

解説

最近の核融合炉設計と炉心プラズマの課題

菊池 満

(日本原子力研究所)

Recent Design Features of Tokamak Fusion Reactors and Issues in Reactor Plasma Research

KIKUCHI Mitsuru

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 9 June 1998)

Abstract

Characteristics of recent typical designs of tokamak fusion reactors are described with an emphasis on steady-state operation, thermal efficiency, burn control, structural material, and economics. More detailed discussions of the design selection of reactor plasma parameters are given for current profile controls, beta limiting phenomena (ideal and resistive MHD stability), and divertor (He exhaust, compatibility of high confinement with divertors). The report stresses the importance of continuous physics R&D to realize specific design selections

Keywords:

fusion reactor, steady-state, energy gain, burn control, plant efficiency, structural material, current profile control, negative shear, beta limit, ideal MHD stability, resistive MHD stability, divertor, He exhaust, dense and cold divertor plasma

1. はじめに

トカマクにおける高い自発電流率 (全電流の80%) の実現[1]は, プラズマ電流の大部分を自発電流で流す定常トカマク炉 SSTR の概念[2]を生みだし, それに基づいて原型炉概念としての SSTR 炉の検討[3]が進められた。米国においては, SSTR 炉とほぼ同時に ARIES-I 炉[4]が検討されたが, その後発電炉としてのコスト要件を満たす原型炉として負磁気シア配位を用いた ARIES-RS 炉[5]が検討されている。欧州連合 (EU) では, 核融合炉の安全性・環境適合性評価の一貫として, SEAFP 炉[6]が検討されている。

さらに, 日本原子力研究所では SSTR をベースに一層の経済性改善を進める A-SSTR (Advanced SSTR) という構想も考えられた[7]。本稿では, これら最近の炉

author's e-mail: kikuchi@fusion.naka.jaeri.go.jp

設計の動向とその課題を概観する。

2. 最近の各国の炉構想

Table 1 に日, 米, 欧の代表的な炉の主要設計パラメータを示す。これらの炉設計には, いくつかの共通の特徴と課題がある。重要な点としては, 定常炉として低めのプラズマ電流で設計されていること, 1 GW 程度の電気出力であること, アスペクト比が4程度と実験炉(ITER)に比べて大きめに設定されていること, 規格化ベータ値を3.5~4.86と高めに設定していることなどがあげられる。

Fig. 1 に1990年に日本原子力研究所で概念検討がなされた SSTR のプラント鳥瞰図を示す。

2.1 定常炉

これらの炉設計においては, パルス炉に比べて多くの

点(分布制御性, 繰り返し疲労, 供給安定性, 経済性等)で有利な定常炉を選択し, プラズマ電流は12MA程度以下としている. 定常炉を選択する科学的根拠は, トカマクにおける自発電流(ブートストラップ電流)の発見と高自発電流の実証にあることは言うまでもない. 最近の新古典理論によると, 従来プラズマ中心部では流れないといわれていた自発電流が粒子軌道の特殊性(ポテト粒子)により実は中心でも流れ得ることがわかってきた. このため原理的には自発電流100%のプラズマ平衡も存在する.

しかしながら, 自発電流だけに頼って炉を設計することにはプラズマ制御の観点から懸念がある. どの程度制御用の外部駆動電流が必要となるか(SSTRで25%, SEAFPで16%, ARIES-RSで12%)は重要な研究テーマである(当然ベータ値の選択に依存すると考えられる).

外部駆動電流を供給する電流駆動装置には, 高効率と安定した運転が要求される. ITER用の加熱・電流駆動装置として, 負イオンNBI, 電子サイクロトロン波,

Table 1 Major parameters of typical fusion reactor concepts [3,5,6].

Reactor concepts		SSTR (Japan, 1990)	SEAFP (EU, 1995)	ARIES-RS (USA, 1997)
Plasma current	I_p	12MA	10.4MA	11.3MA
Toroidal field	B_t	9T	7.8T	8T
Major radius	R	7m	9.4m	5.52m
Aspect ratio	A	4.1	4.5	4
Elongation	κ_{95}	1.85	1.66	1.7
Normalized beta	β_N	3.5	3.5	4.86
Fusion power	P_F	3GW	3GW	2.17GW
Current drive power	P_{CD}	60MW	75MW	100MW
Net electricity	P_E	1.08GW	1.00GWe	1.00GWe
Energy gain	Q	50	40	22
Neutron wall load	P_{neut}	3MW/m ²	2.1MW/m ²	4MW/m ²

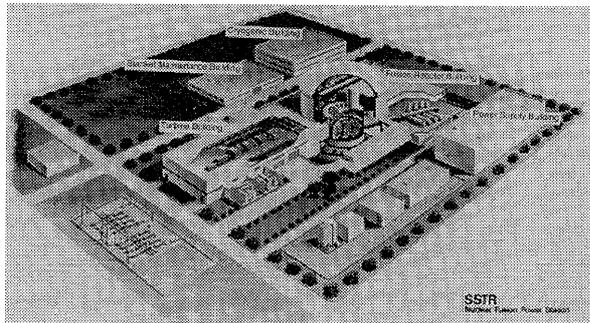


Fig. 1 Birds eye view of SSTR plant (site area 400 m x 450 m) [3]. Plant consists of fusion reactor building, turbine generator building, power supply building, blanket maintenance building, cryogenic building, etc.

イオンサイクロトロン波等が開発研究されており, 物理としての電流駆動効率の改善, システムとしての電力変換効率の向上(SSTRで50%)などが課題である. とくに近年, ECCD用のジャイロトロンはエネルギー回収型による高効率化とダイヤモンド窓による高伝送密度化によるシステムの改善が進んでおり, 効率が低いと言われているEC電流駆動の理論・実験面での改良研究が望まれる. 高い規格化ベータ値を保つための電流分布制御が重要であることから, NNBIのビームエネルギー制御, ECCDのビーム偏向制御などによる分布制御の実証が望まれる.

Fig. 2には, 定常炉で実現が期待されるパワーフローを示す.

2.2 有限のQ値と熱効率

定常炉では有限の電流駆動パワーを入れるため, エネルギー増倍率(核融合出力と加熱入力之比)無限大(自己点火)を実現する閉じ込め性能は必要ではない. 一方, 過大な加熱入力は炉の循環動力を増やし, 正味の熱効率を下げることから低すぎても効率が悪い.

Fig. 3には, エネルギー増倍率とプラント熱効率の関係を示す. 発電機の熱効率として46%程度が得られるHe冷却や液体Li冷却では, エネルギー増倍率Qが20程度であっても38%程度の高いプラント効率が得られることからARIES-RSでは比較的低いQ値を採用している. 一方, 日本や欧州連合(EU)の核融合炉構想では, 軽水炉の冷却条件を用いていることからエネルギー増倍率をできるだけ上げて熱効率の低下を抑える設計としている(SSTRでQ=50, SEAFPでQ=40).

最近, 実験炉ITERの低コスト化のためにエネルギー増倍率を下げる事が議論されている. 仮にそれが事実であるとすると, 核融合炉でもエネルギー増倍率を無限

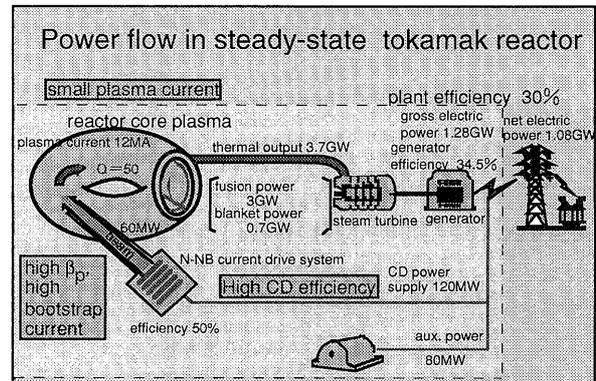


Fig. 2 Power flow expected in the steady-state tokamak reactor.

大から $Q \sim 20$ 程度に下げることにより所要のトカマク炉の閉じ込め性能とそれを担保する装置サイズとそのコストの低減につながることになる。

また、 Q 値の低下は、一方で循環電力率を上げることになるものの、核燃焼プラズマの制御という意味では利点がある。

2.3 有限の Q 値と核燃焼プラズマ制御

原子炉では制御棒によって出力の制御が可能であるが、核融合炉の燃焼制御をどう実現するのであろうか。

Fig. 4 は、アルファ粒子加熱の割合（アルファ粒子加熱とアルファ粒子加熱 + 外部加熱の比）をエネルギー増

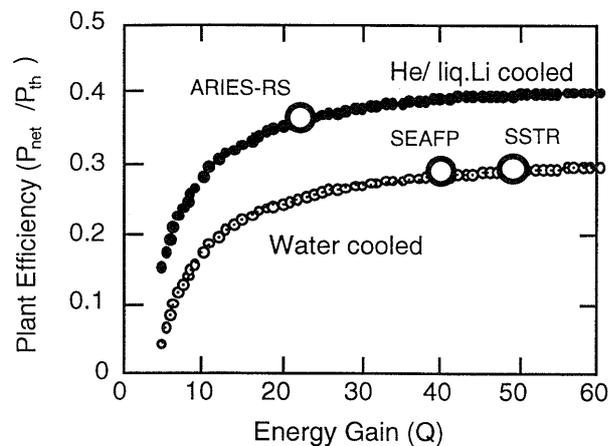


Fig. 3 Plant efficiency (P_{net}/P_{th}) as a function of energy gain Q with reactor design points. P_{net} is net electric power to the grid, and P_{th} is thermal output power.

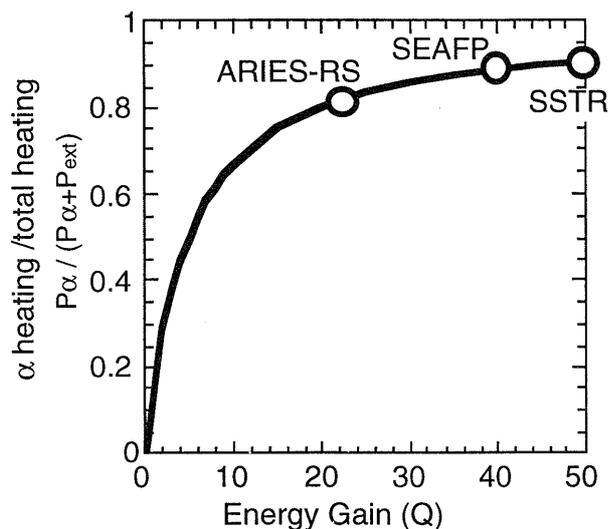


Fig. 4 α heating fraction as a function of energy gain Q with reactor design points.

倍率 Q に対してプロットしたものである。

各国が想定している Q 値が有限な定常核融合炉では、プラズマ加熱の 1 - 2 割が外部加熱であり外部加熱をプラズマ制御用に用いることが可能である。

実験炉 ITER においても、核燃焼の制御（中性子発生量を目標値に制御する）には加熱入力制御を通じて行うのが有効であり、1 GW の核燃焼制御には最低 50 MW の制御用加熱設備が必要といわれている [8]。

自己点火型の核融合炉では、燃料である DT の供給制御や熱的に安定な高温運転によって出力を制御することが考えられているが、加熱入力の制御が不可欠となった場合には Q 値は有限となる。

中性子出力の帰還制御は、大型トカマクで実際に実現されており、Fig. 5 に JT-60U の例を示す。

2.4 熱効率と構造材料

2.2 節で述べたように、エネルギー変換系の熱効率が高ければ比較的低い Q 値が許容されやすくなる。この場合の課題は、高い熱効率の実現に不可欠な高温構造材の開発である。安全性に大きな関心をもつ米国が Table 1 に示す ARIES-RS において液体 Li 冷却を採用したのには驚きがあるが、高温構造材 SiC/SiC の開発が容易でない（たとえば、中性子照射下の熱伝導率の低下など）中で、経済性重視の V/液体 Li 方式の選択が米国の選択であろう。

一方、材料選択において現実的なフェライト/マルテンサイト鋼を想定している SSTR（日本）、SEAFP（欧州）では、軽水炉の温度条件（入出口温度；285/325°）を採用している。この場合、発電機の熱効率は 34.5% 程度であり、循環動力をできるだけ減らし正味の熱効率を大きく下げないために、エネルギー増倍率は 40 - 50 と高く設定されている。

低放射化フェライト鋼は Fig. 6 に示すように、450°C 以下では照射硬化し 450°C 以上では軟化する。構造材表

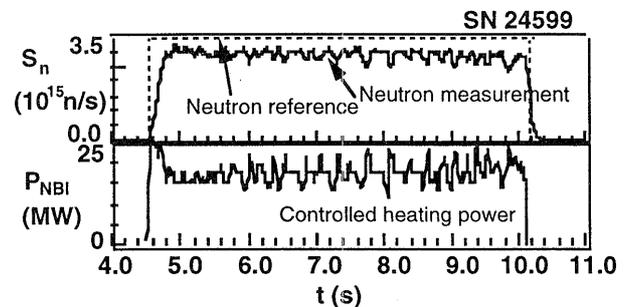


Fig. 5 Neutron feedback control in JT-60U [9].

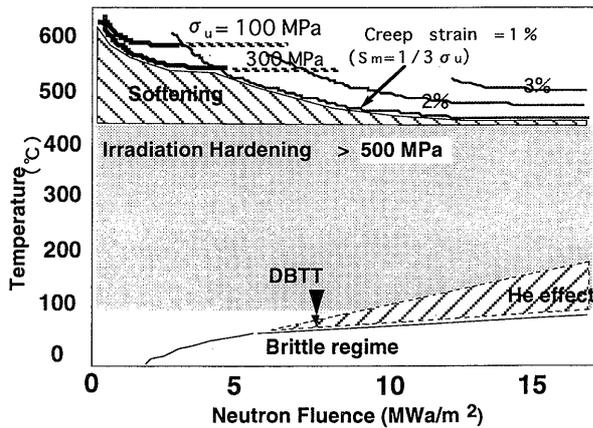


Fig. 6 Irradiation softening, hardening, DBTT (Ductile Brittle Transition Temperature) shift and creep characteristics in reduced activation ferritic steel F82H [10].

面での軟化を部分的に許容しても使用温度は約500°C以下に制限される。

最近、核融合会議・計画推進小委・構造材料ワーキンググループにおいて核融合炉用の構造材の開発計画が議論され、低放射化フェライト鋼の高温強度の劣化対策として、ODS化（酸化物分散強化）によって高温強度が改善される可能性が指摘され、温度目標として600°C以上が議論されている。ODSフェライト鋼は、製作性、溶接性などに課題があるものの、フェライト鋼ベースで熱効率の改善に結び付くものとして有力な候補と見ることができよう。ODSフェライト鋼によって中性子照射下でも600°C以上の高温運転が可能となれば、一般火力発電所で用いられている温度条件（例：入出口温度283°C/538°C）でのブランケット設計も可能となる[11].

2.5 改良型 SSTR [11]

1990年に概念検討されたSSTRは、建設費が軽水炉の約2倍となり、エネルギー源として考えた場合に経済性が成り立たない可能性が高い。改良型SSTRは改良型BWR設計を参考にSSTRに比べて格段に経済性を改善するために考えたものである。

詳細は別の特集に譲ることとして、主要なパラメータをTable 2に示す。その特徴は、高温超伝導線を低温(27K)で用いることにより、高磁場を発生させるとともに、冷凍機容量の削減を期待している。また、構造材にODS鋼を用い、一般火力並みの高い熱効率を実現するというものである。規格化ベータ値はSSTRにくらべると若干高いβ_N=3.7に設定した。炉の核融合出力は3.53GW、熱出力は4.3GW、正味の電気出力は1.63GWである。

Table 2 Major parameters of A-SSTR power plant [11].

Major radius (R _p)	6m	Average temp. (<T>)	17keV
Minor radius (a _p)	1.5m	Average density (<n>)	2.1x10 ²⁰ m ⁻³
Elongation (κ ₉₅)	1.8	Density peaking(n(0)/<n>)	1.5
Triangularity (δ ₉₅)	0.4	Effective charge (Z _{eff})	1.6
Plasma vol. (V _p)	486m ³	He fraction (n _{He} /n _e)	10%
Toroidal field(B _t)	11T	Fusion power (P _{fusion})	3.53GW
Max. field (B _{max})	20.5T	Thermal power (P _{th})	4.3GW
Safety factor (q ₉₅)	4.8	Current drive (P _{CD})	60MW
Troyon factor(β _N)	3.7	Beam driven (I _p (bd))	2.5MA
Toroidal beta (β _t)	2.69%	Bootstrap (I _p (bt))	9.5MA
Plasma energy(W _p)	772MJ	H-factor for ITER-89P H	2.7
		Av. neutron wall load P _n	4.7MW/m ²

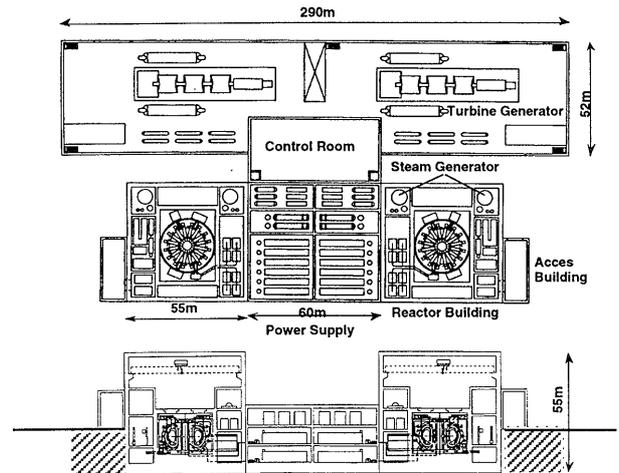


Fig. 7 Plan and side views of A-SSTR [11].

また、Fig. 7に示すように炉のコンパクト化にも留意した構想となっている。

3. 炉心プラズマ設計とその課題

3.1 電流分布制御と負磁気シア

プラズマ電流の大部分を自発電流でまかなう定常核融合炉においては、電流分布は自発電流の分布によって大まかには決まってしまう。

著者がSSTRを考えた当初は、高q高β_p領域で規格化ベータ値が3.5でパルニング安定であるためには中心q値を高くする必要性があり(q(0)~2)、電流分布をNBI電流駆動で制御して安定化することを考えた[2]。その場合の電流分布をFig. 8に示す。この場合の必要な外部電流駆動は中心電流駆動で、SSTRでは多重電離過程を考慮して2MeVの負イオンNBIを採用した。小関によるERATO-Jでのn=1,2,3モードの安定性評価でも壁安定化が期待できる場合には、q(0)>2が安定性の条件であることが明らかになった[3]。

その後、小関はホール電流分布という自発電流の特徴

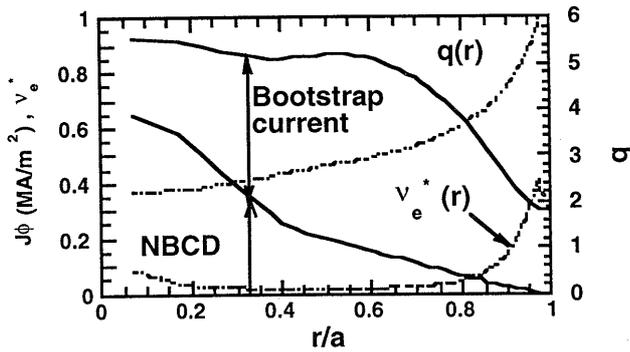


Fig. 8 Current profile control in SSTR [12]. Safety factor $q(r)$, bootstrap current, neutral beam current, and electron collisionality ν_e^* profiles are shown.

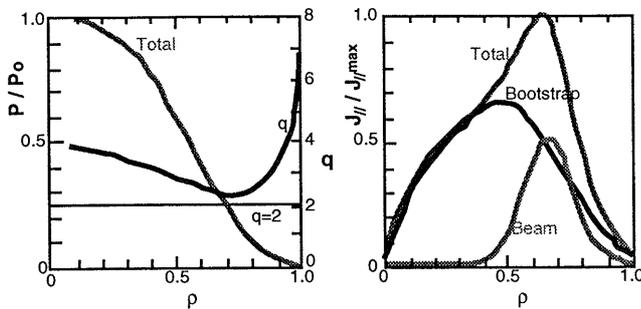


Fig. 9 Current profile control in the negative shear SSTR [13].

を生かし全体の電流分布をホローにしつつ MHD 安定性を保つような分布制御を考案した[13]. その電流分布を Fig. 9 に示す. この場合の MHD 安定性は q 値が最小になる位置の電流分布制御が重要であり, 外部電流駆動は周辺電流駆動となる.

それに引き続いて米国では次期実験装置として提案された TPX で定常化研究を推進するにあたって, さまざまな電流分布の評価を行い, 壁安定化が有効な場合にはホロー電流分布が高い自発電流率を実現するために有効であり, トロイダルプラズマでの微視的不安定性の安定化にも有効であることを見出した[14]. その電流分布と温度, 密度分布を Fig. 10 に示す. この分布では, 通常の分布に比べて密度分布をよりピーキングさせることにより自発電流分布を内側に寄せていることが特徴である.

このようなプラズマ表面で極めて低密度のプラズマ分布の仮定は主プラズマから大量の熱エネルギーをダイバータプラズマに伝達し, ダイバータターゲット近傍のプラズマを低温高密度にするという核融合炉の標準シナリオの実現にとっては, 致命的な欠陥である. 今後, 現実的な密度分布での分布制御シナリオの構築が必要であ

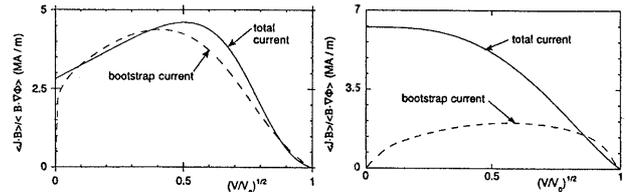
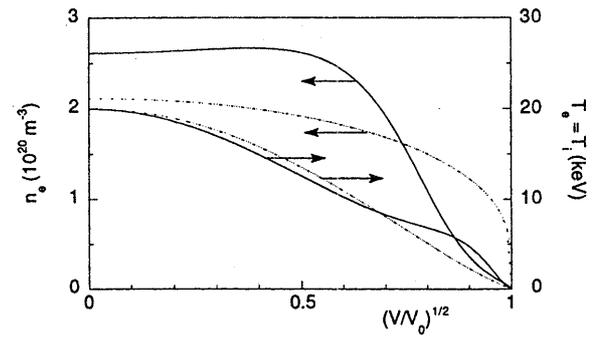


Fig. 10 Profile control in the advanced tokamak equilibrium using negative shear [14].

ろう.

3.2 ベータ値

ベータ値の改善は(とくに経済性の観点からみた)核融合炉の成立にとって最も重要である. Table 1 の米国の炉が規格化ベータ値を 4.86 と極めて高く設定しているのは経済性重視の現れである. 短時間であれば高いベータ値(規格化ベータ値で 4.8 程度)は JT-60U を含む多くのトカマク装置において実現されている. しかしながら, そのような高い規格化ベータ値を長時間保持するためには, 大きく分けて 2 つの不安定性を克服する必要がある. 1 つは, ポロイダルアルヴェン通過時間 (μs のオーダー) で成長する理想 MHD 不安定性であり, 他方はプラズマの有限な電気抵抗が原因となって発生する抵抗性不安定性である. 当然のことながら, 抵抗性 MHD 不安定性は理想 MHD 不安定性より低いベータ値で発生する.

実験炉や将来の核融合炉では両者に対して安定な運転領域で運転する必要がある.

3.2.1 理想 MHD 安定性

プラズマの理想 MHD 安定性は, 電気伝導性の壁による安定化効果を期待できるかどうかで大きく影響を受ける. Fig. 11 は, プリンストン大学の Manickam 氏らによる安定性評価の結果である[15].

Fig. 11 a) に示すように, 正磁気シアで $q(0) \sim 1$ の分布では壁安定化効果がなくても, 規格化ベータ値は 3 を超えることが可能だが, 負磁気シア分布では, とくに低トロイダルモード数 ($n=1$) で壁安定化効果がないと,

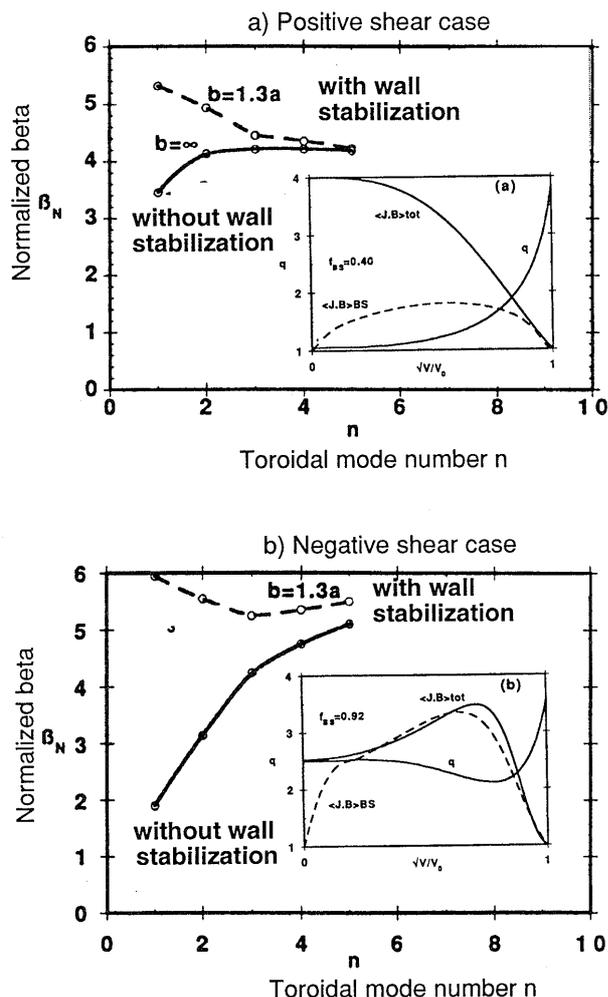


Fig. 11 a) Normalized beta as a function of toroidal mode number n for positive shear case with and without wall stabilization. b) Normalized beta as a function of toroidal mode number n for negative shear case with and without wall stabilization [15].

規格化ベータ値は2程度にとどまる。

トロイダルプラズマでは、有限のプラズマ回転によって伝導壁の安定化効果が持続しうることが理論的に示されているが[16]、TAEによるトロイダルモメンタム損失やモードロックなどによりプラズマ回転の保持が困難になるとディスラプションに至ることになる[17]。

3.2.2 抵抗性不安定性

プラズマのベータ値が理想 MHD ベータ限界以下であってもテアリングモードなどの抵抗性 MHD 不安定性がしばしば観測される。最近の理論[18]では、テアリングモードが不安定になった時に発生する磁気アイランド内でブートストラップ電流が減ることによってテアリング

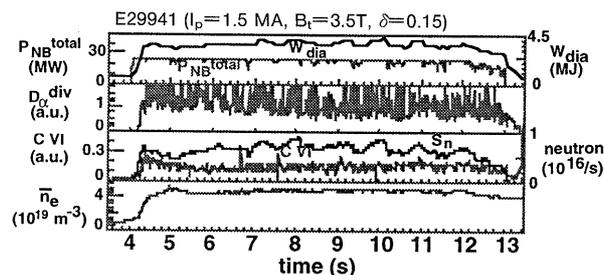


Fig. 12 Long sustainment of high performance plasma after divertor modification in JT-60U [20]. ($I_p=1.5\text{MA}$, $P_{\text{NBI}}=20\text{--}25\text{MW}$, $B_t=3.5\text{T}$)

モードを不安定化し得るといふ予測があり TFTR では実験結果と一致するという[19]。この不安定性は、無衝突プラズマで起こりやすいことから炉のベータ限界を制限する可能性が懸念されている。いずれにしても、抵抗性不安定性はとんでもなく高コストでない核融合炉を実現するために、最低限克服せねばならない不安定性といふことができよう。

Fig. 12 は JT-60U で高性能プラズマを9秒間保持した場合の放電波形である[20]。この放電では、 $\beta_N=1.4\text{--}1.8$ と低く抑えているので抵抗性不安定性は回避できているが、 $\beta_N>2$ では抵抗性不安定性を誘起することがあり、適切なプラズマ分布制御なしに長時間保持を実現するのは困難に思える。

現在、JT-60U では磁気アイランド近傍に局所的な電子サイクロトロン加熱や電流駆動を加えてテアリングモードを安定化するために、ITER 工学 R&D で開発した高効率ジャイロトロンを用いた ECH システムを整備しつつあり、今後の研究成果が期待される。

3.3 ダイバータ

核融合炉心プラズマから発生する熱・粒子は、放射損失として失われる熱を除けばプラズマ表面から SOL と呼ばれる層を通じてダイバータ板に伝えられる。このダイバータ板は、数 MW/m^2 程度の熱流束に耐えるとともに、ダイバータ板への入射イオンのエネルギーを数 eV 程度に抑えスパッタリング損傷を防ぐ必要がある。また、第一壁やダイバータ板から発生する不純物により主プラズマが汚染されないように制御する必要がある。さらに、核融合反応によって発生した He イオン (He 灰) を効率良く排気し、核融合反応度の低下を防ぐ必要がある。

3.3.1 He 排気

DT 核融合反応によって発生するアルファ粒子は、減速して熱化 He となる。この熱化 He 粒子の割合が全電子数の何%となるかは、核融合炉の出力密度や所要の閉

じ込め性能を評価する上で重要である。たとえば、He 粒子の割合が15%とすると、他の不純物がないとしても DT イオン密度は電子密度の70%となり、反応率は DT イオンだけの場合の49%に低下する。

He 排気の効率は実効排気時定数 τ_{He} と閉じ込め時間 τ_E との比 τ_{He}^*/τ_E で表され、実験炉 ITER では $\tau_{He}^*/\tau_E = 7-10$ 程度を仮定している。

He 排気の実証は、DIII-D, JT-60U などの排気ダイバータ付きトカマクで実証試験が行われている。Fig. 13 には W 型ダイバータへの改造後の JT-60U の ELMy H モードにおける He 排気特性を示す。

この実験では、 $\tau_{He}^*/\tau_E = 4$ という高効率 He 排気の実証されたが、炉で必要とされる高い閉じ込め改善度のプラズマやデタッチプラズマでの実証が望まれる。

3.3.2 高閉じ込めと低温・高密度ダイバータの両立

Table 1 に示す核融合炉構想では 2-3 GW の熱出力としており、400-600 MW のアルファ粒子加熱と 60-100 MW の外部加熱入力の大部分は、主プラズマとダイバータプラズマで放射損失の形で除去する必要がある。また、それが実現できたとしてもダイバータ板近傍のプラズマ温度は、ダイバータ板が過度なスパッタリングエロージョンを起こさない程度の低温（数 eV）に抑える必要がある。このためには、主プラズマの表面密度は比較的高い値（ $6-10 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ ）で運転することが必要となる（したがって、主プラズマ密度も高くなる）。しかしながら、JT-60U の実験結果では Fig. 14 に示すように Greenwald 限界密度の 4 割を超えると急速に閉じ込め改善度（H-factor）が低下し Greenwald 限界密度の 8 割では L モードレベルまで閉じ込め性能が劣化する。負磁気シア運転では高い閉じ込め改善度が得られているが、内部輸送障壁より内側で高密度になっており、プラ

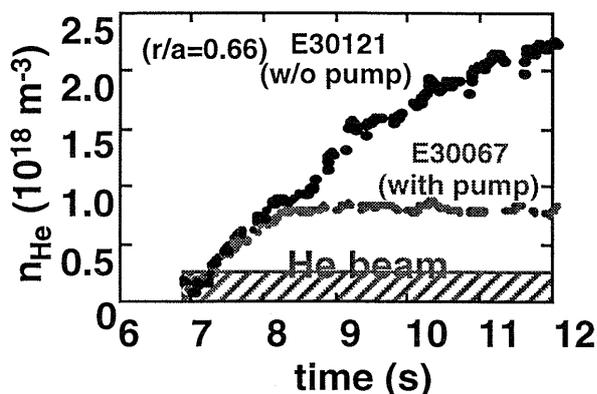


Fig. 13 He ash exhaust experimental result in JT-60U with and without divertor pumping [20].

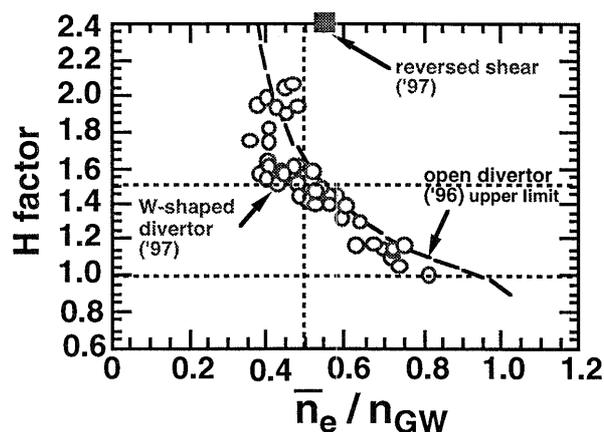


Fig. 14 Confinement enhancement factor as a function of normalized density [20].

ズマ表面の密度は低いままなので負磁気シアが解決策とは言いがたい。

JT-60U における実験によると、プラズマ断面の三角度を大きくした放電では、高密度での閉じ込め劣化が比較的緩やかである[21]。炉の設計で三角度変形を大きくすると、ダイバータの足からセパトロックスの X 点までの距離が短くなり、ダイバータ部での放射冷却の観点からは望ましくないことから大きな値は採用されていない。高三角度運転は、ベータ値改善に対する効果が大きいと言われているが、閉じ込めと低温高密度ダイバータとの共存の実現のための切り札となるのか今後の研究の成果に期待するとともに、炉設計の観点からも十分な検討が必要となろう。

4. まとめ

最近の代表的な核融合炉の設計を概観するとともに、炉心プラズマ設計の基礎となる炉心プラズマ研究の現実について、今後の開発課題の観点から解説した。第 2 章に述べた核融合炉の構想は、プラズマ物理の観点から見たときにその実現性が保証されているわけではなく、実現のための目標である。

核融合炉心プラズマの実現のためには、

- 1) 高ベータ、高閉じ込め、高自発電流率非誘導電流駆動プラズマの安定保持
 - 2) 1) と両立する低温高密度ダイバータ
 - 3) 1), 2) と両立する高効率 He 排気
- などを実証する必要がある。

当初、やさしい核融合炉設計というようなタイトルを考えていたが、最近の炉心プラズマ研究の進展を基に、現実の課題を記述することにさせてもらった。

参考文献

- [1] M. Kikuchi *et al.*, Nucl. Fusion **30**, 343 (1990).
 [2] M. Kikuchi, Nucl. Fusion **30**, 265 (1990).
 [3] Y. Seki, M. Kikuchi *et al.*, *13th IAEA Conf.* (Washington, 1990), IAEA-CN-53/G-1-2; Fusion Reactor System Lab., JAERI-M 91-081(1991).
 [4] R.W. Conn, F. Najmabadi *et al.*, *13th IAEA Conf.* (Washington, 1990), IAEA-CN-53/H-1-4.
 [5] F. Najmabadi *et al.*, Overview of ARIES-RS Tokamak Fusion Power Plant, *4th Int. Symp. on Fusion Nuclear Technology*, April 1997, Tokyo.
 [6] J. Raeder *et al.*, Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP), EURFUBRU XII-217/95 (1995) Euratom Commission.
 [7] M. Kikuchi, Fusion Technol. **30**, 1631 (1996).
 [8] D.E. Post *et al.*, ITER Documentation Series No.21, IAEA Vienna, 1991.
 [9] Y. Neyatani *et al.*, Fusion Eng. Des. **36**, 429 (1997).
 [10] S. Jitsukawa *et al.*, *to be published in JAERI Tech* (1998).
 [11] M. Kikuchi, Y. Seki and K. Nakagawa, *6th IAEA TCM on Fusion Power Plant Design and Technology*, Culham, March, 1998, *to be published in Fusion Eng. Des.*; see also JAERI Research.
 [12] M. Kikuchi, Plasma Phys. Control. Fusion **35**, 12B, 39 (1993).
 [13] T. Ozeki *et al.*, *13th IAEA Conf.* (Washington, 1990), IAEA-CN-56/D-4-1.
 [14] C. Kessel *et al.*, Phys. Rev. Lett. **72**, 1212 (1994).
 [15] J. Manickam *et al.*, Phys. Plasmas **1**, 1601 (1994).
 [16] A. Bonderson and D.J. Ward, Phys. Rev. Lett. **72**, 2709 (1994).
 [17] E.J. Strait, T.S. Taylor *et al.*, Phys. Rev. Lett. **74**, 2483 (1995).
 [18] O. Sauter *et al.*, Phys. Plasmas **4**, 1654 (1997).
 [19] Z. Chang, J.D. Callen *et al.*, Phys. Rev. Lett. **74**, 4663 (1995).
 [20] H. Shirai and the JT-60 Team, Phys. Plasma **5**, 1712 (1998).
 [21] Y. Kamada *et al.*, *16th IAEA Conf.* (Montreal, 1996), IAEA-CN-64/A1-6.