



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

4. 実時間制御実験の進展と課題

鈴木隆博

日本原子力研究開発機構

(原稿受付：2010年6月25日)

発電実証炉 DEMO における燃焼・高ベータプラズマの実現に向けて必要とされる実時間制御の検討が ITER および JT-60SA で進んでいる。それに先駆けて JT-60U では分布制御を含む実時間制御システムの開発を推進してきた。ここでは JT-60U の実験を例に実時間制御の進展の現状を概説すると共に ITER および JT-60SA で解決すべき課題についてまとめる。

Keywords:

real-time control, current profile, safety factor profile, pressure profile, plasma rotation, bootstrap current, heating, current drive, neo-classical tearing mode, burning plasma, radiation

4.1 はじめに

燃焼・高ベータプラズマにおいてはプラズマの物理パラメータが空間的に連関性を持つと共に、パラメータ間で相互にリンクすることで自律性の高い系となっていることがこれまでの章で説明された。そのような自律性の高い燃焼・高ベータプラズマを実現するために必要と考えられる実時間制御についての最近の実験研究の進展および今後の課題について本章で取り扱う。

自律性が高いということは、プラズマパラメータの時間発展がそれ自身に強く支配されているということであり、逆に外部からの入力（制御）は支配的ではなくなる。支配的でないものを使って支配的なプラズマパラメータの制御をするのであるから制御する側はうまく立ち回る必要が出てくる。うまく立ち回るための鍵となるのが実時間分布制御であり、それに含まれる「実時間」と「分布」であると考えている。

自律性が高いときプラズマはこちらが計画立てたとおりに振る舞ってくれるとは限らない。何らかの小さなきっかけで変化が生じて計画とずれた時に、当初の計画通りに動いてはくれれば大きくなり続けるかもしれない。そのずれを時々刻々実時間で観測し、好ましいずれなら補助し、好ましくないずれなら修正していく必要がある。特に小さなずれは小さな外部入力でも修正できるであろうから、実時間で状態を観測し制御を行っていくことは強い自立系の制御では重要になる。小さなずれに対してはプラズマの応答を線形化できることが多く、その場合には線形の制御システムで対応できると考えられる。線形の制御システムとしては、例えば PID 制御（制御量をずれに比例 (P) する項、ずれの時間積分 (I) に比例する項、ずれの時間微分 (D) に比例する項の線形結合として表す）がよく使われる。小

なずれに対して、物理量を正確に小さな誤差で時間遅れなく観測できることは重要であり、そのような計測器の開発が必須である。またずれを修正するための適切な手段（アクチュエータと呼ばれる）の開発も必須である。

次に分布について考えてみる。プラズマの性質は 0 次元の巨視量で大まかには決まることが知られている。例えばトカマクプラズマではエネルギー閉じ込め時間はプラズマ電流 I_p に比例し、装置サイズの増加と共に長くなる。また概略の安定性は規格化ベータ値 $\beta_N = \beta_t / (I_p / aB_t)$ で判断でき、高いほど不安定である。しかし一方で、これもよく知られているように、閉じ込め時間はプラズマ電流の分布次第で長くすることができ（閉じ込め改善モードなど）、安定性も圧力分布や電流分布次第で高くすることができる。しかも驚くことに両者とも場合によっては倍程度以上にできることもある。0 次元的な物理量は、様々なコストで決まる装置の設計により制限を受けるが、1 次元的な分布量は制御次第で最適化の余地が残っている。また、プラズマ全体の巨視量を変化させるコストに比べれば局所的に物理量を変化させるコストの方が低いであろうと考えられる。このように、分布制御はコストを抑えてプラズマを高性能化するために必須である。実際、近年のトカマクプラズマの性能向上の大きな部分はこの分布の最適化により達成されている。実時間で分布を制御することにより、従来は成りゆき（あるいは経験）により実現していた物理量の分布が再現性よく実現できることが期待される。高性能化のために分布を最適化する際、あるいは物理研究のためのパラメータスキャンをする際の実験効率の改善が期待できる。

このように実時間制御さらに実時間分布制御はプラズマの高性能化と物理研究に貢献することから、JT-60U ではそれらの開発を推進してきた。以下、4.2 節では最近の

JT-60U 実験を例に実時間制御実験の現状と進展を述べ、4.3節では DEMO 炉に向けた JT-60SA および ITER における実時間制御の課題について述べることにする。

4.2 実時間制御の現状と進展

4.2.1 実時間制御の経緯

JT-60U では、これまで様々な実時間制御システムを開発し、それを活用することでプラズマ性能を向上させてきた。最も重要な例として、中性子発生率の実時間制御による DT 等価エネルギー増倍率 $Q_{DT}^{eq} = 1.25$ の達成が挙げられる [1]。プラズマ電流立ち上げ中の安全係数最小値が有理数となり MHD 不安定性の発生しやすい条件においてプラズマ圧力の指標である中性子発生率を制御し低く抑えることで不安定性を回避した。その後のフェーズでプラズマ電流をさらに高めることで負磁気シア配位での長い閉じ込め時間の絶対値をさらに延ばしエネルギー増倍率の世界記録値を達成した。この不安定性を回避する制御では基本的にプラズマの特性は巨視量である中性子発生率で表し、それを実時間制御している。先に述べたように、コンパクトな核融合プラズマに必要とされる非常に長い閉じ込め時間と高いプラズマ圧力を得るためには閉じ込め改善モードとそこでの高い安定性が必要であり、0次元の巨視量のみでなく1次元の内部物理量の空間分布の制御が必須である。以降、JT-60U で開発してきた実時間分布制御の代表的なものを取り上げる。ただし、電流分布の(実時間)制御については既に本学会誌の小特集 [2] で取り上げているのであえて割愛した。詳細は文献 [3, 4] を参照いただきたい。また、巨視量ではあるが高ベータプラズマの安定性に関するプラズマの回転制御の開発と、ITER での燃焼制御実験に先立ちそこでの課題を明らかにするための燃焼制御模擬実験、核融合炉でのダイバータ熱負荷低減に欠かせない主プラズマ周辺部での放射パワー制御についても取り上げた。

4.2.2 イオン温度勾配の実時間制御 [5]

図 1 は実時間イオン温度勾配制御実験の放電波形である。実際は、イオン温度勾配 (∇T_i) の代わりに2空間点でのイオン温度差 ($dT_i \equiv \nabla T_i \times dr$) を制御している。対象とするプラズマでは内部輸送障壁 (ITB) があり、制御する2空間点のうち1点はITBの足位置付近 ($r/a \sim 0.5$)、もう一点はITBの中 ($r/a \sim 0.25$) である (図 1 (e))。イオン温度は荷電交換再結合分光 (CXRS) 計測器により 2.5 ms 毎に測定し、イオン温度差 dT_i を求める。計測ノイズに対する過敏な反応を抑制するために時定数 50 ms の CR タイプのフィルタを掛けている。このイオン温度差を 2 keV から 1 keV そして 3 keV へと制御するように目標値を設定している。制御は目標値(ref)と実測値(obs)との差 ($T_d = dT_i^{ref} - dT_i^{obs}$) から中心部を加熱するNBのユニット数を以下の式で求めPID制御により制御している。JT-60U では1ユニットのNBは約 2 MW である。

$$U(t) = U_0 + G_p T_d(t) + G_D \frac{T_d(t) - T_d(t - \Delta t)}{\Delta t} + G_I \sum T_d(t) \Delta t$$

右辺の4項はそれぞれオフセット項、比例項、微分項、積分項であり、 G_p 、 G_D 、 G_I は比例ゲイン、微分ゲイン、積分ゲインと呼ばれる定数でここでは全て正である。例えば実測値が目標値より大きい時 ($T_d < 0$)、比例項は負になり中心部を加熱するNBのユニット数が減少することで中心部のイオン温度を低下させ、実測値を目標値に近づける。実測値が目標値よりも小さい時も同様である。図 1 では T_d に対してNBの加熱パワーが変化して、目標値に追従してイオン温度差を制御していることがわかる。図 1 の制御ゲインは $G_p = 2 \text{ unit/keV}$ 、 $G_D = 0.8 \text{ unit/(keV/s)}$ 、 $G_I = 2 \text{ unit/(keVs)}$ である。比例ゲインの値は制御を行わない開ループの加熱実験で 1 keV の温度を上げるのに 2 ユニッ

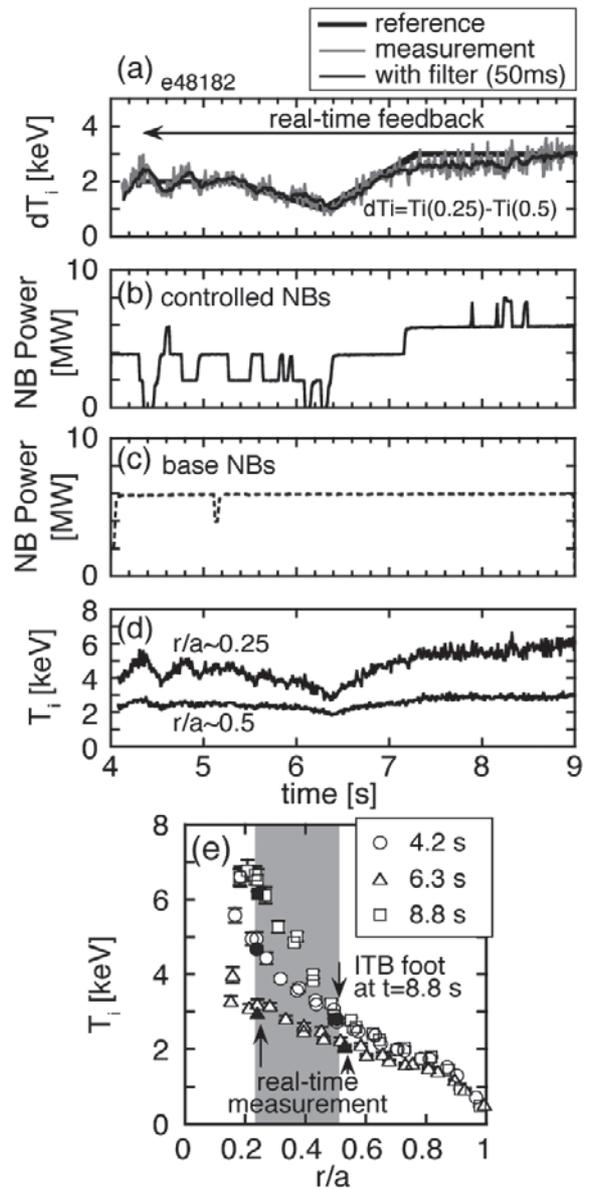


図 1 実時間イオン温度勾配制御の波形とイオン温度分布 [5]。 (a) $r/a \sim 0.25$ と 0.5 とのイオン温度差 (目標値 (太線)、実測値 (グレー線) と平滑化後の実測値 (細線))、(b) 制御用 NB 加熱パワー、(c) 制御用以外のベースの NB 加熱パワー、(d) イオン温度 ($r/a \sim 0.25$ と 0.5)、(e) イオン温度分布の時間変化。黒塗りの点は実時間制御に使用した CXRS 計測点である。

トのNBが必要であったことから決められている。

4.2.3 トロイダル回転速度の実時間制御[5]

トロイダル回転速度 V_t は導体壁の効果により壁無しの安定性限界を超えたプラズマを実現する際に発生する抵抗性壁モード (RWM) と呼ばれる不安定性を安定化する効果があり、核融合炉の高ベータ化に重要な物理量である。CXRS 計測器はイオン温度と同時にプラズマのトロイダル回転速度を測定できる強力な計測ツールであり、ここでも実時間の計測に使用される。図2は実時間トロイダル回転速度制御の放電波形である。 $r/a \sim 0.25$ のトロイダル回転速度を制御し、目標値を -100 km/s からゼロへ、そして $+50$ km/s まで変化させている (プラズマ電流方向が正方向)。プラズマに回転を与えるツールとしてはトロイダル方向に接線入射するNBを用い、ベースの回転がプラズマ電流と逆方向になるように一定の回転を与えている。

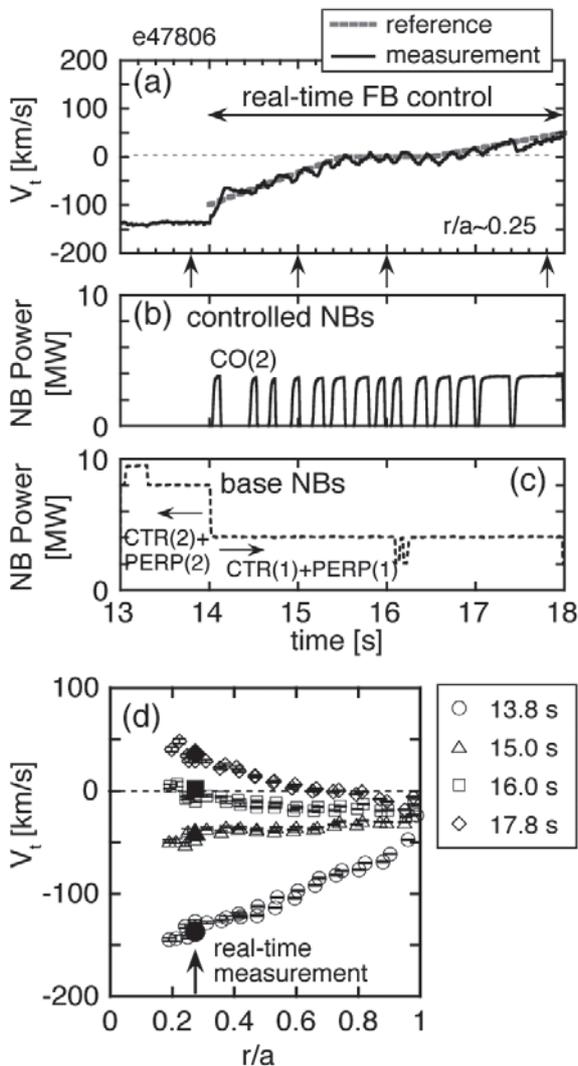


図2 実時間トロイダル回転速度制御の放電波形[5]。(a) $r/a \sim 0.25$ でのトロイダル回転速度の目標値 (破線) と実測値 (実線)。正方向はプラズマ電流方向。(b) プラズマ電流方向に運動量を注入するNBのパワー。(c) 制御用以外のベースのNBパワー。これによりプラズマ電流と逆方向に一定の回転を与えている。(d) トロイダル回転速度の空間分布の時間変化。黒塗りの点は実時間制御に使用したCXRS計測点である。

制御は以下のようにトロイダル回転速度の目標値と実測値との差 ($V_d = V_t^{ref} - V_t^{obs}$) をプラズマ電流方向に運動量を注入するNBのユニット数により制御する。

$$U(t) = U_0 + G_p V_d(t) + G_D \frac{V_d(t) - V_d(t - \Delta t)}{\Delta t} + G_I \int V_d(t) dt$$

先のイオン温度勾配制御と同様に、実測値が目標値を超えた ($V_d < 0$) ときはNBのユニット数が減少しプラズマ電流方向に注入される運動量が減少する。これによりプラズマはプラズマ電流と逆方向のベースの回転に向かい目標値に近づく。 $G_p = 4$ unit/(km/s), $G_D = 0.2$ unit/(km/s²), $G_I = 1$ unit/(km)である。図2ではトロイダル回転速度の目標値がプラズマ電流方向に増えるに従い、プラズマ電流方向の運動量注入パワー (の時間平均値) が増え、実測値が目標値に追従していることがわかる。制御している位置は $r/a \sim 0.25$ だが、回転分布も空間的に滑らかに負から正の回転へと変化している (図2 (d))。抵抗性壁モードの安定化には、安全係数が有理数となる有理面のうち、比較的周辺部にある有理面位置での回転が重要であるが、そのような位置でも回転を制御できる可能性を示している。

4.2.4 局所電流駆動による新古典テアリングモードの安定化[6,7]

新古典テアリングモード (NTM) は正磁気シアの高ベータトカマクプラズマにおいて局所的な自発電流の減少によって磁気島が形成され圧力が減少する不安定性である。減少した磁気島内の自発電流を局所的な外部電流駆動により補うことで安定化できることが知られているが、プラズマ小半径に対して比較的小さな (数%から十数%) 磁気島の中に電流駆動を行う必要がある。電子サイクロトロン (EC) 波は電子のサイクロトロン共鳴位置付近で吸収され局所的に電流を流すことができる (ECCD)。また EC 波はアンテナ (ミラー) の向きによりプラズマ中の光線の軌跡を比較的自由に制御できるため、ECCDによるNTM安定化の研究が世界的に進められてきた。JT-60Uは世界に先駆けて、実時間で計測した磁気島位置でECCDを行えるよう実時間でアンテナの向きを制御してNTMを安定化することに成功した[6]。図3がその波形である。磁気島の位置は電子サイクロトロン輻射 (ECE) 計測による電子温度揺動の空間分布測定から実時間で求める。回転する磁気島があるとき、空間的に固定位置で観測すると磁気島のO点とX点が交互に通過する。そのとき磁気島付近の電子温度分布はO点通過時に平坦化しX点通過時に急峻化する。磁気島近傍では電子温度揺動が大きいのにに対して磁気島中心では電子温度揺動が局所的に小さくなる。つまり電子温度揺動分布の極小となる位置が磁気島の中心と考えられる。ECE計測により実時間で同定したこの磁気島位置 (図3 (e) の X_{min}) に相当する磁気面で電流駆動するようにECアンテナの向きを実時間で制御した (図3 (f))。この結果、NTMによる磁場揺動 (図3 (b)) はECCDにより減少し、NTMの安定化によりプラズマの規格化圧力を上昇させることに成功した (図3 (c))。NTMに関しては、この実

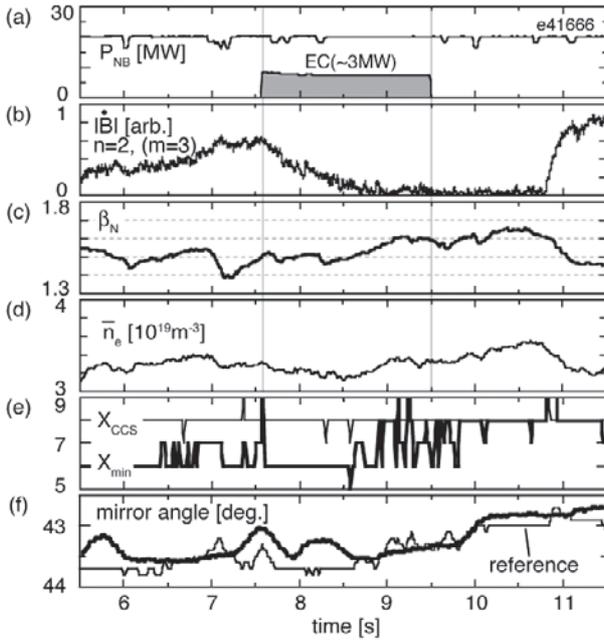


図3 実時間NTM安定化実験の放電波形[6]. (a)NB加熱パワーおよびEC波パワー, (b) $n=2$ 磁場揺動強度, (c)規格化圧力, (d)線平均電子密度, (e)ECE計測の電子温度が極小となるチャンネル番号(X_{min}), (f)ECE計測から計算したECアンテナ角度の目標値(細線)と実測値(太線).

時間制御による磁気島中心へのECCD以外にも、プラズマの回転に起因する磁気島の回転と同期してO点のみにECCDをするようにEC波パワーを変調制御することで低いEC波パワーで効率的にNTMを安定化した成果もある[7].

4.2.5 燃焼制御模擬実験[8]

燃焼制御は核融合炉の実現にとって最重要の課題であるが、現在の大型トカマク装置をもってしても燃焼が支配的な状況で制御を行うことはできず、現在建設中のITERの重要な研究課題であり使命となっている。JT-60Uでは制御手法を工夫し、実験的に“模擬”した燃焼状態の制御性を調べる実験を行った。すなわち、加熱NBを二つのグループに分け、一つのグループの加熱パワー P_{NB}^{α} をプラズマからの中性子の発生率 S_n に比例させてアルファ粒子加熱を模擬し(比例係数 G によりエネルギー増倍率を変化させる)、他方のグループのNB(パワー P_{NB}^{Ex})を用いてこの正のフィードバックのかかった系をプラズマの蓄積エネルギーが一定になるように P_{NB}^{Ex} のPD制御を行った。DT反応のエネルギー増倍率は $Q \sim 5P_{NB}^{\alpha}/P_{NB}^{Ex}$ であり $P_{NB}^{\alpha} = P_{NB}^{Ex}$ の場合は $Q = 5$ に相当する。図4にELMy Hモード放電における時間帯毎に異なる G での燃焼制御模擬実験の放電波形を示す。 G を0.8から1.4に大きくすることで、アルファ加熱を模擬しているNBパワー P_{NB}^{α} が増えている(図4(a))が、蓄積エネルギーを一定にするように外部加熱NBパワーを制御する(図4(c))ことで、中性子発生率(と α 加熱模擬用NBパワー)をほぼ一定に制御できている。 $G=0.8$ のフェーズでは $Q=5-8$ に相当し、 $G=1.4$ のフェーズでは $Q=10-30$ に相当している。ただし、 $t=13.6$ s付近では $P_{NB}^{Ex} = 0$ となっており、制御性は失われている

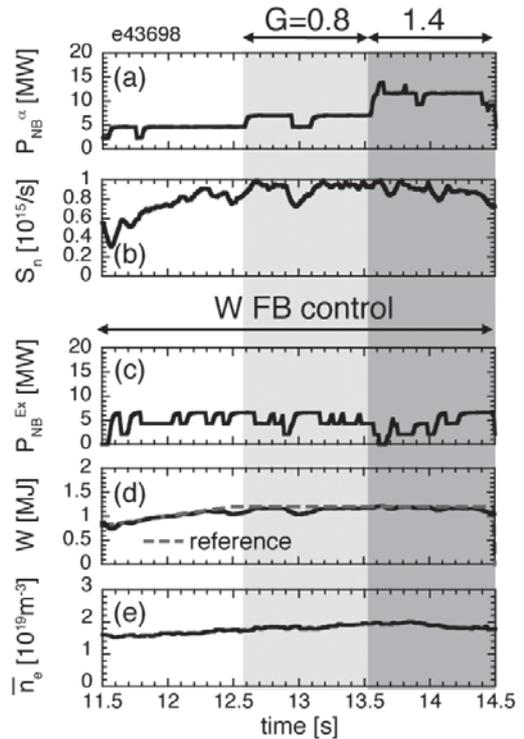


図4 ELMy Hモードにおける燃焼制御模擬実験の放電波形[8]. (a) α 加熱模擬用NBパワー, (b)中性子発生率, (c)制御用NBパワー, (d)蓄積エネルギーの目標値(点線)と実測値(実線), (e)線平均電子密度. ハッチ領域で燃焼制御模擬を行った.

いものの、 $Q \sim 30$ では制御マージンは大きくはないと考えられる。同様の実験により、高閉じ込めを有する負磁気シアにおいては $Q = 6.7$ では安定に制御できるが $Q = 14$ ではアルファ加熱が増加を続けディスラプションに至るという結果も得られている[8].

4.2.6 安全係数最小値とイオン温度勾配の複合実時間制御[9]

ここまでで高圧プラズマの制御にとって重要な様々な物理量の制御の実例を示してきたが、それらを同時に独立に制御できるのかは自明ではない。特にプラズマの閉じ込めと安定性にとって重要と考えられる電流分布と圧力分布の制御は興味深い。DEMOに必要なかつ十分な制御の描像はJT-60SAおよびITERで明らかにされるものであるが、JT-60SAに先立ちJT-60Uでは電流分布を特徴付けるパラメータである安全係数最小値と圧力勾配の主要な成分であるイオン温度勾配(イオン温度差)を複合的に制御することに取り組んだ(図5)。この放電では $t=5.5$ sから11sまで安全係数最小値を低域混成(LH)波電流駆動により一定値1.5に向けて制御すると同時に $t=7-10.2$ sで $r=0.31$ mと0.58mの間のイオン温度差をNB加熱パワーにより1keVから1.8keVまで上昇させている。ただし、イオン温度計測用のNBが $t=10.2$ sで停止したために、イオン温度勾配制御はそこで停止している。安全係数最小値制御およびイオン温度勾配制御共にPI制御である。電流のしみ込みにより安全係数最小値は一旦1.5を下回った後、周辺部でのLH駆動電流の上昇により $t \sim 10.5$ sまでかけて1.5にゆっく

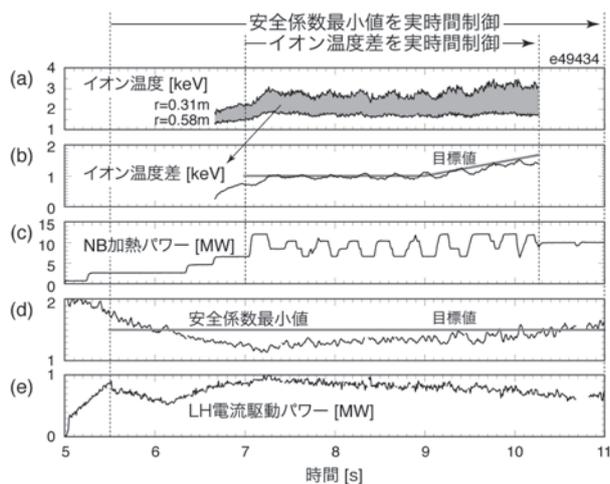


図5 安全係数最小値とイオン温度勾配の複合実時間制御の放電波形[9]. (a) $r=0.31\text{ m}$ と $r=0.58\text{ m}$ におけるイオン温度, (b)イオン温度差の目標値 (グレー線) と実測値 (黒線), (c)イオン温度差制御用 NB 加熱パワー, (d)安全係数最小値の目標値 (グレー線) と実測値 (黒線), (e)安全係数最小値制御用 LH 電流駆動パワー.

りと近づく. 同時にイオン温度差は $t=7-9\text{ s}$ まで一定値 1 keV に制御され, $t=9\text{ s}$ 以降は目標値の上昇により NB 加熱パワーが増え, 実測値も上昇していることが見てとれる. これら二つの制御を独立に適用しながら目立った干渉無しに働いたことには, 安全係数最小値の制御に電流駆動効率が低いと同時にイオン加熱の小さな LH 波を選び, イオン温度勾配の制御には電流をほとんど流さないがイオンの加熱効率の高い垂直入射 NB を選んだことが大きく貢献している. また自発電流割合が比較的小さかった (AC-COME コードによると $t=8\text{ s}$ で 26% , $t=10\text{ s}$ でも 32% 程度) ために, 自発電流を介した圧力分布と電流分布の結合が強くなかったことも挙げられる. 独立なアクチュエータが利用できない場合や圧力分布と電流分布の結合が強い場合には相互の干渉を考慮した制御が必要になると考えられる. 特に後者は JT-60SA で期待される高圧力高自発電流割合のプラズマにおいて調べるべき課題である.

4.2.7 主プラズマ周辺部での実時間放射パワー制御[10]

核融合炉でのダイバータの熱負荷は非常に厳しく, ダイバータの熱負荷を軽減するためにはダイバータ部での放射冷却のみでなく主プラズマ周辺部においても不純物注入により積極的に放射冷却を行う必要があると考えられている. 図6に主プラズマへの Ar ガス注入により主プラズマ周辺部での放射パワーを制御した放電を示す. 周辺部での放射パワーはボロメータにより実時間で計測している. $t=15-25\text{ s}$ で放射パワーの実時間制御を行い, $t=16-25\text{ s}$ で一定の目標値 2.8 MW に向けて制御している (図6 (e)). 周辺部を含んだ主プラズマ全体とダイバータ部の放射 (図6 (d)) を合わせると, NB 加熱によりプラズマに吸収されたパワーのおよそ $80-90\%$ を放射冷却している (図6 (f)). ダイバータ部での放射パワーの制御と組み合わせる両者を独立に制御して最適化することが望ましいが, 現状はそこまで至っていない. ダイバータおよび主プラズマ周辺部における放射損失や不純物輸送の物理機構を, プラ

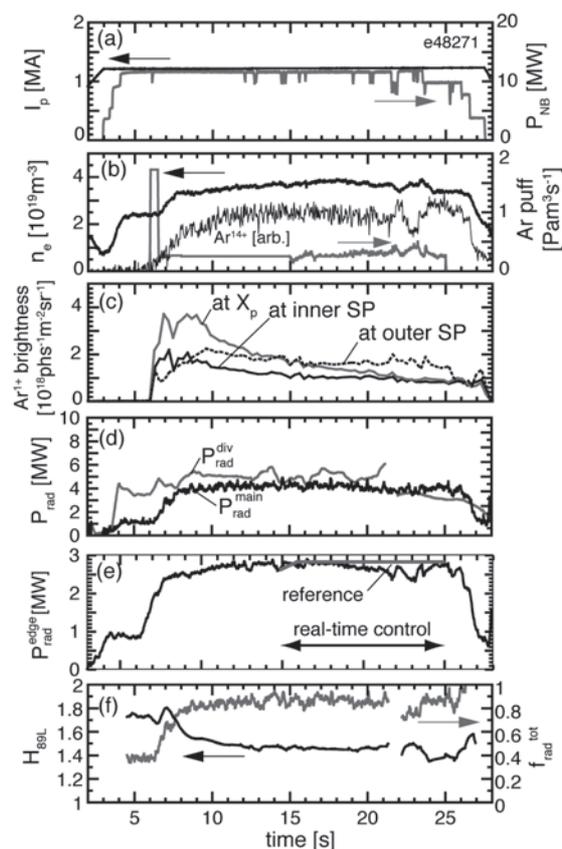


図6 Ar ガスパフによる主プラズマ周辺部での実時間放射パワー制御の放電波形[10]. (a)プラズマ電流と NB 加熱パワー, (b)線平均電子密度, Ar ガスパフ速度, Ar^{14+} 発光強度, (c) Ar^{14+} 発光強度 (X 点, 内外ストライク点), (d)主プラズマとダイバータでの放射パワー, (e)主プラズマ周辺部の放射パワーの目標値 (グレー線) と実測値 (実線), (f) L モード閉じ込め則に対する閉じ込め改善度 H_{99L} と全放射パワーの吸収パワーに対する割合 f_{rad} . 実時間放射パワー制御は $t=15-25\text{ s}$ で実施.

ズマ閉じ込め性能の変化と共に理解することも重要である. また, プラズマ温度・密度に対応して放射損失量の制御に適した不純物種を選択すること, さらに ELM 特性の変化に伴う周辺部での不純物遮蔽効果の変化や, ダイバータ・プラズマ特性の変化による SOL・ダイバータでの不純物の輸送特性の変化など, 比較的速い物理現象の変化へ対応することが必要である.

4.3 実時間制御の課題

ここまで様々な実時間制御について概観してきた. 広範に及んでいるので読者の研究領域と関係した制御もあったかと思う. しかし, 実際のところ DEMO においてどのような制御が必要十分かについては現状ではわかっていない. プラズマの観点からは, DEMO で必要とされるほどに高圧力で自律性の高い核燃焼プラズマを得られていないことがある. また高度な実時間制御は近年の計算速度の向上と優れた計測器の開発により初めて可能になったため, 研究を行える実験装置が未だ限られていることや研究開発の歴史が浅いことが挙げられる. 一方で DEMO へ向けた ITER や JT-60SA の研究開発では, 実時間制御の重要性が今後ますます増大することは明らかである. また, ここで

表1 実時間制御と DEMO に向けた課題および解決に貢献が期待される装置。

制御項目	課題	貢献する装置
位置形状	超伝導装置における高非円形高圧力プラズマの位置形状制御手法。また位置制御用の容器内コイルの必要性。	JT-60SA/ITER
ELM	ELM 熱負荷の最適な緩和手法の理解 (共鳴磁場摂動 (RMP), ベレットによるペースメーカー, キック等)。小振幅 ELM の DEMO 領域での実現。	JT-60SA/ITER
NTM	壁無し of 安定性限界を大きく超えるプラズマでの NTM 安定化用 ECCD に必要とされるパワー。最適な安定化手法 (ECCD, 電流分布制御など) の理解。	JT-60SA
RWM	RWM 安定化コイルの必要性。プラズマ回転制御の必要性。コイルが不可欠な場合, 最小のコイル数と大きさ。プラズマ回転制御が不可欠な場合, 核融合炉領域の低運動量注入条件での制御手法。	JT-60SA
プラズマ回転	安定性や閉じ込め等の観点から, 回転分布制御の必要性と制御手法。	JT-60SA
不安定性全般	不安定性発生領域の予測と, 回避するための制御手法。	JT-60SA
核燃焼	最適な核燃焼制御手法。完全非誘導電流駆動の定常炉に適合する核燃焼制御手法。	ITER/JT-60SA
定常維持	高閉じ込め・高自発電流割合プラズマの限られた外部加熱・電流駆動パワーによる定常維持。定常維持できる最大の自発電流割合の理解。	JT-60SA
立ち上げ	非誘導電流主体での電流立ち上げに必要な制御手法の開発と最低限必要な中心ソレノイド供給磁束の理解。	JT-60SA
密度分布	Greenwald 密度限界を超えた運転をするための適切な (おそらく中心ピークした) 密度分布の実現と定常維持。	JT-60SA
放射冷却	ダイバータと主プラズマ周辺部での安定した高パワー放射冷却の実現と, 高閉じ込め・高パワー放射冷却のための両者の最適化。	JT-60SA/ITER
燃料純度	ダイバータおよびプラズマ周辺部での放射冷却時にプラズマ中心部での燃料純度が低下しないような燃料純度分布 (不純物分布) の制御。	JT-60SA/ITER

説明してきた実時間制御はプラズマのある一面に着目したものであり, ITER および JT-60SA の研究開発で必要になる実時間制御の要素研究にとどまっている。DEMO では核融合炉に必要とされるあらゆる機能が実証されるべきであり, コアプラズマのみでなくプラズマ周辺部からダイバータまでの整合性がとれ, またプラズマの着火から核燃焼状態の定常維持までが再現性よく安全に行え, そのための実時間制御システムは頑健である必要がある。最も重要なことは, プラントから取り出せる電気出力を最大化するために, プラント内部での循環電力を減らすための最も効率の良い制御を核融合炉では採用しなければならない。

さらに, 高い中性子束で長時間運転を行う DEMO 炉への適用を考えたときには, 導線や絶縁材への中性子損傷の蓄積から, プラズマ近傍にコイル等を設置することは非常に困難になる。また, トリチウム増倍率が低下しないように, ブランケット設置面積を低減させるような大きな構造体や加熱用や計測用の大きな開口部を設置することは困難になる。小型で高性能の制御用機器と計測機器の開発が不可欠である。

最後に, 実時間制御の主要な課題を表1に挙げた。一つ一つ説明していくだけの紙幅の余裕がないが, 様々な実時間制御の開発が必要であると同時にこれらの統合制御が不可欠である。このように DEMO に向けた実時間制御の課題は大きく, やりがいのある仕事がたくさんある。課題の解決のために貢献が期待される装置として JT-60SA の担う役割は大きく, ITER を補うとともに ITER の成果と合わせて

DEMO を早期に実現する使命がある。現在, 国内での JT-60SA の研究計画 (リサーチプラン) を核融合エネルギーフォーラムの下で議論している。DEMO に向けた実時間制御開発のために多くの方のアイデアとご協力を読者の方々にお願いしたい。

本原稿の執筆にあたりご協力いただいた日本原子力研究開発機構の吉田麻衣子, 諫山明彦, 竹永秀信, 朝倉伸幸, 各博士に感謝します。また, 本小特集執筆者間での議論は原稿作成にあたり非常に有意義でした。

参考文献

- [1] T. Fujita *et al.*, Nucl. Fusion **39**, 1627 (1999).
- [2] 鈴木隆博: プラズマ・核融合学会誌 **83**, 434 (2007).
- [3] T. Suzuki *et al.*, Nucl. Fusion **48**, 045002 (2008).
- [4] T. Suzuki *et al.*, Proceeding of 20th IAEA Fusion Energy Conference (2004) IAEA-CN-116/EX/1-3; http://www.naweb.iaea.org/naweb/physics/fec/fec2004/datasets/EX_1-3.html
- [5] M. Yoshida *et al.*, Fusion Eng. Des. **84**, 2206 (2009).
- [6] A. Isayama *et al.*, Nucl. Fusion **43**, 1272 (2003).
- [7] A. Isayama *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 055006 (2009).
- [8] H. Takenaga *et al.*, Fusion Sci. Tech. **50**, 76 (2006).
- [9] T. Suzuki *et al.*, JAEA-Review 2009-045, 92 (2010); <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/interSearch>
- [10] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 115010 (2009).