

## 計測制御の課題 Issues on Diagnostics and Control

藤田隆明<sup>1)</sup>、福山 淳<sup>2)</sup>  
Takaaki Fujita, Atsushi Fukuyama

<sup>1)</sup>名古屋大学、<sup>2)</sup>京都大学  
<sup>1)</sup>Nagoya Univ., <sup>2)</sup>Kyoto Univ.

### 1. はじめに

本ワーキンググループ (WG) では、原型炉の制御を平衡制御 (シーケンス制御を含む)、燃焼制御、ダイバーター制御の3つに区分し、計測と制御を検討してきた。本発表では、計測制御の考え方、計測制御における課題、統合制御、運転制御シミュレータと統合コードについて述べる。

### 2. 計測制御の考え方

原型炉においては、計測機器は多大な中性子にさらされる。また、第一壁のほとんどはトリチウム増殖ブランケットでおおわれ、計測が占有できる面積は10m<sup>2</sup>程度未満と考えられている。そこで、本WGでは、定格運転中には使用できないいくつかの計測機器を試験運転期間中に設置し、データを取得した後、撤去あるいは停止することとした。試験運転期間中の中性子フルエンスはITERの全運転期間のそれと同オーダーであり、ITER用に検討開発された計測機器はそのまま試験期間用計測として使用できると考えられる。この期間に、常時型計測機器で得られる計測データから試験期間用計測の結果を推定するような学習や統合コードの検証を行うことで、その後は常時型計測機器のみで適切な計測制御ができると想定した。具体的な試験期間用計測機器として、低エネルギー計測用重水素NB (垂直入射) とその発光を観測する荷電交換分光、レーザートムソン散乱、ダイバーター板のプロープ、熱電対などが挙げられる。

制御対象として、各種物理量の他に、各種不安定性などをイベントとしてその回避や発生後の対応も考慮した。

また、制御に用いることのできるアクチュエータとして以下を想定した。

- センターソレノイド (CS) を含む磁場コイル
- ディスラプション軽減システム (DMS)
- 燃料ペレット: 排気からのDT未分離ペレットと純Dペレット、純Tペレットの組み合わせ

- 燃料ガス、不純物ガスのパフ
- NB: 電流駆動の為の接線入射の高エネルギー (> 1 MeV) 重水素ビーム。小半径方向位置の異なる複数本数のビームを想定。
- EC: ミラーによりポロイダル方向、トロイダル方向の入射角度を調整できることを想定。周波数は未検討。
- 低エネルギーNB (接線入射): トロイダル回転の制御のためのトロイダルトルク入射を目的とする。エネルギーは未検討。
- 3次元磁場: 真空容器外のセクターコイルやトロイダル磁場コイル電流の変調などを想定。

### 3. 計測制御における課題

平衡制御、燃焼制御、ダイバーター制御それぞれについて今後取り組むべき様々な課題が整理された。特に、比較的短期かつ内容が明確で、国内で実施すべき課題として以下の項目が挙げられる。

- 遠隔ホール素子による積分型磁気計測のドリフトのリセットと校正
- 計測NBのない状況でのトロイダル回転分布測定手法の開発
- ECEによる電子温度計測の数値的検討
- 高速磁気プローブの精度と実装方法の検討
- ダイバーターデタッチの動的な振る舞いの研究
- ダイバーター計測の開発
- 運転許容範囲決定のための不安性成長の調査

### 4. 統合制御

原型炉では数多くの制御が並行して行われることになる。使用できる操作器 (アクチュエータ) は限られており、一つの操作器が多数の被制御量に影響を与えることが想定される。時間スケールの異なる現象の混在にも留意が必要である。燃焼制御の場合のそれらの相関についての検討例を図1に示す。図中の長方形は操作量、楕円はプラズマパラメータ (被制御量、モニター量)、六角形はイベントを示す。破線

は輸送係数の変化などを通じた影響を示す。

このような複雑な系を制御するための制御ロジックや制御系の構成について、本WGでの検討は概念的なものに留まっており、今後の課題である。一つの考え方は、それぞれの被制御量に対する制御モジュール（下位の制御系）を設け、操作器への要求を統括制御系（上位の制御系）へ伝達し、統括制御系がそれぞれの操作器に対する複数の要求および操作器の装置条件を整合させ操作器への指令を最適化することである。例えば、通常は核融合出力やプラズマ電流を一定に制御するが、ディスラプションやダイバータ熱負荷の増大が懸念され他に手段がない場合は、核融合出力とプラズマ電流を低下させる処置をとるなどが考えられる。DIII-D トカマクでは操作器への指令の最適化を行う "Actuator Manager" の試験が行われている。

操作器への指令の最適化において重要な役割を果たすと考えられるのが運転制御シミュレーターである。運転制御シミュレーターはどのような制御を行うとプラズマがどのように応答するかを模擬（予測）できるシステムである。また、原型炉では計測が制限され十分な情報が得られない可能性が高い。そのような状況でプラズマの状態を物理モデルを用いて推定する。物理モデルは、制御履歴、計測結果、運転経験から改善していくことになる。さらに、実機の運転前あるいは運転と並行して、運転制御に必要な操作器、計測器のスペックや制御ロジックの開発への使用も想定される。その場合は実時間で動作する必要はない。

## 5. 統合コード

運転制御シミュレーターの中核をなすのはプラズマの状態の推定に基づいて操作量に対するプラズマの応答（計測器の出力）を模擬・予測する部分であり、これは現状統合コードと呼ばれているものの延長上に位置付けることができる。

統合コードは、大きく分けて、プラズマ輸送、アクチュエータ、計測の3つのモジュールで構成される。プラズマ輸送モジュールでは、MHD平衡と輸送（コア・周辺・ダイバータ）が密接に結合してプラズマ空間分布の時間発展を記述する。アクチュエータモジュールでは、加熱、電流駆動、回転、粒子供給等を制御するアクチュエータの装置パラメータとプラズマ空間分布からプラズマへの入力分布を記述する。計測モジュールでは、プラズマ空間分布から計測機

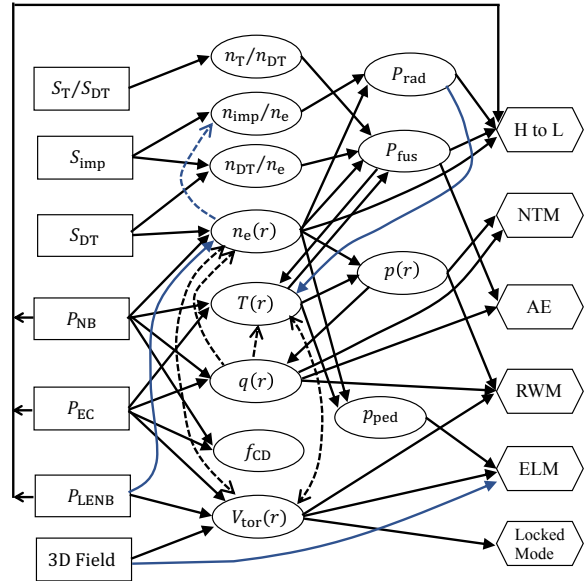


図 1 燃焼制御における操作量とプラズマパラメータやイベントとの相関

器が生成する信号データを模擬し、制御システムの入力を構成する。国内では、文献 [1] に詳述されているように、トカマクに適用可能な統合コードとして、TOPICS、TASK、TOTAL、TASK3D が開発されている。今後これら既存のコードの特長をどのように原型炉開発に取り入れていくか検討が必要である。

原型炉に向けて今後重点的に開発すべきものとして、(a) 信頼できかつ簡素化された乱流輸送モデル、(b) コアとダイバータを含めた全プラズマ領域輸送コード、(c) 核融合反応を支配する高速イオンの空間分布と速度分布を記述する運動論的輸送モデル、(d) プラズマで発生する現象と観測データを結びつける計測モデル、が挙げられる。

ITER では統合輸送コードを構成するためのコード間インターフェースとして IMAS (ITER Integrated Modelling and Analysis Suites) が開発され、それに合わせたインターフェースを備えた統合コードやモジュールも増えつつある。原型炉に向けても、物理モデルや統合コードの検証のために外部とのインターフェースも考慮する必要がある。また、運転制御シミュレーターとして用いるためには、制御システムとのインターフェースを整備する必要がある。

[1] A. Fukuyama, N. Hayashi, S. Murakami, M. Yokoyama, T. Fujita, J. Plasma Fusion Res. **95**, 437 (2019).