

ITER の運転シナリオと燃焼制御

小川雄一 (東京大学工学部) (1996年6月21日受理)

Operation Scenario and Burn Control for ITER Plasma

OGAWA Yuichi

Faculty of Engineering, University of Tokyo, Tokyo 113, Japan (Received 21 June 1996)

Abstract

The ITER plasma operation requirements call for ignition and alpha-heating-sustained fusion burn in D-T plasmas, with 1.5 GW fusion power, 1000 seconds duration pulses, in addition to an achievement of essentially stationary levels of plasma power, impurity content, helium accumulation and MHD activity during each pulse. Moreover, repetition of these pulses in a reliable manner is required with low probability for disruption or abnormal termination. In this article operation scenario and burn control for ITER plasma are briefly summarized, and essential factors and important issues for controlling ITER plasma are discussed.

Keyword:

ITER, ignited plasma, operation scenario, burn control, disruption, H-mode

1. はじめに

現在我々は TFTR 装置において,約 10MW の核融合 出力を1秒間程度制御できているが,ITER では「1.5GW の核融合出力を1000秒間保持」しなければならず,約 100~1000倍の飛躍となる.しかも現在の核融合出力は 外部加熱源により制御されているが,自己点火プラズマ ではアルファ粒子という内部加熱源により保持されなけ ればならない,という点で既存の核融合プラズマ実験装 置と ITER とでは質的にも異なってくる.

ITER/EDA 設計がかなり進展した現在,その運転シ ナリオと燃焼制御に関する重要項目および問題点を抽出 することは,現在のプラズマ実験・工学研究の方向性を 探る上でも有意義であるといえる.したがってここでは, 昨年公開された中間設計報告書[1]をベースとして, ITER の運転シナリオおよび自己点火プラズマの燃焼制 御について簡単に紹介する.

2. 運転パラメータ

(a) プラズマ運転領域

ITER の基本パラメータおよび関連する物理・工学パ ラメータを Table 1 にまとめて示す.また ITER の運転 領域を表した,いわゆる POPCON 図を Fig. 1 に示す [2].外部加熱パワー=0の等高線が自己点火領域を示 しており,核融合出力 P_{fus} = 1.5GW の等高線との交点 が ITER の運転パラメータである.同図からわかるよう に,一般に運転点は低温・高密度と高温・低密度の領域 が存在する.ダイバータ領域のプラズマをより低温・高 密度化し、ダイバータ板の損耗を極力低減するという観 点からは低温・高密度領域での運転が好ましい.しかし この領域では、わずかに核融合出力が増加すると、プラ

Table. 1 Representative ITER device and nominal plasma parameters[1].

Major radius	R = 8.14m
Minor radius	a = 2.80 m
Elongation	$\kappa_{95} \sim 1.6, \ \kappa_{\rm x} \sim 1.75$
Triangularity	$\delta \sim 0.24$
Plasma current	$I_p = 21 \text{MA}$
Toroidal field	$B_t = 5.68 \text{T} \text{ (at } R = 8.14 \text{m)}$
strength	
Plasma safety fac-	$q_{95} = 3.05$
tor	
Averaged tempera-	$\langle T \rangle = 10.5 \text{keV}$
ture	
Averaged electron	$\langle n_e \rangle = 1.3 \times 10^{20} \mathrm{m}^{-3}$
density	
Impurity contents	$f_{\rm He} = 0.14, f_{\rm Be} = 0.02$
Fusion triple pro-	$\langle n_{DT} \rangle \langle T \rangle \tau_E = 3.3 \times 10^{21} \mathrm{m}^{-3} \mathrm{keV}$
duct	sec
Fusion power	$P_{\rm fus} = 1.5 {\rm GW}$
Burning period	1000seconds



Fig. 1: Contours of auxiliary heating power on the $\langle n_e \rangle - \langle T \rangle$ plane (POPCON), where H-factor is 2.36 from ITER89P law and $\tau^*_{He}/\tau_E = 13$. Troyon coefficient and nominal fusion power are depicted in addition to the threshold power for H-L transition ($P_{th}(MW)$) = 0.044 $n_eBS/2.0$ is employed) [2].

ズマ温度が上昇し,さらなる核融合出力の増大を引き起 こす,という熱的に不安定な運転点である.したがって ITER/EDA 設計では,受動的安全性をより重視して, 熱的に安定な高温・低密度プラズマ領域を運転点として 選択した.ここでは熱的不安定性は起こらないので,積 極的な燃焼制御は不要である.

なお運転領域(特にプラズマ密度)は、電流崩壊や Hモードのしきい値等の観点からも制限される.電流 崩壊を引き起こす密度上限として、Greenwald limit [3] や Borrass model [4]が提唱されている.前者はグロー バルパラメータを用いて, $n_e^{\text{Gr}} = I_p/(\pi a^2)$ と表され, ITER の場合その密度上限は 0.85 × 10²⁰m⁻³ とかなり低 い.現在の実験において Greenwald limit を越えても電 流崩壊を引き起こさないプラズマも実現されているが, 一般的にこのような密度領域ではプラズマ閉じ込め特性 が劣化している.一方後者はプラズマ端部でのエネル ギーバランスをベースとしてプラズマ端での密度上限を 与えるものであり, ITER では プラズマ端密度上限と して $n(a) = 1.0 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ である.したがって,密度分 布を $n(a)/\langle n_e \rangle = 0.4 \sim 0.7$ 程度と想定すると,プラズマ 密度の上限は $\langle n_e \rangle = (1.4 \sim 2.4) \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ であると評 価される.このように ITER プラズマの運転密度は密度 上限値に近いので,密度上限近傍におけるプラズマ閉じ 込め特性の理解と改善が現有装置でのプラズマ実験にお いて期待される.

ITER では、そのプラズマ閉じ込め特性として、いわゆる H モード領域での運転を想定している。しかししモードから H モードへの遷移には、あるしきい値以上の加熱パワーが必要である.現在の実験データによると、そのしきい値 パワーは $P_{th}(MW) = 0.3n_eBR^{2.5}$, $P_{th}(MW) = 0.016n_e^{0.75}BS$ あるいは $P_{th}(MW) = 0.044n_eBS$ (S はプラズマ表面積)であると評価されており [5]、これを ITER に当てはめると $\langle n_e \rangle = 0.3 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ の低密度で $P_{th} = (50 ~ 100)$ MW となる.

さらに、プラズマ立ち上げ時に低密度で H モード遷移したプラズマを、自己点火条件まで密度を増加させた場合、H モードから L モードへ逆遷移する可能性がある.この逆遷移のパワーは L-H 遷移パワーの半分程度であると実験的に確認されている.したがって運転密度の上限として、自己点火プラズマを H モード領域に保持するための条件が付加される. $\langle n_e \rangle = 1.3 \times 10^{20} \text{m}^{-3}$ の運転密度において、そのしきい値パワーを前述の式で評価すると、約 210MW となる.ITER での自己点火プラズマでは、300MW のアルファ粒子加熱パワーがあるので、H モードを保持できるといえるが、約30~40%が輻射損失でロスされることを考慮すると、必ずしも余裕が十分ある訳ではない.

解 説

転領域であるとはいえない. それと同時にプラズマ中心 部のかなりの領域で鋸歯状振動が起こる可能性が大き く,それによる自己点火条件の失墜のみならず,核融合 出力の変動・ダイバータ部への急激な熱流入などが懸念 される.

(b)ヘリウム灰排気・ダイバータ設計

プラズマ中に蓄積されるヘリウム灰の割合は、リサイ クリング率 R を考慮した実効的粒子閉じ込め時間 (r. = τ_p/(1 - R)) に支配される.ここで定常運転でのリサ イクリング率は、ヘリウムに対するポンプの排気能力に より決まる.ただしこの排気量は、ダイバータ部の圧力 やヘリウム分圧などにも依存するのでヘリウムに対する 実効的な排気能力を評価することは必ずしも容易ではな い. ITER では高密度ダイバータを想定しているが、ダ イバータ部でのヘリウム分圧をどの程度高くとれるかが 問題である.現在の高密度ダイバータ実験によると、ダ イバータ部のヘリウム密度はコア部の約1/5程度である といわれている[6]. またダイバータ部の中性粒子密度 は5×10¹⁹m⁻³ 程度まで高めれらると期待できる.した がって、コア部でのヘリウム密度の割合を電子密度の 10%程度まで下げるには、ポンプ容量として 200m³/s 程度以上が必要である. ITER では約 300m³/s の排気能 力を確保できる設計としているが、ダイバータプラズマ 特性の不確実性も加味して、ヘリウムの割合は14%程度 になると評価している.

ITER では ELMy-H モードでのプラズマ運転を想定 しているので, ELM とダイバータプラズマとの整合性 に留意する必要がある.特に giant ELM が発生すると ダイバータ部の低温・高密度プラズマが burn-out して ダイバータ板に大きな損傷を及ぼす危険性があるので, ELM の物理機構解明とその制御手法の確立が急務の問



Fig. 2 "Vertical Target" divertor configuration [1]

題でもある.一方ダイバータ設計において,コアプラズ マからの熱流速を磁力線に沿って直接ダイバータ板に導 くと30MW/m²以上の高熱負荷となってしまうので, 何らかの方法による熱の放散を考えなければいけない. ITER で現在検討されているのは、ダイバータ板を磁力 線に対して極力傾けた vertical target 方式と、ダイバー タ室に多量のガスを詰めた gas target 方式である[7]. Fig. 2 に vertical target 方式のダイバータ設計を例示し てあるが、どちらの方式を採用するにしろ、ダイバータ 部の中性粒子密度をかなり高くし、輻射や荷電交換等に よる熱の散逸をはからなければならない.一方コアプラ ズマ部での中性粒子密度は、極力低く抑えておく必要が ある. ITER ではセパラトリックス近傍にバッフル板を 設けて、コア部とダイバータ部との中性粒子密度比を 10⁴倍取れることを期待している.

3. 運転シナリオ

ITER では 1.5GW 核融合出力の1000秒間連続運転を 目指しているが、プラズマの立ち上げ・立ち下げ等を加 味すると、一度の運転は約2200秒を要する. Fig.3 にそ の運転シーケンスを示す. 同図ではプラズマ着火時を *t* = 0 としてある.まずプラズマ着火の前段階として、



Fig. 3 Nominal ITER plasma pulse operation scenario and waveforms [1].

プラズマ・核融合学会誌 第72巻第8号 1996年8月



Fig. 4 H-mode scenario in DT plasma. (a) Trajectory in the plane: power across the separatrix vs. electron density. (b) Wave forms for the fusion power and auxiliary heating power. A simple feedback control scheme is implemented to provide desirable waveform for fusion power [1].



Fig. 5 Fusion shut-down scenario. (a) Trajectory in the plane: power across the separatrix vs. electron density. (b) Waveforms for the plasma density, heating and fusion power and current. (c) Time evolution of central electron temperature and surface loop voltage [1].

解 説

200秒かけてゆっくりとポロイダル磁場コイルに電流を 流し、磁化させておく、一周電圧の印加によりプラズマ を着火させた後、150秒かけてプラズマ電流を定格の 21MA まで立ち上げる. 電流がフラットトップに到達 した後、追加熱をすると同時に密度を上げて自己点火プ ラズマに持っていく、1000秒間の燃焼後は、燃焼停止フ ェイズにはいる.まず燃料供給を止めプラズマ密度を減 少させることにより、核融合出力を下げる、その後プラ ズマ電流をゆっくり減らしてプラズマ自身の消滅をはか る.この燃焼停止に300秒を要する.プラズマ立ち上げ・ 立ち下げ時には、ポロイダル磁場コイル電流を大きく変 化させるので、ヒステリシス損や AC 損によりコイル温 度が上昇している.これを所期の温度まで冷却するため にプラズマ停止後も500秒間の PF コイル冷却期間が必 要である.なお以下の項に、それぞれの運転フェイズに おける特徴と問題点を簡単にまとめた.

プラズマの着火は,トーラス外側のリミタ近傍で行う. 初期に磁化されたポロイダルコイルからの漏洩磁場をこ の領域で 20G 以下に抑える.タウンゼントの放電理論 によれば,一周電圧として約 20V (0.3V/m)を印加する ことによりプラズマ着火が期待されている.なお必要に 応じて ECH によるアシストも考慮している.

プラズマ電流立ち上げ時の低電流フェイズではトーラ ス外側のリミタ配位の円形プラズマを制御し,プラズマ 電流が増えるに従ってプラズマ断面を大きくさせてい く.プラズマ電流が16MA 程度にまで成長した段階で リミター配位からダイバータ配位へと移行させる.この フェイズでは,プラズマ表面での安全係数をほぼ一定に 保ちながら,約0.15MA/sの時定数でプラズマ電流を立 ち上げる.このようなプラズマ断面・電流の成長シナリ オはプラズマ抵抗による磁束消費の最小化・電流分布の 平坦化に起因した電流崩壊モードの回避等の観点から最 適化されたものである.

自己点火プラズマ条件を達成させるために, Hモー ドでの運転を想定している.L-H 遷移の加熱パワーは, プラズマ密度に強く依存するので,まず低密度領域で強 力なプラズマ加熱(~100MW)を行い,Hモードプラズ マを生成させ,その後H-Lの逆遷移を起こさせないよ う密度を上げて核融合出力を定格の1.5GWまで上昇さ せる.Fig.4に核融合出力およびプラズマ加熱パワーの 時間変化,L-H(H-L)遷移パワー上での核融合出力の軌 跡を示す.同図では核融合出力が25MW/sで増加する よう,燃料の供給率や加熱パワーの制御がなされている. なお初期のプラズマ密度は0.3×10²⁰m⁻³と低いので, ロックドモードによる電流崩壊に対して十分留意する必 要がある.

プラズマ立ち下げシナリオを Fig. 5 に示す. プラズ マ停止は燃料供給の停止からスタートするが,プラズマ 密度は燃料供給を停止しても,ゆっくりとした時定数(数 十秒)でしか減衰しない.一方核融合出力は急激に減少 するので,密度上限に起因した電流崩壊を避けるべく, 加熱パワーを外部から供給する必要が生じる.同図では 燃料供給停止と同時に加熱パワーを導入しており,密度 が十分下がる (~0.7 × 10^{20} m⁻³)までの間,約70MWの 加熱パワーを注入して H モードプラズマを保持しなが ら,核融合出力を 25MW/s というゆっくりとした時定 数で減衰させている.その後密度が十分下がった t =60 秒の時点で,H-L 遷移が起こり,プラズマパラメー タの急激な劣化に伴って,核融合出力がほぼゼロに落ち ている.

Fig. 3には、磁束の時間変化も示してある.まず中心 ソレノイドコイルが 12.75T まで磁化され、約 230Wb の磁束が確保される.プラズマ着火時に約 20Wb が消 費され、さらにプラズマ電流を 21MA まで立ち上げ・ 自己点火プラズマを達成させるのに、約 450Wb が消費 される.この時抵抗散逸による磁束消費は 122Wb (エ ジマ係数を0.5と仮定)である.自己点火プラズマを 1000秒保持するのに要する磁束は高々 80Wb (一周電 圧は 80mV 以下)程度であることがわかる.

ITER における標準運転は「1.5GW 核融合出力の自己 点火プラズマを1000秒間保持」することであるが,この 運転モード以外にも,約100MW の加熱パワーの定常入 射による2000秒の長時間運転や,10⁴秒までの定常運転 などが想定されている.さらに逆シアー配位のアドバン スモード運転などもコイル等の設計裕度の範囲で検討さ れている.これらの運転モードは,プラズマ特性の追究 と同時に,ブランケットやダイバータ等の核装置・高熱 負荷機器などのテストとしての役割も担っている.した がって,ITER におけるプラズマ実験は,現在のプラズ マ実験以上に信頼性高く運転されることが要求されている.

4. 燃焼制御

(a)核融合出力制御

ITER/EDA 設計では,熱的に安定な点で運転されて いるが,プラズマ特性の変化(閉じ込め改善等)や外的 要因(過度の燃料注入等)などにより,過渡的現象も含 めて,核融合出力が定格より増大する可能性がある.こ のような過出力に対して,ITERの設計では技術上・安

プラズマ・核融合学会誌 第72巻第8号 1996年8月



Fig. 6 Fusion power control following a sudden change in transport coefficient [1] .

全上の観点から,20%の過出力(1.8GW 核融合出力に 相当)の短期間(約10秒間)発生を限度として許容して おり,この過出力条件にも耐えうるべく,ダイバータ部・ 第一壁等の炉内構造物は設計されている.

プラズマ閉じ込め特性の外的制御は必ずしも容易では ない. ELM の制御を介してのプラズマ特性制御は可能 ではあるが, ELM 自身の物理機構およびその制御方法 はまだ確立していない. またリップル損失を介しての燃 焼制御なども提案されている.比較的容易に行えるのは DT 燃料注入量の制御である.ただしこの場合,数十秒 の実効的粒子閉じ込め時間でしか制御できないので,過 出力初期のフェイズではその追随性は必ずしも良くない [8].プラズマ位置制御(プラズマ・壁間の距離の調整) を介しての閉じ込め特性の制御なども検討されており, 今後より信頼性の高い高速な制御手法を確立していく必 要があるだろう. 解 説

小川

Fig. 6 はプラズマ閉じ込め特性の変化に伴う,核融合 出力制御の可能性を示したものであり,t = 10秒で故 意に拡散係数を1/2に低減させている.ここでは,その 直後から燃料供給が止められ,過渡的な過出力をできる 限り抑えるよう制御されている.

なお許容値以上の長時間過出力に対しては,不純物ペ レット入射などのプラズマ緊急停止系で対処すべく設計 されている.

(b)プラズマ位置制御

ELM・鋸歯状歯振動・minor disruption などに対し て、閉じ込めの劣化や電流崩壊へと至らないようにして おかなければならない.このような早い現象に対しては、 ポロイダルコイル等の外部コイルによる制御は困難であ るので、プラズマ・第一壁間の距離を十分大きく確保す ることで対処している.ITERの設計では、セパラトリ ックス面と第一壁とのクリアランスを15cm 以上取って いる.これは約5cm のスクレイプオフ層のさらに外側 に、10cm の余裕を持たせているものであり、ELM・鋸 歯状歯振動などのプラズマの早い摂動に対処できるよう 考慮されており、 $\Delta\beta_{b} < 0.2, \Delta l_{i} < 0.1$ の変動に対して は、十分対応できる設計となっている.

(c) 電流崩壊

トカマクにおける電流崩壊 (disruption) は、装置設 計・運転において大きな制約要因であるが、現在までの ところ、その物理機構および制御方法はまだ確立されて はいない.したがって、ある程度の頻度での電流崩壊を 許容した装置設計とせざるをえない.ITER において想 定している電流崩壊の頻度は BPP (Basic Performance Phase) では30%(ただし定格電流・定格出力運転時の 電流崩壊 は 500 回)、EPP (Extended Performance Phase) では3%である.

電流崩壊の要因として,高密度領域でのエネルギーバ ランスの喪失,低密度領域でのロックドモード,垂直位 置制御機能喪失,などが挙げられる.装置設計・運転に おいて留意すべき対策としては,電流崩壊が起きにくい プラズマパラメータ領域での運転,プラズマ・第一壁の クリアランスを十分確保,真空容器の一周抵抗を下げて サドル電流成分を極力減らす,等があげられる.ITER では,これらの項目をできる限り満足させるべく設計対 応されているが,それでも電流崩壊の発生を想定し,そ れに耐えられるような熱的・機械的設計を施しておく必 要がある.

電流崩壊は 1ms 程度の非常に早い熱クエンチと、それに続く数十 ms の電流クエンチから成る. ITER にお

ける電流崩壊では、20%過出力時の熱エネルギー(約 1.25GJ)が1msで散逸されると仮定しており、これが ダイバータ板へ最大100MJ/m²の熱集中を引き起こす と想定している.ダイバータ板の損耗に関しては、 vapor shield効果で緩和されるという予測もあるが、こ のような高熱負荷に耐えうるダイバータ板の設計が要求 される.

プラズマの非円形度を大きくするほどプラズマの高性 能化をもたらすが、一方で垂直位置不安定性に対する制 御性が悪くなる. ITER/EDA 設計では、TF コイル内 側には特別な制御コイルは設置されておらず、外置き PF コイルのみでプラズマを制御する設計としている. したがってプラズマ非円形度を $\kappa = 1.6$ 程度まで下げ、 ブランケット用バックプレートと真空容器による安定化 を期待している. この安定化効果を表す指標である ms 値(=復元力/不安定化力 - 1)は2以上となっており、 十分な受動的安定性が確保されている.

しかしそれでも何らかの要因で,垂直位置制御機能が 喪失する可能性があり,この位置制御機能喪失に起因し た電流崩壊を,VDEs (Vertical Displacement Episodes) と呼んでいる.VDEs が起こると,プラズマのスクレイ プオフ層とダイバータ等の炉内構造物とを連結したポロ イダル電流 (ハロー電流[9])が流れる.このハロー電 流はトロイダル磁場と差交しており,炉内構造物に大き な電磁力を発生させ,その機械的設計をより厳しくさせ ている.ハロー電流の評価は必ずしも確立されてはいな いが,ITER の設計では,プラズマ電流の40%程度まで 流れると想定している.

電流崩壊を回避する手段や,電流崩壊時の影響を緩和 させる手法に関して,近年精力的に検討されており, ITER の設計でも考慮されている.電流崩壊の最も重要 な因子はm/n = 2/1モードの成長であり,現在の実験 データから外挿すると,ITER では, $B_{r,2/1}/B_T \sim 10^{-5}$ まで誤差磁場を抑える必要がある.したがって誤差磁場 をキャンセルするための補正コイルも検討されている. このモードを安定化させるには,プラズマをトロイダル 方向に回転させるのが有効であるといわれている.プラ ズマを~1kHz 程度で回転させられれば,誤差磁場も 10^{-4} 程度まで許容できる.なおこのプラズマ回転を得 るためには,50MW 程度の中性粒子入射が必要である.

熱クエンチ時のプラズマエネルギーが直接ダイバータ に散逸される前に、これを輻射として散逸させることを 狙って、不純物ペレットをプラズマ中に入射することも 考えている.これをキラーペレットと呼んでおり、実験

的にもその有効性が確認されている[10].また電流クエ ンチ時間は,その時の電子温度に依存するので,電流ク エンチ時間を緩和させるべく,このフェイズにおいてプ ラズマ加熱を行うことも考えられる.

(d)逃走電子

通常放電では、印加電圧が低いため、逃走電子はほとんど発生しないと予測されるが、電流崩壊時には、トロイダル方向に大きな逆起電力が発生するので、これによる逃走電子の発生が懸念される.そのメカニズムとしてはアバランシェタイプ[11](逃走電子にキックされた電子も逃走電子となるしきいエネルギー以上となり逃走電子が雪崩現象的に発生)であり、12MA 程度の逃走電子電流になると予想されている.なおそのエネルギースペクトルは f(E)~ exp(-E/E₀)(E₀ = 125MeV)であり、壁面をたたくまでに約1秒間を要すると見積もられているので、この間に逃走電子消滅を狙ったペレット入射の可能性も考えられている.

5. おわりに

自己点火したプラズマを外部から制御する場合,プラ ズマ中にはすでに 300MW のアルファ粒子加熱パワーが 内在しているので,外部熱源による直接的な熱出力制御 はかなり難しい.したがってポロイダルコイルによる磁 場配位・プラズマ位置制御,ガスパフ・ペレット等によ る燃料供給およびポンプ能力の制御を利用した粒子制 御,不純物ペレットを利用した輻射によるエネルギー散 逸,などが主となる制御手段である.ITER では,単独 の制御手法にのみ頼ること無く,これらの手法を複合的 に導入し,設計に反映させている. このように発電所クラスの核融合出力を有する ITER プラズマの運転シナリオおよび燃焼制御を概観してみる と,積極的にプラズマを制御する手法も幾つか確立され てはいるが,それと同時にプラズマの不確定性やプラズ マの変化に対して受動的に対応しなければいけない点が 多々あることに気が付く.したがって ITER の設計が 色々な面での安全度に余裕を持たせたやや保守的な設計 になっているのは否めない.今後これらの問題点を解決 すべく,現在のプラズマ実験・開発研究を推進してゆく 必要があると思われる.

参考文献

- [1] ITER Interim Design Report, ITER EDA Document Series No. 7, IAEA, Vienna, 1996.
- [2] I. Senda, private communication.
- [3] M. Greenwald et al., Nuclear Fusion 28, 2199 (1988).
- [4] K. Borrass *et al.*, Nuclear Fusion **33**, 63 (1993).
- [5] 滝塚知典他:プラズマ・核融合学会誌 72,498 (1996).
- [6] D. Post, Report of the ITER Divertor Physics and Divertor Modelling and Database Expert Groups (1995).
- [7] 細金延幸他:プラズマ・核融合学会誌 72,505 (1996).
- [8] J. F. Wang et al., Simulation of Burning Plasma Dynamics in ITER, NIFS-398, Feb. (1996).
- [9] 閨谷譲: プラズマ・核融合学会誌 72,403 (1996).
- [10] R. Yoshino, Y. Nakamura and Y. Neyatani, Nuclear Fusion 36, 295 (1996).
- [11] R. Jayakumar, H. H. Fleischmann and S. J. Zweben, Physics Letters A172, 447 (1993).

NII-Electronic Library Service