

第3章

核融合研究はいかに進められてきたか

笹尾 真実子

mamiko.sasao@qse.tohoku.ac.jp

東北大学工学研究科

3.1 核融合研究の歴史

核融合の歴史を振り返りながら、現在の研究の現状と今後の展望について触れたい〔図表1参照〕。

核融合からエネルギーを取り出す可能性については、原子核物理学の初期から気がつかれていた。DT 実験を契機に、第二次世界大戦中にアメリカ、ソ連、イギリスなどで極秘研究が行われてきた。戦争直後、中性子発生の噂もいろいろ聞かれるようになった。研究の中心の一つはプリンストン大学で、プラズマ閉じ込めに関する各種の概念も登場していた。しかもプラズマを閉じ込めた場合、磁力線が振れていないと不安定になるの、その対策として、8字ステラレーターも1950年代に登場した。

一方で、広島、長崎に投下された原爆の大元となった原理は物理学者により発見されたという歴史から、それに対する物理学者の原罪意識が非常に強く、原子力の平和利用を求める意識も強まった。それに伴い、核融合を原子力平和利用のシンボルと考える雰囲気も1950年代に浸透した。1955年に、第1回原子力平和利用国際会議が開催されたとき、「核融合エネルギーを制御し利用する方法は20年以内に見出されるであろう」という宣言が出され、この言葉が後に政治的に利用されるようになった。核融合が20年以内に実用化されることは不可能であるのがわかっていたのにもかかわらず、あたかも実現できるかのように誤解されてしまい、研究者はそれを否定してこなかったという経緯もある。

核融合の研究を進める過程で、プラズマが非常に不安定であり、ゆらぎを制御しきれないことも明らかになってきた。同時に、プラズマ研究者や核融合研究者の間で、情報を公開し世界中で協力しながら研究していこうとする気運が生まれてきた。日本でも、原子力委員会の中に核融合専門部会が湯川秀樹氏を中心に設立された。

図表1 核融合の歴史

1940 頃	アメリカ ソ連イギリス	制御核融合の原理 極秘研究	第2次世界大戦
1951	アルゼンチン	Richter	
1950 頃	アメリカ	Sherwood project (LosAlamos) Z ピンチ (MHD不安定性: ソーセージ、キンク)	
1951	アメリカ	8字ステラレーター (Spitzer), Mirror (Post),	
1955	Geneve	第1回原子力平和利用国際会議 (Bhabha) 核融合エネルギーを制御し利用する方法は20年以内に見いだされるであろう	
1956	Kurchatov	実際は困難な問題が山積 情報の公開が必要	
1957		Lawson 条件の論文	
1958	Geneve	第2回原子力平和利用国際会議	
1958	日本	原子力委員会核融合専門部会 (湯川秀樹)	
1961	日本	名古屋大学プラズマ研究所	
1962	ザルツブルグ	IAEA 第1回プラズマ物理と制御核融合国際会議 Octapole, Zeta, Stellarator, Orga, Theta-Pinch, etc. (多くの不安定性等の困難な問題)	
1965	Culham	IAEA 第2回プラズマ物理と制御核融合国際会議 Artsimovich (T-2, T-3, T-5) tokamak Stellarator-C	
1968	Novosibirsk	IAEA 第3回プラズマ物理と制御核融合国際会議 T-3 (tokamak) 電子温度 1keV, 閉じこめ時間数 ms(ボーム時間の30倍) Stellarator-C -> S Tokamakへ変身	
1970 年代		70年代初頭までに基盤となる理論が出そろふ 世界中で tokamak 建設 (a=0.3m -0.6m)	
1980 年代		大型 tokamak (a = 1 m) 建設 途中でD型断面 (非円形断面) の重要性 ダイバーターを組み込んだ装置 中型 tokamak での支援実験(いろんなモードの発見) 1982 Hモードの発見(ASDEX) 閉じこめが突然2倍以上よくなる BootStrap 電流の実験での確認 1988 BootStrap 電流でプラズマ電流80% (JT60)	
1990 年代		核融合に必要なプラズマ条件達成が視野にはいつてくる 大型 tokamak での実験(いろんなモードの発見、Q>1) 内部障壁、負磁気シア DT 核燃焼実験(1991, 1994, 1997) ITER 設計活動	ベルリンの壁崩壊
2000 年代		異常輸送の解明 ITER 建設?	

当時は、日本ではまだプラズマ研究がほとんどされていない状況で、東北大、日大、阪大などで勉強会が行われていたが、その体制をさらに発展させるものとして名古屋大学にプラズマ研究所が設立され、基礎研究に着手することとなった。

こうして世界中で情報公開しながら研究していく体制が整備され、1962年には、IAEA（国際原子力機関）第1回プラズマ物理と制御核融合国際会議が開催された。世界中でいろいろな閉じ込め方式を採用しているが、いずれも大きな困難に直面していることが分かった。

ところが、1960年代半ばにロシア（当時のソ連）が新しいトカマクの原理を発見し紹介した。その後、ノボシビルスクで開催された1968年の第3回IAEAプラズマ物理と制御核融合国際会議で、ロシアからトカマクの実験結果が発表され、核融合の歴史を変えることとなった。それまでのステラレーター研究はプリンストン大学が中心になっていたが、後に同大の研究所長となるファースは、ロシアのトカマクの図面をなぞって持ち帰ったとされている。その後、プリンストン大のステラレーターを3ヵ月でトカマク方式に改造させたとされる。

こうして1970年代に、世界中でトカマクがつくられた。実験を進める中で、大型トカマクの建設、ダイバータを組みこんだ装置の開発など、さまざまな新しい進展が見られた。平行して1970年代までにはプラズマ関係の基盤となる理論が出揃った。

しかし私は、1980年代最大の発見は、Hモードの発見だと思う。これにより、熱が逃げにくい障壁を作ることが可能になり、閉じ込めが突然2倍よくなった。これはトカマクの歴史を一步進めた。Hモードの一番重要な意味は、実際に必要な炉心条件が現実的なものになったことだろう。もう1つ重要な意味は、熱エネルギー拡散制御の糸口を見出すことができたことだ。

さらにトカマクの歴史で画期的なものとして、ブートストラップ電流の実験での確認が挙げられる。このことは昔から理論的には予想されていたが、実際に誘導電流なしの放電ができるようになり、トカマクを定常運転できる見通しが開けたという意味で、大きな進展をもたらした。1990年代には、さらに内部輸送障壁が確認され、プラズマの閉じ込めが向上した。それにより定常運転と閉じ込めの改善が同時に達成できる可能性が高まった。しかしいいことづくめではなく、まだこのモードが発見されて数年であるため分からない点はたくさんある。

トカマクの歴史において、もう1つ1990年代に特筆すべきは、DT核燃焼実験だろう。プリンストンのTFTR、イギリスのJETなどでの実際の実験の成功が、核融合研究者にとって大きな自信につながった。トリチウム、遮蔽、中性子発生下でのプラズマ制御・計測・加熱などの諸問題をすべてクリアし、TFTRでは数年間実験が続けられた。現在はTFTR

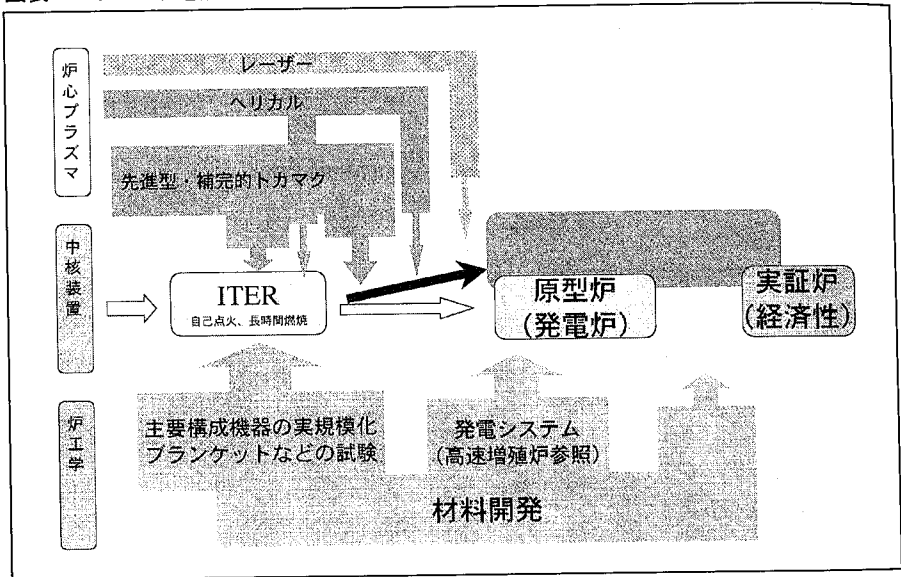
を実際にデコミッションし、一部を別の装置に再利用している。

このようにトカマクにおいて非常に大きなブレイクスルーがあったために、トカマクを炉心とした作戦図が描けるようになり、核融合実用化への道が開けてきた〔図表2〕。

もともとトカマクで DT 実験が成功したとはいえ、ただか数秒間の燃焼に過ぎないので、もっと長く燃焼させつづけたいというのが、炉心プラズマ研究者の夢であり、より核融合装置として複合的な研究への機運が高まってきた。そこで、炉心プラズマ研究と炉工学をドッキングさせたかたちで、実際の発電炉と同じ規模での実験が構想されることとなった。

ただし、これは決して発電する装置ではなく、トカマクを炉心としたとき、炉心部分の必要な装置を仕上げてしまいたいとの意図であり、その後、材料開発をして、実際に発電できる原型炉を作ろうとしている。このシナリオがうまくいけば、原型炉は経済性のあるものになりうるし、失敗すれば、コストの高い大型のものになりうる可能性がある。

図表2 トカマクを炉心とした作戦図(核融合実用化への道)



3.2 ITERの意義と使命

ITERは、炉心プラズマと炉工学とが初めてのインテグレートされた装置であり、その使命は、炉心プラズマ、炉工学の双方から、以下のように整理できる。

炉心プラズマ

- ・ 自己点火条件の達成
 - プラズマの自立性がどう転ぶか
 - 制御しうるか
- ・ 定常炉心プラズマ(長時間運転の達成)
 - 電流保持、熱制御、粒子制御、ディスラプション
 - 特にディスラプションが重要で、コストが膨大にかかる要因となっている
 - ディスラプション研究が非常に進み、年を追うごとにディスラプションの割合が減少しており、このまま進めば ITER の段階では、かなり低い割合が期待できる
- ・ 先進シナリオへの見通し
 - 高 β 化への見通し
 - 密度限界に対する裕度の確保

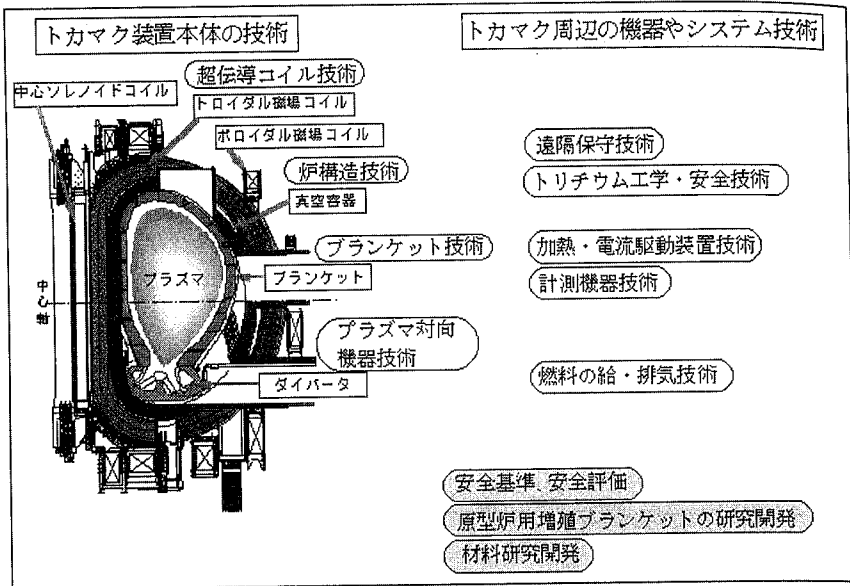
炉工学

炉工学として解決しなければならない課題はたくさんある。

- ・ 主要構成機器の実規模化
 - トリチウム工学、電磁工学、超伝導コイル工学、遮蔽、遠隔保守技術、安全工学
- ・ ブランケットなどの試験
 - 機能構造体試験

なかでもプラズマの周囲のブランケットが非常に重要であり、この部分は、以前はプラズマと切り離して研究が行われていたが、ITERで初めてテスト的な試験が行われる予定だ。ブランケットを除いた部分では、かなり実際の炉心に近いものがITERで開発できることが分かってきている。そういう意味では、ITERは現実的なものになりつつあるし、使命も明確だ。最大の問題は原型炉まで到達できるかどうかで、さもなければ研究の価値はない。

図表3 トカマク型核融合炉の工学要素技術開発項目
 (核融合会議開発戦略検討分科会報告書：平成12年12月より)



そこで、最後に ITER から原型炉への見直しについてまとめてみたい。

ITER と原型炉、実証炉のパラメータの違いを〔図表4〕にまとめてみた。磁場の強さについては、デザインによっては超伝導コイルのさらなる開発をしなければならないものもある。装置サイズ、アスペクト比、プラズマ電流に関しては、ITER とほとんど変わらない。自発電流の割合も ITER で実験的に行える。プラズマの閉じ込めに関しては、われわれが確実に実現できる ELM_y-H モード程度でデザインしている。

1つ問題なのは、高β化の問題だ。核融合出力を高めるために、プラズマ圧力を上げようとしている。それが本当にできるかどうかだ。ITER は現在リミットと考えられているプラズマ圧力の限界より低めにデザインしている。プラズマ断面形状の三角度を変更したり、プラズマの圧力分布を最適化させたり、安定化導体壁などを利用して改善をはかっている。

ITER から原型炉まで実現する最大のネックは材料だろう。トカマク炉心の核融合炉の概念図を見ても分かるように、一番外側は現在の原子炉とたいして変わらないので、原子炉の材料でも適用できる。しかしブランケット部は中性子のエネルギーが高いため、

核工学として開発しなければならない新しい課題が多い。しかも、電磁力が働くという特性もある。そういう点を考慮して、ブランケットのデザインをしなければならない。

ブランケットに要求される性能は以下の通りである。

- ・ トリチウム生成・回収特性
- ・ 発電に適する高温除熱特性
- ・ 十分な遮断特性
- ・ 健全性の保持
- ・ 高い安全性、信頼性、及び環境適合性

図表4 ITER から原型炉への見通し(1)

	ITER (実験炉)	SSTR (原型炉)	DEMO (原型炉)	A-SSTR (実証炉)	DREAM (原型/実証炉)	ARIES-RS (原型/実証炉)
最大磁場 (T)	11.8	16.5	12.5	20	20	15.8
主半径 (m)	6.2	7	10	5.4-6	16	5.52
アスペクト比	3.1	4.1	3.5	4	8	4
プラズマ電流 I_p (MA)	15	12	20	12	9.2	9.7
安全係数 q (95%)	3	5	3	4.8	3	3.5
自発電流割合 (%)		75	13	80	87	88
H係数	2	2	2	2.7	2	2.4
β_n	1.8	3.5	1.2	4.2	3	5
放電時間	300 -1000s	1-3 カ月		-9 カ月		
中性子束 (MW/m ²)	> 0.5	3	0.4	6	3	4
中性子フルエンス (Mwa/m ²)	0.3	10				14
出力	~500 MW	~3 GW		~3 GW		
Q (エネルギー倍増率)	20	~50		~50		
ブランケット構造材料	S.S	Fe	S.S		SiC	V

今後の検討として、構造材として低放射化フェライト鋼、冷却材として加圧水の利用が構想されている。リチウムを直接利用する案に対しては、高速増殖炉の経験から、安全性の問題が懸念されている。現在試験が終わった領域、ITER で使われるオーステナイト鋼、低放射化フェライト鋼の目標はそれぞれ [図表5] のように表され、目標に達するまでのいくつかの方策もあげられている。

3.3 先進炉方式の研究

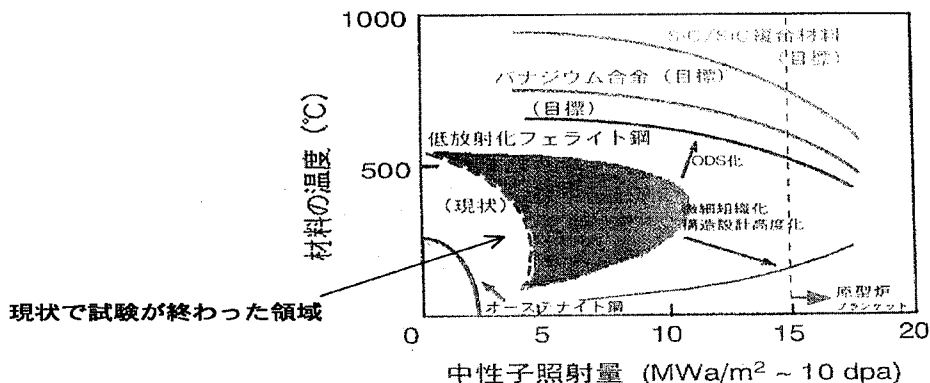
現在、たくさんのプラズマ閉じ込め方式があるが、個人的見解としては、そろそろ従来のマルチパス路線から脱却すべきではないかと思っている。それにはいくつかの方法がある。

その1つであるヘリカル方式は核融合科学研究所が採用している方式だが、トカマクと決定的に異なるのはディスラプションがないことと、電流駆動なしに定常運転ができるということだ。欠点としては装置サイズが大きくなってしまふこと、システムが複雑であることなどが挙げられる。ただし、最近は三次元コードの発達が著しく、また、立体磁気軸系により高 β 領域への発展性が期待できるなど、技術改良が進んでいるのも事実である。したがって、ヘリカル方式の魅力を生かすシステムが将来実現できるかもしれない。

球状トーラス(極端な低アスペクト比のトカマク)も小型で、高い β 値限界という長所があるが、中心導体コイルの工学的問題、高い中性子負荷、高い熱負荷などの短所もある。しかし最近、この欠点を克服すべく、中心導体コイルなしのプラズマ立ち上げに成功するなど可能性も開けてきている。

レーザー核融合方式はブランケットの設計が容易であるという長所があるが、パルス運転にならざるをえない、高繰り返しレーザーの見通しが難しいという短所がある。しかし最近、大阪大学が行っている高速点火方式で効率が飛躍的に向上し、レーザーの発

図表5 ITERから原型炉への見通し(2) 材料開発の見通し
(核融合会議開発戦略検討分科会報告書：平成12年12月より)



展が著しいため、レーザー方式の可能性に期待している。

私の個人的見解としては、とにかく従来のマルチパス路線から脱却して、先進的炉心方式として将来性があり、採用しうるものを選択すべきではないかと考えている。すなわち ITER から原型炉に移行する段階で採用しうるものを選択すべきだろう。もうひとつは、炉心プラズマ物理の研究体制の整備が重要だ。プラズマ制御の糸口が見えてきているので、炉心プラズマ物理学の共同研究を行ったり、萌芽的提案を支援できるような体制づくり、人材養成が重要になる。

3.4 まとめ

ここ 20 年のトカマクを中心とした炉心プラズマの進展は著しく、特に見るべき成果としての H モードの発見が挙げられる。さらに自発電流の確認・内部障壁モードとの整合性などの研究が進んだ。また DT 実験の成功も画期的な出来事だった。これらにより、トカマク方式での作戦図が描けるようになった。同時に、実験炉 [ITER] の役割が明確化し、設計終了の段階に入っている。現在は、炉心プラズマと炉工学が結合した段階に入ろうとしているが、さらに先進性のあるシステムをめざして、低放射化材料開発と高効率で高い安定性の炉心方式の研究が並行して進められている。

図表 6 先進炉方式の研究



人材の養成

	長所	短所	コメント
ヘリカル方式 (無電流)	<ul style="list-style-type: none"> ・定常 ・電流崩壊が無い 	<ul style="list-style-type: none"> ・高度の理論が必要 ・装置サイズが大 ・ヘリカルコイルシステムが工学的に複雑 	<ul style="list-style-type: none"> ・3次元コードの発達が著しい ・立体磁気軸系に移行 (高β値領域への発展性)
球状トーラス 極端な低アスペクト比のトカマク ($A < 1.6$)	<ul style="list-style-type: none"> ・小型 ・高いβ値限界 	<ul style="list-style-type: none"> ・中心導体コイルが工学的に問題 ・高い中性子負荷 ・高い熱負荷 	<ul style="list-style-type: none"> ・最近中心導体コイルなしのプラズマ立ち上げに成功
レーザー慣性核融合	<ul style="list-style-type: none"> ・ブランケット設計が容易 	<ul style="list-style-type: none"> ・パルス運転 ・高繰り返しレーザの見通しが難しい 	<ul style="list-style-type: none"> ・最近の高速点火方式で効率が飛躍的に向上 ・レーザの発展が著しい

3.5 質疑応答

- 平田 菅尾さんが炉材料に対する要求の日安として示されました 100 dpa という値は、田島さんの指摘された 500 dpa より低いようですが。
- 田島 経済性を考慮すると 500 dpa だが、現実には 100 dpa が限度かも知れません。
- 菅尾 もう 1 つよく質問されるのですが、炉心を作ったら、ずっと使いつづけると思っいる方がおられますが、ブランケットは 1~2 年程度に一度交換するという発想で設計されています。ですから、10 年間交換しなければ、田島先生が指摘されるように 500 dpa になると思いますが、どれだけ頻りに換えるかによってコストが違ってきます。
- 小川 数年で換えなければならないというのは、ブランケットにはトリチウム生産用のリチウムが入っていて、次第にトリチウムに変化してしまうからですね。核融合炉で固体ブランケットを使うなら、3 年に 1 回は交換しなければならぬわけです。田島先生が指摘されるように、液体ブランケットなら 10 年間交換しなくてもいいでしょう。
- 田島 1~2 年でブランケット交換の設計としてはあるけれど、経済的に安いものではない。安いものを作ろうとすると、そういう方向では難しいでしょう。
- 菅尾 作戦図を作るときに、経済的に成り立つものということを想定しています。経済的に成り立つということで、今の原子炉と比べて競争力のあるものを作ろうとするとけっこうきつい。今の原子炉より安いものを作るのは難しいということを、現場の研究者は感じていると思います。ただ原子炉より発電コストが 3 倍位高くてもよければ、かなり現実的に可能になります。
- 永山 プラズマ部分の温度は何度ですか。
- 菅尾 プラズマの温度は 1 億°C 以上ですが、ブランケット自体は、500 度くらいが目標です。
- 永山 ブランケットは直接水と接触するんですか。
- 菅尾 ブランケットの冷却材が水です。

- 永山 かなり複雑な構造ですね。冷却部分で材料の問題が起こるのではないですか。
- 笹尾 配管などは高速増殖炉で使った材料でデザインできると聞いています。ブランケットを使つての発電試験は今は考えていません。複雑になるのでやりません。少なくとも主たるメインの仕事ではないですね。
- 平田 ITER では冷却水は使うんですか。
- 小川 ITER でも冷却は必要ですが、だいたい150度程度のお湯でやります。
- 笹尾 発電炉でどのような冷却材を用いるかについては、今後の材料開発にかなり依存しなければならないと思います。
- 井口 [図表3]の材料開発の図で示された中で、現状で試験が終わった領域については原子炉で試験されているとのことですが、核融合で問題になる14 MeVの中性子のエネルギーとはずいぶん違いますよね。そのあたりの評価はどうでしょうか。
- 笹尾 実際のdpaを模擬したかたちで、ヘリウムイオンなどをいろいろな材料に打ちこんだりするなどの試験を並行して行っていると聞いています。核融合炉の寿命までの試験をするために必要不可欠なのは、おっしゃるように高速中性子照射装置で、それをIFMIFの名のもとに国際協力というかたちでやりたいと考えています。今、原研を中心に研究が行われていて、いろいろな材料をどう照射するかが大きなテーマとなっています。それだけでは不十分なので、材料開発や機械試験などは、大学サイドでも研究し、同時に原研と大学が連携し、さらに国際協力のもとに研究開発したいというのが、炉心工学研究者のめざすところです。
- 吉岡(正) ディスラプションが起こった場合の再立ち上げにはどのくらいかかるんですか。
- 笹尾 装置によって違いますが、JT60-Uでは割合早いですね。
- 平田 ディスラプションはどういう現象かがよくわからないんですが。
- 笹尾 引き金はいろいろあると思うんですが、なんらかの原因でプラズマ内部の一部分がエネルギーを放出しはじめるとその温度が下がる。トカマクは

内部で電流を流しているわけですが、プラズマの抵抗値は温度が下がると高くなります。電流が流せなくなると、磁場エネルギーがいきなり放出される現象がディスラプションです。現象的にはバランスが崩れてプラズマが上下方向に動き出し、真空容器と接触すると真空容器とプラズマの間に電流が流れてしまう。プラズマの崩壊と同時に、電界を発生させ、電子を加速させるなど、電磁的現象も起こしてしまいます。装置を設計するときに、そういう事態が生じて大丈夫なように設計するものですから、構造的に非常にお金がかかる。

小川 ヘリカル方式でも同じような現象が生じるのでは。それなのにディスラプション・フリーというのはどうしてですか。

笹尾 ヘリカルでもブートストラップ電流が流れればそれによりディスラプションが起きる可能性があります。しかし電流を流さないような方式は可能です。いずれにしても、いろいろな方式の開発により、ディスラプションの回数は日進月歩で飛躍的に減っています。

トカマクの実験でも今は自分で核融合反応による発熱をしていない。高周波やビームを入れて加熱しています。ITER で試験しようとしているのは、外からの加熱をほとんどなくして自分自身で燃え続ける仕組みです。シミュレーションではだいたいの温度分布はわかっています。実際のDT 実験で、そのシミュレーションが正しいという方向も確認済みで、その方向で進んでいます。