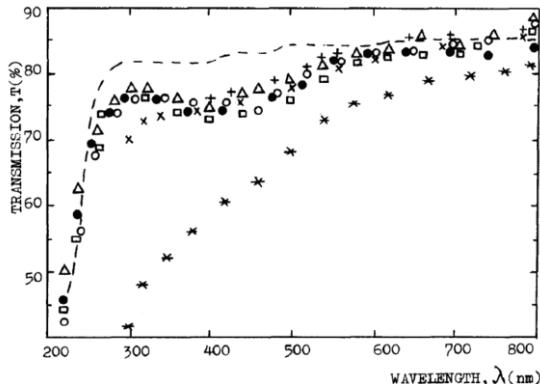


Fig. 1. Transmission spectra of sapphire irradiated at different conditions (for signs see Table 1).

図 4.4-3 石英、サファイアの γ 線、及び中性子照射実験結果 [20]

表 4.4-4 各設置位置での石英、サファイアの耐用日数

材質	放射線による影響(700 nm)			耐用日数(日)		
		ZONE A	ZONE B	ZONE C		
サファイア	中性子(n/cm ²)	1E+17	透過率 10%低下	0.06	58	386
	ガンマ線(MGy)	8	著変無し	0.7	333	3333
石英	中性子(n/cm ²)	1E+17	著変無し	0.06	58	386
	ガンマ線(MGy)	8	透過率 10%低下	0.7	333	3333

赤外領域での真空窓材候補は、セレン化亜鉛、フッ化バリウム、ダイヤモンドである。しかし、いすれも照射試験結果が無くこれらの照射試験の実施が急務である。ECH 用の高周波グレードの CVD ダイヤモンドでは中性子照射試験結果があり、 $1 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ で緑色に変色することが報告されている[24]。これは ZONE C でも 0.1 年で変化することになり、光学真空窓グレードで照射試験を行い、可視～赤外領域での透過率変化を確認する必要がある。

第一ミラー

偏光干渉計において、プラズマに接近している「第一ミラー」は、プラズマにレーザー光を打ち込むためのミラー、及びレーザー光をプラズマ中で往復させるためのリトロ反射鏡である。例えば、図 4.4-4 に示す ITER のトロイダル干渉計/偏光計[14]のように、入射用のミラーは保守ポート内に設置され、リトロ反射鏡はブランケットモジュールの隙間に設置される。

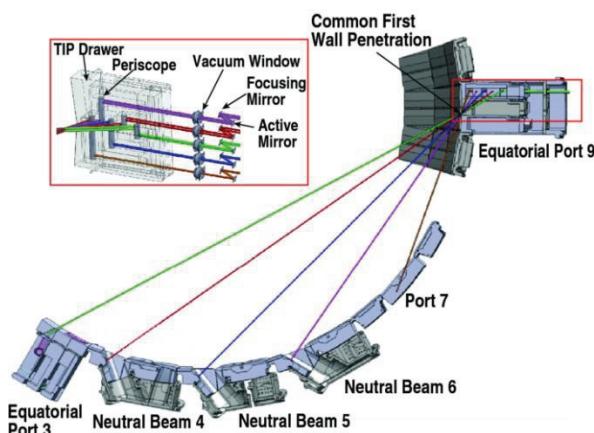


図 4.4-4 ITER トロイダル干渉計/偏光計の視線と
第一ミラー設置位置 [14]

ミラー材の候補は、②のプラズマによる損耗、及びプラズマを用いた堆積物除去に強いよう、スパッタリング率が小さい Mo や W、SUS、Rh 等が想定される。①の放射線照射による表面損傷については、Mo 製リトロ反射鏡を $1.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の中性子フルエンスに曝しても、表面に変化は観測されなかった[23]。Al の場合も、同程度の中性照射に対しても変化がなかった。上記試験の中性子フルエンスはブランケット背面の ZONE A では 80 日に相当する。ブランケットモジュールに背面までの

貫通口を開け、その奥に反射鏡を設置できれば、ある程度フルエンスを減らすことができる。しかしそれが不可能な場合は、ブランケット前面付近に反射鏡を設置する必要があるため、より高いフルエンスまでの照射試験が必要である。また、上記試験は He 気相中でなされており、真空中であればより放射線の影響は小さいと言われている[24]。そのため、今後の照射試験は真空中で高フルエンスで行うことが望ましい。 γ 線への耐性は、上記候補材には含まれていないが、Al コート SUS ミラー、CrN コート SUS ミラーでは、空気中だが 120 MGy までの照射を行っても反射率の低下が生じないという結果が報告されている[25]。これは ZONE A にて 10 日に相当する。ただし、Pt コート SUS304 ミラーは、50 MGy で反射率が劇的に低下することも報告されており[25]、上記候補材でのより高フルエンスの γ 線照射実験も必要である。

(2) 放射線以外の観点

放射線以外に、原型炉での干渉計/偏光計で想定される問題点は、

- ① プラズマによるミラー表面の損耗、不純物堆積による反射率の低下
- ② 不純物堆積がもたらす多重反射による偏光角の変化
- ③ ヘリウムがもたらす表面損傷による反射率の低下
- ④ 熱ひずみによる光軸の変化
- ⑤ 相対論的效果が挙げられる。

①の損耗に関しては、前述の通りスパッタリング率の低い金属である、Mo や W、Rh 等を利用することで対応する。ITER の場合では、Mo、W が荷電交換中性粒子($200\text{-}300 \text{ eV}, 3 \times 10^{15} \text{ atoms/cm}^2$)による損耗量はそれぞれ 5、1 μm と見積もられている[26]。不純物堆積でミラー表面に凹凸が生じ、反射率が低下する問題については、(1) 不純物の飛来を減らす、(2) 堆積した不純物を除去する、という二つのアプローチがある。(1)については、ミラーの前面に筒、若しくはダクトの奥にミラーを設置して立体角を減らすことが有効であるが、この場合筒・ダクトの内壁が不純物源となる問題がある。この問題に対し、内壁からの不純物がミラー表面まで輸送されるのを抑制するため、フイン構造を付けることが提案されている[27]。不純物除去の方法としては、グロー・RF 放電に曝すことや、パルスレーザーの照射が提案されている。これらは ITER への適用に向けて研究開発が進められており、その結果が待たれる。

②の堆積層中の多重反射による偏光角の変化は、可視光の領域で報告がなされている[25]。反射による偏光角の変化は、偏光角の単なるオフセットではなく、入射する偏光角に対して反射による偏光角の変化が非線形になる。そのため、プラズマによる偏光角変化の評価が複雑になり、計測精度の劣化につながる。波長が近い近赤外領域でもその影響が予想されるが、赤外領域での影響も含め、実験・計算からその効果の大きさや、波長や堆積する不純物種等への依存性を評価する必要がある。

③の核融合生成物の He が金属中に入射し、バブルを形成する問題も大きな課題である。プランケット表面での He フルエンスは、ITER の想定総運転時間 1×10^7 s では $10^{24} \sim 10^{25}$ He/m² と見積もられている[28]。これはバブル形成が起こると報告されているヘリウム照射量と同程度であり、 10^{22} He/m² で Mo ミラーの反射率が 50% から 40-20%へ低下することが確認されている[29]。デモ炉の He フラックスを ITER と同程度の 10^{18} m⁻²s⁻¹ と仮定すると、上記の He フルエンスは約 3 時間に相当し、極めて早くバブル形成による反射率の低下が起こることになる。そのため、第一ミラーは可能な限りプランケットや保守ポートの奥に設置して立体角を狭める必要がある。また、バブルが形成された場合に、それを修復する手法の研究開発も必要である。パルスレーザーでバブルによる表面損傷を回復できるという報告[30]があり、その最適化が必要である。または、プラズマ立ち上げ後、定常になつたらシャッターを閉め、時間制限によってヘリウムの入射を減らしてミラーの寿命を延ばすことも考えなくてはいけないかもしれない。この場合は、密度制御をレーザー計測から中性子計測に切り替えることになり、プラズマ制御がそれで可能か検討が必要である。また、その場合 ZONE A の高放射線・高温環境下でも信頼性高く長期間運用できるシャッター駆動機構の開発が必要となる。

④の核発熱によるミラーの熱ひずみは、ミラーの変形と光軸変化をもたらすため、計測精度を保つ上で十分な検討を要する。核発熱は水冷却することになるが、ミラー内の温度分布によって熱膨張に不均一性が生じる可能性がある。その場合、ミラー面で反射される光の位相がレーザー光断面で不均一になる。位相計測である干渉計では、これが位相誤差となるため、計測精度がどの程度劣化するか、数値的な検討が必要である。また、位相誤差だけでなく、レーザー光軸が核発熱の発生と共に変化するため、プラズマ立ち上げから定常状態に至るまでは、光軸の能動的制御が必要となる。

⑤の相対論的效果は、高温領域ではプラズマの屈折率の温度依存性が無視できなくなる現象である。例えば、干渉計測で相対論効果を考慮しなければ 20 keV で約 10%電子密度を過小評価することになる[31]。従って、密度を正しく評価するためには温度分布の情報が必要となり、干渉計単体での密度評価ができなくなる。ただし、これを逆に利用して、偏光計ではファラデー回転とコットン・ムートン効果の電子温度依存性の違いから電子温度分布を評価可能である、という提案がある[32]。設置できる計測器の数は限られるため、一つの計測器で様々な情報が引き出せることは大変望ましい。

(3) 設置可能位置と運用(遮蔽・時間)

以上より、干渉計/偏光計の構成素子の設置可能位置とその条件としては、

- 真空窓:ZONE C 保守ポート内に設置し、10 年程度の耐用年数を持たせるためには、可能な限り炉心から離すと共に、遮蔽体、クランク構造による一桁程度の中性子束の低減が必要。
- 第一ミラー:不純物堆積、ヘリウムフラックスを抑制するため立体角を減らす必要あるが、ZONE A ではそれでもシャッター等で時間制限せざるを得ない可能性がある。

(4) 炉設計との整合

炉設計との整合という観点では、

- 高放射線環境下で長期間に亘ってシャッターの駆動が可能か
- 核発熱に対する第一ミラーの水冷設計と、能動的な光軸の制御
- リトロ反射鏡を極力プランケット背面に近い所に設置できるか

が課題となる。

(5) 要求される分解能の実現性

4.1.2 で論じたように、FFHR-d1 では時間分解能 10 ms 以下、密度分解能 1×10^{17} m⁻³ が求められている。位相変化量の大きい遠赤外レーザーの場合、例えば LHD では 1.4×10^{16} m⁻³ の密度分解能(FFHR-d1 での光路長で換算)が達成されている[33]。原型炉に適した赤外～近赤外領域の干渉計では、例えば JT-60U の CO₂ レーザーへテロダイン干渉計では時間分解能 10 μs で 1×10^{19} m⁻² (光路長を 10 m と仮定すると、密度分解能 1×10^{18} m⁻³)[34]が報告されている。時間積分によつてある程度密度分解能の改善が期待されるが、もう一桁程度密度分解能を向上させる必要がある。同じく CO₂ レーザーを用いたディスペーション干渉計では、TEXTOR にて時間分解能 4 μs で 3×10^{17} m⁻² (光路長を 10 m と仮定すると、密度分解能 3×10^{16} m⁻³)[35]が報告されており、有望な候補である。今後、ゼロ点ドリフト等の長時間安定性の確認も含めて、デモ炉を想定したサイズで必要分解能が達成できるか、試験を進める必要がある。

4.4.4 トムソン散乱計測

トムソン散乱計測手法としては、ここでは観測ポートが一つで済む LIDAR トムソン散乱計測を念頭に置く。光源波長はこれまで実績のある 1 μm 帯を想定する。トムソン散乱計測システムは①光源レーザー、②伝送光学系、③真空窓、④受光光学系、⑤伝送光ファイバ系、⑥受光系から構成される。このうち、放射線に曝される部分は②～⑤である。

(1) 耐放射線の観点

伝送光学系、真空窓

トムソン散乱計測の伝送光学系では、多層膜反射鏡、レンズで検討を要する。窓材としては、干渉計/偏光計でも利用するサファイア、石英が候補であるが、散乱光のスペクトルは入射する光源波長 1 μm 帯から大きく広がるため、光学材料は紫外～近赤外領域をカバーする必要がある。電子温度が 40 keV 程度であれば、スペクトルは 200 nm 程度まで広がる。図 4.4-3 に示したように、中性子・γ 線による透過率低下は短波長側

で著しくなるため、許容される中性子・ γ 線フルエンスの上限値は干渉計/偏光計の場合よりも低くなる。

表 4.4-5 に各設置領域でのサファイア、石英の耐用年数を示す。中性子フルエンス上限を 10^{16} n/m^2 とすると、サファイアは Zone C でも耐用年数は 0.1 年となる。石英では 300 nm 以下の γ 線、中性子による劣化が顕著で、 γ 線フルエンス上限を 0.7 MGy とすると、耐用年数は 0.8 年となり、これも十分ではない。干渉計/偏光計の場合と同様に、遮蔽や屈曲構造で 2 桁程度線量を下げることが必須である。放射線誘起の発光は、石英よりもサファイアの方が二桁程度多く、可視領域では問題となる。

光ファイバ

トムソン散乱計測では、プラズマによる散乱光を光ファイバに集光し、受光系まで伝送する。 SiO_2 を主成分とする光ファイバは、高強度の放射線に曝されるとカラーセンターが形成されて減衰が大きくなるため、ファイバが使える放射線レベルの場所までミラー等で伝送することになる。図 4.4-5 に、光ファイバを γ 線、及び中性子照射した場合の減衰量を示す[36]。ファイバをポート内に挿入し、放射線に曝されるファイバ長を 10 m、そこでの損失を 1/10 に抑えるとすれば、中性子フルエンス上限値は図 4.4-5 より $1 \times 10^{19} \text{ n/m}^2$ となる。ポート内 ZONE C では、フジクラ製フッ素添加ファイバの場合、中性子による劣化の耐用期間は表 4.4-6 のように 4 日間であり、そこで使用するならば遮蔽や屈曲構造で 3 桁程度減衰させるか、ファイバ長をできるだけ短くする必要がある。しかし、それでも 10 年程度の耐用年数とすることは難しいと考えられ、現実的には光ファイバは真空容器外側での使用に限定されると予想される。原型炉プラズマでのスペクトルの広がりを考慮し、200 nm 程度までの短波長領域も含めて真空容器外でどの程度の耐用年数となるか、検討する必要がある。ただし、真空容器外では交換頻度が高くて良いため、数年程度の耐用年数でも許容される可能性がある。

第一ミラー

トムソン散乱計測は干渉計/偏光計よりもエネルギー密度が数桁高いレーザー光を使用するため、伝送ミラーで損失が大きいとミラー表面を損傷させる。そのため、使用波長に合わせて反射率を高めた多層膜反射鏡を使ってミラー面の損傷を防ぐ。多層膜の材質は使用波長などによって様々であるが、 SiO_2 、 $\text{TiO}_2 + \text{ZrO}_2$ 、 Al_2O_3 の 3 層からなる蒸着膜（ガラス基板）に対して 11 MGy の γ 線を照射した場合は、蒸着膜自体には変化はなく、透過率はガラス基板のカラーリングで劣化したという報告がある[25]。11 MGy は ZONE B では 1.1 年、ZONE C では 11 年に相当するため、プラズマに近接する場所で使用するためには、実際使用する材質で更に高いフルエンスまで試験する必要がある。若しくは、金属バルク材を使用し、そのレーザー損傷閾値と使用可能ショット数を検証したり[37]、エネルギー密度を下げて（ビーム径を広げて）伝送するなどの工夫で回避できる可能性がある。

また、耐放射線だけでなく、ヘリウムバブルの影響は、単に反射率を下げるだけでなく、レーザー損傷閾値を低下させ、ミラー面を損傷させる可能性がある。干渉計/偏光計の場合よりもその影響は深刻であるため、シャッターによる使用制限、及びできたバブルの消去方法

[30]を検討しなければいけない。

(2) 設置可能位置と運用（遮蔽・時間）

以上より、(LIDAR)トムソン散乱計測では、

- 窓材：計測波長スペクトルが短波長側まで及ぶため、ZONE C でも遮蔽やクランク構造による 2 桁程度の放射線量の低減。
- ファイバ：ZONE C で使用するならば、2-3 桁程度の放射線の低減と設置位置の工夫、ファイバ長を減らす。もしくは、真空容器の外でのみ使用する。
- 第一ミラー：ZONE A に設置するならば、使用する多層膜反射鏡の耐放射線特性の取得、及びヘリウムバブル対策が必要であり、シャッターによる時間制限の可能性もある。

(3) 炉設計との整合

炉設計との整合性という観点では、

- ZONE A でシャッターが使用可能か
- 干渉計/偏光計と同様に光軸の安定化
- 透過率変化のための較正方法の検討
- 散乱光強度と中性子漏洩で制限されるポート径の両立

が課題となる。

(4) 要求される分解能の実現性

FFHR-d1 では、時間分解能 100 ms、空間分解能 100 mm が要求されている。トムソン散乱計測の時間分解能はパルスレーザーの繰り返し周波数で、空間分解能はレーザーのパルス時間幅で決定される。LIDAR トムソン散乱計測に必要なレーザーエネルギーの目安は 1 J と言われており、繰り返し周波数 10 Hz 以上、パルス時間幅 300 ps 程度のレーザーが必要である。現在、JET では 1 J、300 ps、4 Hz のルビーレーザーが稼働しており[38]、ITER ではこれを更に 10 Hz（空間分解能 7 cm）程度、100 Hz（空間分解能 20 cm）まで向上させることが求められている[39]。そのため、上記のレーザー性能は JET と ITER での技術開発から実現可能になると予想される。

4.4.5 分光計測

核融合プラズマから放射される光で、分光計測が対象とするのは、X 線 (0.1 nm) から可視光まで広い領域に亘る。不純物分光では可視領域の発光もあり、ここではミラーによる伝送が可能である。一方、制動放射の計測では、観測領域は EUV 領域程度となり、ミラーによる伝送が不可能である。

(1) 耐放射線の観点

窓材・レンズ

可視領域では、干渉計/偏光計、トムソン散乱計測などと同様に石英を使用することができるが、300 nm 以下では、表 4.4-5 の通り透過率の劣化が顕著になり、プラズマから極力遠ざけることや、屈曲構造による放射線量の低下を図らねばならない。また、EUV 領域では伝送ミラーも窓材もないため、その計測には検出器は真空容器内でプラズマを直視せざるを得ず、現時点では現実的ではない。

表 4.4-5 各設置領域での石英、サファイアの耐用日数

材質	放射線による影響(300 nm)			耐用日数(日)		
		ZONE A	ZONE B	ZONE C		
サファイア	中性子(n/cm ²)	1E+16	透過率 15%低下	0.01	5.8	39
	ガンマ線(MGy)	1	透過率 10%低下	0.08	42	417
石英	中性子(n/cm ²)	1E+16	透過率 10%低下	0.01	5.8	39
	ガンマ線(MGy)	0.7	透過率 20%低下	0.06	29	292

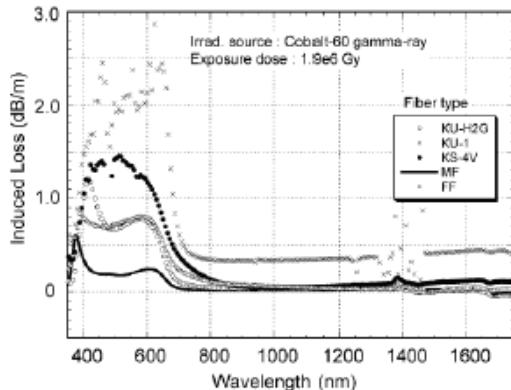


Fig. 4. Comparison of optical absorption in five round-robin optical fibers after gamma-ray irradiation dose of 1.9e6 Gy.

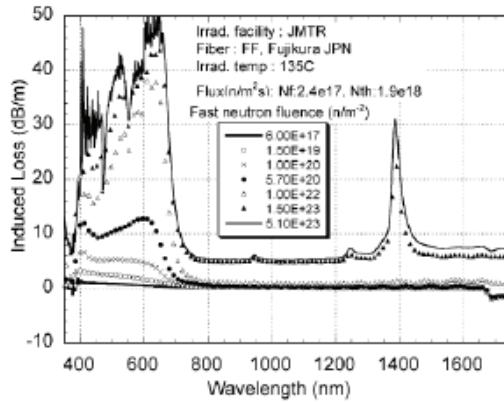


Fig. 5. Growth of optical transmission loss under JMTR irradiation in JA-made FF.

図 4.4-5 光ファイバの照射試験結果。
(a) ガンマ線照射による減衰量のファイバタイプ依存性、
(b) 減数量の中性子フルエンス依存性 [36]

表 4.4-6 各設置領域での光ファイバの耐用日数

材質	放射線による影響(400 nm)			耐用日数(日)		
		ZONE A	ZONE B	ZONE C		
FF (Fujikura)	中性子束(n/cm ²)	1E+15	透過率 10%低下	0.00	0.6	4
	ガンマ線(MGy)	1.9	透過率 10%低下	0.158	79	791

・ 光ファイバ

表 4.4-6 に 400 nm での評価を示しているが、より短波長の伝送では更に大きな減衰が予想される。しかし、現時点では十分なデータが無い。可視光領域(>400 nm)であれば、トムソン散乱計測と同様な対策で計測が可能と考えられるが、それ以下の波長を利用するためには、照射試験の他、材料開発が必要となる。

(2) 設置可能位置と運用(遮蔽・時間)

可視光以上の波長に対しては、ミラーや真空窓は極力プラズマから距離を取ることや、可能であれば屈曲構造による放射線量の低減を図ることが必要である。シャッターによる使用制限も必要と思われる。

(3) 炉設計との整合

- ・ 長期間に亘って信頼性高いシャッター
- ・ その場較正する場合の手法
- ・ ミラーを十分に冷却し、熱ひずみ等による視線変動の抑制

- ・ 壁での反射による迷光の抑制を炉内でどう実現するかが課題となる。

4.4.6 マイクロ波計測

現在の大型装置やITERでは、マイクロ波は干渉計、反射計、共同トムソン散乱計測、電子サイクロトロン放射計測等、多岐に亘って使用されている。原型炉では、反射計としてプラズマ周辺を決定し、磁気プローブを補完するものとして、実時間のプラズマ位置制御 [40] としての利用が期待される。使用されるコンポーネントは、いずれの計測器でもほぼ共通であるため、ここでは反射計について議論する。マイクロ波反射計は、①発振器・変調器等、②導波管伝送路、③真空窓、④ホーン、⑤受信器等、から構成され、①・⑤は計測室に配置され、装置本体で放射線環境下に設置されるのは②-④である。

(1) 耐放射線の観点

計測室から本体へマイクロ波を伝送する導波管、及び

ホーンは金属製であり、通常用いられるのは減衰の少ない銅もしくはアルミ製導波管である。原型炉では電磁力等の理由からステンレス等を使用する必要がある。ステンレス製導波管は、JT-60U にて干渉計の導波管として実績がある[40]。これらは、放射線の影響を考慮する必要はない。ただし、ステンレスの場合は電気抵抗が大きいことから、減衰量に留意する必要があり、場合によつては減衰を減らすために導波管内面のメッキ処理などが必要かもしれない。また、核発熱による導波管のひずみが、減衰や偏光特性に与える影響を検証しておく必要がある。一方、レーザー計測で大きな問題であるプラズマによる損耗・堆積等による表面状態の変化は、波長が長いためにほとんど特性を与えない。

真空窓としては、通常は石英が利用されている。その耐放射線は干渉計/偏光計、トムソン散乱計測で議論したが、マイクロ波領域では波長が長いため、それらと比較して透過率の減衰は少ないと予想される。プラズマに観測窓を近接させる理由もないため、Zone C の最もプラズマから離れた所に設置するので良い。影響は少ないと考えられるものの、それを確かめたデータは見当たらなかったため、放射線照射した石英のマイクロ波領域の透過特性を押さえておくべきである。

(2) 設置可能位置と運用(遮蔽・時間)

上記のように、マイクロ波計測のための導波管等の炉内機器は放射線の影響を受けないため、その設置や運用が制限されることはない。強いて言うと、トカマクで強磁场側からの計測が必要な場合、ブランケット裏などで導波管を設置するスペースがあるかだが、ITER では強磁场側からの計測も検討されている [41]。マイクロ波はレーザー光のように入念な光軸調整も必要なく、伝送やその調整作業も簡単である。そのため、非常にロバストな計測であり、プラズマの位置制御、及び周辺密度分布計測に大変有用であると言える。

(3) 炉設計との整合

導波管サイズはせいぜい 100 mm 以下であり、屈曲した伝送路も容易にできることから、中性子の漏洩やトリチウム増殖の観点からも有利である。また、前述の通り、強磁场側からの計測では、ブランケット若しくは遮蔽体裏で導波管の設置スペースが取れるかどうかの問題があるが、他の計測と同じ状況である。

(4) 要求性能の実現性

AUG では周波数掃引型の反射計が、密度の再構成も含めて 1 ms ごとに周辺密度分布をリアルタイム提供している[42]。そこでは密度 $0.5\text{--}3.0 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ に相当する 17-50 GHz の範囲で周波数を掃引し、空間 11 点での計測になっている。AUG では周辺密度勾配も十分分かる精度が達成されているが、更に高い $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-3}$ 程度の分解能を持つには、探査波の周波数掃引時のサンプリング点数を多くすればよく(各周波数成分が空間位置に対応)、技術的には困難は無い。

相対論的効果は干渉計と同様であり、反射計でも 20 keV で 10%程度の過小評価となる。しかし、計測を 10 keV 以下の周辺部のみに限定すれば、その影響は少ないと予想される。マイクロ波計測の一つである電子サイクロトロン輻射(ECE)計測では、相対論的効果による輻射光周波数のダウンシフトを考慮する必要がある[43]。温度が上昇すると、磁場強度で決まる位置からの放射

光が低周波側に大きな広がりを持つ。中心温度が 40 keV 程度になると、プラズマ中心部分から放射された 2 次の放射光はダウンシフトのために 3 次の高調波の影響を受けて吸収され、伝搬できない。そのため、吸収の無い周辺部分に計測可能領域が限定される。

4.4.7 中性子計測

核融合出力は、時間分解能の高い核分裂計数管による中性子発生率の計測から評価する。放射化法による時間分解能は望めないが、 γ 線に感度を持たないことから計数管による計測のクロスチェックに有効である。また、中性子発生分布の計測には、シンチレータを検出器とする中性子カメラを利用する。

(1) 耐放射線の観点

シンチレータは種類によっては放射線で感度が低くなるものもある。中性子と γ 線の弁別は波形の違いから行うが、ファイバ伝送による波形がゆがんで弁別に問題が生じるため、光電子増倍管はシンチレータに直付けまたはできるだけ短い導光材を介した接続となる。光電子増倍管の制限のため、検出部は真空容器の外でしか使えない。また、CDV ダイヤモンド検出器も中性子照射によってパルス波高が半分程度に劣化することが報告されている。

(2) 設置可能位置と運用(遮蔽・時間)

従来の装置では、真空容器外に検出器を置いて中性子発生量を測定しているが、ITER や原型炉ではブランケットでの遮蔽のために十分な精度で測定できない。そのため、核分裂計数管を真空容器内に設置することになる。計数管は核分裂物質の燃焼によって感度が変化することが知られているが、核分裂物質に ^{235}U を用いた計数管であれば、ITER では感度低下が運転期間中に 0.2%程度で済むことが報告されている[44]。原型炉条件でも感度変化が許容できるか同様な評価が必要であり、ITER での実績も参考になる。原子炉では、 ^{234}U を添加した核分裂物質を用いることによって ^{235}U の燃焼による感度低下を補償する核分裂計数管が開発されている。ただし中性子スペクトルによっては逆に感度が上昇することもあり得るのでそのような計数管を採用する場合には慎重な設計が必要である。原型炉条件では核分裂計数管の感度変化はそれほど急激ではないので、定期的な感度校正手法(例えは、標準中性子源を遠隔で核分裂計数管近くに挿入する等)で十分対応可能と考えられる。中性子カメラで使用するシンチレータについては、中性子照射で波高が劣化する物は交換頻度を検討しなければいけないが、真空容器外に設置するために交換作業は比較的容易と予想される。

(3) 炉設計との整合

ITER 用核分裂計数管のサイズは、厚さ 16.4 mm、長さ 254 mm 程度でそれほど大きくなく、ブランケット裏などに設置する上でも有利である。中性子カメラでは、プラズマ全体を見渡す視野が確保できるかが課題である。また、気送管の場合は炉内での長期間に亘る機械的信頼性を高めることが求められる。

(4) 要求性能の実現性

例えば、ITER 用に開発されている ^{235}U 核分裂計数

管では、核融合出力 100 kW-3 GW の広いダイナミックレンジを持ち[45]、使用する ^{235}U の量は、100 kW を時間分解能は 1 ms で測定するために決定されている。現状でも定常運転時に 4 枠の精度で ms の時間分解能で計測できる。ただし、局所的な中性子発生率の計測値から核融合出力へ換算するには、較正実験が必要である。ITER へ提案されている較正実験手法[46,47]では、概ね 10% 程度の計測精度が見込まれている。較正実験の精度が核融合出力の測定精度を決めるため、較正精度を高めることが課題となっている。

4.4.8 本章のまとめ

本章では原型炉に向けた各計測手法の課題について議論した。重要な課題である耐放射線性能は、特に日本が ITER に向けて精力的に進めた照射試験によって、どこに開発課題があるか多くの素子で見通しが得られている。今後は、赤外領域での窓材の透過特性等、あまり汎用的でなかった素子について照射試験や特性評価を行う必要がある。また、ファイバ等、メーカーによって耐放射線性能が異なる可能性がある場合、実際に用いる製品で再度照射試験を行うことが望ましい。金属バルク材などの第一ミラー等、現状では放射線影響が少ないと考えられる物も、同等のフルエンスは困難かもしれないが、原型炉でのフルエンスを念頭に置いた照射試験が望まれる。そのため、JMTR の再起動など、国内で照射試験が再び行える環境を整えるべきである。磁気プローブは放射線対策がなされたものも提案されており、ITER での結果が待たれるところである。

文献

- [1] K. Tobita et. al., Nucl. Fusion 49 (2009) 075029.
- [2] 飛田 健次、「トカマク型炉の計測器に付与できる空間」、原型炉計装制御システムだ第 2 回シンポジウム、2013.3.14-15, NIFS
- [3] G. Vayakis, “N 55 DDD 1 W 0.3: Design Description Document Diagnostics 5.5.A Magnetics (DDD 5.5.A)”, private communication.
- [4] 西谷健夫他、プラズマ・核融合学会誌 84, 635(2008)
- [5] G. Vayakis et. al., FST 53, 699, (2008)
- [6] V. Vayakis, “55. A0 Magnetic Diagnostics System Design Description Document”, private communication.
- [7] S. Yamamoto et. al., diagnostics for experimental thermonuclear Fusion reactors 2
- [8] M. Clough, “55. A7 AD, AE, AF, AH, AI, AK, flux loops Design Description Document”, private communication
- [9] T. Shikama et.al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B I22 (1997) 650
- [10] EFDA Technology Workprogramme 2004 – Physics Integration; TW4-TPDC-IRRCCER
- [11] G. Vayakis et. al., J. Nucl. Matt. 417, 780 (2008).
- [12] H. Rimminen and J. Kyynäräinen, Rev. Sci. Instrum. 84, 056110 (2013)
- [13] Y. Kawano et.al., Rev. Sci. Instrum. 67, 1520 (1996)
- [14] M. A. Van Zeeland et. al., Rev. Sci. Instrum. 84, 043501 (2013)
- [15] P. A. Bagryansky et. al., Rev. Sci. Instrum. 77, 053501 (2006)
- [16] T. Akiyama et. al., Rev. Sci. Instrum. 81, 10D501 (2010)
- [17] D.L. Brower et. al., Rev. Sci. Instrum. 72, 1077 (2001)
- [18] T. Akiyama et. al., Rev. Sci. Instrum. 74, 2695 (2003)
- [19] Y. Kawano et. al., Rev. Sci. Instrum. 72, 1068 (2001)
- [20] D.V. Orlinski et. al., J. Nucl. Mater. 212-215, 1059 (1994)
- [21] Y. Someya et al., Fusion Engineering and Design 83, 1884 (2008).
- [22] 染谷洋二、「トカマク型原型炉における放射線場 中性子環境、 γ 線環境」、原型炉計装制御システム第 2 回シンポジウム、2013.3.14-15, NIFS
- [23] T. Nishitani et. al., JAERI-Research 98-053.
- [24] 西谷健夫:私信
- [25] K. Obara et. al., JAERI-Tech 99-003.
- [26] V.S. Voitosenya et. al., Rev. Sci. Instrum. 76, 083502 (2005)
- [27] T. Akiyama et. al., Nucl. Fusion 52 063014 (2012)
- [28] Y. Kusama, 原型炉計装制御システムだ第1回シンポジウム資料
- [29] 吉田直亮、特定領域資料平成 17 年 12 月)
- [30] S. Kajita, S. Takamura, N. Ohno, T. Nishimoto “Alleviation of Helium Holes/Bubbles on Tungsten Surface by Use of Transient Heat Load”, Plasma and Fusion Research 2 (2007) 009.
- [31] H. Hojo et. al., Plasma Fusion Res. 4 010 (2009).
- [32] R. Imazawa et. al., Rev. Sci. Instrum. 83, 123507 (2012)
- [33] T. Akiyama et. al., Fusion Sci. Tech. 58, 352 (2010).
- [34] Y. Kawano et.al., プラズマ・核融合学会誌 73, 871 (1997)
- [35] H. Dreier et. al., Rev. Sci. Instrum. 82, 063509 (2011).
- [36] T. Kakuta, et al., J. Nucl. Materials 307–311, 1277 (2002)
- [37] Shin KAJITA et. al., Plasma Fusion Res. 3, 032 (2008)
- [38] C. Gowers et. al., J. Plasma Fusion Res. 76, 874 (2000)
- [39] A.J.H. Donné et al 2007 *Nucl. Fusion* 47 S337
- [40] H. Takenaga et. al., Rev. Sci. Instrum. 69, 3181 (1998)
- [41] C.E. Kessel et. al., Nucl. Fusion 39 445 (1999)
- [42] J. Santos, Rev. Sci. Instrum. 81, 10D926 (2010).
- [43] M. Sato et. al., J. Phys. Soc. Jpn. 62, 3106 (1993).
- [44] T. Nishitani et. al., Rev. Sci. Instrum 70, 1141 (1999)
- [45] M. Ishikawa et. al., J. Plasma Fusion Res. 8, 334 (2009)
- [46] K. Asai et. al., Rev.Sci.Instrum.75, 3537 (2004).
- [47] C.W. Barnes et. al., Rev.Sci.Instrum.68, 577 (1997).

第5章 研究開発が必要な計装・計測器

本章では、4.4 節の総合評価より明らかになった、原型炉への計測器設置のための課題、及びそれを解決するための開発研究について論じる。トカマクとヘリカルで共通の課題を 5.1 節、トカマク、ヘリカル個別の課題はそれぞれ 5.2 節、5.3 節で述べる。

5.1 トカマクとヘリカルに共通の課題と想定される開発計画

計測上汎用的なものである真空窓材、ミラーは、トカマクとヘリカルの閉じ込め方式に依らず共通の開発課題である。また、共に必要な計測器には、線平均電子密度計測のための干渉計・偏光計、電子密度・温度計測のためのトムソン散乱計測、プラズマ制御における重要度や計測時定数は異なるが磁気プローブがある。

5.1.1 真空窓材の課題と開発計画

可視領域で使用する真空窓材は、これまで日本を中心に照射試験が精力的に行われ、耐用年数の評価がある程度可能なデータがある。しかし、ユーザーの少ない近赤外～遠赤外領域での照射データは十分ではなく、今後原型炉でのフルエンスを想定した照射実験を行って整備してゆかなければいけない。具体的には、真空窓の設置が予想されるZONE C で 10 年程度に相当する、中性子フルエンス $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 、 γ 線フルエンス 8 MGy 程度までの照射試験を、原子炉やコバルト照射施設等にて行う。透過特性の変化には温度も強く関連しているため、設置環境で想定される温度にて照射試験を行うべきである。また、照射欠陥は材料中の不純物による影響を受けるようであり、可能な限り候補となるメーカーの試料で試験するのが望ましい。

[課題]

- 中性子線、 γ 線による性能劣化

[開発計画]

- 近赤外～遠赤外領域の窓材であるセレン化亜鉛、フッ化バリウム、ダイヤモンド(光学グレード)、シリコン、結晶水晶等の照射試験と透過特性評価

5.1.2 第一ミラーの課題と開発計画

第一ミラー表面の損耗・堆積は反射率を低下させ、様々な光学計測を困難にする。反射率低下を抑制するためには、損耗に強い材料を選ぶと共に、何らかの保護構造によって損耗・堆積量を減らす方法や、堆積した不純物を除去する方法を開発しなくてはいけない。保護構造の候補として、フィン構造が提案されており[1]、数値計算による構造の最適化と、実機もしくは直線装置などの検証を行う必要がある。また、クリーニング手法として RF 放電[2]やパルスレーザー[3]が ITER 向けて研究開発がなされている。もう一つの要因は、ヘリウムバブルによる反射率の低下である[4]。バブルの形成はヘリウムのエネルギー、材料温度に依存するため、より広範囲なパラメータに亘った照射試験と、バブル形成の抑制、若しくは出来たバブルを消去する手法の開発[5]が求められている。

これまでの照射実験から、金属ミラーに対する中性子、 γ 線の影響は確認されておらず [6]、反射率等への影響は少ないと考えられている。しかし、上記の照射試験でのフルエンス ($1.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$) は、第一ミラーが設置される ZONE A では 80 日間に相当し、数年程度の耐用性を評価できるようなフルエンスでの照射実験を行う必要がある。ミラー材料はモリブデン、タンゲステン、ロジウム(母材は銅)を候補とし、ZONE A で 1 年間に相当する $6 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ 程度の中性子照射が目標であるが、長期間の照射試験になるため(上記の照射試験でも 5 ヶ月程度の長期間に亘る照射)、設置位置でのフラックスを予測したうえで適切な照射量を決める必要がある。

[課題]

- 第一ミラーの反射率低下の抑制

[開発計画]

- ミラー表面への不純物堆積物の抑制、及び除去手法の確立
- 中性子、 γ 線照射試験と耐用年数の評価
- ヘリウムバブル生成のヘリウムエネルギー、温度依存性と抑制条件の探査、除去手法の確立

5.1.3 干渉計・偏光計の課題と開発計画

トカマク・ヘリカルの閉じ込め方式を問わず、原型炉で電子密度計測は必須であり、干渉計や偏光計が想定されている。その測定方式は、閉じ込め方式で大きな違いは無い。原型炉での光源波長は近赤外～赤外領域であるが、前述の通り、放射線照射した真空窓材で、赤外波長域の透過率変化を調べた例は多くはない。第一ミラーの反射率低下も、特に波長の短い近赤外領域では顕著になり測定が困難になる可能性がある。そのため、スペッタリング率が低く損耗しにくい材料を選んだり[7, 8]、不純物堆積を抑えたり[1] 除去する手法[2, 3]を開発するなどの十分な対策が必要である。また、原型炉条件では相対論効果は無視できず、例えば 20 keV では約 10% 電子密度を過小評価することになる[9]。正確な密度評価をするためには、他の計測で得られた電子温度分布から密度を補正しなければならない。系統的な密度誤差がどの程度許容されるか、また例えばヘリカル方式でペレット入射が一時的に停止した時など、温度が急激に変化した場合に必要とされる密度補正の精度を検討すべきである。

ヘリカル方式では、 10^{17} m^{-3} の密度分解能が必要とされるが、既存の赤外領域の干渉計・偏光計の分解能は概ね 10^{18} m^{-3} のオーダーであり、容易に達成できる分解能ではない。特に干渉計では、既存の装置のように除振設備を設置して光学系を装置本体から切り離すことができないため、機械振動による計測誤差が深刻な問題となる。偏光計は機械振動の影響を受けないが、計測精度に問題がある。機械振動の影響を受けない特殊な干渉計として、ディスペーション干渉計[10]がある。これまで直線装置や中型装置での利用のみであり、原型炉で利用するためには大型装置での実績を増やし[11]、性能評価と分解能の改善することが求められる。フリンジジャンプの問題も深刻であり、偏光計によるリアルタイ

ム補正をすることが考えられている。これも、実機で実証して信頼性を高める必要がある。

[課題]

- ・ 真空窓・第一ミラーの透過率・反射率低下の抑制
- ・ 密度分解能、フリンジジャンプの抑制・補正
- ・ 温度変化による光軸変化の能動的補正
- ・ 相対論的効果による系統的誤差

[開発計画]

- ・ 第一ミラーの損耗、不純物堆積、ヘリウムバブルの抑制方法、クリーニング方法の開発
- ・ 真空窓材(セレン化亜鉛、ダイヤモンド等)の照射試験と近赤外～赤外領域での透過率変化の測定
- ・ ミラー・シャッター・アクチュエータの長期間の健全性
- ・ 10^{17} m^{-3} のオーダーの密度分解能を持つ測定方式の確立
- ・ 干渉計・偏光計の組み合わせによるフリンジジャンプの抑制
- ・ 相対論的効果の補正方法、利用方法の確立

5.1.4 トムソン散乱計測の課題と開発計画

電子温度・密度分布を計測するトムソン散乱計測は、トカマク・ヘリカルいずれの閉じ込め方式でも必要とされている。

波長域は $1 \mu\text{m}$ 程度の近赤外以下であり、可視～近赤外域では窓材の放射線劣化のデータは、比較的多く取得されている。40 keV 以上となる原型炉のプラズマでは、散乱光は 300 nm 程度までドップラー広がりを受けるが、短波長側では透過率が著しく低下する。 300 nm では ZONE C であっても 1か月程度で石英の透過率は 10% 程度低下してしまうため、屈曲構造により放射線レベルを 1-2 枝下げる[12]等の対策が必要である。伝送用のミラーは、レーザー光のエネルギー密度が高いために高い反射率のミラーが必要である。通常は多層膜反射鏡を利用するが、特に真空容器内に設置する多層膜反射鏡については耐放射線の試験[13]が必要である。特に、プラズマを直視する第一ミラーでは、材料選択や反射率を低下させる不純物堆積の対策[1]が不可欠である。反射率が低下し、ミラーでのパワー吸収が大きくなると、ミラー表面の損傷に繋がるためである。散乱光は真空容器外で光ファイバに集光され、計測室まで伝送される。中性子フラックスは ZONE C よりも十分低減されていると考えられるが、短波長側の透過率の劣化は著しいため、設置位置での中性子フラックスを評価し、光ファイバの耐用年数が十分であるかを検討する必要がある。光ファイバの透過率の劣化は、含まれる不純物に起因するため[14]、使用するファイバの照射試験ができる体制を整えておくことが望ましい。

測定方式は閉じ込め方式に依存しないが、計測ポートが一つで済む LIDAR トムソンが魅力的である。ポート径が大きく、中性子漏洩が増えることが LIDAR トムソンの問題であるが、レーザーパワーが高ければ立体角を狭めても散乱光強度を稼げる可能性がある。目安となるレーザー性能は繰り返し周波数 10 Hz 、パルス幅 300 ps 、 1 J のレーザーが目標だが、JET[15]・ITER[16]での開発で見通しがつくと予想される。

[課題]

- ・ 真空窓・光ファイバ、反射鏡の透過率、反射率保持と耐用年数の評価
- ・ レーザー開発
- ・ 較正方法の確立

[開発計画]

- ・ 耐放射線の高い多層膜反射鏡の開発と照射試験
- ・ 堆積層による反射率低下とその際のレーザーによる損傷閾値(使用可能ショット数)の評価
- ・ He バブル、不純物堆積の除去方法の開発
- ・ 高繰り返し・短パルス・ハイパワーレーザーの開発
- ・ 波長 200 nm 程度でのファイバの耐放射線性能(真空容器外のレベル)の評価
- ・ 反射率・透過率変化を前提とした、その場較正方法の検討

5.1.5 磁気計測の課題と開発計画

トカマクでは平衡制御のため磁気計測が必須であるのに対し、ヘリカルではディスラップション回避のような制御は不要であるが、自発電流による不安定性、輸送増大を抑制するための磁気計測は必要となる可能性がある。そのため、計測器としての優先度や必要とされる計測時定数などには違いがあるものの、ハードウェアで共通な開発課題が多い。磁気計測の課題は、磁気プローブの放射線効果による劣化や計測誤差を抑制することや、積分ドリフトを補正するための定常磁場センサの開発である。プラズマ制御に用いる上では、ブランケットなど構造材に流れる渦電流の影響を留意する必要がある。

日本では ITER 向けて精力的に磁気プローブの照射試験が行われ、その結果、放射線誘起伝導(RIC)の放射線効果は許容できるレベルである事[14]等、その影響の評価に目途が立ってきた。ITER での磁気計測設計活動や、運転時に明らかになる計測精度、および寿命が重要な参考データになる。ただし、放射線効果は温度や使用する絶縁材料にも依存するため、今後も新たな絶縁材料を試験したり、原型炉での運転環境を模擬した照射試験が行えることが望ましい。また、放射線効果による誤差電圧は、磁気プローブの設置位置やケーブルに沿った温度分布等に依存する。磁気プローブに誘起される電圧はプローブの種類や大きさ、設置位置等によるため、放射線効果によってどの程度の S/N が劣化し、平衡制御に影響を与えるかを評価するには、原型炉での条件を反映させたシミュレーションを実施する必要がある。また、プローブの設置精度や装置本体の熱ひずみによる位置のずれが、平衡計算に与える誤差についても評価が必要である。

ヘリカル装置では、制御に必要な時定数は数秒のオーダーで良いため、磁気センサーをプラズマに接近させる必要が少ない。プローブや磁気センサーをプラズマから離し、中性子・ γ 線の遮蔽体の背面に設置することで、寿命を延ばすことができる可能性がある。必要な計測精度を維持しつつ、どの程度離れた位置に設置できるか評価すると良い。

[課題]

- ・ 磁気プローブの放射線効果と平衡制御に対する影響の評価
- ・ 渦電流の影響

- ・ 積分ドリフトの対策
- ・ 真空容器セクターをまたぐケーブル、ループのメンテナンス時の取り扱い

[開発計画]

- ・ 新たな絶縁材料や温度等の原型炉環境を模擬した磁気プローブ、ケーブルの照射試験
- ・ 磁気プローブの SN(実際の設置位置でプローブに誘導される電圧と、放射線誘起の誤差電圧を数値計算)と、平衡計算に与える影響の評価
- ・ 積分ドリフトを抑制した積分器の開発や、ドリフト補正用磁場センサの開発と照射試験
- ・ 設置位置、熱ひずみによる変位の影響の数値的評価
- ・ (ヘリカルに限定) プラズマから離して計測精度が保てる設置位置の評価

5.1.6 中性子計測の課題と開発計画

局所的な計測である²³⁵U 核分裂計数管から全体の核融合出力を換算するため、重水素実験が行われている既存の装置では、中性子のエネルギーが DD 中性子のそれに近く、中性子発生率が既知の自発核分裂中性子線源 ²⁵²Cf を真空容器内に設置して較正が行われる。しかし、DT 放電が行われる原型炉では中性子フランクスモニタのその場較正に必要な中性子強度を提供でき、且つ DT 中性子、或いはそのエネルギーに近い中性子を放出する小型中性子源が現在存在しないため、その中性子源の実現性を十分に精査した上で新たに開発するか、或いはこれまでの手法とは全く異なる較正方法を考案する必要がある。これは ITER でも同じ課題があり、そこでの検討が参考になる。中性子スペクトロメトリからイオン温度[17]、燃料比[18]を同時に評価する方法は、今後 DT 実験を予定している JET や ITER で確立されると考えられる。核分裂計数管ベースの中性子フランクスモニタの精度の確保のため補助的に利用される放射化箔法は、原型炉で金属箔を輸送するカプセルや気送管の機械的な信頼性を確保されなければいけないが、これも ITER で技術開発[19]や性能評価がなされると考えられる。

[課題]

- ・ 核融合出力のその場較正方法の確立
- ・ 放射化箔システムの根幹技術である気送管の信頼性

[開発計画]

- ・ 中性子フランクスモニタとしての核分裂計数管のその場較正方法の確立
- ・ 中性子スペクトロメータの多目的利用:イオン温度、DT 燃料比、トロイダル回転、アルファ粒子によるノックオンテイルの測定を通じたアルファ粒子閉じ込め情報等

5.2 トカマクに特有の課題と開発計画

5.2.1 q 分布計測

q 分布の計測には MSE 若しくはレーザー偏光計が利用される。既存の装置では MSE による q 分布計測が主流だが、原型炉では中性粒子ビームがあるかは不明である。利用できたとしてもビームの侵入長が周辺に限定され、コア領域の計測は困難である可能性が高い。MSE は可視光を計測しており、第一ミラーに不純物が堆積した場合、反射率の低下で測定信号強度が低下

だけでなく、干渉効果によって偏光状態が変化する場合がある[20]。従って、第一ミラーの不純物堆積の抑制、除去方法の確立が不可欠である。真空窓の透過率の問題も、他の計測と共通である。

もう一つの手法である偏光計測では、光源波長は遠赤外領域になる。真空窓の耐放射線のデータは、遠赤外領域では非常に少なく、この領域での窓材候補である結晶水晶、シリコン、サファイヤ、シリコンカーバイド等の照射試験が必須である。干渉計測と同様に、偏光角も相対論的効果を受けるため、温度情報を取り入れて補正しなければいけない。逆に相対論効果を利用して、測定するファラデー回転とコットン・ムートン効果の温度依存性の違いから温度を評価することも原理的に可能である[21]。これが確立されれば、偏光計測から q 分布だけでなく、電子密度分布、温度分布まで得られることになる。q 分布を取得するためにはポロイダル断面で多チャンネル計測をする必要があり、その場合はトーラス内側のプランケットにリトロ反射鏡を設置する。波長が長い遠赤外領域では、第一ミラーの損耗・堆積による反射率低下が比較的小ないが、トーラス内側の反射鏡はプラズマまでの距離が極めて近く、プラズマ壁相互作用が著しいと予想されるため、注意が必要である。原型炉での偏光計は、ITER のポロイダル偏光計と同様な測定配位と予想されるため、測定方式の選定や得られる分解能、窓やミラーの寿命などは、ITER での経験が重要になる。

[課題]

- ・ (MSE) 加熱・計測用中性ビームの設計検討と測定可能領域
- ・ (MSE) 第一ミラー表面への不純物堆積の抑制と除去方法の確立
- ・ (偏光計) 窓材、第一ミラーの寿命評価
- ・ (偏光計) 偏光状態の測定方式

[開発計画]

- ・ (MSE) 第一ミラーの保護円筒等の不純物堆積抑制手法
- ・ (偏光計) 結晶水晶、シリコン、サファイヤの照射試験と透過率・偏光特性測定
- ・ (偏光計) ITER を利用した偏光状態の測定方式

5.2.2 反射計

プラズマと壁との距離を制御するため、通常は磁気プローブで最外殻磁気面を決定する。その代替手法として期待されているのが反射計である。反射計は様々な測定方式があるが、ms 以下の時間分解能で測定が可能であり、プラズマの位置制御をする上で応答性に問題はない。プラズマへのアクセスは、金属製の導波管を敷設すれば良く、導波管の伝送特性は放射線の影響も受けないため、既存の技術で実現が十分可能である。磁気プローブの代替として反射計を使ってギャップ長制御をする実験は、既に ASDEX で実施されている[22]が、ITER[23] はじめ他の装置でも実績を増やすことが望ましい。原理的には相対論的効果で密度が過小評価されるが、周辺領域の温度は 2–3 keV 程度であるため、影響は大きくない。

5.3 ヘリカルに特有の課題と開発計画

ヘリカル装置はトロイダル・ポロイダル方向の不均一性があるため、制御をする上で最適な計測位置を選ぶ

必要がある。例えば、ダイバータデタッチメントの制御では、ダイバータ熱負荷が最も集中する位置での計測が好ましい。これらはシミュレーション等を利用して予測し、計測位置を最適化すると良いと考えられる。

5.4 開発にかかる研究者の確保

上記のように、多くの計測器でコンポーネントの放射線照射試験が必要とされる。これまでも主として ITER をターゲットとして、研究機関や大学の研究者によって日本原子力研究開発機構の材料試験炉 JMTR や同高崎研究所 Co 照射施設が核融合に使われる様々な材料の照射に使われてきた。今後は原型炉での中性子、 γ 線フルエンスに近い条件が求められ、そのためには FNS の一層の活用のほか、JMTR の再稼働や Co 照射施設の利用などのほか、BA 活動後の IFMIF/EVEDA を中規模中性子照射試験設備として整備し、計測機器要素の耐中性子照射試験に供するなど、施設の整備について積極的な展開が必要である。また、多種類の素材が照射対象となることから、効率的に照射データを蓄積するために各計測器の開発者が個別に照射試

照射施設	中性子種類	最大中性子束/ γ 線束 ($n/s/cm^2$) MGy/week	備考
FNS(JAEA) (加速器DT)	DT 14MeV	1.6×10^9 $2 \times 10^{12} n/s$ (等方) DD中性子は1/70	
JMTR(JAEA) (材料試験炉)	高速中性子 熱中性子	4×10^{14} 4×10^{14}	再稼働待ち
常陽(JAEA) (高速炉)	全中性子	5.7×10^{15}	稼働見通し不明
IFMIF/postEVEDA (EU-JA)	D-Li	推定 5×10^{13} @10cm $10^{14} n/sr/mA$ 程度	計画段階 26MeV, 125mA
Co照射施設 (JAEA)	γ 線	最大 低線量 3.4MGy/w 6.7kGy/w	高崎

表 5-1 国内の照射施設 この他に阪大に DT 中性子源 OKTAVIAN があるが、現在は停止している。

参考文献

- [1] T. Akiyama et. al., Nucl. Fusion 52 063014 (2012).
- [2] E.E. Mukhin et. al., Nucl. Fusion 52 013017 (2012).
- [3] E.E. Mukhin et. al., Nucl. Fusion 49, 085032 (2009).
- [4] A. Ebihara et. al., J. Nucl. Mater. 363–365, 1195 (2007).
- [5] S. Kajita et. al., J. Nucl. Fusion 47, 1358 (2010).
- [6] 西谷健夫他、JAERI-Research 98-0053
- [7] M Matveeva et. al., Proceeding of 37th EPS Conference on Plasma Physics, P2.105 (2010).
- [8] L. Marot et. al., Rev. Sci. Instrum. 78, 103507 (2007).
- [9] H. Hojo et. al., Plasma Fusion Res. 4, 010 (2009).
- [10] V.P. Drachev et. al., Rev. Sci. Instrum. 64, (1993).
- [11] T. Akiyama et. al., JINST 7, C01055 (2012).
- [12] Y. Someya et. al., Fusion Eng. Design 83 1884 (2008).
- [13] K. Obara et. al., JAERI-Tech 99-003.
- [14] 西谷健夫他、プラズマ・核融合学会誌 84, 635 (2008).
- [15] M. Maslov et. al., JINST 8, C11009 (2013).

験を行うのではなく、照射試験を担当する部署を作るなど組織的な取り組みが必要である。

他方、計測器の原理検証や設計、機器の開発などは、大学等のポテンシャルが期待でき、これを積極的に活用すべきである。開発した新たな計測器(法)を原型炉に適用するには、計測精度、信頼性、長期間に亘る耐久性を事前に大型装置で実証する必要があるが、国内では、LHD や JT-60SA が原型炉に向けた計測器試験のプラットフォームとして適しており、これらの装置をより積極的に活用すべきである。既に核融合研や原子力機構には共同研究の体制が整えられているが、現有人材の効果的活用によって世代交代に伴う知識の継承、若手人材の育成と原型炉に必要な開発研究を同時に進めるためには共同研究部門やセンターなどの目的を明確にした全日本の協力体制を整えて計測器開発を促進すべきである。

最後に今後の計測要素の放射線照射計画を検討するにあたって参考となる照射施設を一覧に纏めておく。本資料作成にあたっては JAEA の谷川博康、荒木正則氏の協力を得た。

照射施設	中性子の種類	最大中性子束 ($n/s/cm^2$)	備考
Jules Horowitz (Cadarache)	高速中性子 熱中性子	10^{15} 5.5×10^{14}	建設中
HFR(オランダ)	高速中性子 熱中性子	2.5×10^{14} 1.6×10^{14}	
BR-2(ペルギー)	高速中性子	3×10^{14}	間もなく停止
HFIR(米国)	高速中性子	1.1×10^{15}	
ATR(米国)	高速中性子	5.0×10^{14}	
BN-600(ロシア)	全中性子	6.5×10^{15}	高速炉

表 5-2 海外の照射施設[24,25]

- [16] G.A. Naylor et. al., JINST 7 C03043 (2012).
- [17] D. Marocco et. al., EFDA-JET-CP(12)01/06
- [18] G. Ericsson, et. al., Rev Sci Instrum. 81, 10D324 (2010).
- [19] M.S. Cheon et. al., IEEE Transactions on Plasma Science 38, 274 (2009).
- [20] A. Malaquias et. al., 30th EPS Conference on Contr. Fusion and Plasma Phys. ECA Vol. 27A, O-3.4C (2003).
- [21] R. Imazawa et. al., Rev. Sci. Instrum. 83, 123507 (2012)
- [22] J. Santos, Rev. Sci. Instrum. 81, 10D926 (2010).
- [23] C.E. Kessel et. al., Nuclear Fusion 39, 445 (1999).
- [24] A. Moslang, “Existing and Future Irradiation Facilities”, SMIINS Workshop, Karlsruhe, June 4–6, 2007
- [25] S.J. Zinkle and A. Moslang, “Evaluation of irradiation facility options for fusion materials research and development”, Fusion Eng. Design 88(2013)472–482

第6章 計測器環境制約とシミュレーション・コード開発

6.1 原型炉運転のための制御系とコード開発

この節では原型炉の制御に何がもとめられるかということを少し掘り下げて検討する。

6.1.1 発電炉に求められる一般的要件

発電炉の運転がどのように行われるかについて、軽水炉を参考にみてみることにする。軽水炉では起動時に制御棒を抜いていく過程で出力が上昇するが、発電機出力が 10% 程度になる比較的早い段階から系統に電力を供給し始める。その後定格に達した後、電力需要は昼の時間帯と夜の時間帯の間に大きな変動があるが、わが国の軽水炉は基本的には日夜を問わず電力供給のベースロードを供給する役割を担う(図 6.1-1)。フランスのように原子力発電所の比率が高い場合には、日本で火力発電所が担っている日負荷追従運転、自動周波数制御運転といった系統運用の観点から要求される負荷調整運転が必要である。昼夜の負荷変動に対応する追従運転や系統の周波数を一定に保つ周波数制御運転は技術的には可能であり、フランス等で実施されているが、我が国では行われていない。また、系統事故の際には原子炉をその都度停止するのではなく、所外への送電を停止し、20% 程度に出力を絞った待機運転(所内単独運転)をして、系統が回復した場合に短い時間で外部への電力供給を再開することができるよう運転されている[1]。

核融合発電炉の運転にどの程度負荷調整機能が必要かは、将来どのような電力系統上で運用されるかに依存する。現在、再生可能エネルギーの導入拡大・負荷平準化・停電対策等を念頭に、需給一体運用制御を可能とする次世代送電網(スマートグリッド)の開発が進められ各電源が担う系統制御の役割が変化しつつある。核融合炉の開発においても、次世代送電網の開発動向を踏まえつつ、必要に応じて負荷調整運転の技術的可能性を追求すべきであるが、ここでは先ずそれ以前の課題として、通常の起動、定常維持運転、そして停止移行などの標準的な運転モードについて検討する。日負荷追従運転は定常維持運転が十分可能であることが示されれば特別な技術開発を要することなく検討が可能であろう。また、標準的な運転モードのうち、立ち上げ制御と停止移行制御についてはコイルや加熱装置、燃料供給装置などのアクチュエータをフルに動かして試行錯誤も繰り返しながら実現する高度な技術である。例えば ITER では(図 2.2-4、図 2.2-5)立ち上げ時にはプラズマを水平面に近いところの外側でリミターに接する形で放電を開始し、プラズマ電流を増加させつつ横円度、三角度を増加させ、プラズマ電流が定格値の約 1/2 に達したところで、リミター配位からダイバータ配位に移行させ、その後は第一壁と最外殻磁気面との距離を一定に保ちながらプラズマ電流を増加させ、プラズマ断面形状が目的形状になったところで追加熱・燃料供給を開始して最大出力に持っていくというシナリオが想定されている。原型炉でも基本的に同様の立ち上げシナリオになると予想されるが、外部電流駆動による定常運転を想定しているため、早い段階から密度上昇と電流駆動を開始し、また、プラズマに蓄積されるエネルギーが早い段階から

大きくなるので、リミター配位からダイバータ配位への変更も早期に行うことになる。

本節では最も単純と思われる定格出力に達した状態を如何に制御し、維持していくかについて検討することにする。ITERにおいても核燃焼プラズマの制御が大目的であると謳っているが、この場合の「制御」とは暴走することなく、また、消滅してしまうことなく $Q \geq 10$ を 400 秒間にわたって達成するとの意味であり、必ずしも発電炉に必要なフィードバック制御による核融合出力一定制御を意味していない。すなわち、可能な限り高性能のプラズマを可能な限り長い時間実現する目的でアクチュエータを駆使して実現しようとする試みであり、発電炉に必要な出力一定制御の要求はさらに一段高い要求である。

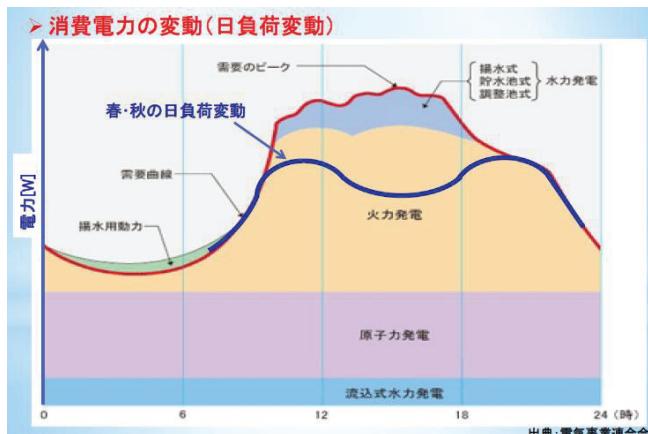


図 6.1-1 日本国内の電力日変動 原子力発電はベースロードを担ってきた (出典 電気事業連合会)

ここで軽水炉では出力制御を如何に実現しているかについて理解しておくことは参考になる。軽水炉の定常維持のための運転制御は極めて簡単である。原子炉起動の際には制御棒を引き抜くことによって定格出力に到達させる。ただし、定格出力に達した後、初期の段階と定期交換に近い頃の最終段階では核燃料の燃焼度が変わるために、燃焼度が進むにつれて僅かずつ制御棒の調整を行う。100 万 kW 級の原発の例では全数 137 本の制御棒の一部(燃料中に中性子吸収剤を使うか使わないかによって 16 本または 30 本)は運転の初期段階には挿入したままにしておき、運転に応じて徐々に引き抜くが、連続的に制御するわけではなく週、ないし月オーダーの時間スケールでの位置変更であり、全数引き抜きは運転の最終段階である。この間に系統などの外乱による出力調整が必要となる場合は秒オーダーの出力応答性がある再循環ポンプの流量調整が可能であるが、通常は循環流量を一定に維持するだけで良く、制御の必要は無い。いずれにしても核融合炉心プラズマの制御に相当する時間スケールでの制御の必要は無い。炉心の特性はドップラー効果やボイド効果などによって自己制御性があり、本質的に無制御で安定なのである。核融合の時間スケールでの比較であれば、ブランケットの冷却材流量を

一定に保つように、軽水炉の場合は図 6.1-2 に示す再循環ポンプの流量を一定に保ちさえすれば良い。

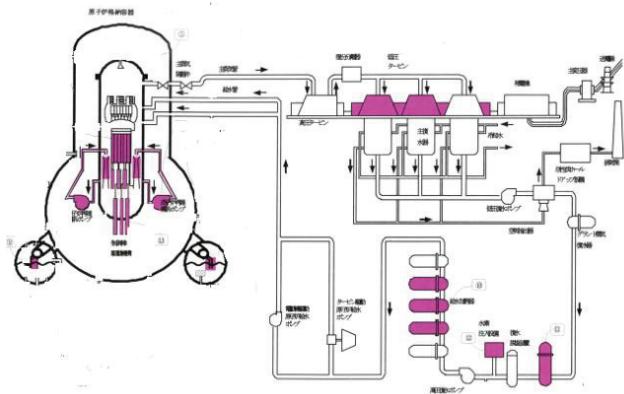


図 6.1-2 沸騰水型軽水炉 (BWR) の 1 次水ループと再循環水ループ。再循環ループ格納容器内に置かれ、圧力容器の中の核燃料冷却水の循環を助けるもので流量一定制御が基本である。

6.1.2 核融合出力一定制御を如何に実現するか

本節での関心事は発電炉に求められるような長時間（1日、1週間、1か月、1年）のオーダーでの完全出力定常維持であるが、材料の損耗のような境界条件の変化に起因する時間スケールでの特性変化は別として、炉心プラズマの変化の最長の時間スケール内での制御をどのようにするかが最大の関心事である。

第1章図 1-3 に示したように、核融合出力を一定に保つためには核融合出力 P_f がアクチュエータに対するタイミングと振幅に対する連続指令の関数として表されなければならない。すなわち、 $P_f = F(A_1, A_2, A_3, \dots) = \text{const.}$

と表記され、かつ各アクチュエータ A_i が

$$A_i = G_i(n(r), T(r), j(r), \dot{n}, \dot{T}, \dots)$$

のようにプラズマ諸量の関数として表現されている必要がある。さらにそのような関数表現の一つ前の段階として、運転基準点と運転範囲の概念をプラズマ諸量を変数として表現されていることが求められよう(4.3 節参照)。ところが図 5.2-5 に示されるように、プラズマの諸量は複雑に影響しあうために、運転面の構造を知るだけでも結構大変になるが、アクチュエータを働かせた時にプラズマがどのように応答し、核融合出力がどのように変化するかは膨大なデータを必要とはするが、できないということではない。しかし、制御に必要なことは上式のようにプラズマの状態を知ったうえで P_f が一定になるようなアクチュエータへの指令であるから、容易でないことが予想される。

6.1.3 原型炉制御に必要なシミュレーション・コード

運転基準点にある核燃焼プラズマの動きを計測してフィードバック制御するにはプラズマがどのような動きをするかを予測して制御しなければならない。この際の制御をデータセットをもとに制御するか、実時間でコード群のみによって計算し制御するか、あるいは両者の組み合わせによるかはそれぞれの信頼性がどこまで高めら

れているかに依存する。いずれにしても一度は code 群を総動員してプラズマの動きを予測しなければならない。この場合にどのようなコードが必要となるかを掲げたものが図 6.1-3 である。図 4.3-1 に示した概念に基づけば、運転基準点からの「ずれ」は運転範囲内にとどまっていること、および輸送解析コードによる予測によりフィードバックの方向を見出すことが基本となる。コアプラズマの動きは周辺プラズマ輸送解析とも関係して予測しなければならない。核燃焼プラズマはベータ値が高いのでプラズマ回転が輸送や安定性にも関係するので、回転のモニターと制御が必要となる場合も想定される。原型炉の運転制御に必要なこのようなコードの開発状況はどのようにになっているであろうか。

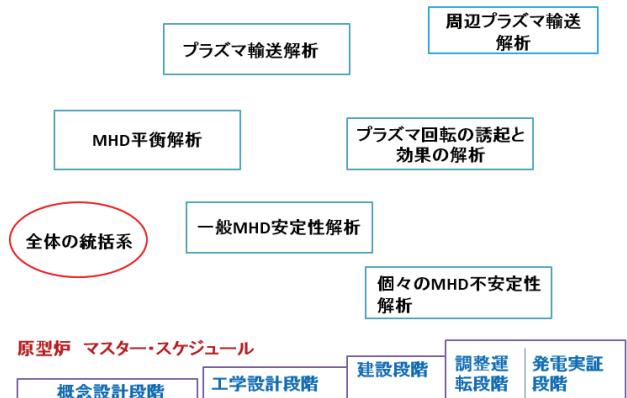


図 6.1-3 原型炉の核燃焼制御に必要となるシミュレーション・コード群と原型炉計画

図 6.1-3 の中で掲げられた個々の目的でのコード開発や一部のコード間の接続はヘリオス(六ヶ所国際センター)や京コンピューター(神戸理化学研究機構)の整備とあいまってその進展は目覚しいものがある。また、プラズマの諸物理量やその空間分布は互いに密接に関連し、広い時間・空間ダイナミックレンジをもっており、さらにコイルや導体構造物、プラズマ対向面、加熱・電流駆動、粒子補給、粒子排気などのハードウェアとのリンクageも考慮する必要があるため日本のコミュニティの中では各物理現象やハードウェアの動作を表現する物理モデルと最適なコードを組み合わせたいわゆる「統合コード」の必要性が謳われてきた。そして体系化したコードを整備して、より正確にプラズマをシミュレートし、プラズマの理解と予測に役立てようというアプローチが進められている[2,3]。例えば図 6.1-4 は JAEA を中心に整備されつつあるコードの体系と、目標とする機能を示す(図 6.1-5)。

しかし、制御の視点からのコード開発、とくに核燃焼制御に関してはまだ殆ど未着手の状況にある。運転基準点を中心とした制御から想定されることは、(周辺プラズマ輸送解析とリンクした)プラズマ輸送解析と MHD 平衡解析が中心的役割を担い、一般 MHD 安定性解析がチェック機能を果たすという制御ロジックが作られるのではないかと想定されるが、これらの検討は今後精力的に進めなければならない。

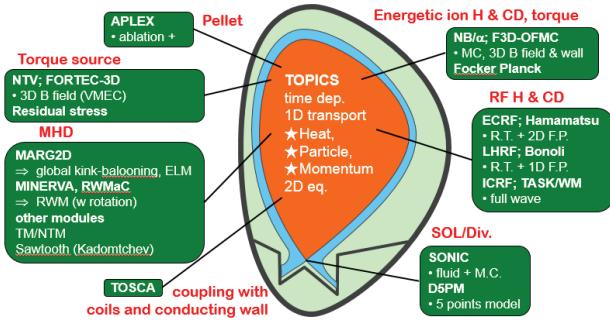


図 6.1-4 統合化に向けた各要素コードの開発 (JAEA)

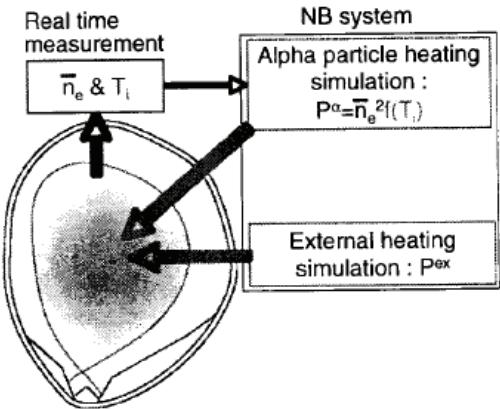


図 6.1-5 文献[5]による核燃焼模擬実験

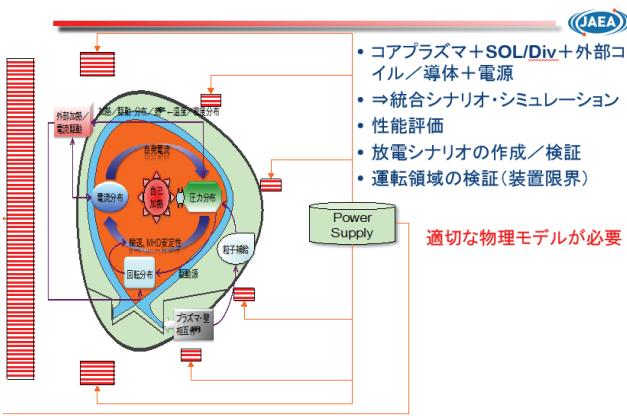


図 6.1-6 文献[5]による核燃焼模擬実験

6.1.4 ITER の核燃焼シミュレーションの現状

ITER の EDA 終了後、運転中のトカマク JT-60 を用いて核燃焼の模擬実験が行われた[4-6]。この実験では加熱装置を 2 群に分け、1 群の加熱入力によってプラズマを加熱し、得られたプラズマの温度、密度で想定される核融合出力 (alpha 加熱) に比例したパワーの発生を他群の NBI 加熱装置からの入力で模擬し、電子密度を変えたときの核融合出力の変動を調べている(図 6.1-6)。加熱入力を一定として核燃焼プラズマの反応を模擬しているので核融合出力を一定にするフィードバック制御の実験ではないが、その前段階の先駆的な実験である。また、JET では 3 種類の外部電流駆動により

プラズマ中に流れ全電流による q 分布を 3 種類の電流駆動装置の出力割合を変えて q 分布を参考分布に近づけるフィードバック実験が行われた[7]。これもトカマクプラズマの振る舞いに重要な役割を担う電流分布を制御するという意味では重要であるが、核燃焼プラズマ全体の制御の中では部分的な制御である。

その後今までの数年間に ITER プラズマの核燃焼のシミュレーション研究が進んだ[8-10]。たとえば[8]では自由境界平衡コード DINA-CH と輸送コード CRONOS

を結合して ITER の ELMy-H モードのプラズマについてシミュレーションしているが、平均電子密度を一定に仮定しており、ほかのコードも中心電流密度を固定している。[9]は CRONOS コードを用いてハイブリッド運転、及び定常運転をシミュレーションしているが、 I_p のほか、平均電子密度や電子密度のピーキングファクターを一定にしている。[10]では TSC コードから得られる時間発展する境界条件やプラズマの形状を求め、PTRANSF コードでシミュレートしているが中心密度や平均密度を与えており、林[11]らがおこなった輸送コード TOPICS-IB においてもプラズマの断面の境界位置を固定し、電子密度分布などを仮定するなどの条件で ITER の H-mode 運転シナリオの消費磁束 (V_s)などを検証している。また、最近の成果として[12]では誘導運転の解析を JINTRAC と自由境界平衡発展コード CREATE-NL により、また、ハイブリッド運転と定常運転に対しては CRONOS コードと DINA-CH コードを結合させて ITER のすべてのモードに対して時間発展をシミュレーションで予想しているが、ここでも中心電子密度一定などの仮定を置いている。このほかにも多くのシミュレーションの結果が報告されているが、いずれの場合もプラズマ電流のほか、電子密度や加熱を一定するなど、あるパラメータを一定、もしくは分布を一定にした場合にプラズマの諸量がどのような時間変化をするかを調べたものである。例えば図 2.2-5 は ITER の誘導運転での運転シナリオである。平坦な密度分布や Be 不純物量、He 蓄積量などを仮定した時の時間変化を示している。この場合はコイル駆動の誘導電流なので、磁束のパターンは時間的に変化しており、約 400 秒を越えて運転を持続することはできない。また、図 6.1-7[13]は ITER の非誘導電流駆動の場合について中性ガスのモデルを仮定し、ASTRA コードで計算した立ち上がり 100 秒間の変化で、40 秒で電流のフラット・トップに達し、核燃焼が開始される。完全な定常状態でのプラズマ諸量の断面分布は図 6.1-8 に示す。

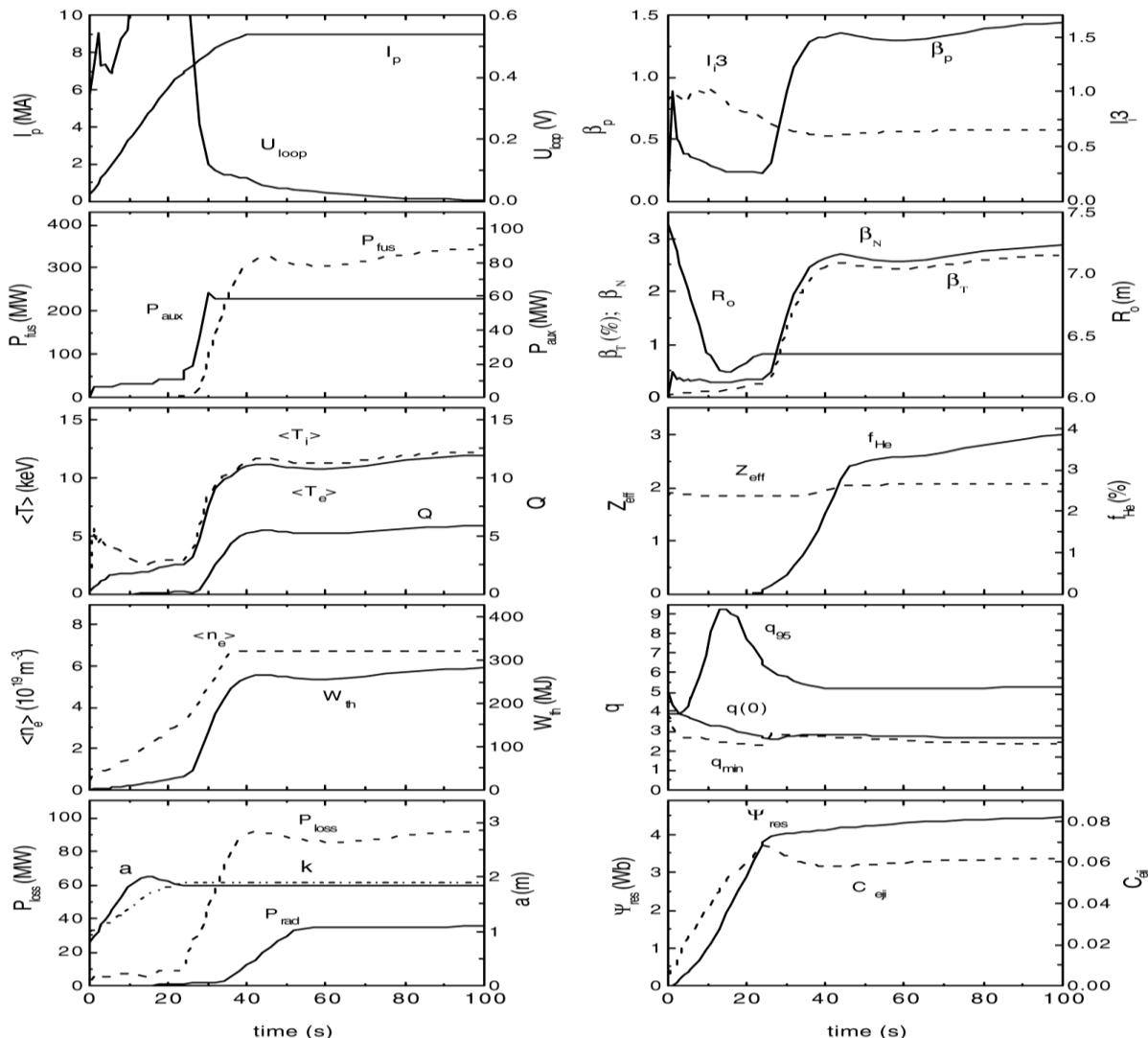


図 6.1-7 文献[13]による ITER 定常運転モードにおけるプラズマ諸量の時間変化。X 点形成は $t=15.7$ s、電流フラット・トップと核燃焼開始が $t=40$ s である。

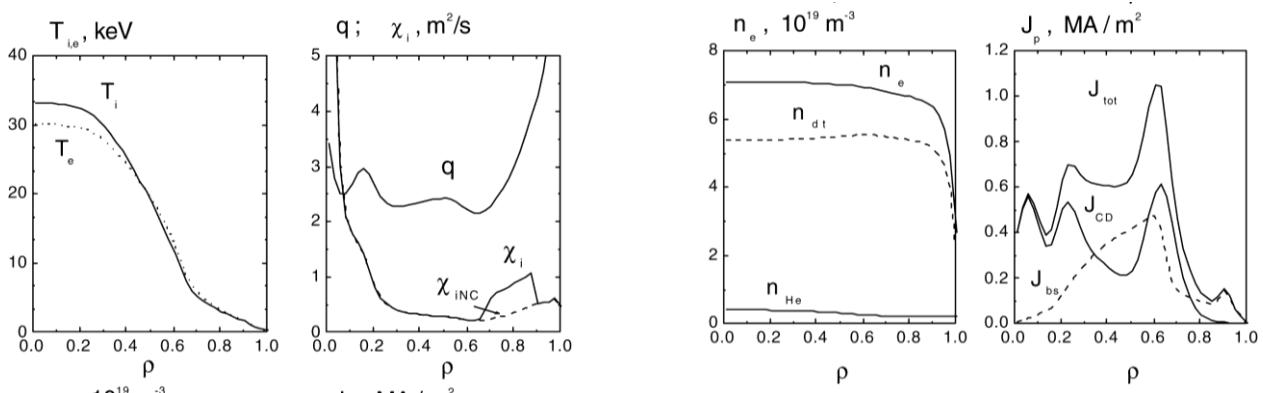


図 6.1-8 ITER 定常運転シナリオにおける電流フラット・トップ ($t>1000$ s) でのプラズマ諸量の小半径方向分布[13]

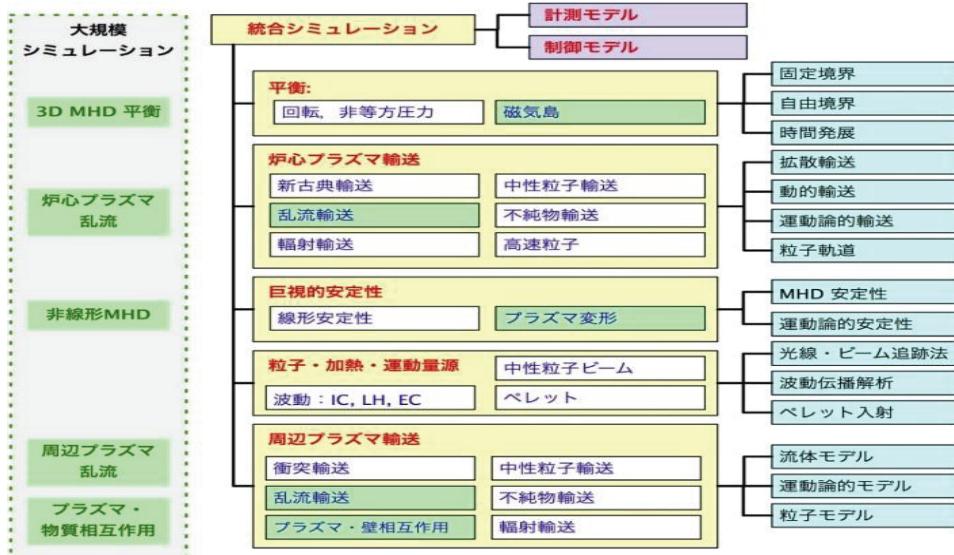
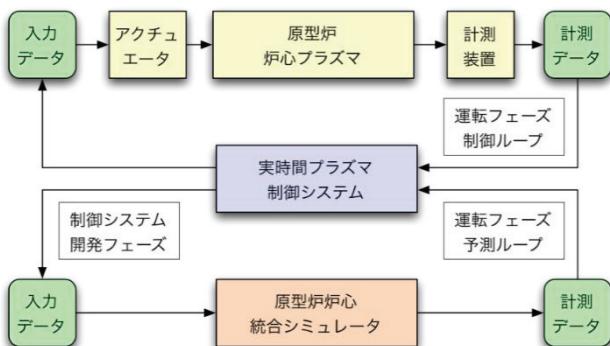


図 6.1-9 文献[2]による統合シミュレーションの構成説明図(上)と、制御システム開発および原型炉運転フェーズの構成図(下)



これらの結果はシミュレーション研究が進展してきたことを伺わせるものであるが、核燃焼プラズマでは核融合出力がイオン密度に大きく依存すること、中性の燃料ガスや He や不純物イオンの輸送や内部電流分布がプラズマ諸量の分布の変化に大きな影響を及ぼすことを考えると、これまでのシミュレーションにおいて使われた仮定が分布の変化を抑制し、定常状態を作り出している可能性が強い。実際どの装置においても高いプラズマ閉じ込め性能が長時間続いたものは未だ得られておらず、このことは実験装置で可能な時間スケールでプラズマ諸量がいまだ平衡に達していないことを意味している。本格的な核燃焼状態で完全な定常状態が存在するか自明ではない。またこれまでのシミュレーション研究でフィードバック制御を取り入れる場合であってもコイル電流制御とペレット・ガスパフ入射制御以外はすべて(アクチュエータではなく)プラズマ諸量を制御に組み込んでおり、このことは取りも直さずアクチュエータの動作とプラズマ諸量の関係がいくつもの変数が同時に絡む複雑なものであるために避けられてきたことの反映である。対応関係が複雑なのでオリジナル性を重視し、手際よく纏める論文にはなりにくいと考えられ

ている。しかし、この複雑な課題を解きほぐす術を見出さない限り発電炉は実現しないし、チャレンジすること自体が研究の大きな流れを作るという意味で先駆的研究以上に重要なことだと考えられる。

図 6.1-9 は文献[2]に記載されている統合コードの機能に関する説明として使われている図である。この下の図に書かれたものが統合コードの役割、即ち予測するものであるとすれば、制御の視点からの関心事はその予測はどのような性格のものであるか、例えばアクチュエータを何も変化させない時のプラズマの予測なのか、変化させる時の予測か、また「実時間プラズマ制御システム」と書かれたところが司令塔の役割を果たすとするならば、如何にこの部分のロジックを作り上げていくのかが実験及び理論シミュレーションの専門家が構築していくなければならない核心部分である。

6.1.5 制御に必要なインフラ整備の取り組み

トカマクで長時間の運転制御を実現するためには制御に必要なツールを開発する必要がある。そのうち、プラズマ位置・形状制御において重要なものとして、

- (1) 複雑な炉内構造体の渦電流を実時間で解析するコードの開発、
 - (2) 上記コードに磁性材の影響を考慮したコードの開発
 - (3) 磁気測定に関する計測系センサーの開発
- がある。(1)については軸対象な平板構造の構造物やトロイダル方向にカットが周期性を持った平板状構造材については古くから開発されている。主として真空容器を対象として、[14]では薄板で直線円筒状で周期的にカットがある場合、[15]では真空容器の抵抗に非一様性を考慮した場合についてトロイダル近似を使って解析的に解いている。[16]では JT-60 の真空容器を対象としてトロイダル方向に周期的カットがある場合について有限要素法を用いて、さらに[17]では次期大型装置(実験炉 FER)を対象として、コイル電流によりプラズマの垂直位置を制御しようとした場合の渦電流を含めた評価を行っており、安定化シェルがある場合の困難さに触れている。このように真空容器などに流れる渦電流の解析手法が進むにつれてコイルやプラズマ電流も含めて位置形状制御が設計解析のみならず、プラズマの MHD 平衡計算にも使われ[18]、さらに実際

のトカマクプラズマの運転制御に使われるようになってきたが、原型炉の増殖ブランケットのような複雑構造体に流れる渦電流については手がつけられていない。とくに、4.4 節でも述べたように、構造材が磁場の絶対値に及ぼす影響については有限要素法に基づく渦電流解析を行わなければならず、具体的な構造を入力して渦電流の影響を調べる必要がある。その際、ブランケットの厚さ方向の浸透については 4.3.3(2) で述べたように時定数が 1ms 程度と短いので渦電流を表面電流（薄板近似）で代表して良い近似を与えるが、問題はモジュールが箱型形状でかつ無数に並んでいることによる。

薄板の場合に適用できる表面電流近似では表面電流 j (A/m) を電流ポテンシャル $V(\mathbf{x})$ を用いて $\mathbf{j} = \nabla \times (V\mathbf{n})$ で表す。ここで、 \mathbf{n} は表面電流が流れている面の単位法線ベクトルである。任意の表面電流分布を電流ポテンシャル $V(\mathbf{x})$ で表すことが出来る。任意のプラズマ電流分布はフィラメント電流の集合体として評価し、また構造体に流れる表面電流を細かい渦電流の重ね合わせで表し、それらの相互誘導を考慮した回路方程式を解くことで、表面電流の時間発展が得られる。この方式の計算コードとしては EDDYCAL があり、図 6.1-10 は EDDYCAL で得られた渦電流分布である。構造物の厚さは考慮されていないが、複雑な形状でも渦電流分布を求めることが出来る。このコードは完全な渦電流分布を求めるので、それらが作る任意の位置の磁場も求まる。しかしコードの制約で、現版では構造体の表面（表面電流が流れている位置）での磁場しか表示できない。また、ポロイダル磁束に相当するベクトルポテンシャルのトロイダル成分も表示できないので、任意の位置の磁場、およびベクトルポテンシャルを表示できるようにコードを改造中である[19]。また、図 6.1-11 は ITER 配位でプラズマ電流を含めたときの磁束分布の一例を示している。

一方、磁性体が存在する場合、その非線形性のため問題は複雑になる。炉内の磁性体はトロイダル磁場により飽和していると考えられるが、その場合でもポロイダル磁場に対する比透磁率は、磁化の向きを変える効果が残るので、1 にはならない。しかし、その値は、

$$1 + \frac{M}{B_0} \quad M \text{ は飽和磁束、} B_0 \text{ はトロイダル磁場の強さ}$$

となり[20]、付録 4.3-A でも調べたように 1 を少し超える程度である。

EDDYCAL のような回路方程式に基づく計算コードでは相互誘導、自己誘導の部分に磁性体の効果を取り入れることが出来れば解くことが出来るが、それは一般には簡単ではない。磁性体を含む体系で磁場を求めるには有限要素法で全領域に渡って磁場を求めることが必要であり、商用コード、例えば、ANSYS、COMSOL 等を使えば求めることが出来る。なお、軸対称系に限ると、TSC コードなど、渦電流とプラズマの平衡制御を同時に解くコードが存在する。原型炉の運転シナリオ解析には、非軸対称で磁性体を含んだコードが必要であり、今後開発が必要である。また、開発されたコードの検証が必要となる場合に、縮小モデルによる周波数をスケールさせた実測による方法が提唱されている（付録 6.1-A）。

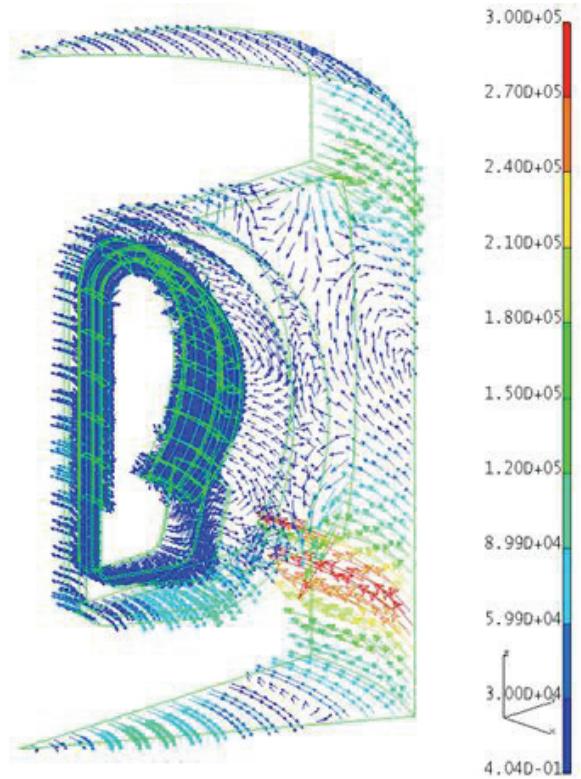


図 6.1-10 EDDYCAL で計算した構造体に流れる渦電流分布

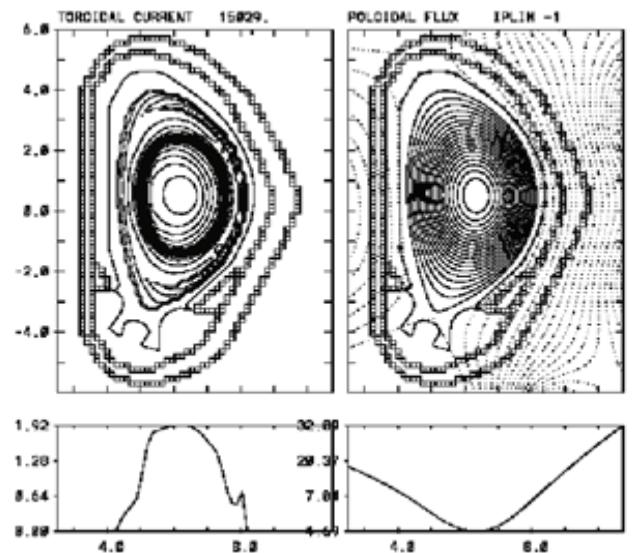


図 6.1-11 ITER 形状でコイル電流、プラズマ電流、構造材に流れる渦電流を考慮した場合のポロイダル磁束の分布

6.1.6 核燃焼制御のキーパラメータ

核燃焼のトカマクプラズマで核融合出力に対してどのようなプラズマパラメータを制御することが効果的か、そしてそれをどのようなアーキテクチャで達成するかについて系統的な検討は少ない。一方、プラズマ電流が閉じ込め磁場に基本的な影響を与えないヘリカルプラ

ズマにおいては自己点火状態の出力維持を燃料供給による電子密度の制御によって達成する検討が進められており、その特性が明らかにされてきている[21,22,23]。トカマクについては一義的に内部電流が関係するため、より複雑であり、検討例は少ないがプラズマをマクロに捉え、全体としての特徴については検討が始まられつつあり[24]、H-mode的なプラズマであればプラズマ密度の制御が最も核融合出力の変動に影響が大きいことが比例則の検討からわかってきていている。他のパラメータ、例えば核融合出力の変動に対する加熱入力による補正などは時間遅れを伴わない制御手段として有用であるが、常時待機させておかないとしないことになる。

6.1.7 制御ループ開発への新たな取り組み

トカマクプラズマを制御する手段としてプラズマの位置形状制御についてはこれまでにもプラズマの最外殻磁気面の位置形状を正確に求める方法(CCS法[25])が開発され、第一壁との距離を算出しながらポロイダルコイル電流の組み合わせによりプラズマの位置形状をフィードバック制御してきた。第2.2.4節に述べたように、ITERでも核燃焼プラズマの制御を、位置形状制御(magnetic control)と核燃焼制御(kinetic control)に分けて制御するが、前者についてはこれまでの知見の延長で対処しようとしている。JT-60SAでは図6.1-12のような位置制御と平衡制御を統合した制御システムMECSコードの構築を目指した開発が進められている[26]。最近平衡計算と位置形状制御を実験前に予測したり実験時に実時間で走らせることが出来るプログラムが開発され[27]、KSTARで予測シミュレーションに試行された。今後実際のプラズマ制御に適用することが検討されている。これらの制御システムの開発はプラズマの平衡分布を取り入れた位置形状制御と位置づけられ、トカマク制御の基本をなすものとなる。

一方、アクチュエータを動作させた場合のプラズマの応答を知った上で核融合出力などの制御を行うことが原型炉以降の発電炉で求められ、これが核燃焼制御(kinetic control)の骨格をなすものである。明確に核融合炉の多変数入力、多変数出力の制御を目的とした研究が制御技術の視点から始められている[28,29]。

これまでの研究の大部分は分布を考えない0Dの単一パラメータ(積分値や平均値)を單一アクチュエータで制御するSISOシステム(Single Input Single Output)であり、また、プラズマの物理をベースとした制御系設計ではなくプラズマの応答特性を利用したPID制御のような古典制御が主なものとなっている。しかし原型炉で核融合出力を制御しようとすれば制御対象パラメータは複数となるMIMO(Multi Input Multi Output)システムとなり、アクチュエータ同士が干渉しあうため複雑さが大幅に増すことになる。これまで殆ど行われてこなかった現代制御理論を用いたMIMOシステム制御を炉心プラズマに適用する研究が開始され、アクチュエータとしてCSコイル電流、NBI入力パワー、ガスパフ流量をとり、出力として核融合出力、プラズマ電流、プラズマ密度を採った場合について0Dではあるが制御システムの有効性が示されている(図6.1-13)(付録6.1-B)。今後はこのようなコード体系を開発する

とともに、ITERを待つことなく、稼働中の実験装置に適用して精度を向上させていくアプローチが必要である。

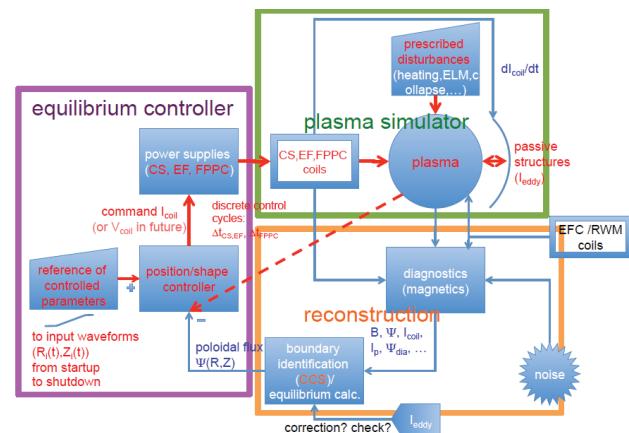


図 6.1-12 JT-60SA 用に開発が進められている位置・形状および平衡制御系

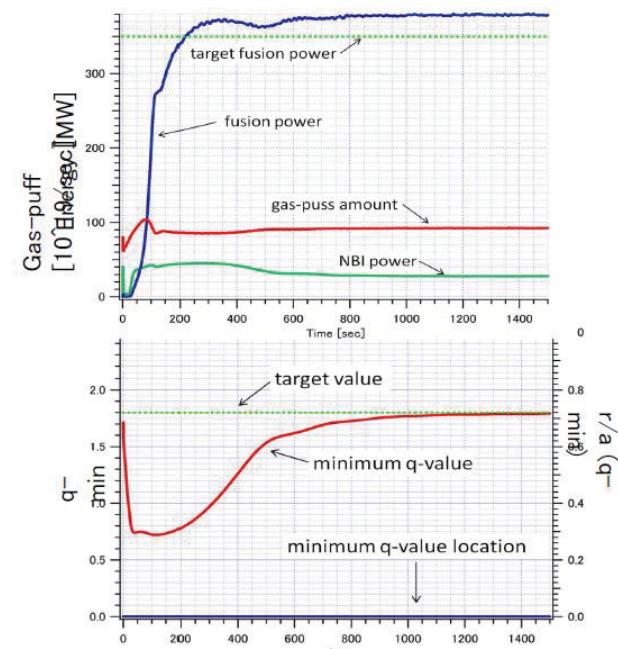


図 6.1-13 複数出力同時制御の計算例(文献[29]より)
曲線は 上図 青:核融合出力、赤:ガスパフ流量、緑:NBI入力、下図 赤:最小q値、薄い緑線は上下それぞれ、核融合出力と最小q値の目標値

文献

- [1] 日渡「原型炉におけるプラント運転と制御」、第1回原型炉計装制御に関するシンポジウム3-1-1 (2012)
- [2] 「特集テキスト核融合炉」プラズマ・核融合学会誌 87 (2011) p 122
- [3] 井手「統合コードの概念と開発計画」、第3回原型炉の計装制御に関するシンポジウム3-4-2 (2013)

- [4] H.Takenaga et al., “Burn control study using burning plasma simulation experiments in JT-60”, Fusion Sci. Tech., 50(2006)76
- [5] H.Takenaga et al., “Response of fusion gain to density in burning plasma simulation on JT-60”, Nucl. Fusion 48(2008)035011
- [6] H.Takenaga et al., “Study of fueling scenario and particle balance in a fusion reactor”, Fusion Sci. and Tech.
- [7] D.Moreau, “Reheat-time control of the q-profile in JET for steady state advanced tokamak operation, Nucl. Fusion 43(2003)870
- [8] S.H.Kim et al., “Full tokamak discharge simulation of ITER by combining DINA-CH and CRONOS”, Plasma Physics and Controlled Fusion 51(2009)105007
- [9] G.Giruzzi et al., “Advances on modelling of ITER scenarios: physics and computational challenges”, Plasma Phys. Control. Fusion 53(2011)124010
- [10] A.H.Kritz et al., “Integrated modelling for prediction of optimized ITER performance”, Nucl. Fusion 51(2011)123009
- [11] N.Hayashi et al., “Self-consistent transport simulations of plasma scenarios with fixed-boundary equilibria”, JADA が ITER 機構から受けたサブタスク、私信
- [12] V.Parail et al., “Self-consistent simulation of plasma scenario for ITER using a combination of 1.5D transport codes and free-boundary equilibrium codes”, Nucl. Fusion 53(2013)113002
- [13] ITER 2009 Baseline, Plant Description(PD), Chapter 4 Plasma, and Chapter 12 Assembly, Operation and Maintenance, 12.5 Instrumentation & Control, ITER Organization Internal Document, 2009
- [14] 亀有、相川、二宮、鈴木「カットがあるシェル上の渦電流」, JAERI-M6468 (1976)
- [15] 亀有、二宮、鈴木「一様でない抵抗を持つトーラス上の渦電流(臨界プラズマ試験装置設計報告 34)」, JAERI-M6953 (1977)
- [16] 亀有、鈴木「有限要素回路法による渦電流解析」JAERI-M7120 (1977)
- [17] 亀有他「次期大型装置設計—プラズマ電流、位置および形状制御—」JAERI-M87-112
- [18] 二宮他「トロイダルプラズマの MHD 平衡計算コード「EQUCIR version 1」」JAERI-M9127 (1980)
- [19] 筒井広明「構造体の影響評価のプログラム開発」第2回原型炉計装制御に関するシンポジウム 3-5(2013)
- [20] 阿部、中山、浅野、大塚「フェライト鋼第一壁でのプラズマ放電実験」、プラズマ核融合学会誌 73(1997) 1283
- [21] O.Mitarai et al., “High-Density, Low Temperature Ignited Operation in FFHR”, Plasma and Fusion Research, 5(2010) S1001-1
- [22] 相良明男他「ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 概念設計 中間報告書」NIFS-MEMO-64 (2013)
- [23] 坂本隆一「ヘリカル炉の定常維持シナリオと必要な機器、計測器」、第2回原型炉の計装制御に関するシンポジウム 4-4
- [24] 坂本宜照:私信
- [25] K.Kurihara, Fusion Eng. Des. 51-52(2000)1049
- [26] 鈴木隆博「平衡制御の検討の現状、課題と計画」、第2回原型炉の計装制御に関するシンポジウム 3-4
- [27] Y.Miyata et al., “Study of JT-60SA Operation Scenario using a Plasma Equilibrium Control Simulator”
- [28] Y.Miyoshi and Y.Ogawa, “Multi-Input Multi-Output(MIMO)control system for the fusion reactor with the state equation, Plasma and Fusion Research, Rapid Communications, to be published
- [29] 三善、小川「複数入力、複数出力を扱う先進制御」、第3回原型炉の計装制御に関するシンポジウム 3-4-3 (2013)

6.2 システム検討で残された課題

本研究会では、原型炉運転のための計装と制御の課題について、主に、環状閉じ込め装置としてのトカマク装置とヘリカル装置におけるプラズマの計装と制御に関わる課題に絞って検討を重ねた。原型炉は、プラズマ閉じ込め機器以外にも、ブランケットや発電系、トリチウム処理系等からなる大規模な統合プラントであり、今後はシステム全体を俯瞰して計装のあり方を検討する必要がある。

6.2.1 5W1H の視点から

そのための取り掛かりとして、ここでは計装の「5W1H」に立ち返ってみる。すなわち、「誰が」「何を」「いつ」「どこで」「何のために」「どのように」という 6 つの項目を並べ、今回の検討結果の概略をまとめつつ残された課題を洗い出すこととする。

- 誰が: 運転者 or 研究者 or 規制者
 - 今回の検討では「運転者」を先ず想定したが、現状では研究者の視点を排除することは困難である。規制者すなわち安全の観点からの検討は不足している。
- 何を: プラズマ(密度、温度、分光)、磁場、中性子、ブランケット(温度、流速)、発電、T、etc.
 - 今回の検討では「プラズマ制御」に必要な計装を同定したが、ブランケットの機能や発電、トリチウム処理等に関する計測は未検討である。
- いつ: 定常運転中、準備期間中、点検中、etc.
 - 計装・制御の観点から、D-T フェーズに先駆けて、D-D フェーズにおいて十分な計装を行い、プラズマの制御に十分な練度を得てから、制限された計装による D-T フェーズに移行する必要があると指摘された。
- どこで: 炉内、ブランケット内、真空容器内、配管内、建屋内、etc.
 - 原型炉設計案を元に想定される中性子束、空間線量率等が示されたが、用いられる機能材料の耐照射性の理解と、放射線環境下における計装は感度が低くなる場所に置かざるを得ない状況でも制御に十分な計装が可能であるかを検討する必要がある。
- 何のために: 制御、安全、研究
 - 目的に応じたレベル分けが必要であり、安全性を考慮した冗長性、メンテナンス性についても検討が必要である。
- どのように: ここで検討された様々な手法
 - 原型炉運転に必要な計装の種類を同定し、必要な R&D を精査する必要がある。

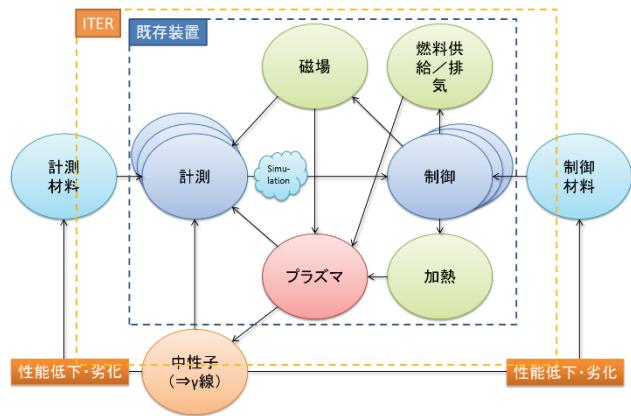


図 6.2-1 プラズマ実験機器と ITER における計装・制御に関する簡略化した因果ループ

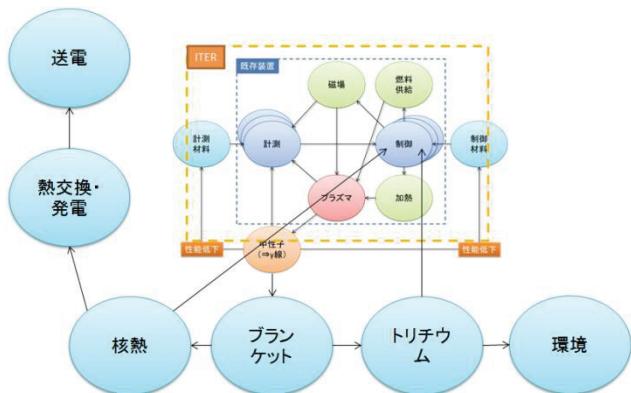


図 6.2-2 原型炉プラントにおける計装・制御に関する簡略化した因果ループ

このように、プラズマ制御に関わる計装においても未だに多くの課題が残されている。例えば、「何のために」で示した冗長性の観点から、故障確率やシーケンスを想定して、同型の計装機器をどのように配置すべきかを検討することが将来的には必要になる。さらに、原型炉の計装・制御機器は、強い放射線環境下で用いられるもの多く、使用される材料の照射による変化(劣化)による性能低下を考慮しなければならない。図 6.2-1 に、プラズマ実験機器と ITER における計測・制御に関する簡略化した因果ループを示す。このような因果関係について、運転シナリオとともに詳細を明確化していく必要があろう。また、図 6.2-2 に示すように、原型炉プラントでは、ブランケットやそこから発生する核熱に関しても因果ループに関わってくると考えられる。より大きな範囲で俯瞰すると、送電システムとの接続や、トリチウムの環境放出挙動が制御に直接影響を与える可能性もある。例えば、ブランケット内でのトリチウム増殖部の異常時にはある一定の時間内にプラズマを停止する必要があることも考えられ、この場合異常検

知をどのように行うのか、そもそも異常にはどのようなものが想定されるのかについても明らかにする必要がある。放射性物質であるトリチウムを扱う系統では、異常時に直ちに運転停止を可能とする計装制御が必要になる場合も考えられる。より広範な計装という点では、これらの計装・制御機器に用いられる機能性材料や、ブランケット材料（構造材料・増殖増倍材料等）の劣化度の評価に関する計装や、監視試験の必要性についても議論が必要である。このように、原型炉の計装・制御は、複雑システムである核融合炉の実現にとって、クリティカルな要素のひとつであり、今後の更なる検討が必要であると言える。

6.2.2 プラントの視点からの優先的検討

前項での方法により今後検討すべき課題が明らかとなつたが、それらは原型炉計画の何時までに検討を終えないといけないかという時期的優先度を与える必要があろう。原型炉計画を概念検討段階、概念設計段階、工学設計段階（詳細設計）、建設段階（製作設計、製作、組立、試験）、運転段階（発注主体による試験開始）にわけたときに、検討課題によっては工学設計段階に行えばよいものもあるし、概念設計で行えばよいもの、概念検討段階前に行わないといけないものもある。逆に殆どの製作設計が決まってから決めればよい（その段階にならないと決められない）ものもある。早い段階に行わないといけない検討はその結果如何によってプラント全体の設計への影響が大きく、後の段階になって齟齬が見つかったのではシステム設計全体を最初から見直すことになるようなものである。早い段階のcriticalな課題の検討は詳細な検討を行う必要はないものの、技術的成立性を判断できる程度に行っておく必要がある。このような視点から、概念検討段階から概念設計段階で検討しておくべき重要課題としては

1) 冷却系の基本設計

現状ではトカマクもヘリカルも熱水力の検討が不十分である。また、これらの系統設計はシステムの運転制御や、安全性解析など重要な検討のベースとして必要である。

2) 重要なサブシステム間のインターロック

通常のシステムではインターロックはシステム設計が行われたあとに制御を検討する段階で考えられるが、核融合炉では扱うパワーが大きいので、システム設計の境界条件として安全設計との関連で最初から考えておかないといけないものがある。

3) トリチウムのインベントリー分布とループ設計

トリチウムの大量漏洩を如何に防止するかが最も重要な課題である。事故シナリオをどのように描くか、核不拡散上の考慮をどのように具現化するかは概念設計段階での重要課題である。

4) 保守シナリオ

保守シナリオで何を優先するかによって炉の構造を基本的に変えてしまうため、炉の設計そのものと言えるくらいの影響がある。

などがある。これらの課題をプラントの準備、運転、停止、保守などの時系列シナリオから、および安全性の視点から横断的に捉えて検討することが必要である。

第7章 国、関連研究機関および学会への要望

これまで国の委員会や学会の活動により、原型炉に向けて重要な研究開発項目が摘出され[1]、そのうち長期に研究開発が必要な材料やプランケット開発などが BA 活動の一環として、また代替方式研究に関連した学術的研究として進められている。これらの研究開発は近い将来に原型炉の概念設計活動を国の方策として立ち上げる際にその基礎的・基盤的研究として必要なものである。

本研究会はこれまで2年間にわたり、原型炉の計装制御の観点から具体的な炉の設計に即した検討をおこなってきた。単なるイメージに基づいた議論では課題の本質に迫ることが出来ないからである。この間、課題を絞った3回にわたるシンポジウムで議論し、検討作業を行った結果、以下の2つの研究開発については原型炉のミッションにとって極めて重要であるにもかかわらず、その重要性の認識が不足していたなどの理由により、国の方策の検討項目から欠如しており、どの研究機関においても研究計画に取り入れられていないことが明らかとなった。したがって、本研究会は国及び関連研究機関および学会に対して、原型炉制御の観点から早急にその重要性について認識を改め、これまでに重点化してきた材料開発などの研究課題と同等の優先度をもって研究体制の組織化と予算的支援をおこなうことを要望する。

- 1) 原型炉の運転制御に必須の計測器要素の耐放射線性データを取得する体制(人材と予算)を急ぎ整えること、並びにデータを取得するための施設の整備を進めること。
- 2) 原型炉の運転のために制御用シミュレーション・コードが不可欠であることを認識し、長期的コード開発計画を立て、対応する対策(予算と人材の投入)を探ること。および、当該開発計画の中でコードの精度を高める研究を ITER やサテライト装置における実験計画の中核に位置づけること。

上記二つの研究課題について重要性の説明と具体的対策を以下に説明する。

1. 耐放射線性計測要素の研究開発について

これまで核燃焼環境の ITER を目標とした計測器要素の耐放射線性向上の研究開発が行われてきたが、これらの殆どは ITER の工学設計活動(EDA)

の段階で実施されたもので、ITER の中性子束と積算中性子量に耐えることを目標としたものであった。本研究会で原型炉の運転に必要な計測器環境を検討した結果、原型炉で想定される環境下では中性子束に対しては計測センサーを遮蔽体の後方に置くなど<場所を選べば>、ITER 用に開発/確認されてきたものをその性能限界近くで使用可能と判断されるものの、積算中性子量(フルーエンス)が ITER 条件を超える $0.3\text{MWa}/\text{m}^2$ 以上の環境下では世界的にも全くデータが無いことが明らかとなった。すなわち、運転開始後1年を満たないうちに原型炉を運転できるか否かの見通しがつけられない状況になる恐れがある。計測センサーが1年しか持たないのか、プランケットやダイバータ交換くらいの期間まで耐えることができるのか、あるいは超伝導コイルのように装置の寿命中交換せずに耐えることができるのかは原型炉の概念を検討する場合に重大な影響を与える。かつて材料の開発と同様に、耐放射線性センサーの研究開発は長期間の照射時間が必要となるため、早期に開始しておかなければ設計に必要な時にデータが無いことになる。このように計測要素の耐放射線性の研究開発は急務であるにも関わらず、ITER の計測器分担が EU に決まったために、我が国にはこの分野を担当する研究者が全くいない状態となっており、ITER の EDA(工学設計活動、2000 年まで)以来データの取得は進んでいない。

さらに、データを取得する照射施設が世界的にも極めて数少ない状況にある。中性子源としてこれまでデータ提供に貢献してきた FNS (JAEA)、JMTR (日)、HFR ((EU)、HIFER(米国)などのうち、JMTR は現在停止したままである。

〈必要とされる対策〉

早急にこの分野の研究を立て直すべく、研究の中心的役割をする研究者を特定し、関心を持って分担協力する数人の研究協力者によるグループを組織化して長期的な研究計画を立てること。従来の活動に加え、新たに毎年 1~2 億円程度の研究費により FNS の積極的活用などにより計測要素の開発と耐放射線性データ取得を開始する。中性子照射施設として JMTR の再稼動とともに IFMIF/EVEDA 施設の BA 活動終了後の中性子源としての展開を図るべきである。世界的に利用できる中性子源が極めて限られるので、積極的に国際協力を立上げ活用する。

2. 運転制御用シミュレーション・コードの開発について

発電プラントの運転は従来のプラズマ実験とは異なり、核融合出力一定制御を実現しなければならないことにある。とくにトカマクの場合はプラズマパラメータが複雑に相互影響しているので、アクチュエータを使って核融合出力をフィードバック制御する際に、どのようなアルゴリズムで制御すべきであるかの検討が殆どなされていない状況にある。必然的に多変数アクチュエータの制御とならざるを得ないが、その際に必要となるアルゴリズムやシミュレーション・コードによる予測は実時間で制御系に組み込まれて行わなければならない。また、原型炉でのフィードバック制御による発電実証運転と、ITER のように核融合出力が $Q > 10$ さえ達成すればよい、即ち出力レベルは成り行き任せの結果であってもよい運転とは本質的に異なることの認識が必要である。加えて本研究会で検討したように、原型炉では強い放射線に晒され、ブランケットをフルに装着しなければならない環境下で計測は極めて限定され、他方 ITER よりもはるかに蓄積エネルギーが大きく、自律性が高い核燃焼プラズマを制御しなければならないという状況になる。したがって、そのようなプラズマを ITER より遙かに劣る計測系で制御するには極めて限られた測定情報でありながらプラズマの動きを正しく捉えることができるシミュレーション・コード群を開発し、制御系に組み込んで計測を補完し、かつ制御の方向性を与えることが不可欠となる。

かかる目的のコードは極めて高い精度でプラズマを表現できるものである必要があり、したがって、実際に制御に使用できるまでに段階を踏んでその適応性や精度を高めていく必要があろう。この精度を高める作業 (validation) は原型炉発電以前の段階、即ち ITER のサテライト装置、ITER、および原型炉初期運転段階と信頼度、精度を高めて行くべきものと考えられる。必要性からの判断ではひとつのサテライト装置を作るに匹敵する重要度を持つものである。

〈必要とされる対策〉

これまでにもプラズマの振る舞いを理解する目的で個別目的のコードを相互に関係付け、より包括的に理解できるよう統合コードの開発に一定の努力がなされてきた。しかし、制御の基本として使えるコードに対する信頼性や精度は格段に高いものが要求され、原型炉プロジェクトの中核に位置づける必要がある。

この目的のために、これまで研究者それぞれの関心によって進められてきたプラズマ理解のためのコード開発から、最終的には運転制御に使うことを目的としたコード開発へのパラダイムシフトと、計画を主導する人材、専門的人材および支援員からなる協力体制を作るべきである。そのため、超長期的な視点でこれらの開発に取り組める若い世代の人材に主導的役割を託すとともに、専門的支援員が容易に確保できるよう、これまでに研究機関や大学が投じてきた人的、資金的規模を2~3倍に強化すること、また同時に世界的にも人材が不足していることに鑑み、ITPA に対応するような国際的なコード開発の分担協力体制を構築して活用すべきである。

文献

- [1] 科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会核融合研究作業部会報告書「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」(2013)

付録 4.3-A 磁性体がある場所での透磁率

図 A-1 のように磁性体がある位置での磁場の強さ、起磁力、及び磁気モーメントのベクトルをそれぞれ、

\vec{B} , \vec{H} , \vec{M} で表すと(図 A-1)、

$$\vec{B} = \mu_0 \vec{H} + \vec{M}$$

ポロイダル方向成分だけを取り出せば、

$$B_p = \mu_0 H_p + M_p \quad \dots \dots \dots (1)$$

また、磁性材に異方性が無いとすると、

$$\vec{M} = \mu \vec{H}$$

$$\vec{M} = \vec{M}_p + \vec{M}_t = \mu \vec{H}_p + \mu \vec{H}_t \quad \dots \dots \dots (2)$$

ここで、p はポロイダル方向、t はトロイダル方向である(文献[1, 2])。

先ず、 $H_p = 0$ のとき

$$B_t = \mu_0 H_t + \frac{M_s}{|H|} H_t = (\mu_0 + \frac{M_s}{|H|}) H_t \quad \text{となり、}$$

$$\mu_t = \mu_0 + \frac{M_s}{|H|}$$

故に、比透磁率は

$$\frac{\mu_t}{\mu_0} = 1 + \frac{M_s}{\mu_0 |H|} \quad \dots \dots \dots (3)$$

次に $H_p \neq 0$ のとき、ポロイダル方向成分を考える。

$$\frac{\vec{M}_p}{|\vec{M}|} = \frac{\vec{H}_p}{|\vec{H}|} \quad \text{かつ、飽和領域での使用では}$$

$$|\vec{M}| = M_s \quad \text{故に} \quad \vec{M}_p = \frac{M_s}{|\vec{H}|} \vec{H}_p \quad \dots \dots \dots (4)$$

$$\therefore B_p = \mu_0 H_p + \frac{M_s}{|\vec{H}|} H_p = (\mu_0 + \frac{M_s}{|\vec{H}|}) H_p \quad \dots \dots \dots (5)$$

ポロイダル方向の透磁率は $\mu_p = \mu_0 + \frac{M_s}{|\vec{H}|}$

比透磁率は $\frac{\mu_p}{\mu_0} = 1 + \frac{M_s}{\mu_0 H_t} \quad \dots \dots \dots (6)$ で表さ

れる。これは(3)式右辺と同じ形であり、透磁率が磁性材の物性値 M_s と起磁力の大きさだけで決まることがわかる。

もし $H_p \ll H_t$ なら、 $|\vec{H}| \cong H_t$

$$\frac{\mu_p}{\mu_0} = \frac{\mu_t}{\mu_0} = 1 + \frac{M_s}{\mu_0 H_t} \quad \dots \dots \dots (7)$$

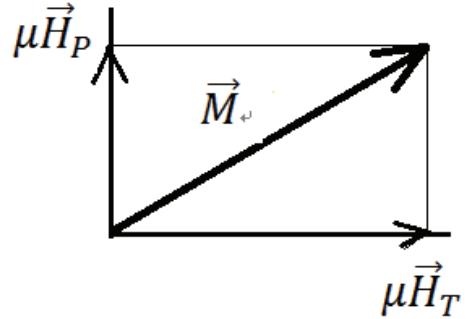


図 A-1 起磁力成分と磁気モーメント

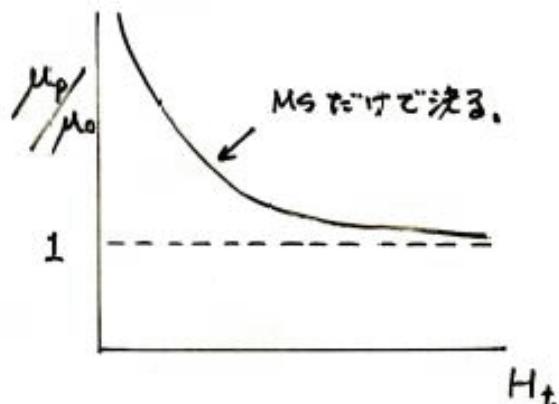


図 A-2 起磁力に対する比透磁率の変化

この比透磁率の変化の様子を図 A-2 に示す。この図から曲線の形は飽和磁束 M_s だけで決まり、 H が大きくなると 1 (磁性材が無い時の真空透磁率) に漸近することがわかる。

すなわち、図 A-2 の特性はポロイダル方向に関する特性よりも、飽和する磁性材の特性を示すものであり、磁性材が置かれている主たる起磁力 ($H \cong H_t$) の大きさだけで決まってしまうということを示している。磁性材に異方性が無いとして出発したのであるから当然である。

したがって、トロイダル磁場によって飽和している磁性材を使用するとき、低放射化フェライト鋼 F82H の $M_s \sim 1.96T$ とすると、磁性材の比透磁率は

$$1 + \frac{M_s}{\mu_0 |H|} \cong 1 + \frac{1.96}{\mu_0 |H|} \quad \text{であり、磁性材の位置で } |H| \sim 4T /$$

μ_0 であれば 約 1.5 となり、方向に関係なく、この数値を使ってよい。

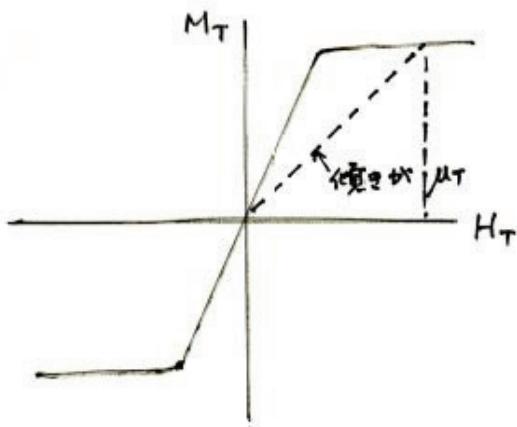


図 A-3 一般的な磁性材の磁化曲線

ITER のように飽和点より遙かに強いトロイダル磁場領域に置かれた磁性材はポロイダル磁場の影響はどの程度受けるかを見積もると、

$$q_s = \frac{a B_t}{R B_p} \geq 3 \quad \frac{R}{a} \sim 3 \text{ なので、} \frac{B_p}{B_t} \leq 0.1 \text{ であり、}$$

ポロイダル磁場の重畠による $|H|$ の変動は 10% 程度である。このとき、 $1 + \frac{1.96}{|H|}$ の値を求めるとき、1.46 となり、1.5 から僅かに 2.7% の変動に過ぎない。すなわち、ポロイダル磁場の変動の大きさよりも比透磁率の変動は遙かに小さくなる。

参考資料 低放射化フェライト鋼 F8 2 H の
磁化特性 (JAERI-Tech 97-038 IEA ラウンド
・ロビン試験報告[3]より)

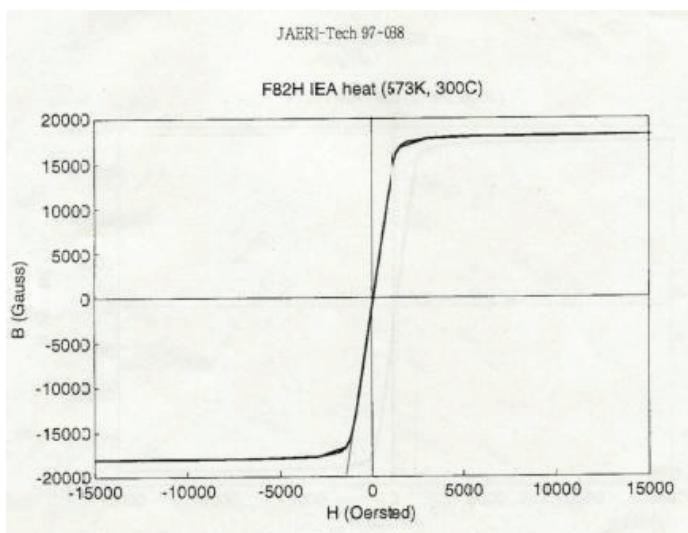


図 A-4 低放射化フェライト鋼の 300C の磁化特性 (文献[3]より)

磁化曲線 (図 A-4 参照)

起磁力 1000 Oe ぐらいまでは直線 $1 \text{ Oe} = 79.5775 \text{ A/m}$
起磁力 2000 Oe ぐらいから飽和

ITER では中心磁場は $R=6.2\text{m}$ で 5.3T なので磁性材が置かれる $R \sim 8.5\text{m}$ の位置では 3.9T 、 $B = \mu_0 H$ 、 $\mu_0 = 4\pi \times 10^{-7} \text{ Wb/A/m}$ 、 $H = \text{Wb}/\text{A}$ なので、

$$H = \frac{5.3 \text{ Wb}/\text{m}^2}{4\pi \times 10^{-7} \text{ Wb}/\text{m}} = 4.2 \times 10^6 \text{ A/m} \text{ となる。}$$

フェライト鋼は 1000 Oe ($= 8 \times 10^4 \text{ A/m}$) ぐらいまでは H に比例して B が増加し、磁性材の温度が 300 度 C のとき、 $B_{satu} \approx 1.82 \text{ T}$ なので、直線部(飽和するまで)の透磁率を求めるとき、

$$\mu = \frac{B}{H} = \frac{1.82 \text{ Wb}/\text{m}^2}{80000 \text{ A/m}} = \frac{1.82 \text{ Wb}}{8 \times 10^4 \text{ A}} = 2.3 \times 10^{-5} \frac{\text{H}}{\text{m}}$$

となる。

この非飽和領域での比透磁率は $\frac{\mu}{\mu_0} = \frac{B}{H} = \frac{2.3 \times 10^{-5}}{4\pi \times 10^{-7}} = 18$ となり、一般の珪素鋼板やフェライト鋼に比べて極めて小さい値である。

一方、フェライト鋼が置かれた場所でのトロイダル磁場の強さは 3.9T 程度で飽和しており、そのときの起磁力は

$$H = \frac{B}{\mu_0} = \frac{3.9}{4\pi \times 10^{-7}} = 2.9 \times 10^6 \text{ A/m}$$

であり、

$$\mu = \frac{B_{satu}}{H} = \frac{1.82}{2.9 \times 10^6} = 6.3 \times 10^{-7} \text{ H/m} \text{ となるので}$$

$$\text{磁性材部の比透磁率は } \frac{\mu}{\mu_0} = \frac{6.3}{4\pi} \sim 0.5$$

$1 + 0.5 = 1.5$ が有効比透磁率となる。

文献

- [1] 安部、中山、朝の、大塚: フェライト鋼第一壁でのプラズマ放電実験、プラズマ・核融合学会誌 73 (1997) 1283
- [2] 伊藤健郎: 低放射化フェライト鋼 F82H の(強磁場中での)磁化特性の測定 修士論文の要旨
- [3] IEA ラウンド・ロビン試験報告、JAERI-Tech 97-038、1997

付録 4.3-B トロイダル方向にカットがある構造体に流れる電流の評価

ここではブランケット・モジュールを中心とした複雑な構造体（図 B-1）に誘起される渦電流が測定磁場にどのような影響を及ぼすかについて検討する。正確を期すならばこの種の問題は磁場を生じるすべてのもの、即ち、コイル電流、プラズマ電流、および構造体に流れる電流を全て考慮して電磁気境界値問題を解き、その時間発展を調べなければならないが、コイル電流とプラズマ電流がトロイダル方向に連続的な能動的電流源であるのに対して、構造体に流れる渦電流は構造体自身が起電力を有するループを形成している訳ではなく、前 2 者の変化によって誘起される受動的電流である。しかし、一旦、構造体に電流が誘起されれば、電磁気結合（相互インダクタンス）を通してプラズマ電流やコイル電流と結合する。その影響の大きさは構造体がどの程度プラズマ電流やコイルと大きな結合をしているかに拠る。例えば構造体がトロイダル方向にカットがあるか無いかによって、結合の強さは異なる。ブランケット・モジュール 1 個だけを取り出して考えた場合、モジュールの筐体に流れる電流はプラズマ電流の影響は直接受けるが、筐体に流れる渦電流の影響をプラズマ電流が受けることは殆ど無い。等価回路的なモデルではこの場合のプラズマ電流は内部インピーダンスが大きな電流源と考えても良い。構造体が磁場測定に及ぼす影響はその大きさと位相の 2 つの視点で捉えないといけない。前者の評価は渦電流の原因となるプラズマのさまざまな動きによって影響が違ってくるので普遍的な定量化は難しい。後者は時定数という構造体の形状によって決まるものなので、ここでは時定数を中心に検討を進める。

この付録では最初にブランケット・モジュールがもたらす磁気測定への影響について検討し、つぎにプラズマの変動に対して磁気制御の観点からトロイダル方向にカットがある構造体がもたらす影響について簡単なモデルによって手計算による定量的評価を試みる。

I 厚さ方向の磁場浸透

構造体に流れる渦電流の影響を見積もる。構造体の外側で、 $t=0$ でその側面に平行な外部磁場を印加した時にどれくらいの時間（時定数）で磁場が浸み込み（渦電流が減衰し）、また、それに伴う渦電流による磁場への影響は如何ほどかという課題である。

Maxwell の式は

$$\vec{V} \times \vec{E} = -\frac{\partial \vec{B}}{\partial t} \quad j = \sigma \vec{E} \quad \vec{V} \times \vec{B} = \mu \vec{j}$$

これから、

$$\frac{\partial \vec{B}}{\partial t} = -\frac{1}{\mu\sigma} \vec{\nabla} \times \vec{\nabla} \times \vec{B}$$

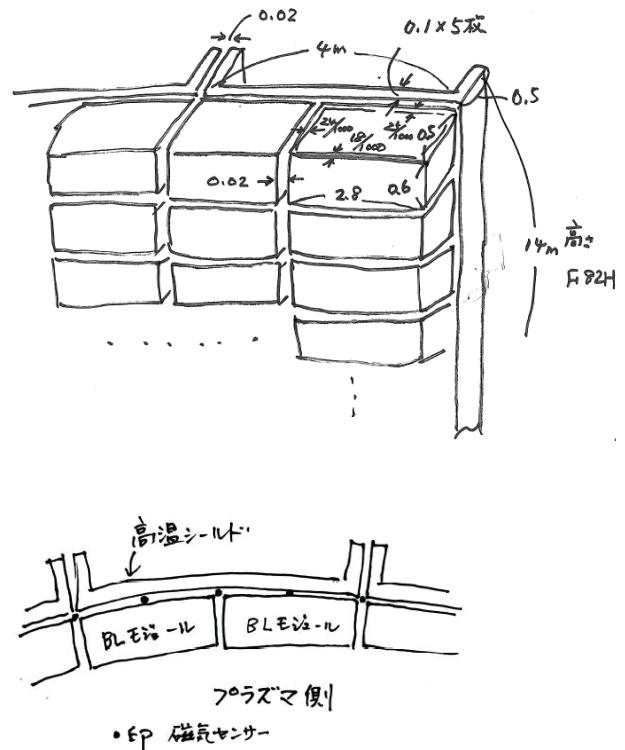


図 B-1 SlimCS のプラズマ側から見たプランケットと高温遮蔽体(上図)。下図はこれを上から見下ろした断面図。プランケットは $2.8\text{m} \times 0.5\text{m}$ 高さ 0.6m の box 構造のモジュールから成り、高温遮蔽体(バックプレート)は中性子遮蔽とプラズマ安定化のための導体壁の役割を担う。

$$\vec{\nabla}^2 \vec{B} - \mu\sigma \frac{\partial \vec{B}}{\partial t} = 0 \dots\dots\dots (1)$$

したがって、磁場浸透の特徴的時間を τ_D 、厚さ方向の特徴的長さを L とすると、

$$\tau_D \sim \mu \sigma L^2 \dots \dots \dots \quad (2)$$

が導かれる。

F82H のプランケットの板厚は 20mm、導電率、飽和時の比透磁率 1.5 などから

$$\tau_D = \frac{1.5 \times 4\pi \times 10^{-7}}{6.7 \times 10^{-7}} \times 0.02^2 = 2.8 \times 0.02^2 = 1.1 \times 10^{-3} \text{ s}$$

すなわち、浸透の時間は約 1ms である。板厚の裏側からの磁場の浸透があれば、特徴的長さは $L/2$ となって浸透時間は更に短くなるが、ブランケット・モジュールは函形で板表面にそって電流ループが形成され、裏側まで磁場が浸透するまでに時間がかかるので、特徴的長さを板厚 L と見做すことができる。

II ブランケット側板に流れる電流の影響

プラズマによるポロイダル磁場が帯状のブランケット側板に渦電流を流す。その減衰時定数と磁気プローブへの影響を見積もる。

側板の平均板厚は 21mm、長さ $(2m+0.5m) \times 2 = 5.0m$

半径 a の無限長導線の単位長さあたりの内部インダクタンスは[1]

$$\frac{L}{l} = \frac{\mu_0}{8\pi} \quad (\text{半径 } a \text{ に関係しない}) \quad L_{int} = \frac{\mu_0}{8\pi} \times (2b+2c)$$

一方矩形の枠に流れる電流 I による磁場は、同じく円形導体だとすれば

図 B-2 のように

$$B = \frac{\mu_0 I}{2\pi} \left(\frac{1}{x} + \frac{1}{y} + \frac{1}{c-x} + \frac{1}{b-y} \right)$$

$$\begin{aligned} \Phi &= \int \vec{B} d\vec{S} = \frac{\mu_0 I}{2\pi} \left[(b-a) \int_{a/2}^{c-a/2} \left(\frac{1}{x} + \frac{1}{c-x} \right) dx \right. \\ &\quad \left. + (c-a) \int_{a/2}^{b-a/2} \left(\frac{1}{y} + \frac{1}{b-y} \right) dy \right] \end{aligned}$$

$$= \frac{\mu_0 I}{2\pi} \left[(b-a) \ln \frac{2c-a}{a} + (c-a) \ln \frac{2b-a}{a} \right]$$

故に

$$L_{total} = \frac{\mu_0}{4\pi} \left[b + c + 4(b-a) \ln \frac{2c-a}{a} + 4(c-a) \ln \frac{2b-a}{a} \right]$$

$$= \frac{\mu_0}{4\pi} (2.5 + 11.7 + 36.6) \sim 5 \times 10^{-6} \text{ H}$$

円形断面の導線を変形し、板状としても、全体のインダクタンスはあまり変わらない。互いに完全電磁結合した円形断面の枠が上下方向にいくつも並んでいるとしても全体のインダクタンスはあまり変わらない(この付録の最後に添付した考察を参考に)。

一方、一周抵抗は F82H の電気抵抗率を使って、

$$R = \eta \times \frac{l}{S} = 6.7 \times 10^{-7} \Omega m \times \frac{5.0m}{0.02 \times 0.6m^2} = 2.78 \times 10^{-4} \Omega$$

時定数は

$$\tau = \frac{L_{total}}{R} = 1.8 \times 10^{-2} = 18 \text{ ms} \dots\dots\dots (3)$$

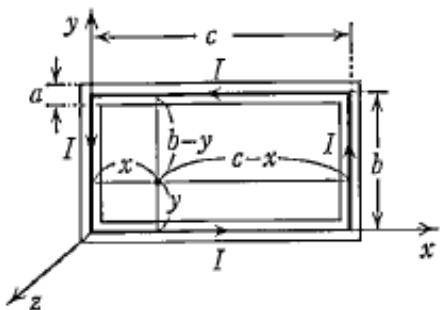


図 B-2

円形導体を矩形に折り曲げたときの磁束を見積もる。

III ブランケット側板間に置かれた磁気センサーが受ける磁場

無限に広い面の一方に向かって面電流が流れている時の磁場(図 B-3)は次式で与えられる[2]。

$$B_y = -\frac{\mu_0}{2} j \dots\dots\dots (4)$$

磁場の大きさは場所に拘らない。磁気センサーはブランケットとブランケットの隙間、(間隔 2cm) の中央に置かれているとして、センサーからみれば側板は十分広く、上記モデルの近似が使える。

今、ブランケット間の隙間に空間的に一様な磁場の変化

$$\frac{dB}{dt} \text{ があったとする (図 B-4)}.$$

ブランケットを貫く磁束は $\Phi = \int BdS = B \times 2m \times 0.5m = B m^2$

$$\therefore \frac{d\Phi}{dt} = S \frac{dB}{dt} = L \frac{dI}{dt} + RI \dots\dots\dots (5)$$

(4)式からブランケット側壁に流れる電流(両側)により、

$$B_{induced} = 2 \times \frac{\mu_0}{2} \times \frac{I}{0.6m} \dots\dots\dots (6)$$

という大きさの磁場が発生する。

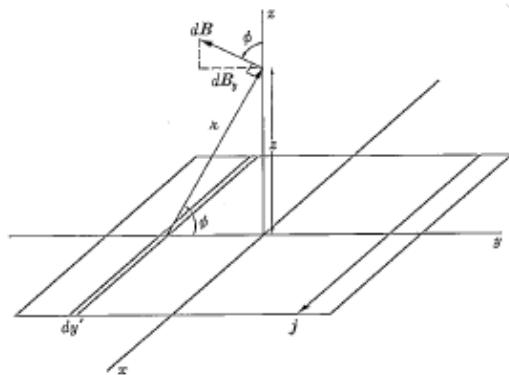


図 B-3 平板に一様に電流が流れている時の空間に
つくられる磁場

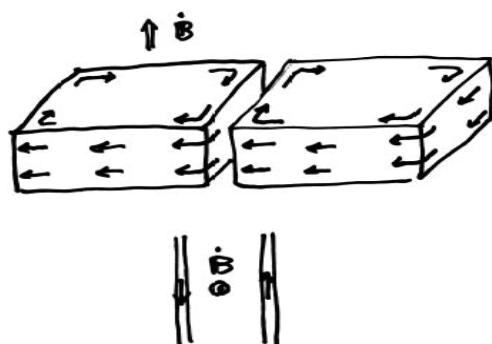


図 B-4 ブランケット・モジュール側板電流 (上) と、モジュール側板間の隙間における磁場を上から見たとき (下)

今、不安定性を模擬して $B = B_0 \sin \omega t$ のように変化する磁場を考えると、

$$L \frac{dI}{dt} + RI = S \frac{dB}{dt} = SB_0 \omega \cos \omega t \dots\dots\dots (7)$$

(7)式は外力による強制振動の式であり、その特解は $I(t) = I_0 \cos(\omega t - \varphi)$ とおいて、

$$I_0 = \frac{S\omega B_0}{\sqrt{\omega^2 L^2 + R^2}} \quad \tan \varphi = \frac{\omega L}{R} \quad \text{と求められる。}$$

$$\text{よって、 } I(t) = \frac{S\omega B_0}{\sqrt{\omega^2 L^2 + R^2}} \cos(\omega t - \varphi) \dots\dots\dots (8)$$

いま、半波が 100ms であるような場合を想定すると、

$$\omega = 2\pi f = \frac{2\pi}{0.1 \times 2} = 10\pi \quad \text{なので、}$$

$$I_0 = \frac{S\omega B_0}{\sqrt{\omega^2 L^2 + R^2}} = \frac{S\omega B_0}{\sqrt{(10\pi)^2 \times (5 \times 10^{-6})^2 + (2.78 \times 10^{-4})^2}} = 0.31 \times$$

$$10^4 S \omega B_0,$$

$$\tan \varphi = \frac{10\pi \times 5 \times 10^{-6}}{2.8 \times 10^{-4}} = 0.56 \quad \text{即ち、 } \varphi \approx 30^\circ$$

これらを $B_{induced} = 2 \times \frac{\mu_0}{2} \times \frac{I}{0.6m}$ に代入して、

$$\frac{B_{induce}}{B} = \mu_0 \times \frac{1}{0.6} \times 1.0 \times \left[\frac{\omega}{\sqrt{\omega^2 L^2 + R^2}} \cos\left(\omega t - \frac{\pi}{12}\right) \right] / \sin \omega t =$$

$$0.20 \times \frac{\cos(\omega t - \pi/12)}{\sin \omega t} \dots\dots\dots (9)$$

いま、仮に磁場の変化速度を半波 100ms とすると、

関数 $\frac{\cos(\omega t - \pi/12)}{\sin \omega t}$ の変化は

$$\omega t = \frac{\pi}{4} \quad (t=25ms) \quad \text{で } 1.37, \quad \omega t = \frac{\pi}{3} \quad (t=33ms) \quad \text{で } 1.0$$

$\omega t = \frac{\pi}{2}$ (t=50ms) で 0.5 程度なので、外部磁場 B が最大になった時には約 10%、立ち上がり初期には約 30% の影響を受ける。

磁場の変化速度がもっと早い例えば 10ms の時は、(9)式分母平方根の ωL の寄与が R より大きくなり、全体として (10)式の係数は 0.4 程度に大きくなる。即ち、周波数が高くなるほど、磁気センサーに及ぼす構造物の影響が大きくなる。

IV ブランケット天板と底板に流れる渦電流の影響

ブランケットの天板と底板はポロイダル磁場の変化をまともに受けるので、その影響を見積もある必要がある。天板の大きさを縦横それぞれ a, b とする。磁場の拡散方程式はそのまま成り立つ。

$$\vec{\nabla}^2 \vec{B} - \mu \sigma \frac{\partial \vec{B}}{\partial t} = 0$$

その時定数を求める時に特徴的長さとして、どの長さを取れば良いかという問題になる。

トーラス方向に連続した導体の場合には円形断面近似で導

体の小半径を r としたときに、

$$\tau = \mu \sigma^* \frac{r}{2} = \mu \sigma \delta \frac{r}{2} \dots\dots\dots (10)$$

が磁場の浸透時間として与えられている[3]。ここで長さの次元として小半径と小半径方向の厚さとだけが入っている。即ち、磁場としてはポロイダル方向の磁場の浸透を問題として捉えていることになる。そこでブランケット・モジュールについては小半径 r 方向には、(10)式の δ としてブランケット・モジュールの板幅 b をとり、 $\delta \cong b$ とすることが適當であろう。

しかし、実際にはトロイダル方向にはモジュールの構造は連続体ではなく、周期 a で並んでおり、半径も異なる扱いをする必要があろう。

直線平板に周期的カットがある場合に、亀有ら[4]は拡散の時定数として

$$\tau_m = \mu \sigma^* a / 4\pi m \dots\dots\dots (11)$$

としている。この 1 次の項 $m=1$ を採用するにあたって、トロイダル系の大半径を R として、 $2\pi R$ の周期性があることを踏まえれば、トロイダル方向にカットが無いとした場合、

$$\tau = \mu \sigma^* \frac{R}{2}$$

となるが、トロイダル方向に幅 a 毎にカットがある場合には周期は a のままで

$$\tau = \mu \sigma^* \frac{a}{4\pi} \dots\dots\dots (12)$$

が導かれる。そこでトロイダル方向にはこの時定数を探る。

次に小半径方向の電流の拡散を考えると、小半径方向のブランケットの幅（奥行き）は w=0.5m なので、基本モードの時定数として

$\tau_r = \frac{\mu_0 \sigma^* w}{4\pi}$ とするのが良いであろう。文献[B-4]の 14 ページの式

$$\tau_{mn} = \frac{\mu_0 \sigma^*}{4\pi \sqrt{\left(\frac{m}{a}\right)^2 + \left(\frac{n}{b}\right)^2}}$$

に $a = 2m$, $b = w = 0.5m$, $\delta = 0.02m$, $m = n = 1$ を代入すると

$$\tau_{11} = \frac{\mu_0 \sigma \delta}{4\pi \sqrt{\left(\frac{1}{2.0}\right)^2 + \left(\frac{1}{0.5}\right)^2}} = \frac{2.8 \times 0.02}{4\pi \times 2.06} = 2.2 \times 10^{-3} = 2.2ms$$

となる。

モジュール間の結合

実際のブランケット・モジュールの配置では、モジュールが幾段にも重ねられているので、モジュール筐体に流れ電流相互間にも電磁的結合があり、例えば小半径方向の天板と底板の面電流の減衰は多層の板の面電流の結合により、上記での見積よりも長くなる可能性がある（実効的板厚 δ が厚い）。（この付録の最後に添付した考察を参考に）

例えば原型炉プラズマは非円形断面であるが、プラズマ電

流値の変化やプラズマの水平方向移動に対してプランケット・モジュールが実効的に影響を受けるプランケットの垂直方向長さを κ を梢円度として κa の程度とすれば、その上下方向の長さは $2 \times 2.1 = 4m$ 程度となり、この間にプランケット・モジュールは $4m/0.6m=6.7$ 個入ることになり、天板と底板の合計厚さは前記IVの見積もりの 13 倍となる。また、側板に関しては 6.7 倍になる。すなわち、側板の時定数は $18ms \times 6.7 = 120ms$ 、天板、底板に関しては $2.2ms \times 13 = 30ms$ 程度となろう。

これらの見積もりは大雑把に過ぎるところがあるが、構造物のどの部分がどの程度に効くかについての目安を得ることができよう。詳しくは全てのモジュール形状と磁性材効果を取り入れた有限要素法による計算に拠らなければならない。

V 高温遮蔽体（バックプレート）の影響

(1) 厚さ方向の浸透

高温シールドは厚さが 100mm の F82H の板 5 枚の重ね合わせでできており、ポロイダル方向には上下に 14m 継ぎ目がないが、トロイダル方向には 2 つのプランケット・モジュールごと、即ち 4m 每にカットがあり、かつカット部ではカットの影響を少なくするため、高温遮蔽構造体を小半径方向に約 50 cm 折り曲げた構造となっている。ポロイダル磁場と高温遮蔽板は平行方向なので、浸透時間は $\tau \approx \mu\sigma\delta^2$ により、評価できる。ここで積層された板ごとに絶縁被覆の処理がなされていれば、磁場は各板の表裏両面

から浸透するので、 $\delta = \frac{0.1}{2}$ として、 $\tau \sim 2.8 \times 0.01 \times$

$\frac{1}{4} \sim 7ms$ となる。もし、絶縁処理がされていない場合は

$\delta = \frac{0.5}{2}$ となって $\tau \sim 35ms$ となる。(この付録の末尾の添付を参照)

(2) 大半径方向（水平）変位

プラズマの水平方向変位に対して導体シェルとしての高温遮蔽体が効くのは図 B-5 のようにほぼ上下対称なモードであるが、トロイダル方向にはカットがあり、その導体壁の幅としては、亀有シェル[5]を使う場合、折り曲げ分だけ実効的な幅が広がると考え、 $b = \frac{14m}{2}$ 、 $a = 4m + 2 \times$

$0.5m = 5m$ とおくと、 $\tau_a = \frac{\mu\sigma\delta a}{2}$ 、 $\tau_b = \frac{\mu\sigma\delta b}{4\pi}$ となるので、

$$\tau \approx \mu\sigma\delta \times \frac{\frac{a}{2} \times \frac{b}{4\pi}}{\frac{a}{2} + \frac{b}{4\pi}} \sim 2.8 \times 0.5 \times \frac{1.36}{3.05} \sim 0.64s$$

すなわち、浸透時間は長時間にわたる。因みに亀有シェルでない場合は、 $\tau \sim 0.61s$ である。

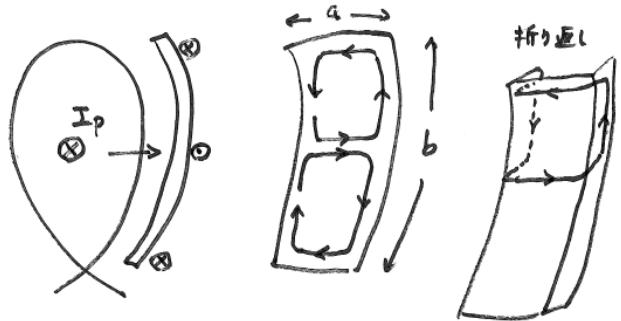


図 B-5 プラズマの水平方向の変位 に対して導体壁(高温遮蔽体)に流れる渦電流のモード

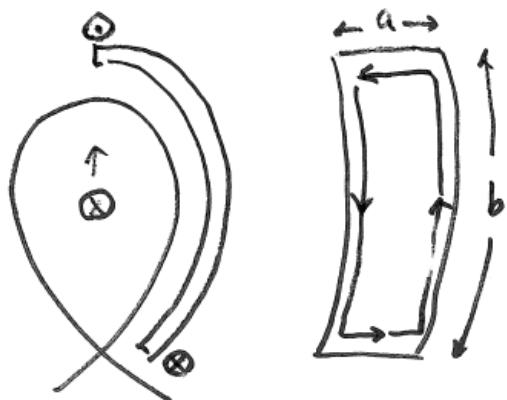


図 B-6 垂直変位に対し、バックプレートに流れる渦電流

(3) 垂直方向変位

このモードに対する渦電流は図 B-6 のようなパターンとなるので、垂直方向の電流バスは長さそのものとなる。つまり、 $b = 14m$, $a = 4m + 2 \times 0.5m$

$$\tau \approx \mu\sigma\delta \times \frac{\frac{a}{2} \times \frac{b}{4\pi}}{\frac{a}{2} + \frac{b}{4\pi}} \sim 2.8 \times 0.5 \times \sim 1.1s \quad \text{となる。}$$

(4) $m=0$ モードに対して

トロイダル方向には高い抵抗値を介して接続しているので、高温遮蔽体に周回電流は流れない。

(5) 高次モードに対して ($m=2$)

周波数が高ければシェルは完全導体のように振舞う。そのモードパターンは図 B-7 のようなものであるが、概略は V-(2) と同様に見積もることが出来る。 $m > 4$ ぐらいになると、縦方向に複数のモードが現れるので、浸透時間は短くなる。

$m=2$ に対しては $b = \frac{14m}{2}$ 、 $a = 4m + 2 \times 0.5m = 5m$

として、 $\tau \approx 0.64s$ となる。

高次のモードに関する(m>2)

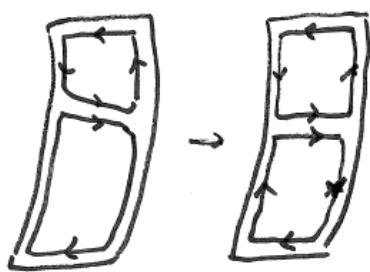


図 B-7 $m=2$ の場合の渦電流モード

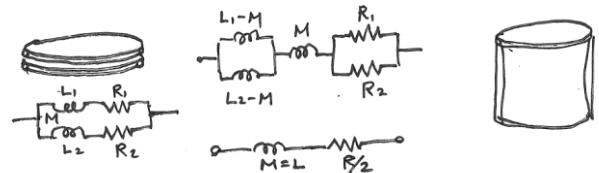


図 B-8 二つの円環を近接して置いた場合の等価回路と（左図）と、円環を連続して置くことにより、円筒形の導体に流れる電流を近似することが出来る姿図（右図）

添付 参考になる考察

(1) インダクタンス L 、一周抵抗 R の円環に外部からステップ的な磁場 B_0 を印加する場合

$$\Phi = LI \quad L \frac{dI}{dt} + RI = \frac{d\Phi}{dt} \quad \text{円環に流れる電流は } t=0 \text{ の}$$

瞬間に外部磁場を打ち消すように流れるが、外場の変化が無ければその後電流は時定数 L/R で減衰する。

(2) 第2の円環を第1の円環の直近においてた場合(図 B-8)

2つの円環に流れる電流の磁場で外部からの磁束を打ち消すので、それぞれの円環に流れる電流値は 1) の場合の $1/2$ となる。電流の和は 1) と同じ。全インダクタンスも変わらない。しかし、全抵抗は断面が 2 倍になった分だけ低下するので、減衰の時定数は $\tau = \frac{L}{2R} = 2 \frac{L}{R}$ すなわち、ひ

との円環の時より時定数は 2 倍長くなる。

電気工学的視点でみると、これは L と R の直列負荷を二つ並列接続した場合と考えられる。二つの円環は極めて密接に鎖交しているので、漏れ磁束は生じない。即ち、 $L \cdot M = 0$ である。故に等価回路は相互インダクタンス (=1 本の円

環の自己インダクタンス) と二つの抵抗の並列接続の直列接続に等しい。

(3) 円環が連続して N 個筒状に存在する時、

トータルの L は変わらない。 抵抗 R は $1/N$ となる。

故に時定数は $\tau = N \frac{L}{R}$ N 倍長くなる。

(4) 円盤の場合

半径 a 、板厚 δ の円盤を考える。

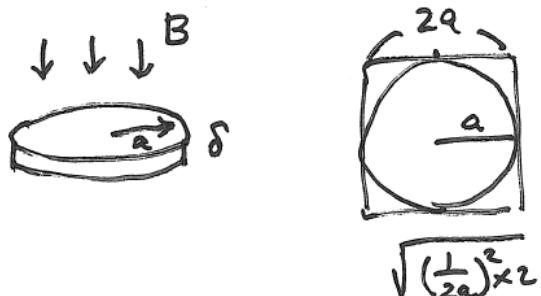


図 B-9 円盤に垂直に磁場が印加される場合の渦電流

$$\tau \sim \frac{\mu \sigma \delta \times 2a}{4\pi\sqrt{2}} \sim \frac{\mu \sigma \delta a}{2\sqrt{2}\pi}$$

即ち、渦電流の減衰は半径方向の減衰（半径の異なる無数の円環が並んでおり、それらの円環に流れる電流が互いに相互誘導しながら減衰する。

2 枚重ねた場合は、上記円環群が重ね合わさった場合に相当するが、本質は 3) の場合と変わらない

即ち、 δ が 2 倍になるのと同じと考えられるので、枚数を重ねると時定数は長くなる。

即ち、磁場が盤面に対して垂直に入る場合には板厚が比例的に効果がある

(5) 板に平行方向の磁場の浸透

外部磁場が板面に平行の場合は各板の表面に内部に磁場を浸透させないように表面電流が流れる。この場合、板がトロイダル方向に 1 周している場合とカットがある場合とでは事情が異なる。トロイダル方向に 1 周する円環状連続体の場合は円環の内側の磁束変化は磁場がこの導体内を浸透して通過するまでは円環の外側には磁場は生じない。

円環状板内に流れる電流のパスはトーラスを 1 周し得るので、カットがある場合のように戻り電流を考える必要は無い。しかし、カットがある場合には仮に板が隙間無く並べられていたとしても円環の内側に生じた磁場変化に対応して板の内側に表面電流が流れるが、その電流ループを考えると、戻り電流はカットがある板の端部で折り返し、板の裏側を戻ることになる。このようなループの電流は板の

上端、下端だけでなく、ボロイダル方向のどの断面においても同じループを描く。言い換えればカットがあれば必然的に磁場は最初から板材の裏側にもまわり、板の両側から磁場は浸透する。したがって、この場合の磁場浸透の時定数は

$$\tau = \mu\sigma \left(\frac{\delta}{2}\right)^2 \text{ となる。}$$

また、この場合、板を重ねあわせで増やした場合に、磁場が板に垂直に加わる場合と異なり、板の断面内に流れる表面電流のループは各板のループが並列に横に並んでいるだけであって、各断面を貫通する磁束を共有する訳ではない(図 B-10)。したがって、各板に流れる渦電流の減衰時定数は何枚並べてあったとしても、1枚のときの時定数と変わらない。

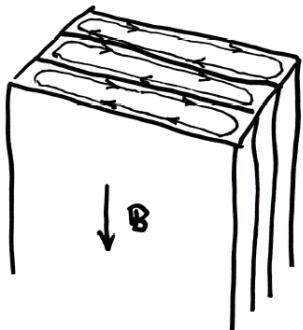
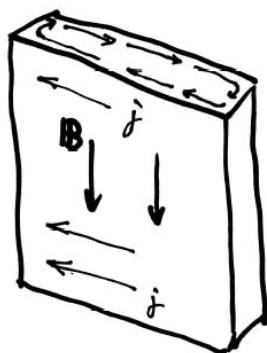
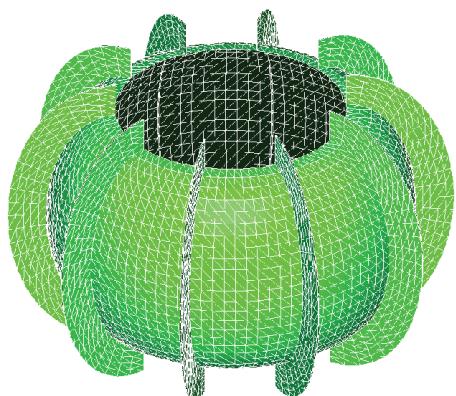


図 B-10 板に平行方向の磁場の浸透と渦電流



文献 B-5 による亀有シェルの概念図。導体壁をトロイダル方向のカットの位置で折り曲げ、隣り合う折曲げが重なるように（ただし電気的絶縁はとっている）してカットの影響を小さくしている。

文献

- [1] バーガー・オルソン電磁気学 I 6-30, 31 頁
- [2] バーガー・オルソン電磁気学 I 179 頁
- [3] J.Wesson, “Tokamaks, third edition”, Clarendon Press-Oxford, 2004
- [4] 亀有、相川、二宮、鈴木、「カットがあるシェル上の渦電流」、JAERI-M6468、1976
- [5] 飛田健次他、「核融合原型炉 SlimCS の概念設計報告」、JAEA-

付録 4.3-C トロイダル方向にカットが無い構造体の時定数

ITERの真空容器やSlimCSの固定遮蔽、真空容器などは軸対象でトロイダル方向にカットが無い。このような系に於いてプラズマ(電流)の変化によって、構造体に流れる渦電流の時定数がどの程度になるかを電卓でできる範囲で検討した。

(1) ITER の場合

ITER の断面図を図 C-1に示す。紫がプラズマの磁気面、赤色が 2 重壁真空容器、青色がトロイダル磁場コイル、CS は中心ソレノイドコイルの断面、PF はポロイダル磁場コイルの断面を示す。この配置で各コイルに電流が流れ、プラズマが定常状態にあれば真空容器には渦電流は流れていません。そこで、プラズマ電流に変化があった場合、真空容器には渦電流が流れるが、ここではその渦電流が減衰する特徴的時間(時定数)を求ることとする。もちろん誘起された渦電流のポロイダル方向の分布もプラズマ電流の変化の仕方(定位置で増減、或いは一定電流で位置が変化)によって変わるものであり、誘起した渦電流の減衰の早さもポロイダル方向の位置によって変わるものであるが、ここでは真空容器全体を一つの回路とみなした時の global な時定数を求ることにする。

真空容器に誘起される電流は実際には連続的に分布しているが、分布した電流を線電流で近似しても結果に大きな影響が無いことから、ここでは真空容器をポロイダル方向に13等分し、それぞれの要素(ポロイダル周長 2m)に流れる電流を要素の代表位置(内側壁の中心)での線電流で近似して扱う。図 C-1の中に真空容器の分割と電流中心の位置(黒丸)を示す。なおポートが密集している中心面アウトボード側は除外した。

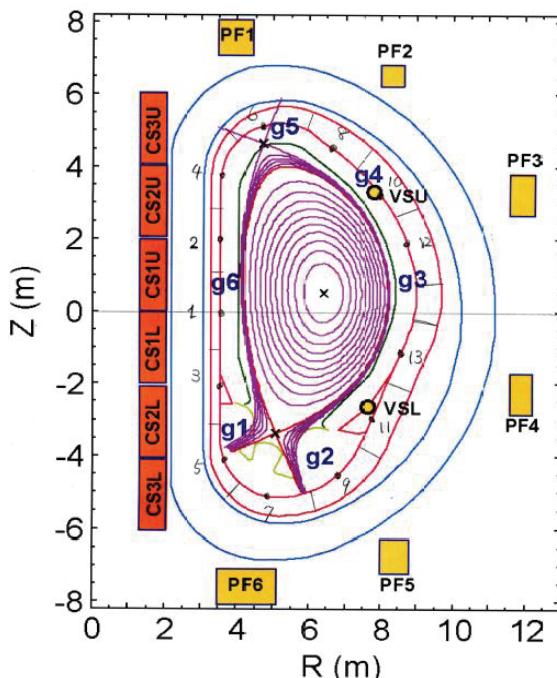


図 C-1 ITERの断面図 赤線の2重壁真空容器をポロイダル周長に13分割し、内壁の中心に渦電流で近似する。

(1-1) m=0 モード

最初にプラズマ電流が定位置で電流の絶対値だけが瞬時に増減して起電力を生じる場合を扱う。即ち、one turn 電圧が各要素に対して一定になるように扱う。各要素に流れる円環電流を I_i 、またその自己インダクタンスを L_i 円環電流の位置を円筒座標で (R_i, Z_i) とすると、

$$\frac{L_i}{\mu_0} = R_i \left(\ln \frac{8R_i}{a} - 2 \right)$$

であり、また i 番目の円環と j 番目の円環間の相互インダクタンスを L_{ij} とすると、

$$\frac{L_{ij}}{\mu_0} = \sqrt{ab} \left\{ \left(\frac{2}{k} - k \right) K(k) - \frac{2}{k} E(k) \right\}$$

$$\text{ここで } k^2 = \frac{4ab}{(a+b)^2 + a^2}, \quad a = R_i, \quad b = R_j, \quad d = Z_i - Z_j$$

$K(k)$ と $E(k)$ はそれぞれ第1種、第2種の完全楕円積分で、それぞれ次式で与えられる。

$$K(k) = \int_0^{\pi} \frac{d\theta}{\sqrt{1-k^2 \sin^2 \theta}}, \quad E(k) = \int_0^{\pi} \sqrt{1-k^2 \sin^2 \varphi} d\varphi$$

また、各要素の1周抵抗を r_i 要素の断面積を S_i とすると、

$$r_i = \eta \frac{2\pi R_i}{S_i} \quad \text{ここに、SUS316 の体積抵抗値や、各要素の断面積の数値を入れると、}$$

$$r_i = \frac{7.8 \times 10^{-7} \times 2\pi R_i}{0.12} = 4.08 \times 10^{-5} R_i$$

ここで $\sum_i I_i = I_{total}$ であり、かつプラズマ電流の最外殻磁気面と真空容器が極めて近接していて真空容器の各要素円環とプラズマが完全結合に近い結合をしている(即ち、漏えい磁束が小さい場合、真空容器にかかる one turn 電圧 E にしたがって各要素に電流が流れる)と考えられるので、

$$r_i I_i = const = E$$

$$\therefore \frac{I_i}{I_{total}} = \frac{\frac{1}{r_i}}{\left(\frac{1}{r_1} + \frac{1}{r_2} + \dots + \frac{1}{r_n} \right)} \quad \text{また 1 周抵抗を R とすると、}$$

$$\frac{1}{R} = \left(\frac{1}{r_1} + \frac{1}{r_2} + \dots + \frac{1}{r_n} \right)$$

が成立立つ。

次に、真空容器の円環電流の系全体のエネルギー U を求める。

相互誘導も含めて 1 番目の円環に鎖交する磁束は

$$\Phi_1 = \sum_j L_{1j} I_j$$

同様に 2 番目以降 i 番目までの円環に対しては

$$\Phi_2 = \sum_j L_{2j} I_j$$

⋮

$$\Phi_i = \sum_j L_{ij} I_j$$

全磁気エネルギーは

$$\therefore U = \frac{1}{2} \sum_i I_i \Phi_i = \frac{1}{2} \sum_i I_i \sum_j L_{ij} I_j$$

ここで、 $U = \frac{1}{2}LI_{total}^2$ でインダクタンス L を定義すると、

$$L = \frac{2U}{I_{total}^2} = \sum_i \frac{I_i}{I_{total}} (\sum_j L_{ij} I_j / I_{total})$$

したがって、 L_{ij} が計算できれば全体のインダクタンス L が求められ、時定数は $\tau = \frac{L}{R}$ より求められる。ただし、この計算法

で自己インダクタンス L_{ii} を機械的に求めようすると、第一種完全積分積分が $k=1$ で発散するため、自己インダクタンスは有限小半径の円環のインダクタンスの式から求めた。この場合、円環の半径をどのようにとるかが問題であるが、各要素の断面積と等価な円環の小半径を取ることが一つの方法である。

EXCEL の行列を作り、L を求めると、

$$L = 3.36\mu_0 \text{ H} \quad R = \frac{1}{63700} \Omega = 7.85 \times 10^{-6} \Omega$$

$$\therefore \tau = \frac{L}{R} = \frac{3.36 \times 4\pi \times 10^{-7}}{7.85 \times 10^{-6}} = 0.54 \text{ s}$$

(1-2) 水平方向変位

プラズマ電流が一定で、プラズマが水平方向に位置を変える場合、プラズマ境界と真空容器の間の磁束の変化によって真空容器内に流れる渦電流が磁束変化を打ち消すように流れると考える。 Ψ を poloidal flux per radian in ϕ とするとき、磁束は $\Phi = 2\pi R\Psi$ のように大半径 R に比例するが、1 周抵抗も R に比例する。したがって、断面上における磁束の変化だけを考える。水平方向に #13 円環とプラズマ境界磁気面の距離の 1/2 に相当するプラズマ変位 ($\delta = 0.35 \text{ m}$) を仮定し、水平方向の変位に敏感な真空容器の要素 #1, #2, #3, #4, #8, #10, #11, #12, #13 について、磁場の傾きを考慮しつつ磁束変化を計算し、各要素に流れる渦電流の大きさはこの磁束変化に比例すると考えて算出する。ただし、電流の向きはトーラスの内側と外側とでは逆向きとなる。先の(1-1)と同様に全エネルギー $U = \frac{1}{2} \sum_i I_i \sum_j L_{ij} I_j$ を求め、 $I_0 = \sum_i |I_i|$

とし、 $U = \frac{1}{2}LI_0^2$ で定義する L を求める。

各要素の抵抗値として 2 重壁の内側のみを考えれば

$$R = \frac{1}{43300} = 2.3 \times 10^{-5} \Omega \quad L = 3.13\mu_0 \text{ となるので、}$$

$$\tau = \frac{L}{R} \sim 0.17 \text{ s}$$

が導かれる。

2 重壁の外壁の抵抗分まで考慮する(外壁にも同じだけ分流すると考える)と時定数はこの 2 倍となるが、実際には外壁の磁束圧縮への寄与は小さいので、0.2s-0.25s 程度の値になるのではないかと推定される。

(2) SlimCS の場合

図 C-2 に SlimCS の断面図を示す。オレンジ色がブランケットモジュール、青色が高温遮蔽(バックプレート)、紫が固定シールド、薄い灰色が真空容器、緑がトロイダルコイルである。このうち、トロイダル方向にカットが無いのは固定シールドと真空容器であるが、真空容器はプラズマからより離れていること、また板厚も薄いので、プラズマに対する効果としては固定遮蔽の方が遥かに影響が大きいので固定遮蔽について検討する。ただし、ITER の場合と異なり、プラズマの最外殻磁気面と導体壁がかなり離れているために、精度の高い数値を求める場合にはプラズマ電流も分布を与えて計算する必要がある。

単位(m) 0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14

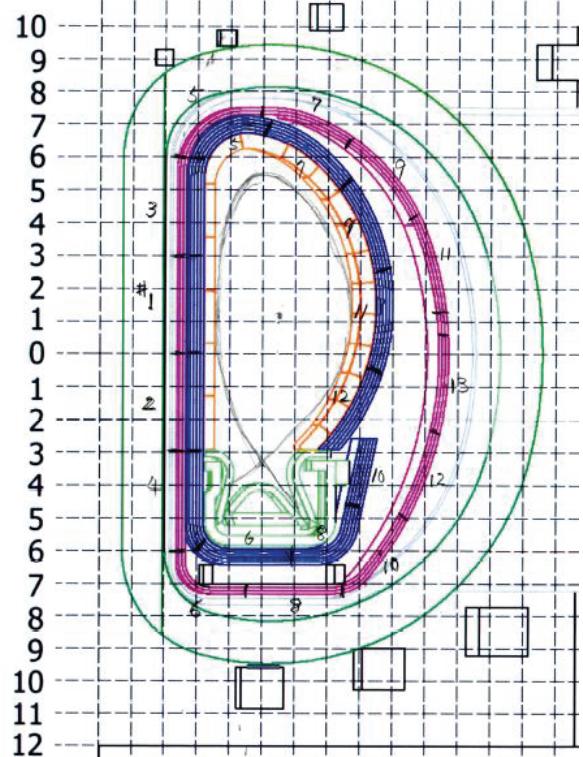


図 C-2 SlimCS の断面図、オレンジ：ブランケット、青：高温遮蔽(バックプレート)、紫：固定遮蔽
緑：トロイダル磁場コイル

固定遮蔽体

(2-1) m=0 モード

ITER について検討したのと同様にポロイダル方向に 3m 每の長さの要素に 13 分割し、全エネルギーを計算した。即ち、

$$U = \frac{1}{2} \sum_i I_i \Phi_i = \frac{1}{2} \sum_i I_i \sum_j L_{ij} I_j = \frac{1}{2} \times 1.4\mu_0$$

$$F82H の 100C の抵抗値は $r_i = \eta \frac{2\pi R_i}{S_i} = \frac{4.8 \times 10^{-7} \times 2\pi R_i}{0.6m \times 3m}$,$$

$$\frac{1}{R} = \sum_i \frac{1}{r_i} \quad \text{より} \quad R = 5.5 \times 10^{-7} \Omega \quad \text{となり、} L = \frac{2U}{I_0^2} = 1.4\mu_0$$

$$\tau = \frac{L}{R} \sim 3.2s \quad \text{が得られる。}$$

(2-2) m=1 水平方向変位

ITER についての検討と同様にプラズマを水平方向に δR だけ変位するとして、その時の固定シールドに誘起される電流分布を求める。 δR として#1要素と境界磁気面間の距離の1/2を探る($\delta R = 0.6m$)。

水平移動に対して効果がある要素は#1,#2,#3,#9, #11,#13 の6個の要素だけである。

(2-1)と同様の計算を行うと、

$$L = 1.8 \times \mu_0 H, \quad R = 1.1 \times 10^{-6} \Omega$$

$$\tau = \frac{L}{R} \sim 2.0s \quad \text{が得られる。}$$

高温遮蔽体

因みに設計とは異なるが高温遮蔽体(バックプレート)を仮にトロイダル方向にカットを設けないとした場合の時定数を計算すると、

$$m=0 モードに対して \tau = \frac{L}{R} \sim 2.4s \quad \text{となる。}$$

参考 低温固定シールド・真空容器の影響についての別の求め方[1]

SlimCS では低温シールドが電磁気的にみれば ITER や JT-60 の真空容器の役割を担っている。板厚は 0.6m、大きさは中心面幅で 8m、縦 12m の大きさでトーラス方向にカットが無い連続した構造体である。

この構造体の自己インダクタンスを求める。

内部インダクタンスを無視した円形断面プラズマの真空場の磁束は

$$\psi = \frac{\mu_0 I R_0}{2\pi} \left(\ln \frac{8R_0}{r} - 1.75 \right) \quad \text{より、プラズマと同様の形をし}$$

た真空容器の自己インダクタンスは

$$L = \frac{\psi}{I} = \frac{\mu_0 R_0}{2\pi} \left(\ln \frac{8R_0}{r} - 1.75 \right)$$

となる。 $R_0 = 7.1m, r = 4.2m$ を入れると、

$$L = 1.2 \times 10^{-6} H$$

一方、真空容器の一周抵抗は厚さ $\delta = 0.6m$ ポロイダル断面周長 $l = 37m$

$$\eta = 6.7 \times 10^{-7} \Omega m \quad \text{を入れると、}$$

$$R = \eta \frac{2\pi R_0}{\delta l} = 6.7 \times 10^{-7} \times \frac{2\pi \times 7.1}{0.6 \times 37} = 1.35 \times 10^{-6} \Omega \quad \text{となる}$$

ので、 $m=0$ モードに対する減衰の時定数は

$$\tau = \frac{L}{R} = 0.89s \quad \text{となる。}$$

水平方向の変位に対しては、

$$\tau = \frac{\mu_0 \sigma \delta r}{2} \quad \text{に対して、} \quad \delta = 0.6m \quad r = 4.2m \quad \text{を入れる}$$

と、

$$\tau = 2.8 \times 0.6 \times 4.2 / 2 = 3.5s$$

しかし、プラズマの小半径が 2m 程度であることを考えると、4m も離れた位置にある構造体の効果は上記表式で評価するのは無理があろう。

文献

[1]私信：筒井広明

付録 6.1-A 複雑な構造体の渦電流解析コードの縮小モデルによる検証

核融合炉の磁気計測を想定した時に、構造物に流れる電流の影響を無視することはできない。磁場が変動するときに構造物に流れる電流、渦電流は構造物を貫く磁場の方向と構造物の形状と物性値によって決められ減衰してゆく。構造物が厚い場合には電流の表皮効果も無視できず、渦電流は厚さ方向に浸透しながら構造体の面に大小の電流ループを描きながら減衰してゆく。

原型炉では磁気センサーを設置できる場所はプランケットとそれを支える後壁などに囲われた空間となり、構造体に流れる渦電流の影響を大きく受けているであろう。渦電流の影響についてはプラズマ位置制御の観点から JT-60 でも建設時に解析コードが開発され、その後も改良が進められ、JT-60U では磁性体の影響も含めて制御に使われているが、原型炉のような複雑な構造体がつくる磁場についてはこれからコードを開発しなければならず、またそのようなコード開発は原型炉のプラズマ制御のために必須である。

このメモは、コードの信頼性を確認するために、或いは構造がどのような影響を磁場に与えるかを知りたい時に、模擬実験によりこれを検証する方法に関するものである。即ち、対象とする原型炉の構造を正確に模擬した縮小モデルを作成し、プラズマを模擬する電流の変化速度を縮小率の自乗にスケールさせて変化させることにより、原型炉と等価な渦電流と磁場を作れることを電磁気学から導き、その結果を活用する。

モデルは対象とする装置と正確に相似な縮小寸法で、かつ構造体の材料は同一とする(例えば 1/20 のモデルで、材料は低放射化フェライト鋼)。実機ではプラズマ電流の変動が起磁力の源であるが、それを模擬する電流を環状導体に通電する(線電流 図 A-1, A-2)。

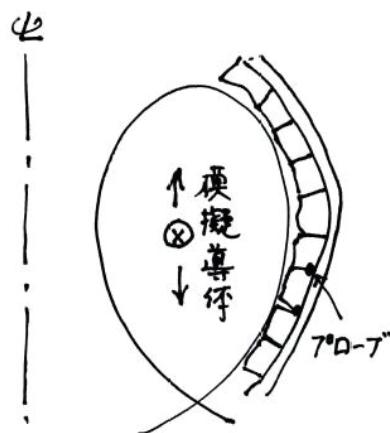


図 A-1 縮小モデルとプラズマを模擬した環状導体

(線電流は分布したプラズマ電流を模擬しないが、線電流の上下に位置を変えてデータを取ること、及び幾つかの大半径の異なる環状導体を用いることにより、分布したプラズマ電流を模擬できるであろう。シミュレーション・コードとの比較解析には線電流の方がむしろ役立つ。)このとき、モデルの寸法を縮小率 α でスケールした場合に、時間スケールを α^2 でスケールさせて実験すれば、渦電流およびそれが生み出す磁場の変動は不变であることを示すことができる。即ち、縮小モデルで電流変化速度を α^2 倍早めれば正しい値を測定できることになる[1-3]。

類似の方法は、トロイダル方向にカットがある導体シェルがあるときに、垂直磁場コイルにより導体シェルにどのような渦電流が流れるかを縮小モデルで調べた時にも活用した(図 A-3~A-7)。図 A-3 はその配置、図 A-4 は垂直磁場コイルに流す電流波形、図 A-5 は縮小モデル、図 A-6 は半波を通電した時に磁気センサーが受ける信号の分析、図 A-7 は半波にクローバー回路で幾つかの減衰時定数のコイル電流を変化させた時のコイル電流波形と測定磁場波形である。

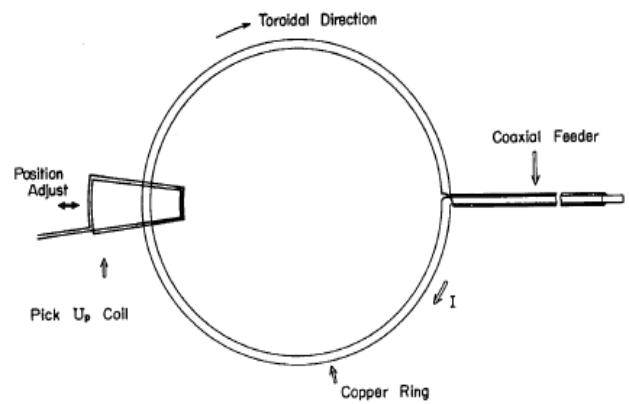


図 A-2 環状導体は組み立て可能なワントーン。導入部は同軸

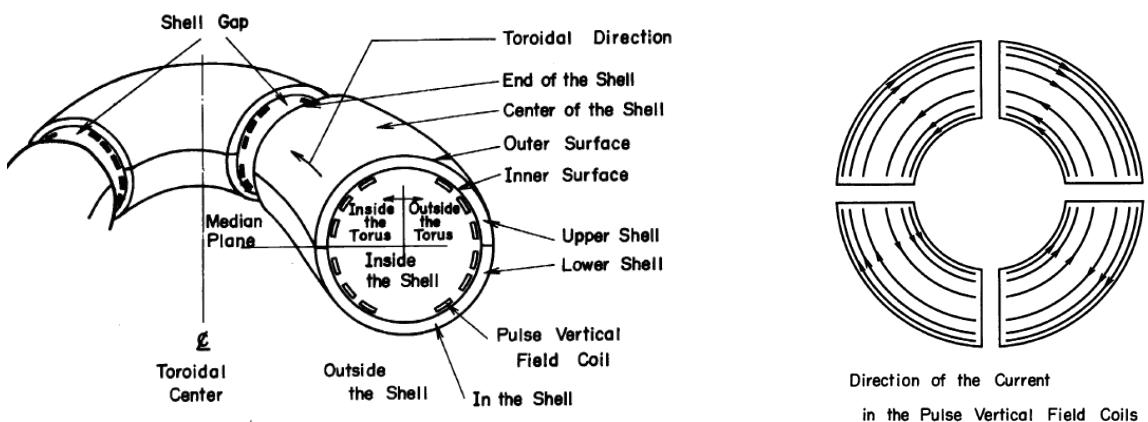


図 A-3 カットがある JFT-2 の導体シェルとその内部に設置された垂直磁場発生コイル

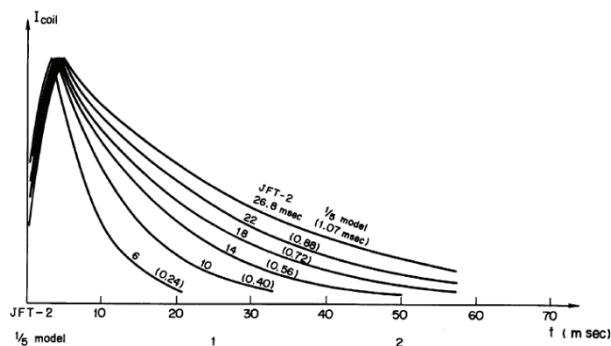


図 A-4 縮小モデルに流すコイル電流の時定数と対応する JFT-2 のコイルの時定数。例えば 1/5 モデルで 0.40 msec の時定数は JFT-2 の 10 msec に対応する。

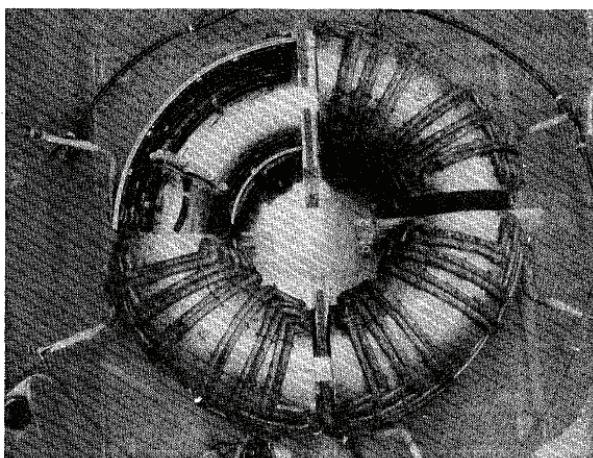


図 A-5 縮小モデルの導体シェルと垂直磁場コイルの表側リターン

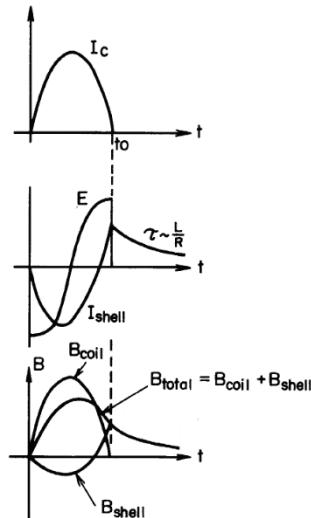


図 A-6 コイルに流す電流と測定される磁場 (B_{total})。コイルに半波 I_c を流したとする。磁場変動による表面誘起電圧 E を生じ、シェルには渦電流 I_{shell} が流れる。磁場測定コイルはコイル電流による磁場 B_{coil} とシェルに流れる渦電流による磁場 B_{shell} を合成した磁場を測定する。

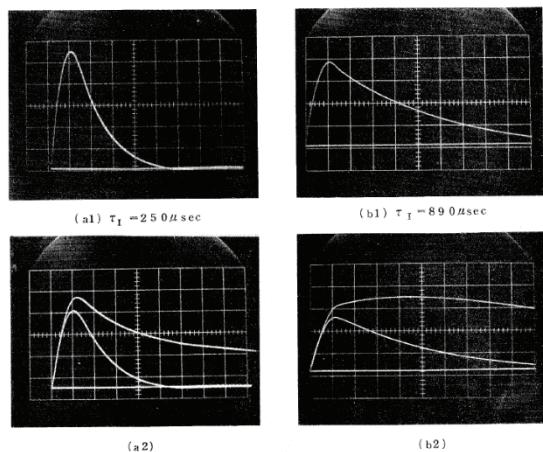


図 A-7 円環模擬導体に流した電流波形 (a1,b1) と測定磁場 (a2,b2)。磁場はシェルカットの位置 (下のトレース) とシェルの中心 (カットとカットの中間) で測定。カットの位置では殆どコイル電流と同じ波形であるが、中心での磁場は大きな渦電流ループの影響を受けて減衰時定数は極めて長くなる。

電磁気学からの導出

構造体に流れる渦電流を考える。

電磁誘導の Maxwell の式は

$$\nabla \times \vec{E} = -\frac{\partial \vec{B}}{\partial t} \dots\dots\dots (1)$$

$$\nabla \times \vec{H} = \vec{j} \dots\dots\dots (2)$$

$$\vec{j} = \sigma \vec{E} \dots\dots\dots (3)$$

$$\therefore \nabla \times \nabla \times \vec{E} = -\nabla \times \frac{\partial \vec{B}}{\partial t} = -\mu \nabla \times \frac{\partial \vec{H}}{\partial t} = -\mu \frac{\partial}{\partial t} \nabla \times \vec{H} = -\mu \frac{\partial \vec{j}}{\partial t}$$

これに(3)を代入して、構造体に流れる電流の式は

$$\nabla \times \nabla \times \vec{j} = -\mu \sigma \frac{\partial \vec{j}}{\partial t}$$

となる。また、同様に磁場に対して

$$\nabla \times \nabla \times \vec{B} = \nabla \times \nabla \times \mu \vec{H} = \nabla \times \mu \sigma \vec{E} = -\mu \sigma \frac{\partial \vec{B}}{\partial t}$$

となる。

$$\nabla \cdot \vec{j} = 0, \quad \nabla \cdot \vec{B} = 0 \quad \text{と公式} \quad \nabla \times \nabla \times \vec{A} = \nabla(\nabla \cdot \vec{A}) - \nabla^2 \vec{A}$$

を用いると

$$\nabla^2 \vec{j} = \mu \sigma \frac{\partial \vec{j}}{\partial t} \dots\dots\dots (4)$$

$$\nabla^2 \vec{B} = \mu \sigma \frac{\partial \vec{B}}{\partial t} \dots\dots\dots (5)$$

が得られる。ここで、長さを代表するベクトル α と、時間 t について、座標変換

$$(\vec{r}, t) \rightarrow (\vec{r}', t') \text{ として } \vec{r} \sim \alpha \vec{r}', \quad t \sim \alpha^2 t' \text{ のときの } j \rightarrow j'$$

とおくと、(4)の左辺は

$$\nabla^2 \vec{j} = \frac{\partial^2}{\partial \vec{r}^2} \vec{j} = \frac{\partial^2}{\alpha^2 \partial \vec{r}'^2} \vec{j} \quad \text{となり、}$$

$$\text{右辺は } \mu \sigma \frac{\partial \vec{j}}{\partial t} = \frac{\mu \sigma}{\alpha^2} \frac{\partial \vec{j}}{\partial t'} \text{ となるので}$$

$$\text{座標 } (\vec{r}', t') \text{ 系においても } \nabla^2 \vec{j}' = \mu \sigma \frac{\partial \vec{j}'}{\partial t'} \text{ を満たす。}$$

すなわち、 j と同一解 $\vec{j}'(\vec{r}', t')$ をもたらす。 \vec{B} についても同じである。

$\vec{B}(\vec{r}', t')$ として $\vec{B}(\vec{r}, t)$ と同じ値を出したい場合は、

$$\frac{1}{\mu} \frac{\vec{B}}{\vec{r}} = \vec{j} \quad \text{全電流を } I \text{ として、電流密度が } \frac{I}{r^2}, \text{ なので、}$$

$$\frac{1}{\mu} \frac{\vec{B}}{r} \sim \frac{I}{r^2} \quad \text{即ち、} I \sim r \vec{B} \quad \text{となるので、同じ強さの磁場を得}$$

るには全電流は $\frac{I}{\alpha}$ とすれば良い。

即ち、前の例で $\alpha = \frac{1}{20}$ の場合に、 $\tau_I \sim 100ms$ のプラズマ電流の変化の影響を測定したい場合には、線電流として $\tau \sim 0.25ms$ 、電流を $\frac{I}{20}$ と選ぶことになるが、電流値は構造物が線形のレスポンスをする限り、どの値に選んでも良い(測定磁場を線形にスケールさせる)。

磁性材があるとき

付録 4.3-A により、トロイダル磁場によって飽和している磁性材の比透磁率は

$1 + \frac{M_s}{|H|} \cong 1 + \frac{1.96}{|H|}$ で表すことができるが、ここでボロイダル磁場の変化による比透磁率への影響は $|H| \leq |H_t| + |H_p|$ 、かつ $|H_p| \ll |H_t|$ なので、 $|H_t|$ のまわりに展開すれば、上記の比透磁率は $1 + \frac{M_s}{|H_t|} - \frac{M_s}{|H_t|} \frac{|H_p|}{|H_t|}$ となる。

即ち、 $1 + \frac{M_s}{|H_t|}$ に対する変化量 $\frac{M_s}{|H_t|} \frac{|H_p|}{|H_t|}$ は極めて小さく、例えば ITER 環境で F82H を使った場合は約 2.7% の変化となる。磁性材の真空場への影響は透磁率そのものではなく、磁性材に誘起される渦電流であり、その時間変化が $\mu\sigma$ という積の形を通して影響を受ける。したがって、渦電流は $1 + \frac{M_s}{|H_t|}$ の影響は大いに受けるが、透磁率を通しての空間ポロイダル磁場の変動の影響は極めて小さいことに留意すべきである。

このように縮小モデルによる検証ではトロイダル磁場を印加出来れば原理的にはどのような状態も模擬できるのであるが、実際と同じ強さのトロイダル磁場を縮小モデルで発生することは不可能であろう。そこで、

- 1) 先ず、磁性材を用いないモデルによる測定によりコードの検証を行う。
- 2) 磁性材の影響はより単純なセットアップでの静的磁気特性を検証する。

即ちコードの検証を非磁性材による縮小モデルでの検証と、磁性材部分モデルによる検証とに分離して行うことが考えられる。

文献

- [1] 大賀徳道、松田慎三郎、「パルス型垂直磁場に対するシェルの影響」JAERI-M4784 (1972)
- [2] S.Matsuda et al., "Effect of the conducting shell and its gap on generation of the vertical magnetic Field in a tokamak device", J. J. of Appl. Phys., 13(1974)1904
- [3] S. Matsuda, "Measurement of the leakage magnetic field from the iron core in a tokamak device without shell", J.J. of Appl. Phys., 12(1973)903

付録6. 1-B 複数入力・複数出力（MIMO）を扱う先進制御

1はじめに

核融合炉運転においては、需要に合わせた電力の安定供給を行いつつ、炉の機器を安全に保全するといった制御が求められるが[1]、それらに関わる課題の大部分は炉心プラズマ制御問題に帰着される。これまでの研究におけるプラズマ制御実験、及びプラズマシミュレーションはすでに多数存在するが、その大部分は分布を考えない0Dの単一パラメータ(積分値や平均値)を單一アクチュエータで制御するSISOシステム(Single Input Single Output)であり、さらにはプラズマの物理をベースとした制御系設計ではなくプラズマの応答特性を利用したPID制御のような古典制御が主なものとなっている。また、分布を考えた制御の例としてJETにおいて電流密度の分布制御実験が行われている[2, 3]が、こちらは多数の測定機器を必要としている。しかし将来の炉においては高い中性子束、熱流束のために設置可能機器が制約されるため信頼度が高い予測プログラムが求められる上に、制御しなければならないパラメータは單一ではなく複数である。このため、MIMOシステム(Multi Input Multi Output)となることが予想され、複数制御の場合アクチュエータ同士が干渉しあうため複雑さが大幅に増す。このようなことから将来の核融合炉運転に向けて解決せねばならない課題は

1. 制御せねばならないパラメータの選定
2. 設置可能なアクチュエータ、測定機器の選定
3. 上記制約を考慮に入れた制御系の設計

となるが、ここでは将来の核融合炉運転に向け制御系の設計(課題3)の検討を行った。

これまで現代制御理論を用いたMIMOシステム制御は非常に重要であるにも関わらずほとんど行われていない。本研究においては現代制御理論を用いた炉心プラズマMIMO分布制御系設計を最終的な目的とした検討をすすめる(図B-1参照)。

2 現代制御理論

いわゆる教科書に載っているような「古典制御」は、1入力1出力を前提とした理論であるため、複数入力複数出力のシステムを制御するためには「現代制御理論」の適用は必要不可欠だと考えられる。現代制御理論の明確な定義は何かというのは困難であるが、ここでは現代制御理論の中心的な役割を担う状態方程式について述べる。

2.1 状態方程式

現代制御理論においては、制御したい対象の物理を以下の形で表す。これを状態方程式と呼ぶ。

$$\frac{d}{dt} \vec{x} = \vec{A} \vec{x} + \vec{B} \vec{u} \quad (1.1)$$

$$y = \vec{C} \vec{x} + \vec{D} \vec{u} \quad (1.2)$$

ここで \vec{x} はシステムの内部状態、 \vec{u} はアクチュエータの量、 y は観測できる出力を表している。式の形を見ればわかる通り、この形に落とし込むまでにいくらかの近似が使われている。

・線形であり、時間的にシステムの特性は不变である。

・空間分布は考えられていない

これらの特徴により、状態方程式は厳密に物理を表しているわけではないが、後述の通り厳密なモデルとの差異は計算上の外乱として扱うことが出来る。

モデル化誤差

前節の通り、状態方程式は完全にシステムの物理を表していないわけではない。厳密なモデルとの誤差が存在する。しかしその誤差は例えば図B-2のように外乱として扱い、計算することが出来る。

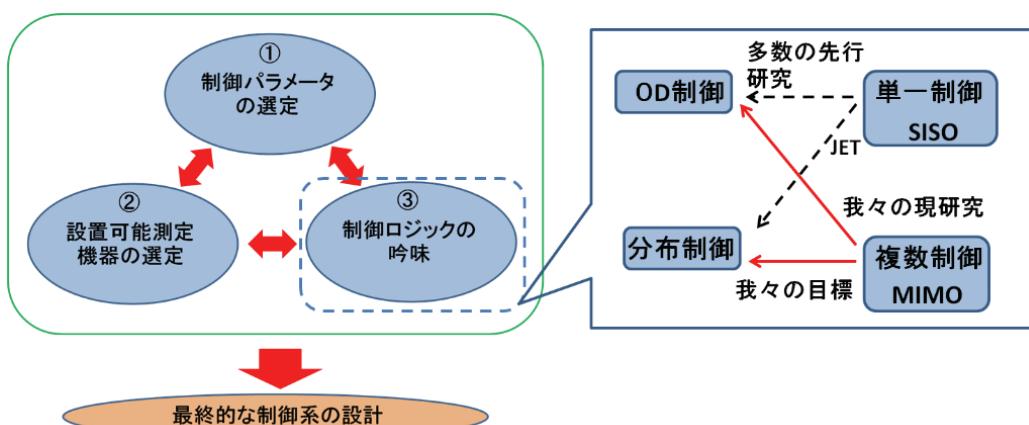


図 B-1 制御系検討のために必要な要素

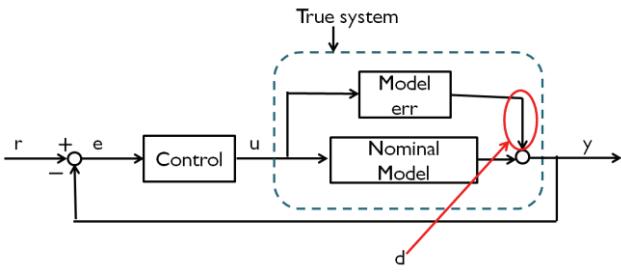


図 B-2 外乱として扱われるモデルの誤差

2.2 制御機の設計

制御したいシステムを上記の状態方程式にて表した後、アクチュエータ u を目的に合わせて設計する。様々な設計理論が存在するが、今回は最も直感的でわかりやすい手法を取った。まず状態方程式を以下の形で記述する。

$$\frac{d}{dt}\vec{x} = \vec{A}\vec{x} + \vec{B}\vec{u} \quad (1.3)$$

$$y = \vec{C}\vec{x} \quad (1.4)$$

これはアクチュエータの量が直接出力に関わることは無いという仮定を用いている。この際、式を変形すると以下のように出来る。

$$\frac{d}{dt}\vec{y} = \vec{C}\vec{A}\vec{x}^{-1}\vec{y} + \vec{C}\vec{B}\vec{u} \quad (1.5)$$

ここで例えば y が以下のようなよう制御したいとする。

$$\frac{d}{dt}(\vec{y} - \vec{y}_{ref}) = -\vec{K}(\vec{y} - \vec{y}_{ref}) \quad (1.6)$$

すると上式を連立させればアクチュエータ量は決定できることになる。次節において具体的な例を載せる。

2.3 プラズマの状態方程式

使用した支配方程式は

$$\begin{aligned} & \frac{d}{dt} \begin{pmatrix} I \\ N \\ W \end{pmatrix} \\ &= \begin{pmatrix} -\frac{I}{\tau_j} + \frac{1}{\tau_j} \left(C_{bs} \varepsilon^{0.5} \beta_p I + \frac{\gamma}{n_{20} R} P_{NBI} \right) + i_{ind} \\ -\frac{N}{\tau_p} - \frac{n^2}{2} < \sigma v > V + N_{puff} \\ -\frac{W}{\tau_e} + \frac{E_\alpha}{4} n^2 < \sigma v > V - C_B n_{20}^2 T_{10}^{1/2} V + P_{NBI} \end{pmatrix} \\ &= \vec{F}(\vec{x}, \vec{u}) \end{aligned} \quad (1.7)$$

核融合出力とプラズマ電流、及び電子密度を y の成分として、

$$\vec{y} = \begin{pmatrix} I_p \\ P_{fus} \\ n_e \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} I_p \\ \frac{E_\alpha N^2}{V} < \sigma v > \\ \frac{N}{V} \end{pmatrix} = \vec{G}(\vec{x}) \quad (1.8)$$

$$\vec{x} = \begin{pmatrix} I_p \\ N \\ W \end{pmatrix} \quad (1.9)$$

$$\vec{u} = \begin{pmatrix} i_{ind} \\ P_{NBI} \\ N_{puff} \end{pmatrix} \quad (1.20)$$

となる。各パラメータは以下の通り。文献[4] の14章を参考とした。

$$\gamma = 0.25, C_{bs} = 0.782, C_b = 0.032 \quad (1.11)$$

$$\tau_p = 1sec, \tau_j = 100sec \quad (1.12)$$

$$\beta_p = 0.7, B_T = 5.3T \quad (1.13)$$

$$R = 6.2m, a = 2.0m, \kappa = 1.7 \quad (1.14)$$

$$V = 830m^3, A_i = 2.5 \quad (1.15)$$

$$\tau_e = HH \quad (1.16)$$

$$\times 0.0562 A_i^{0.19} R_p^{1.39} a^{0.58} \kappa^{0.78} B_T^{0.15} I_p^{0.93} n_{19}^{0.41} P_{to}^{-c}$$

となる。

当然ながら非線形であるため、平衡点（目標値）周りで線形化する必要がある。アクチュエータの平衡点は微分方程式の右辺が0 となるように求める。線形化した物は以下の形になる。

$$\frac{d}{dt}\Delta\vec{x} = \vec{A}\Delta\vec{x} + \vec{B}\Delta\vec{u} \quad (1.17)$$

$$\Delta y = \vec{C}\Delta\vec{x} \quad (1.18)$$

なお Δ は平衡点との差である。ここで $y_{ref} = y_{eq}$ として

$$\frac{d}{dt}\vec{y} = \frac{d}{dt}\Delta\vec{y} = -\vec{K}\Delta\vec{y} = -\vec{K}(\vec{y} - \vec{y}_{ref}) \quad (1.19)$$

となるように u を決定する。なお

$$\vec{K} = \begin{pmatrix} 0.01 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1 \end{pmatrix} \quad (1.20)$$

となる。各パラメータの閉じ込め時間の逆数程度とした。すると

$$\frac{d}{dt}\vec{y} = \frac{d}{dt}\Delta\vec{y} = \vec{C}\frac{d}{dt}\Delta\vec{x} = \vec{C}\frac{d}{dt}\vec{x} \quad (1.21)$$

より、

$$\frac{d}{dt}\vec{y} = \vec{C}\vec{A}\Delta\vec{x} + \vec{C}\vec{B}\Delta\vec{u} \quad (1.22)$$

となる。さらに変形して

$$\frac{d}{dt}\vec{y} = \vec{C}\vec{A}\vec{C}^{-1}\Delta\vec{y} + \vec{C}\vec{B}\vec{u} \quad (1.23)$$

とし、式(1.19) と連立させアクチュエータの量を決定すると、

$$\Delta\vec{u} = -(\vec{C}\vec{B})^{-1}(\vec{K} + \vec{C}\vec{A}\vec{C}^{-1})(\vec{y} - \vec{y}_{ref}) \quad (1.24)$$

となる。

積分器の追加

システムにステップ外乱が入った場合、最低一つは積分器が無ければ外乱の影響を除去できない。例えば図1.2 のようなモデル化誤差を外乱とすると、外乱から偏差までの伝達関数は以下のようになる。

$$E(s) = \frac{1}{1 + G(s)C(s)} D(s) \quad (1.25)$$

ステップ外乱より

$$D(s) = \frac{d}{s} \quad (1.26)$$

十分時間がたった時を考えて

$$\lim_{t \rightarrow \infty} e(t) = \lim_{s \rightarrow 0} sE(s) = \lim_{s \rightarrow 0} \frac{d}{1 + G(s)C(s)} \quad (1.27)$$

よりコントローラに積分値があれば、つまり $C(s)$ の中に $1/s$ があれば偏差はいずれ0 になる。システムが多変数の場合も同様である。

これらの理由に依り、上記 P 制御に積分器を加えた PI 制御を考え、いくつかのトライアンドエラーにより以下のような制御機を設計した。

$$\begin{aligned} \Delta \vec{u} = & -(\vec{C}\vec{B})^{-1} (\vec{K} + \vec{C}\vec{A}\vec{C}^{-1})(\vec{y} - \vec{y}_{ref}) \\ & - (\vec{C}\vec{B})^{-1} \vec{K}_2 \int_0^t (\vec{y} \\ & - \vec{y}_{ref}) d\tau \end{aligned} \quad (1.28)$$

ここで

$$\vec{K} = \begin{pmatrix} 0.0001 & 0 & 0 \\ 0 & 0.1 & 0 \\ 0 & 0 & 0.1 \end{pmatrix} \quad (1.29)$$

である。制御機の設計においては K, K_2 の決め方に自由度が存在する。このPI 制御によって非常に高い目標追従性とロバスト性を得た。

結果

目標値を $IP = 15MA$, $Pfus = 400MW$, $ne = 1.0 \times 10^{20}/m^3$ とし、250 秒時点で目標値を $Pfus = 500MW$ に変更、300 秒時点で外乱として $HH = 1$ から $HH = 0.95$ に変化した場合を想定し、simulink を用いてシミュレーションを行った。結果は図 B-3 と図 B-4 に示す。数十秒オーダーで外乱及び目標値の変化に対応できている。

3 まとめと今後の展望

電気出力に関わる核融合出力、安定性に関わるプラズマ電流と密度という3つのパラメータを、NBI、ガスパuff、誘導電流の3つのアクチュエータでコントロールするシミュレーションを行った。その際、アクチュエータ量の決定には状態方程式を使用した。

状態方程式を使用することで、相互作用の大きいアクチュエータを使用した複数制御の問題が、行列の方程式という数学の問題へと帰着できる。ここでは kinetic

なパラメータばかりを選んだが、例えばプラズマ位置のパラメータを入れることで magnetic なコントロールとの両立も可能となると思われる。

原型炉の制御に向けてはこのような状態方程式の使用は必須と考えられる。また、今回は0 次元のパラメータばかりを制御したが、分布パラメータを既知の関数で分解するなどの操作を行うことにより、0 次元のパラメータ操作へと帰着させることもできると思われる。実際 JET ではそうして電流分布を操作している[2, 3]。

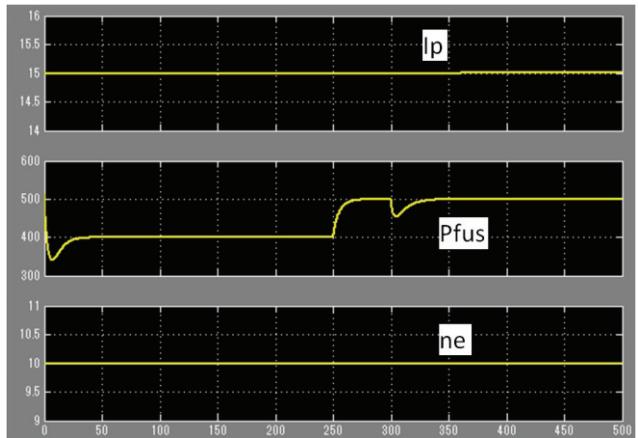


図 B-3 計算結果 上から Ip プラズマ電流、 $Pfus$ 核融合反応出力、 ne 電子密度、横軸は時間で単位は秒

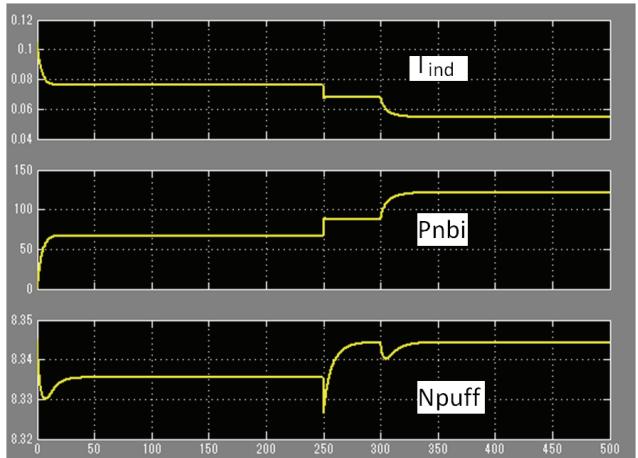


図 B-4 計算結果 上から I_{ind} 誘導電流、 P_{nbi} NBI 入射パワー、 N_{puff} ガスパuff 入射量

参考文献

- [1] J. A. Snipes et al, Fusion Engineering and Design 85 461–465 (2010)
- [2] D. Moreau et al, Nucl Fusion 43 870–882 (2003)
- [3] D. Moreau et al, Nucl Fusion 48 106001 (38pp) (2008)
- [4] プラズマ・核融合学会誌 第78卷増刊「ITER 工学設計」2002

編集後記

編集委員会

委員長 松田慎三郎 副委員長 秋山毅志
委員 飯尾俊二、飛田健次、草間義紀、笠田竜太、磯部光孝

検討組織

共同研究 環状核融合原型炉運転のための計装制御システムの検討評価 (NIFS12KKGH017)
検討期間 H24 年度～H25 年度
研究代表者 松田慎三郎 (東工大)
所内世話人 磯部光孝
研究協力者 富田英生 (名大)、梶田 信 (名大)、飯尾俊二 (東工大)、筒井広明 (東工大)、小川雄一 (東大)、三善悠也 (東大)、江尻 晶 (東大)、伊波野健造 (東大)、笛尾真実子 (東北大)、小西哲之 (京大)、笠田竜太 (京大)、門信一郎 (京大)、吉川正志 (筑波大)、岡本 敦 (東北大)、日渡良爾 (電研研)、徳沢季彦、秋山毅志、宮沢順一、田中照也、後藤拓也、相良明男、川端一男、榎原悟、力石浩孝、東井和夫、坂本隆一 (以上核融合研)、飛田健次、西谷健夫、中村 誠、染谷洋二、宇藤裕康、石川正男、草間義紀、河野康則、杉江達夫、鈴木隆博、坂本宜照、佐藤聰、井手俊介、伊丹潔、落合健太郎、角館聰、波多江仰紀、栗原研一 (以上原子力機構)、合計 46 名

シンポジウムなど開催リスト

- * 幹事会 H24 年 4 月 23 日 幹事は磯部、秋山、笠田、飯尾、草間、飛田、松田の 7 人
- * 第 1 回シンポジウム H24 年 7 月 19-20 日、参加者 32 名
- * 第 2 回シンポジウム H25 年 3 月 14-15 日、参加者 30 名
- * 第 3 回シンポジウム H25 年 11 月 14-15 日、参加者 32 名

シンポジウム予算

1) 旅費

H24 年度 一般共同研究費 90 万円 (当初) + 追加 10 万円

H25 年度 一般共同研究費 60 万円

両年度とも全ての参加者の旅費を賄う事ができないため、別途工面できる場合は協力を要請し、大学および研究機関の協力を頼った。また、原子力機構からの何人かの参加者の旅費を機構負担とするためにシンポジウムを BA 原型炉設計作業会と合同開催とした。これらの他の予算科目からの支援 約 40 万円

2) 人件費概算 (所属機関が負担しているもの)

参加者 31 人 × 2 日間 × 3 回 × 600 万 × 1.3/人/ (210 日) ~690 万円

執筆者 & 編集者の執筆 & 編集・構成費 150 頁 × 2 人日/頁 × 3 万円/人日 ~900 万円

3) 報告書作成費 (NIFS 出版部署負担) 約 150 万円

総経費 = 旅費 (200 万円) + 人件費 (参加者 約 690 万円 + 報告書作成 900 万円) + 印刷費 (150 万円) = 1940 万円

執筆者一覧

検討は研究協力者全員で行ったものであるが、読者の今後の便宜をはかるため、以下に執筆者名を記す。

はじめに (松田)

第1章 原型炉計装システムの技術的評価検討にあたって (松田)

第2章 ITER における計装制御の概要

- 2.1 ITERにおける計測器分類（草間）
- 2.2 ITERにおける運転制御（松田、鈴木）
- 2.3 ITERにおける放射線場（石川）
- 2.4 ITER環境における計測器の課題
 - 2.4.1 磁気計測（河野）
 - 2.4.2 レーザー計測（波多江）
 - 2.4.3 分光計測、ダイバータ温度測定（杉江）
 - 2.4.4 中性子計測（石川）
- 2.5 遠隔保守性、計装の照射効果（角館）

第3章 原型炉検討の条件

- 3.1 原型炉想定条件（飛田）
- 3.2 原型炉の放射線場
 - 3.2.1 トカマク（染谷）
 - 3.2.2 ヘリカル（田中照）
- 3.3 炉構造、ブランケット、運転上の制約条件
 - 3.3.1 トカマク（飛田）
 - 3.3.2 ヘリカル（田中照）

第4章 原型炉運転モードと必須の計装・計測器

- 4.1 プラズマ運転制御シナリオと、運転制御に必須のプラズマ諸量
 - 4.1.1 トカマク（鈴木隆）
 - 4.1.2 ヘリカル（後藤）
- 4.2 プラズマ諸量測定に必須の計装・計測器候補
 - 4.2.1 トカマク（江尻）
 - 4.2.2 ヘリカル（秋山）
- 4.3 特徴的時間
 - 4.3.1 プラズマの特徴的動き（坂本宜、松田）
 - 4.3.2 測定すべき変位の計測手段（秋山）
 - 4.3.3 構造物の時定数（松田）
 - 4.3.4 アクチュエータの応答速度（松田）
 - 4.3.5 アクチュエータ作動後のプラズマの応答時定数（坂本宜、松田）
 - 4.3.6 時定数からみた総合的検討（飛田、坂本、松田）
 - 4.3.7 ヘリカル炉の場合（松田）
 - 4.3.8 容器内磁場コイルについて（松田）
- 4.4 計測器設置についての総合評価（秋山・西谷）

第5章 研究開発が必要な計装・計測器（秋山・飯尾）

第6章 計測器環境制約とシミュレーション・コード開発

- 6.1 原型炉運転のための制御系とコード開発
 - 6.1.1 発電炉に求められる一般的要件（日渡、松田）
 - 6.1.2 核融合出力一定制御を如何に実現するか（松田）
 - 6.1.3 原型炉制御に必要なシミュレーション・コード（井手、栗原）
 - 6.1.4 ITERの核燃焼シミュレーションの現状（松田）
 - 6.1.5 制御に必要なインフラ整備の取り組み（筒井、松田）
 - 6.1.6 核燃焼制御のキーパラメータ（松田）
 - 6.1.7 制御ループ開発への新たな取り組み（鈴木、三善）
- 6.2 システム検討で残された課題
 - 6.2.1 5W1Hの視点から（笠田）
 - 6.2.2 プラントの視点からの優先的検討（松田）

第7章 国の施策への要望（磯部、松田）

- 付録 4.3-A 磁性体がある場所での透磁率（松田）
- 付録 4.3-B 構造体に流れる電流の評価（松田）
- 付録 4.3-C トロイダル方向にカットが無い構造体の時定数（松田）
- 付録 6.1-A 複雑な構造体の渦電流解析コードの縮小モデルによる検証（松田）
- 付録 6.1-B 複数入力・複数出力を扱う先進制御（三善）

編集後記（編集委員会）