

連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第 1 回 核融合炉の概要 そもそも核融合炉とは

大阪大学 上田 良夫,

日本原子力研究所 井上 多加志, 栗原 研一



・核融合炉の概要

連載を始めるにあたって

現在, 日本が誘致を目指し, 政府一体となって取り組んでいる国際熱核融合実験炉 ITER の建設に関する国際協議がいよいよ最終段階を迎えようとしています。ITER は, 日本, EU, ロシア, 米国, 中国, 韓国が協力して行う国際的な大プロジェクトで, 核融合発電炉の実現へ向けた大きなステップとなります。また近年, 国内における新しい核融合研究の進め方について, さまざまな場で議論が行われ, いっそうの重点化と研究開発資源の有効利用による効率的な研究開発の推進が提言されています。

核融合開発は, 1950年代よりソ連, 英国, 米国等で始まりました。当初はさまざまなプラズマ閉じ込め方式が試みられてきましたが, 高温プラズマを安定に制御することができませんでした。しかし, 1960年代後半に有力なプラズマ閉じ込め方式(本講座で主に取り上げるトカマク方式)が開発されたことを受けて, 1970年代から1980年代にかけて大型装置の設計・建設が日本, 米国, EU, ソ連で行われ, 今日まで精力的に研究が進められてきました。そして現在, ITER によって核融合炉心の実証を視野に入れ, それと並行して発電炉に必要な炉工学技術を総合的に開発する段階まで進んできました。このように核融合炉開発は着実に進歩してきていますが, 今後, まだ数10年を要するプロジェクトであり, その継続のためには多くの方の理解と協力が不可欠です。そのため, 核融合コミュニティは様々な方法で, 多くの方に核融合を理解してもらうための活動

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (1)
Introduction to Fusion Reactors: Yoshio UEDA,
Takashi INOUE, Kenichi KURIHARA.

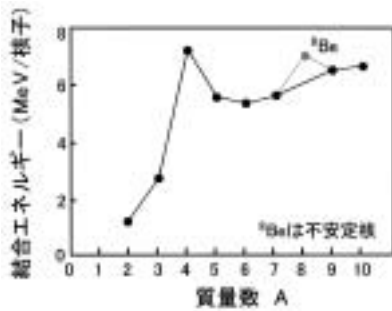
(2004年 10月 6日 受理)

を行っています。

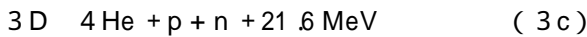
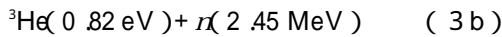
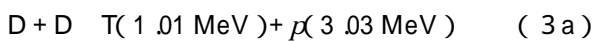
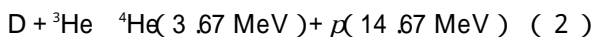
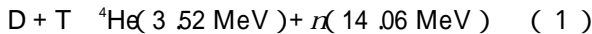
日本原子力学会「核融合工学部会」でも, 日本原子力学会会員で核融合以外の分野の方に, 核融合炉とは何か, および核融合開発の現状と今後の展望について理解を深めていただくため, 本連載講座「よくわかる核融合炉のしくみ」を執筆していきたいと考えております。なお, 原子力学会会員の方が読者であることを踏まえ, 原子力や放射線の基礎知識を前提といたします。また, 少しでも親しみが持てるように, 節のタイトルは原則として質問形式としたいと思います。本講座は全12回で, まず核融合炉の概要について, 本稿で説明を行い, 続いて第2回より第11回まで, 核融合炉を構成する種々の機器・材料や安全性について解説を行います。そして第12回(最終回)では, 核融合研究の今後の展望について述べる予定です。連載は1年にわたる長丁場ですが, ぜひとも最後までお付き合いください。

1. 核融合炉ではどんな核融合反応を利用するのですか

核融合反応は, 2つの原子核を十分に近づけて, 量子トンネル効果により核子を融合させる反応です。したがって, 原子核の正電荷による斥力の小さい軽元素を使う方が有利です。また, 核子あたりの結合エネルギーを軽元素について示すと, 第1図のように, ^{12}C より軽い原子では, ^4He の核子あたりの結合エネルギーが最も大きくなります。このため, 水素同位体から ^4He を生じる核融合反応を利用すると反応により発生するエネルギーが大きく, エネルギー生産の観点からは好ましいといえます。このような観点から, 核融合炉に利用可能と考えられる核融合反応を選ぶと, 水素の同位体である重水素とトリチウム(三重水素)をそれぞれDとTで表して, 以下のようなものがあります。

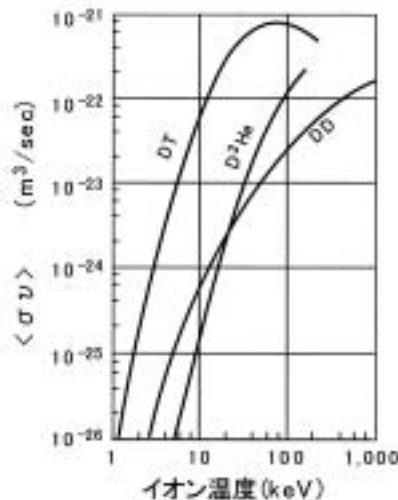


第1図 核子あたりの結合エネルギー
(関 昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社(2001)より転載)



(3) 式の DD 反応では, (3a) と (3b) の反応がほぼ同確率で起こり, また反応生成物である T と ${}^3\text{He}$ が最終的にすべて D と核融合反応を起こすと仮定すると(現在の技術レベルではここまで反応は進まないが), (3c) のような反応式となります。

それぞれの核融合反応の起こりやすさ(核融合反応係数)を, イオン温度に対してプロットしたものを第2図に示します。これより, (1) 式の DT 反応が, 相対的に低いエネルギーで最も高い核融合反応係数を持ち (2) 式の $D^3\text{He}$ 反応がそれに次ぎ (3) 式の DD 反応の核融合反応係数は, 核融合プラズマ



第2図 熱平衡状態にある DT, $D^3\text{He}$, DD の核融合反応率 σv
(関 昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社(2001)より転載)

で想定される数十 keV の温度領域では, 非常に低いことがわかります。

現在, 核融合炉の研究開発は, 最も反応が起こりやすい DT 反応の利用を前提に進められています。DT 反応による核融合炉では, 中性子 (n) が発生するため構造材料が放射化します。しかしながら, 低放射化材料を使用することで, 放射性廃棄物の放射化レベルを減少させることができます。一方で, 中性子は材料全体に熱負荷を与えるため局所的な温度上昇が小さく, 表面のみに熱を与えるイオンと比較して, エネルギー変換機器の熱設計には有利です。燃料のトリチウムは自然にほとんど存在しないために, 中性子トリチウムの核反応により核融合炉内で生産する必要があります。

$D^3\text{He}$ 反応では, 中性子が発生しませんが, 実際に D と He が多数混合した核融合炉心では, DD 反応による中性子発生があるため, 構造材料の放射化は避けられません。また, ${}^3\text{He}$ は地球上にほとんど存在しないので, 月などの表面から太陽風によって注入された ${}^3\text{He}$ を採取する必要があります。

DD 反応を利用すると, DT 反応の場合と異なり, 燃料 (D) がすべて自然界の水から採取でき, 核融合炉内で生産する必要がないという利点があります。しかしながら, 第2図からわかるように, その核融合反応係数はかなり小さいため, 現在の技術レベルでは, DD 反応を利用した核融合炉の実現は困難です。

以上より, 本講座では DT 反応を利用した核融合炉のみに話題を絞ることにします。

2. 核融合反応を起こして, 正味のエネルギーを得るためにはどうすればよいですか

核融合炉で正味のエネルギー生産を行うためには, 当然のことながら, 核融合炉を運転するために投入するエネルギーより十分に大きなエネルギーを発生させることが必要です。本節では, エネルギー生産装置としての核融合炉を実現するために, 核融合炉心に求められる条件について説明します。

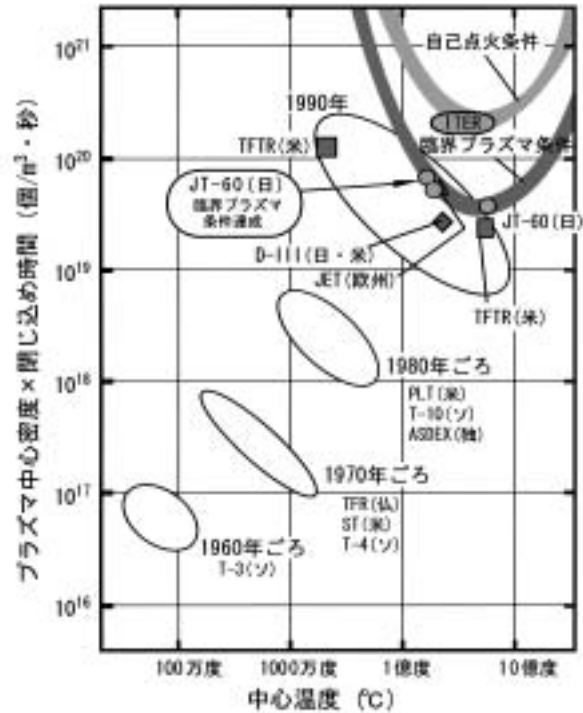
D と T の原子核が核融合反応を起こすためには, 第2図からわかるように, 数十 keV のエネルギーまで加速して衝突させることが必要です。この程度のエネルギーは加速器で簡単に得られるため, D または T のイオンを加速して, 燃料を含む固体

ターゲットに衝突させることで簡単に核融合炉が実現しそうに思えます。しかしながら、固体ターゲットにイオンを入射すると、そのエネルギーはほとんど固体中の電子との相互作用で失われ、核融合反応のために利用されるものはわずかであるため、イオンの加速に要する電力以上の核融合出力を得ることは困難です。

そこで、DとTを超高温のガス状態にして、イオンの熱運動で核子同士を衝突させて核融合反応を起こす方法が有望です。核融合反応に必要な数十keVというエネルギーをイオンが持つためには、数億度という極めて高い温度が必要となります。このような高温になると、原子を構成する原子核と電子が遊離して、自由に運動するような状態になります。この状態をプラズマと呼び、固体、液体、気体に次ぐ第4の状態といわれています。

この超高温のプラズマ中で起こる核融合反応を熱核融合反応と呼びます。熱核融合反応により核融合炉を実現するためには、プラズマの制御において3つの課題があります。プラズマを数億度という超高温に加熱すること、その超高温プラズマを“閉じ込めて”、熱エネルギーが外部に失われる時間を十分に長くすること、そして核融合反応の頻度を高めるためにプラズマの密度を上げることです。プラズマの熱エネルギーが外部に失われる時間をエネルギー閉じ込め時間 τ と呼びます。定常状態のプラズマでは、外部へ失われる熱エネルギーを核融合で生じる α 粒子のエネルギーと外部からの加熱エネルギーでまかないます。閉じ込め時間が短過ぎると外部からの加熱エネルギーが大きくなり過ぎて、経済的な核融合炉は成り立ちません。これまでの核融合研究開発の大半は、この高温プラズマの閉じ込めのために費やされてきたといっても過言ではなく、低い温度でより多くの反応が得られるDT反応による核融合を目指すのも、それが最も実現に近いものだからです。それではどの程度プラズマを“閉じ込め”ればよいでしょうか。

炉心プラズマの特性評価については、縦軸を密度 n とエネルギー閉じ込め時間 τ の積 $n\tau$ 、横軸をイオン温度 T_i で表現した図(ローソン図)で表すのが便利です(第3図)。密度と閉じ込め時間の積 $n\tau$ は、プラズマ中のあるイオンが他のイオンと衝突する頻度に比例する量です。超高温プラズマ中のひとつのイオンに着目すると、このイオンは平均的に閉



第3図 ローソン図とトカマク研究の進展 (関昌弘編,核融合炉工学概論,日刊工業新聞社(2001)より転載)

じ込め時間 τ 程度の間熱エネルギーを保ち、その後プラズマから失われたり、熱エネルギーが下がったりします。このイオンが他のイオンと衝突して核融合反応を起こす頻度は、密度 n および閉じ込め時間 τ に独立に比例するので、密度 n か閉じ込め時間 τ のどちらかが十分に大きな値になれば、核融合炉心プラズマとして十分な衝突頻度が得られます。横軸のイオン温度は、核融合反応の反応率と関係し、3億度付近で最も核融合反応が起こりやすいため、このときに核融合炉に必要な密度と閉じ込め時間の積 $n\tau$ の値が最も小さくなります。

核融合炉が経済的に成立するためには、プラズマからの核融合出力がプラズマの加熱入力を大きく上回ることが必要となります。ここで核融合出力とは、DT反応で生じる中性子のエネルギーと α 粒子のエネルギーの和です。したがって、核融合出力とプラズマの加熱入力の比(エネルギー増倍率 Q)が、核融合炉の性能を示す最も重要なパラメータとなります。エネルギー増倍率 Q が1となる条件を臨界プラズマ条件(ブレイクイーブン)と呼び、エネルギー増倍率 Q が無量大(このときプラズマは核融合反応で生じる α 粒子のみで加熱される)となる条件を、自己点火プラズマ条件と呼びます。 $Q = 1$ の

臨界プラズマ条件は、原研の JT-60 U や EU の JET と呼ばれる装置においてすでに達成されています (DD 放電プラズマの場合は、同様のプラズマが DT 放電で実現すると仮定)。次期の核融合実験炉 ITER は、エネルギー増倍率 $Q = 5 \sim 10$ を達成し、自己点火条件に近いプラズマも可能な設計となっています。さらに次の発電実証炉では $Q = 30 \sim 50$ が目標となると考えられます。発電実証炉においては、プラズマを制御するために、ある程度の加熱入力が必要ですので、 Q は無限大にはなりません。

核融合を志向したプラズマの閉じ込め実験は、1950年代から行われてきていますが、研究の初期はプラズマが不安定で、なかなか閉じ込めの良いプラズマが得られませんでした。しかし、1960年代にソ連で T-3 と名づけられたトカマク装置により (トカマク装置の概要は後述)、比較的閉じ込めが良いプラズマが実現しました。そのときのプラズマのパラメータをローソン図 (第 3 図) で表すと、左下の楕円 (1960年ごろ, T-3 (ソ)) になります。また図中には、右上に臨界プラズマ条件 ($Q = 1$) と自己点火条件 ($Q = \infty$) の領域を示しています (プラズマの密度分布や温度分布に依存するため幅を持つ)。臨界プラズマ条件を達成するためには、イオン温度 $2 \sim 4$ 億度で、密度と閉じ込め時間の積 $n\tau$ が約 $3 \times 10^{19} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s}$ 、自己点火条件では、イオン温度はほぼ同程度で、約 $2 \times 10^{20} \text{ m}^{-3} \cdot \text{s}$ が必要です。このローソン図を見ればわかるように、1960年ごろの T-3 の実験以降、プラズマ閉じ込めの研究は着実に進展し、臨界プラズマ条件まで達していったことが見て取れます。今後は、核融合実験炉 ITER により自己点火に近いプラズマ条件を達成することで、発電実証炉を視野に入れた炉心プラズマを達成できることとなります。このときの密度はおおよそ 10^{20} m^{-3} で、閉じ込め時間は 1 s 程度です。

第 3 図のローソン図では、磁場によりプラズマイオンと電子を閉じ込める、いわゆる磁場閉じ込め方式 (トカマク) による成果を示してあります。この方式では、密度と閉じ込め時間の積 $n\tau$ の数値にわたる改善は主に閉じ込め時間 τ の飛躍的な増加によります。一方、プラズマを積極的に閉じ込めずに、非常に高い密度のプラズマがその慣性で保たれている時間程度の間に、必要な核融合反応を起こしてエネルギーを発生させる慣性閉じ込め方式という方法も研究が行われています。この方式では、核融合炉

の実現には、密度 10^{32} m^{-3} 程度が必要です (固体密度の 2,000 倍)。

3. 核融合炉はどんな特徴を持っていますか

核融合炉の特徴としては、暴走しない (固有安全性)、高レベル放射性廃棄物がない、トリチウムの安全管理が重要、環境問題の解決に貢献できる、燃料は事実上無限だが、存在量が有限な希少元素も必要である、コストの削減が重要課題、が挙げられます。本節ではこれらを順に説明する。

(1) 暴走しない (固有安全性)

核融合炉では、設計のいかんにかかわらず、核融合反応の暴走は原理的に起こりえません。核分裂炉では連鎖反応を停止し、反応度事故を防ぐために多重の対策を講じているのに対して、核融合炉では、高度な技術によってプラズマを制御することで初めて反応が持続できるので、プラズマが正常状態から逸脱すると、反応は自動的に停止します。例えば、プラズマの核融合出力が制御可能なレベルを越えると、プラズマが不安定になり容器の壁に接触して、そこから不純物がプラズマ中に入り込むことにより光放射パワーが増大し、プラズマの温度を下げるため、核融合反応が自動的に停止します。また、同じ熱出力の核分裂炉と比較すると、放射化した材料の崩壊熱が低いため非常用冷却系を必要とせず、残留熱除去に対する要求は低いといえます。

(2) 高レベル放射性廃棄物がない

重水素 D とトリチウム T による核融合反応により中性子が発生して、炉材料を放射化しますが、この際に生じる放射性廃棄物は、核分裂炉の廃棄物の考え方に準じて 50 年の冷却期間後の処分を考えると、そのすべてが低レベル廃棄物に区分されます。核分裂炉の使用済み核燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃棄物は、核融合炉には存在しません。放射化生成物は大部分が構造材料の内部にでき、これらは運転時に移動することはありません。運転時に安全上問題になるのは、放射化した構造材料のプラズマに面した部分がプラズマによって損耗してダスト状になることと、冷却材による冷却管の腐食に伴って冷却管材料が冷却材中に溶出し装置外に放出されることで、これらに対しては十分な対策をとることになります。なお、核融合炉の安全性については、「第 11 章 核融合炉の安全性」で詳しく説明される予定です。

(3) トリチウムの安全管理が重要

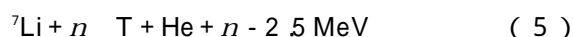
核融合炉では、燃料のトリチウムが放射性元素(半減期12.3 yr で β 崩壊する)であるため、その取扱いは注意を要します。トリチウムの生産、精製、供給のプロセスはプラント内部で閉じたトリチウム循環システムで行われます。このため、移動性の高いトリチウムがプラント内を循環するので、装置外への漏洩に対しては十分な注意が払われます。ただ、燃料トリチウムを生産しながら消費するため、装置内に保有するトリチウムの総量は数 kg であり、またプラント内に分散して存在するため、大量の燃料貯蔵の必要がありません。

(4) 環境問題の解決に貢献できる

核融合炉は核分裂炉と同じく、運転時に地球温暖化ガスや大気汚染物質を放出しないため、環境保全に優れたエネルギーです。さらに、耐熱性の高い材料をブランケット(中性子エネルギーを熱に変換する部分、後述)に使用できれば、高温の熱源 SiC 複合材ならば、1,000 が視野に入る)が利用できる可能性があります。このような高温熱源は水素製造や多目的熱利用など、環境問題の解決に大きな貢献をすることができます。

(5) 燃料は事実上無限だが、存在量が有限な希少元素も必要である^{a)}

まず核融合の燃料となる重水素とトリチウムの資源量について説明します。重水素は内陸河川で130~140 ppm、海水で158 ppm 程度存在し、核融合炉ではこれらの天然水源から重水素を抽出して利用します。淡水からの重水素抽出技術はすでに確立されており、資源量は事実上無限といえます。トリチウムについては自然界にほとんど存在しないので、核融合炉内でリチウム(Li)に中性子を衝突させて、以下の反応を起こすことにより生産します。



${}^6\text{Li}$ と中性子の反応は、中性子のエネルギーが低くても起こり、熱中性子領域で反応断面積が増大するため、こちらの反応が主にトリチウムの生産に利用されます。自然界の Li の量は、既知の陸上の Li 資源のみでは、長期の核融合発電には十分でないといわれています。しかしながら、Li は海水中に0.17 ppm と他の金属に比べて比較的多く存在し、これ

を効率よく回収することで、Li 資源も事実上無限(約2,000万年)といえます。

一方、核融合炉では、トリチウムの生産量を増加させるために中性子を増倍するベリリウムを用います。この元素については、現在の全世界の電力消費量をすべて核融合エネルギーでまかなうとすると、推定埋蔵量からの見積もりでは数百年程度でなくなる計算になります。さらに長期にわたって核融合エネルギーを利用し続けるためには、未反応ベリリウムの再利用や、新たな資源確保が必要になります。

(6) コストの削減が重要課題

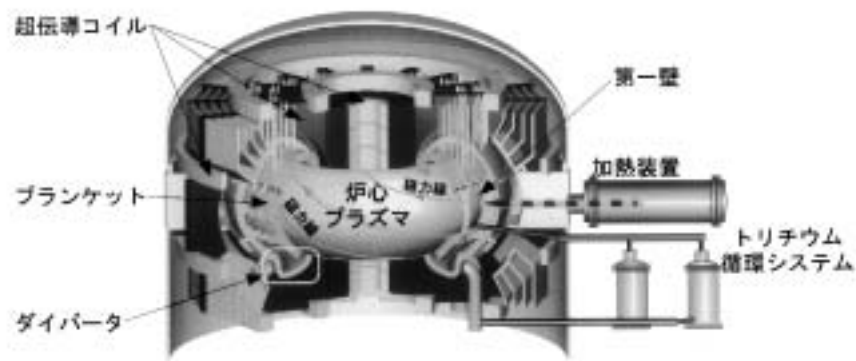
ITER がミッションを達成できれば、核融合炉の実現が視野に入ります。しかしながら、さらに他の主要エネルギー源(化石燃料、原子力など)と経済的に競合できるエネルギー源とするためには、より圧力の高い核融合炉心プラズマ(ITER の3倍程度)の達成と、発電効率を高める高温伝熱媒体と耐熱材料(SiC など)を利用したブランケット(後述)の実現などが必要となります。

4. トカマク型核融合炉はどんな構成になっているか

第4図に核融合炉の概観図(断面図)を示します。この装置はトカマクと呼ばれる磁場でプラズマを閉じ込める方式の装置で、核融合反応を起こす炉心プラズマ、プラズマを加熱する加熱装置、プラズマからの熱・粒子負荷を受けるダイバータ(装置下部)や第一壁、中性子のエネルギーを熱に変え、トリチウムを生産するブランケット、トリチウムの回収、精製、供給を行うトリチウム循環システム、プラズマ閉じ込めのための強磁場を発生する超伝導コイル、などから構成されています。ここでイントロダクションを兼ねて、それぞれの構成要素の簡単な説明をしておきましょう。

まず、トカマク型核融合炉で核融合反応を起こす「炉心」は高密度、高温のプラズマです。燃料である D と T のイオンをこのプラズマ中で高温に保ち、核融合反応を効率よく起こすためには、第2節で述べたように、十分に長いエネルギー閉じ込め時間が必要です。トカマク型核融合炉では、ドーナツ型の真空容器内にプラズマを作りますが、プラズマがこの真空容器の壁に直接触れて冷えないように、また壁が高温プラズマに触れて溶けないように、プラズマは強磁場によって真空容器内に保持されます。

^{a)}飯尾俊二, プラズマ・核融合誌, 74, 685~691(1998).



第4図 トカマク型核融合炉の機器構成

プラズマはイオンと電子，すなわち荷電粒子の集まりですので，それぞれの粒子はローレンツ力を受け磁力線の周りに巻きついて運動する性質があります。したがって，磁力線を真空容器に沿ってドーナツのように閉じた形状にしておくことで，プラズマを構成するイオンや電子は，磁力線に巻き付きながらドーナツの周方向(トロイダル方向と呼ぶ)に周回運動し，真空容器の壁に触れることなく閉じ込めることができます。トカマクプラズマの閉じ込めには，真空容器の外側に設置される超伝導コイルが作るトロイダル方向の磁場に加えて，プラズマ自身に数 MA(メガアンペア)の大電流を流してできる磁場をも利用します。この2つの磁場を合成した磁場の磁力線は，ねじれながらトロイダル方向に周回する3次的に複雑な形状をしています(第4図参照)，高温プラズマを閉じ込める領域では，1本の磁力線の軌跡はトロイダル方向に何周回しても真空容器に触れることはありません。

核融合プラズマを超高温に加熱するためには，大出力の加熱装置が必要です。加熱方法には大きく分けて2種類あり，ひとつは高エネルギーの中性粒子ビーム(数百 keV から 1 MeV 程度)を注入する方法で，もうひとつは高周波によりプラズマを加熱する方法です。中性粒子ビーム法では，重水素原子やトリチウム原子のイオンを加速した後に，このイオンを中性粒子(原子)に変換して中性粒子ビームとします。トカマク型装置では，プラズマの周囲に閉じ込め用の強い磁場があるために，イオンビームでは，プラズマに入る前に大きく軌道が曲がってしまうために中性粒子ビームとする必要があるのです。この中性粒子入射加熱法の原理は，加熱前の低温のプラズマをぬるま湯に，高エネルギー中性粒子ビームを

熱湯にたとえることができます。一方，高周波加熱法は，電子レンジによる加熱にたとえることができます。これらのプラズマの加熱は単にプラズマの温度を上げるだけではなく，プラズマの閉じ込めを安定化する役割も担います。さらに，加熱装置はプラズマの閉じ込めに必要な電流をプラズマ中に流す役割もあり，トカマク型核融合炉では非常に重要な装置です。

さて，DT 核融合反応が起きるとヘリウムイオン(α 粒子)が発生します。また少量ながら真空容器の壁などから不純物がプラズマに混入し，これらがプラズマ中に蓄積すると核融合出力の低下を招きます。したがって，ヘリウムや不純物のイオンを選択的にプラズマ外に排出する必要があります。このためトカマク型核融合炉では，プラズマ周辺を取り囲む磁力線の一部をプラズマ領域から引き出し，この磁力線に乗って出てくるヘリウムや不純物のイオンをダイバータと呼ばれる板に衝突させてガスとして排気します。このときプラズマ周辺部とはいえ，高エネルギーを持った高密度イオンが固体壁に衝突するため，ダイバータ板は大きな熱負荷と高粒子束にさらされます。このダイバータへの熱負荷は，核融合実験炉 ITER では通常 5 ~ 10 MW/m²に達します。これはやかんの水を数秒で沸騰させてしまうくらい大きさですが，このような大きな熱負荷についても，近年の除熱技術で対応が可能です。

炉心プラズマを取り囲むブランケットは，核融合炉がエネルギー発生装置として働くために最も重要な機器といえます。ブランケットでは，中性子のエネルギーを熱エネルギーに変換する，燃料のトリチウムを生産する，および中性子を遮蔽するという働きがあります。トリチウム生産量の目安として，プ

ランケットで生産されるトリチウム量と核融合反応で消費されるトリチウム量の比を、トリチウム増殖率と定義します。核融合炉が定常的に運転を続けるためには、トリチウム増殖率は1を超える必要があります。さらに、核融合炉のプラント数を段階的に増やしていくためには、別の核融合炉の立ち上げ時に必要となるトリチウムも生産する必要があることなどを考慮すると、核融合炉ではトリチウム増殖率1.1程度が必要です。

ブランケットの構造材料には、中性子照射に対して放射化レベルが低く、かつ高い照射量でも材料の健全性を失わない材料が選ばれます。現在は、低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、SiC 複合材料が候補材料です。それぞれの最高使用温度は、500 程度(フェライト鋼)、700 程度(バナジウム合金)、1,000 程度(SiC 複合材料)であり、この温度に対応した冷却材を用いたブランケットの概念設計が行われています。ITERの次の発電実証炉では、フェライト鋼が現在のところ最有力材料ですが、研究の進展状況によっては他の構造材料が使用される可能性もあります。また、ブランケットではトリチウム増殖率を高めるために、中性子増倍作用のあるベリリウムが使用されます。トリチウム増殖材料であるリチウムは、セラミックスの形態や液体金属の形で使用されます。液体金属の場合には、冷却材と兼用で使用される場合もあります。

トリチウムの燃料循環システムは、主にブランケットのトリチウム増殖材からのトリチウム回収と、ダイバータで排気されるガスからのトリチウム回収の2つのシステムからなります。ブランケットからのトリチウム回収において、トリチウムの増殖材が固体の場合には、トリチウムは増殖材内部に生成し、拡散して増殖材表面に出てきます。これをブランケット内にヘリウム等のスイープガスを流すことで回収します。またプラズマ中に燃料として供給したトリチウムは、90%以上が核融合反応を起こさずにダイバータから真空ポンプによって排気されますので、これも回収しもう一度プラズマに供給します。燃料をプラズマに供給する際には、ガスの形で供給する以外に、高速のアイスレット(重水素や三重水素を冷却して凝固させた粒)や高エネルギー中性粒子ビームも使います。高速アイスレットや高エネルギー中性粒子ビームを利用することで、プラズマ中心への効率的な燃料供給が可能になりま

す。

磁場閉じ込め装置においてプラズマを閉じ込めるための磁場は最大で10~20 Tにもなります。このような強磁場を銅を用いた常伝導コイルで発生させようとする、抵抗損失を補うための所内循環電力が大きくなり、とてもエネルギー生産を行うことはできません。したがって、核融合発電炉においては超伝導磁場コイルを使用することが必須となります。超伝導コイル材料としては、Nb-Ti、Nb₃SnあるいはNb₃Alなどの材料が用いられています。将来の強磁場用コイル材料として、セラミック系の酸化物超伝導(いわゆる高温超伝導)材料が検討されていますが、更なる開発が必要です。

ブランケット、ダイバータなど、核融合炉の炉内構造物は、核融合反応によって生じる中性子により放射化することから、その交換や修理はすべてロボットを用いた遠隔操作で行われます。例えばITERを例にとると、 γ 線線量率10³Gy/h下において4t程度の重量物を2mm以下の高精度で据え付ける能力を持つ遠隔保守用ロボットが開発されています。またこれらロボットが放射線環境下で正確に動作するための高度な耐放射線センサーや制御システムの開発も行われています。

核融合炉の安全性を考える上で主に考慮すべきは、放射性物質である燃料トリチウムや中性子照射によって放射化した材料と、プラズマを閉じ込める強磁場や加熱用の高周波です。したがって、核融合炉施設を安全に運転するためには、放射性物質を取り扱う施設としての公衆、および従事者に対する安全の確保と、電磁場の安全性にかかわる国際的な勧告などを踏まえた適切な対応が必要となります。

5. 本連載講座の流れ

以上、DT核融合反応で発生するエネルギーを取り出し、利用することを目指すトカマク型核融合炉について、その原理であるDT核融合反応、炉心プラズマのエネルギー取出しの条件、核融合炉の特徴、および現在考えられている核融合炉の構成について、簡単に紹介しました。本連載講座は、イントロの内容の今回に続いて、核融合炉の構成機器を一つずつ取り上げ、その構造、機能、特徴や開発状況を解説します。加えて、核融合炉で利用される種々の材料、遠隔保守システム、核融合炉の安全性についても説明します。講座全体の章立ては以下のとお

りです。

- 第1章(本章) 核融合炉の概要
- 第2章 核融合炉設計のためのプラズマの性質
- 第3章 プラズマを超高温にする加熱装置
- 第4章 核融合炉の状態を診断し、最適に制御するシステム
- 第5章 プラズマに面する耐熱機器
- 第6章 エネルギー変換を行い、燃料を生産するブランケット
- 第7章 核融合炉を成立させる最適な材料
- 第8章 トリチウムを扱う燃料循環システム
- 第9章 プラズマの閉じ込め磁場を作る超伝導コイル
- 第10章 炉内機器を検査し、修理する遠隔保守システム
- 第11章 核融合炉の安全性
- 第12章 核融合炉実現に向けて

第2回以降は、以上のような内容について詳しく説明します。対象となる閉じ込め装置としては、磁場閉じ込め装置であるトカマク型を主に取り上げます。そして最終回(12回)では、近年の多くの委員会・検討会で議論された内容を踏まえ、今後の核融合研究の展望について、紹介する予定です。

著者紹介

上田良夫(うへだ・よしお)



1986年東京大学理学系研究科物理学専攻博士課程終了。理学博士。プリンストンプラズマ物理研究所博士研究員を経て、87年より大阪大学助手(超高温理工学施設、現在、原子分子イオン理工学研究センター)、96年より大阪大学助教授(工学研究科)。専門は、核融合炉におけるプラズマ壁相互作用の研究。

井上多加志(いのうえ・たかし)

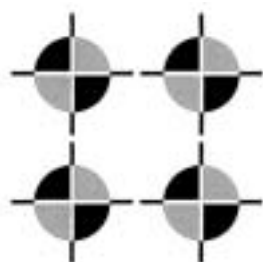


1986年東京工業大学大学院総合理工学研究科エネルギー科学専攻修士課程修了。日本原子力研究所入所。以来、中性粒子入射装置(NBI)用負イオン源と加速器の開発に従事。96年12月~01年7月、ITER共同中央チーム。現在、日本原子力研究所加熱工学研究室、主任研究員。工学博士。

栗原研一(くりはら・けんいち)



1979年東京大学工学部原子力工学科卒。工学博士。日本原子力研究所核融合装置試験部JT-60第1試験室長。核融合装置におけるプラズマ制御の研究開発等に従事。人工物でありながらトカマク装置のプラズマが持つ美しい電磁場構造と時折見せる多様性・複雑性に魅了され続けています。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第2回 核融合炉設計のためのプラズマの性質 トカマク炉心プラズマに必要な総合性能

日本原子力研究所 鎌田 裕



核融合炉の炉心はプラズマです。そこでは、要求される総合的な性能を実現し、これを定常的に維持することが必要です。本章では、この炉心プラズマについて、核融合炉を設計する上での要点を概観します。第 1 章では炉心プラズマの基本構成、第 2 章では求められる総合性能を述べ、第 3 章で制御の考え方を解説します。

1. 炉心プラズマの基本構成

核融合炉の炉心は数億度のプラズマです。プラズマは電磁流体であり、流れや分布、構造が存在します。核融合炉ではこれを効率的に閉じ込めて、思うように制御する必要があります。燃料の重水素と三重水素の密度を n_D , n_T とすると、単位体積あたりの核融合反応率 f は $n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{DT}$ で表されます。ここで、 $\langle \sigma v \rangle_{DT}$ は反応係数です。また、燃料密度の和 n を一定とすると、 f は、 $n_D = n_T = 1/2 n$ で最大となります。また、プラズマ温度 T が 1 億度の近傍では、反応係数 $\langle \sigma v \rangle_{DT}$ は、 T の 2 乗に比例するので、 $f \propto n^2 T^2$ プラズマ圧力²となります。したがって、高い温度と密度、すなわち高い圧力のプラズマを作ることが基本です。

1.1. どのようにプラズマを閉じ込めるのですか？

プラズマの構成粒子はイオンと電子です。これらの荷電粒子は、磁場の中では磁力線に巻き付くラーマー運動をするので、磁力線に捕捉されます。この性質を利用して、真空容器の内部に高温のプラズマを閉じ込めるのが磁場閉じ込めの原理です。ただ

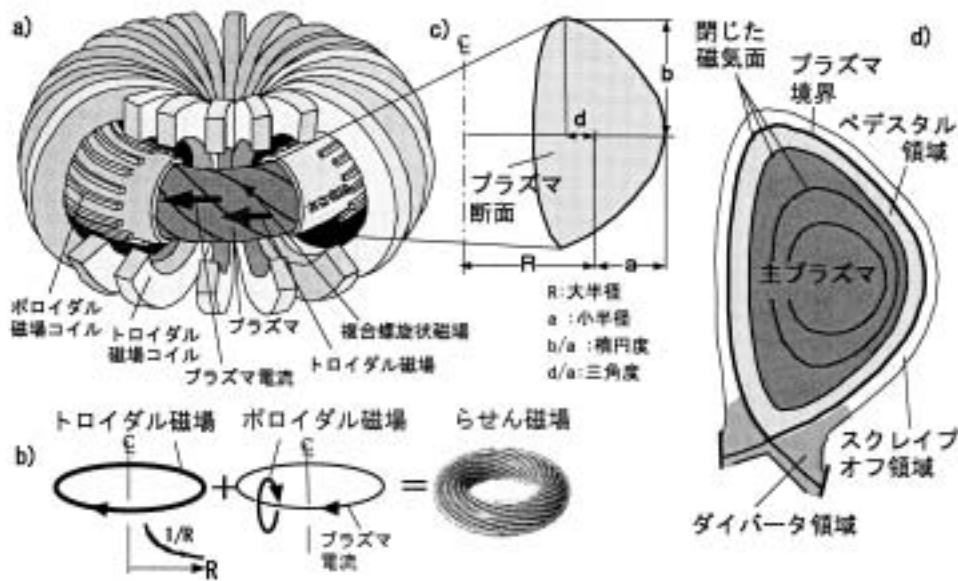
し、円柱のソレノイドコイルが作る直線磁力線では端からプラズマが逃げるので、ドーナツ状にします。また、単純なドーナツ磁力線でも荷電分離と呼ばれる現象でプラズマが逃げてしまうため、磁力線をらせん状にします。この「ドーナツ&らせん」方式の一つがトカマク方式です。

トカマクでは、ドーナツ状に並べたトロイダル磁場コイルで強いトロイダル方向の磁場 B_t を作り出す(第 1 図(a))。さらに、プラズマ中に電流(プラズマ電流 I_p)を流し、この電流が作るポロイダル方向の磁場と上記のトロイダル磁場とを合わせてらせん磁場を作り出す(第 1 図(b))。プラズマ電流を電磁誘導で流したり、プラズマの位置や断面形状を制御するコイル群をポロイダル磁場コイルと呼びます。

プラズマの幾何学形状は、性能を大きく左右します。ドーナツ中心からプラズマ中心までの距離を大半径 R 、プラズマ中心からプラズマ境界までの距離を小半径 a と呼びます。また、断面の縦長度を楕円度、どの程度三角形に近いかを三角度で表します(第 1 図(c))。加えて、高温のプラズマを空中に保持するために、第 1 図(d)のような「ダイバータ配位」とします。トカマクのエネルギー閉じ込め時間はプラズマ電流にほぼ比例するため、プラズマ電流は高いほど良いのですが、ある上限を超えると大きな不安定性が生じます。その値は、 $B_t / (R/a)$ に比例します。ここで、 $(R/a) = A$ をアスペクト比と呼びますが、この値が小さいほど(すなわち、太ったドーナツほど)、安定に流せるプラズマ電流が上昇するのです。しかし、アスペクト比が小さくなると、ドーナツ内側に超伝導コイルやブランケット等を置く空間が不足します。楕円度 κ も高いほど、閉じ込め性能が上昇しますが、限界を超えるとプラズマが上下方向に不安定となります。三角度 δ も到達圧力を向上しますが、高過ぎると熱や粒子を制

*Intelligible Seminar on Fusion Reactors (2)
Introduction of Plasma Characteristics for Fusion
Reactor Design* : Yutaka KAMADA.

(2004年 12月14日 受理)



第1図 トカマクの磁場構成；(a)コイルの基本構成，(b)らせん磁場の成り立ち，
(c)プラズマ断面形状，(d)プラズマ領域の構成

御するダイバータの構造と整合しません。以上の理由で、ITERでは $A=3.1$ ， $\kappa=1.7$ ， $\delta=0.33$ を基本値としています。

プラズマは幾つかの領域に分けられます(第1図(d))。中心から外に向かって、燃焼を起こす数億度の「主プラズマ領域」、それを囲む数千万度の「周辺ペDESTAL領域」、「プラズマ境界」、数百万度の「スクレイプオフ層」、そして数万度程度の「ダイバータ領域」です。主プラズマの中では、「磁気面」が同心円状に形成されます。磁気面は、同じらせんピッチを持つ磁力線が作る面ですが、イメージは、長ネギの輪切りです。外から剥いていくと、次々に皮が現れます。電子やイオンは、磁力線に巻き付いて運動するので、磁力線に沿った方向には速く一様に広がります。このため、磁気面の上では温度や密度は一定と考えてよいのです。

2. 粒子の収支はどうなっていますか？

プラズマは電子とイオンからなります。イオンのほとんどは、燃料である重水素と三重水素ですが、DT反応で生ずるヘリウム(α 粒子)、第一壁材料に起因する不純物等が存在します。燃料粒子は熱化(数keV～数10keV)していますが、 α 粒子は3.5MeVの高速イオンとして生まれ、電子や燃料イオン等にエネルギーを与えて熱化します。ここで、「熱化」とは、粒子の速度分布が等方的なマックスウェル分布

となり、「温度」が定義できる状態になることをいいます。その温度をeVの単位で表すと、10keVは1.16億度に相当します(度 eV)。

粒子の収支を第2図(a)に示します。燃料の重水素 D_2 と三重水素 T_2 は、ガス状態でプラズマに吹きかけるか(ガスパフ)、あるいは極低温で作る固体ペレットとして連発銃のように入射します。ペレット入射は、プラズマ境界内部に直接粒子を供給できるため、供給効率が高く、高密度化に適しています。また、中性粒子ビーム(重水素原子ビーム：1～2MeV)も粒子源で、プラズマ中心部に直接入り電離します。

粒子はプラズマ中を輸送され、やがてプラズマの外に出てきます。プラズマ境界の内側では、磁力線は磁気面上で閉じていますが、境界外側の磁力線は、第1図(d)のように、ダイバータ板を横切ります。プラズマ境界から出た荷電粒子は、この「開いた」磁力線に巻き付きながらダイバータ部に流れてきます。このため、ダイバータ部には、プラズマから出て来た粒子やそれが運ぶ熱が集中します。 α 粒子等の高エネルギーイオンは、軌道が大きいいため、直接第一壁に衝突するものもあります。プラズマの外に出て来た粒子は、一部はダイバータ下部から排気されますが、第一壁に吸着された後、脱離してプラズマに戻ったりします。この粒子の戻りをリサイクリングと呼びます。

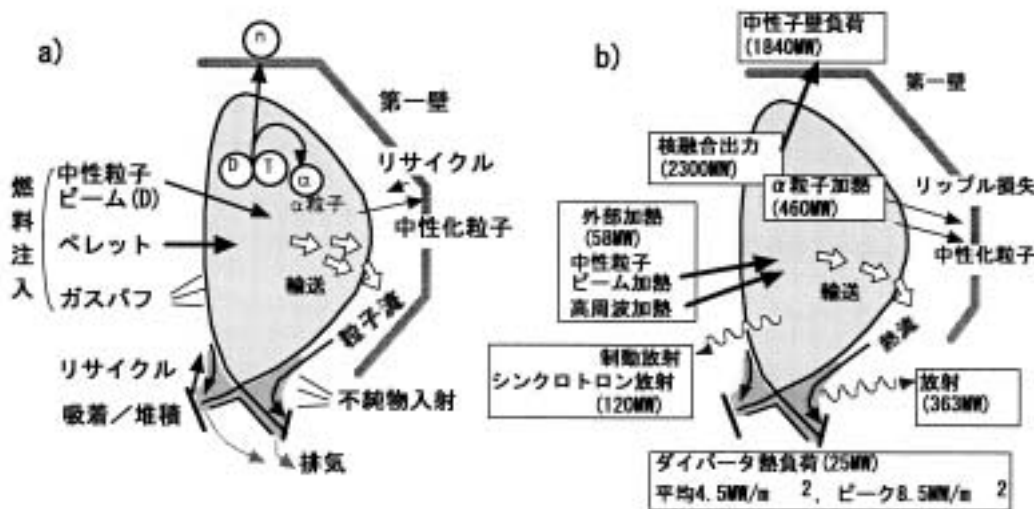
炉心プラズマの中には、燃料である重水素と三重水素以外にも、ヘリウムや第一壁の材料に起因する不純物も含まれています。この不純物の制御は大変重要です。核融合反応で生じたヘリウムは、プラズマ中に溜まり過ぎると燃料を希釈して核融合出力を下げってしまうので、効率よく排気する必要があります。現在想定しているヘリウムの混入量は電子密度の5%程度です。第一壁の表面材料の混入も抑える必要があります。原子番号の大きな粒子は、大きな放射損失を引き起こしてプラズマを冷やすからです。しかし、逆に、不純物による放射を利用することも大切です。プラズマから出て来た熱がすべてダイバータ板に集中すると、50 MW/m²を超える熱負荷になり、材料は耐えられません。そこで、Ne や Ar 等の希ガスをダイバータ領域に導入して放射を増大し、熱を第一壁全体に分散させます。ただし、主プラズマへの混入は困るので、スクレイブオフ領域にダイバータに向かう粒子の流れを作り、不純物粒子をダイバータ領域に押しとどめる必要があります。

3. 熱の収支はどうなっていますか？

次は、熱の収支(第2図(b))です。プラズマを加熱するのは、 α 粒子加熱(自己加熱)と、中性粒子ビームおよび高周波による外部加熱です。核融合のエネルギー利得 Q は、「核融合パワー/外部加熱パワー」で定義され、 $Q = 1$ を臨界プラズマ条件、 $Q = \infty$ を自己点火条件と呼びます。核融合炉は、プラ

ズマ電流を流す等の制御に外部加熱が必要なので、おおよそ $Q = 30 \sim 50$ 程度で設計しています。DT 反応では、核融合パワーの4/5が発生中性子に渡り、プラズマ外へ逃げます。残りの1/5が α 粒子に渡り、これが閉じ込められて自己加熱に使われます。自己加熱と外部加熱の比は、 $Q = 30$ の場合、 $Q/5 : 1 = 6 : 1$ となり、全加熱パワーの86%が自己加熱となります。ITER の目標である $Q = 10$ では、自己加熱割合は67%です。DT 燃料による実験は、これまでJET(欧)とTFTR(米)で行われていますが、自己加熱割合は10%程度です。「自己加熱が支配的なプラズマ」はITERで初めて実現されるのです。一方、「熱の逃げ」は、熱輸送(伝導と対流)および放射で決まります。熱輸送が中心的な過程です。放射については、高温の主プラズマからは制動放射とシンクロトロン放射等が発生します。プラズマ境界から出て来た熱はダイバータ板に向かいますが、上述のように、途中で光の形で放散させます。

高温高密度のプラズマをいかに少ない加熱パワーで効率よく維持できるかの指標を、エネルギー閉じ込め時間 τ_E といいます。プラズマの冷えにくさを表す量ともいえ、プラズマが持っている熱(蓄積エネルギー)を W 、加熱パワー(自己加熱+外部加熱)を P_{heat} とすると、 $dW/dt = P_{heat} - W/\tau_E$ で与えられます。加熱パワーをゼロとした場合、蓄積エネルギーが $1/e$ に減少する時定数です。また、定常状態($dW/dt = 0$)では、蓄積エネルギーを加熱パワーで割った値です。例えば10 MWの加熱パワーで20 MJの

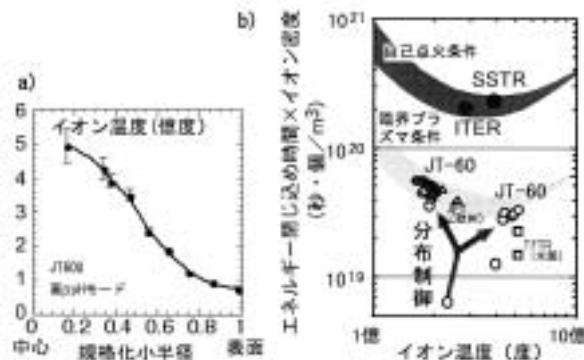


第2図 トカマクの(a)粒子バランスと(b)熱バランス(図(b)中の値は発電実証プラント設計例のもの)

蓄積エネルギーを保持できたとすると、 $\tau_E = 2s$ です。 τ_E は、JT-60(原研)では1s程度、ITERでは5s程度です。しばしば誤解されますが、エネルギー閉じ込め時間はプラズマの持続時間ではありません。家電製品に例えると、電気ポットで電気を切ると、お湯はある時間(= τ_E)で冷めますが、電源につないでおけば、何日でもお湯を保てます(= 持続時間)。同体積・同加熱パワーで、核融合出力はエネルギー閉じ込め時間の2乗に比例して増加します。

プラズマの中にはヘリウム等の不純物が存在します。その蓄積につれて核融合出力は低下し、例えばヘリウム混入率(電子密度に対する割合)が5%で85%、10%で71%になってしまいます。閉じ込め性能が良いプラズマでは、不純物粒子もよく閉じ込められてしまうことが問題です。効率的な排気で、いかに不純物の蓄積を抑えるかが鍵になります。

プラズマの温度、密度、圧力等は、空間的に分布を持っています。第3図(a)は、JT-60のイオン温度の例ですが、中心部では約5億度、周辺部では数千万度です。プラズマ諸量の分布は、非常に重要です。必要な条件を整えてうまく分布を作れば、同じ磁場やプラズマ電流、加熱パワーであっても、プラズマの性能は1桁も上昇します(第3図(b))。基本的に、温度や密度の分布は熱や粒子の拡散で決まりますが、プラズマ中には様々な電場や磁場の揺動が発生して拡散を大きくします。その拡散係数は、温度や密度の勾配、電流分布で決まります。また、プラズマを回転させ、その回転に空間的な勾配をつけることでプラズマ中にできる乱流的な渦を分断して拡散を抑えることもできます。



第3図 (a)JT-60でのイオン温度の空間分布と (b)分布制御による核融合性能の上昇

・プラズマの性能向上の策

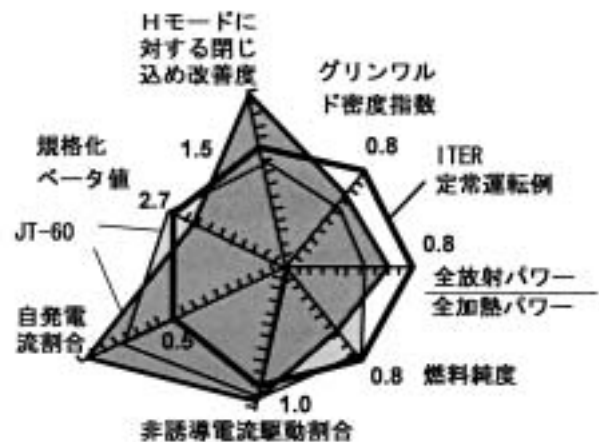
核融合炉では、高い閉じ込め性能で所要の出力を発揮し、第一壁への熱流を許容範囲に保ちつつ、高い出力密度でコンパクトな炉心を実現すると同時に、小さな循環電力で定常的にプラズマを維持することが求められます。この総合性能を7つの指標で表したものが第4図です。すなわち、

- (1) 閉じ込め改善度が高い：核融合出力の上昇
- (2) 規格化ベータ値(圧力指標)が高い：コンパクト化
- (3) 自発電流割合が大きい：循環電力低減
- (4) 非誘導電流駆動割合が大きい：定常維持
- (5) 密度指数が高い：核融合出力の上昇とダイバータ熱負荷低減
- (6) 放射率(=放射パワー/全加熱パワー)が大きい：ダイバータ熱負荷低減
- (7) 燃料純度が高い：核融合出力の確保

です。第4図には、ITERの定常運転の目標と、JT-60で得られている総合性能を示してあります。おのおのの要素性能が最適となる条件は異なり、全体をいかに高い次元で統合できるかが鍵となります。以下、これらの要素を説明します。

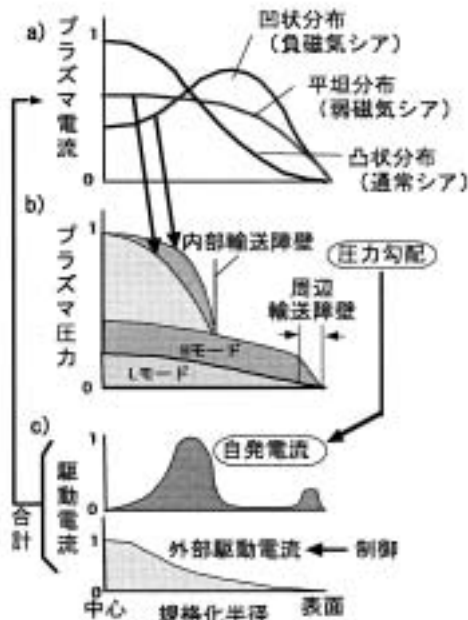
1. 閉じ込め性能を上げるにはどうするのですか？

ITERの標準運転モードをHモードといいます。これは、「輸送障壁」と呼ばれる熱や粒子の拡散を遮る層がプラズマの周辺部に形成されて閉じ込めが改



第4図 要求される総合性能(正七角形)：ITERの定常運転の目標値、実験データ：JT-60で得られた総合性能の例)

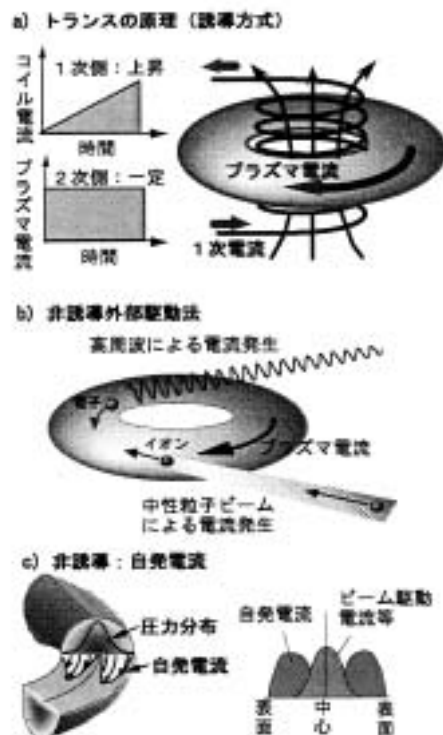
善される状態(第5図(b)),最も基本的な閉じ込め状態であるLモードの約2倍のエネルギー閉じ込め時間を持ちます。世界のほぼすべての装置で日常的に得られ,十分な実績があります。一方,プラズマの中心部が改善される運転モードもあります。その中で,特にJT-60で発見された「内部輸送障壁」は,閉じ込め性能を大きく向上します。さらに,これをHモードと重畳することで,一層高い閉じ込め改善(Hモードの1.5~2倍)が得られ,核融合炉の有力な運転モードとなっています(第5図(b))。Hモードのエネルギー閉じ込め性能に比べて,どの程度改善されているかを表す指標が,「閉じ込め改善度」です。通常,プラズマ電流は,プラズマ中心で高い凸状の分布をとりますが,この内部輸送障壁は,電流分布が凹状あるいは平坦な場合に形成されます(第5図(a))。このような電流分布によって,JT-60では臨界プラズマ条件や世界最高のエネルギー増倍率($Q=1.25$)が達成されています。ただし,閉じ込めが良くなりすぎて過度に急峻な圧力勾配が形成されると,プラズマが不安定になったり,内部輸送障壁の内側に不純物が溜まりすぎてしまいます。このため,電流分布や回転速度の分布を調節して,内部輸送障壁の強さを制御します。



第5図 (a)典型的な電流分布,(b)プラズマ圧力の空間分布(Lモード,Hモード(周辺改善モード),および中心改善モードとHモードの複合),(c)自発電流と外部駆動電流の分布 (a)(c)は相関ループを形成。

2. どのようにプラズマ電流を維持するのですか？

通常,プラズマ電流は,ポロイダル磁場コイルをトランスの1次巻線,プラズマを2次巻線として電磁誘導で流します(第6図(a))。しかし,一定のプラズマ電流を維持するためには,ポロイダル磁場コイルに流れる電流を増加し続けなければならない,定常運転はできません。このため,電磁誘導を用いない電流発生技術が必要です。これを「非誘導電流駆動」といい,これによって流す電流の全プラズマ電流に対する割合を「非誘導電流駆動割合」と呼びます。非誘導電流駆動には,外部駆動方式と,プラズマが自発的に電流を流す性質を利用する方式があります。外部駆動方式(第6図(b))には,電磁波を入射して電子を一方向に加速する高周波方式と,プラズマ電流と同じ向きに中性粒子ビームを入射する方式があります。高周波では,低域混成波と呼ばれる数GHz帯の波が最も効率よく電流を駆動でき,TRIAM-1M(九大)では世界最長の5時間の電流駆動が達成されています。電子サイクロトロン波を用いた方式は,プラズマ中の狙った場所に局所的な電流駆動を行える利点があります。主力であるビーム



第6図 プラズマ電流の発生手法;(a)トランスの原理(誘導方式),(b)非誘導外部駆動法(中性粒子ビーム法と高周波法),(c)自発電流

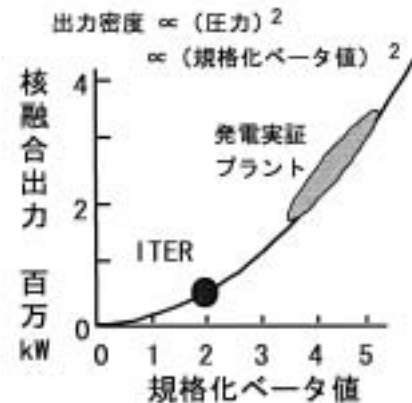
方式はプラズマの中心部に電流を流します。

しかし、外部駆動方式だけで全電流を賄おうとすると、核融合炉の電気出力に匹敵する循環電力が必要となり、炉の設計は困難です。そこで「自発電流」の利用が重要になります。自発電流は、プラズマ圧力の上昇とともに自然に発生します(第6図(c))。その割合を高めて外部駆動分のパワーを低減するのです。全プラズマ電流に対する自発電流の割合を「自発電流割合」といいます。自発電流は、プラズマの圧力勾配が駆動するため、原理的にプラズマ中心には流れません。このため自発電流の割合を増やすと、プラズマ電流全体の空間分布は平坦～凹状となります。したがって、前節で述べた内部輸送障壁と周辺輸送障壁を併せ持つ高閉じ込めモードは、自発電流の割合が高いプラズマが自然に帰着する配位なのです(第5図)。JT-60によって、高い割合の自発電流(70～80%)とビーム駆動電流の複合による完全非誘導電流駆動の下での高閉じ込め状態の維持が初めて実証され、ITERの定常運転や核融合炉の物理基盤が得られています。

3. 圧力を上げる鍵は何ですか？

核融合出力密度は、プラズマ圧力の2乗に比例します。このため、プラズマ圧力を高めれば、所定の出力を得るために必要なプラズマの体積が小さくて済み、経済性に優れたコンパクトな炉になります。同時に、自発電流の割合も大きくなり、さらに経済的です。しかし、プラズマ圧力が高くなり過ぎると磁場で支えきれなくなり、不安定性が発生してしまいます。この圧力限界の指標が「規格化ベータ値」 $\beta_N = p / (B I_p / 2 \mu_0 a)$ です。これはどれだけ低いトロイダル磁場 B_t とプラズマ電流 I_p で高いプラズマ圧力 p が得られるかを表します。 a はプラズマの小半径、 μ_0 は真空中の透磁率です。ITERの標準運転では $\beta_N \sim 2$ を想定しています。エネルギー閉じ込め改善度の高いプラズマでは、性能の限界を決めるのはベータ限界です。規格化ベータ値を4割増加するだけで核融合出力は倍増します(第7図)。一方、出力密度を上昇させると壁への熱負荷や中性子負荷が上昇します。したがって、プラズマの安定性と材料・構造技術の接点出力密度を決定します。

ベータ値の上限は、プラズマ電流と圧力の空間分布で大きく(3倍程度)変化します。また、プラズマ断面の三角度の上昇が有効です。さらに、不安定性



第7図 規格化ベータ値とともに上昇する核融合出力 (ITERの値で規格化)

が発生しても、その発生位置に電子サイクロトロン波を入射して安定性を回復する技術も開発されました。これらの研究の結果、現在では $\beta_N \sim 3$ の定常維持が可能になりました。しかし、経済的な核融合炉を目指す場合、さらに高い $\beta_N = 3.5 \sim 5$ の定常維持が必要です。その実現には、プラズマを囲む導体壁と真空容器内制御コイルによる安定性向上が必要で、今後の大きな研究課題です。

4. 壁への熱集中はどのように緩和するのですか？

ダイバータ板に集中する熱を低減するために、ダイバータ領域のプラズマを低温高密度として、燃料や不純物の原子あるいは非完全電離イオンから放射される光を増やし、光の形で熱を散逸させます。この放射パワーの全加熱パワーに対する割合を「放射率」と呼びます。放射率を上昇するためには、主プラズマの密度も上昇する必要がありますが、過度に増加させると主プラズマが冷えてしまいます。いかに閉じ込め性能の劣化なしに高密度と高放射率を実現できるかが鍵です。主プラズマの平均密度の経験的な指標をグリーンワルド密度といい、 $n_G [10^{20}/m^3] = I_p / (\pi a^2) [MA/m^2]$ で与えられます。この値で規格化したプラズマの密度を「密度指数」と呼びます。これまでに、プラズマ断面の三角度を高めることで、ITERで要求される性能(放射率 $\sim 80\%$ 、電子密度 $\sim n_G$)を達成できる目処がついています。また、ダイバータの構造が重要です。連載第5回で詳しい解説が行われますが、「閉ダイバータ(第2図)と呼ばれる構造とし、ダイバータ領域から主プラズマへの粒子の逆流を小さくしつつダイバータ下方からの

排気効率を高めます。

5. ディスラプションは避けられますか？

プラズマの密度や圧力が限界を越えると、プラズマが急速に消滅する「ディスラプション」が発生します。まずプラズマからの熱の放出(熱消滅)が起き、続いてプラズマ電流の消滅(電流消滅)が発生します(第8図(a))。熱消滅ではダイバータ板への大きな熱流が問題です。電流消滅では、プラズマ電流が持っていた磁気エネルギーの急速な開放によって真空容器内構造物にハロー電流が誘起され、これとトロイダル磁場との相互作用による電磁力が問題となります。電流消滅時には、多くの場合、プラズマの垂直移動現象が発生し、プラズマが第一壁に押し付けられてプラズマと真空容器内を介して大きな電流路を作ります。これがハロー電流です(第8図(b))。一方、垂直移動が小さい場合には、磁束を保存するために誘起された高電場によって、高エネルギー(数十 MeV)の逃走電子が発生する場合があります。これが第一壁に接触すると局所的な高熱負荷を与えます。これらの理由から、ディスラプションの回避と、仮に発生した場合でもダメージを緩和することが重要です。

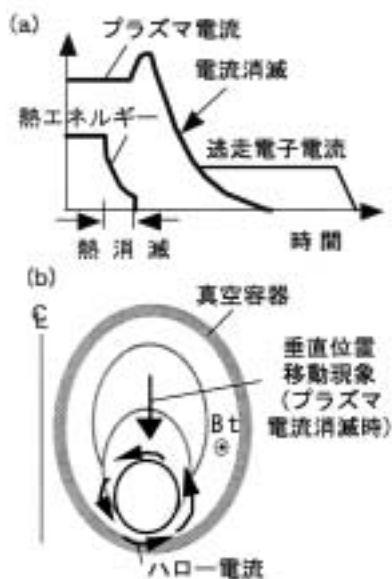
ディスラプションの発生条件はよく理解されています。回避の基本は、適切な運転シナリオで、密度、放射率および圧力の限界に対して十分な裕度を保つことです。例えば、ITERの標準運転程度であれば

ディスラプションはほぼ完全に回避できます。しかし、核融合炉では圧力や放射率を一層高める必要があります。現状では、規格化ベータ値を3以上、放射率を90%以上に高めていくと安定な運転領域は狭くなり、擾乱が加わった場合にディスラプションが発生する可能性がでてきます。今後、このような領域で運転裕度を定量化し、それに基づいて運転裕度を実時間で評価・予測して回避操作を行う技術を確立する必要があります。

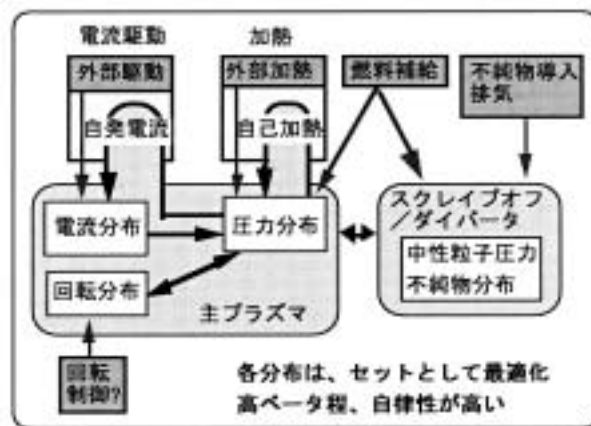
故障等の不測の事態でディスラプションを回避できない場合を想定して、緩和手法の開発も進んでいます。熱消滅の緩和では、ネオンのペレットをプラズマに入射することで、ダイバータ板に流入する熱を放射で拡散し、熱負荷の集中を大きく低下できることが実証されています。ハロー電流の緩和では、垂直移動現象の抑制が焦点です。垂直移動現象は、電流消滅時に真空容器等に誘起される渦電流とプラズマ電流が及ぼし合う力のバランスで決まります。この時、力が上下対称となる位置(中立平衡点)にプラズマの中心を設定すれば移動現象が発生しません。逃走電子については、外部エラー磁場の増大や熱消滅後の不純物ペレットの入射によって抑制できます。

炉心プラズマに必要な制御

これまで見て来たように、求められる総合性能を満足するにはプラズマ諸量の空間分布制御が不可欠です。そこには、燃焼制御という大切な役割も加わります。制御の考え方を第9図に示します。制御すべき量は、電流、圧力、回転および密度の分布です。ここで重要なことは、これらの分布が従属的な関係



第8図 (a)ディスラプション時の熱消滅と電流消滅および(b)垂直移動現象とハロー電流の発生



第9図 自律系プラズマと制御の考え方

を持つことです。第5図で述べたように、電流分布は輸送を左右し、特徴的な圧力分布を自己形成します。同時に、電流分布は、圧力分布が決定する自発電流の分布に大きく影響されます。また、圧力分布に応じて発生する α 粒子加熱の分布は、圧力分布自体の決定要因となります。核融合炉では、自己加熱パワーが全加熱パワーの約90%を占めるため、加熱分布の大部分はプラズマが自ら決定します。また、自発電流割合が70~80%を占めるため、電流分布もプラズマが自分で決める割合が大きいのです。このような「自律性」が強い核融合炉のプラズマを、全加熱の10%程度の外部加熱パワーと20~30%の外部駆動電流で制御するのは、燃焼度の確保やダイバータ熱負荷の軽減に必要な燃料や不純物粒子の制御は、主プラズマからダイバータ領域に至る全体的な制御として捉える必要があります。各分布が変化するとき定数は異なります。核融合炉の領域では、温度、密度、圧力、回転等は数秒から10秒程度、電流は100秒程度の時定数です。異なる時定数で発展する各分布をセットとして制御する必要があります。燃焼度が変動しては炉は成り立ちません。どのような計測およびアクチュエータを用いて、いかなるロジックで制御するのか。これは今後の課題です。ITERは、高い自己加熱割合を初めて実証する課題を負っています。また、強い自律系を形成する高ベータプラズマの定常維持の手法を確立することも極めて重要な課題です。

・終わりに

炉心プラズマは一つのシステムをなします。そこ

では、適切な制御の下で総合的な性能を満たすことが求められます。さらに、炉心プラズマを核融合炉システムの中でのサブシステムとして捉えて、核融合炉全体の最適化を図ることが重要です。そのような視点から、本稿が参考になれば幸いです。なお、研究の詳細に関しては、以下の文献を参考にしてください。

参考文献

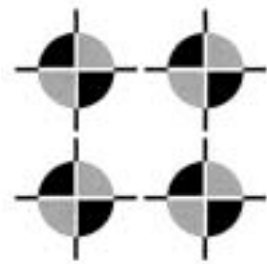
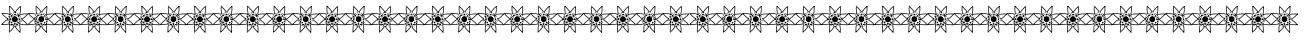
- 1) 岸本 浩, 他, “小特集 ITER 物理 R&D の成果”, プラズマ核融合誌, 76, 19(2000); 76, 116(2000).
- 2) 森 雅博, 他, “小特集 トーラスプラズマにおける輸送障壁”, プラズマ核融合誌, 74, 96(1998).
- 3) 山崎耕造, 他, “小特集 ベータ限界と MHD”, プラズマ核融合誌, 79, 121(2003).
- 4) 朝倉伸幸, 他, “小特集 周辺プラズマ研究の最近の進展”, プラズマ核融合誌, 80, 181(2004).
- 5) 鎌田 裕, 他, “JT-60の臨界プラズマ条件達成と核融合炉への展望”, 原子力誌, 39, 367(1997).
- 6) 二宮博正, “定常核融合炉を目指した JT-60の最近の成果”, 原子力誌, 45, 243(2003).

著者紹介

鎌田 裕(かまだ・ゆたか)



1988年東京大学原子力工学専攻博士課程修了。現在、日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部炉心プラズマ実験計測開発室長。国際トカマク物理活動周辺ペDESTAL物理グループ議長。JT-60での高ベータ・先進トカマク運転開発と周辺ペDESTAL研究等に従事。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第3回 プラズマを超高温にする加熱装置

日本原子力研究所 井上多加志，坂本 慶司



はじめに

これまで本連載講座でみてきたように、トカマク型の磁場閉じ込め核融合炉では、燃料である重水素(D)とトリチウム(T)のプラズマを生成し、温度と密度を高めて核融合反応を起こします。DT核融合反応の結果生じる ${}^4\text{He}$ は核融合に伴うエネルギー(3.5 MeV)をもってプラズマ中に放出され、プラズマ加熱に利用できるものの、そのためにはまず、核融合燃焼条件(たとえば自己点火)を確立することが必要です。すなわち、本連載講座の第1回で紹介したローソン図からわかるように、自己点火条件を確立するイオン温度である数十 keV(数億度)まで、外部からプラズマにエネルギーを投入して加熱することが必要なのです。

本稿では、プラズマを数億度という超高温まで加熱する方法と、加熱を行う装置のしくみを紹介します。またトカマク型核融合炉の定常運転に不可欠なプラズマ電流の駆動という加熱装置が持つもう一つの役割について説明します。さらに加熱装置の開発研究の現状を紹介します。

どうやってプラズマを数億度に加熱するの？

1. ジュール発熱で加熱する方法

トカマク装置の特徴の一つは、プラズマ自身に数メガアンペア以上の大電流を流し、それが作る磁場をも利用してプラズマを閉じ込めるといふ点です。プラズマは、ガスが高温(数 eV: 数万度以上)になっ

てイオンと電子に分かれ、バラバラになったものですから、電流は容易に流れます。電流を流せばプラズマ自身のもつ抵抗によってジュール発熱を起こし、プラズマを加熱することができます。これは電熱器でニクロム線に電流を流して加熱するのと同じ原理です。しかしながら、プラズマの抵抗値は温度の $3/2$ 乗に逆比例して小さくなってしまい、1 keV程度までしかプラズマを加熱することができません。そこで第2段加熱、あるいは追加加熱といわれる更なる加熱方法が求められます。

2. 粒子ビームで加熱する方法

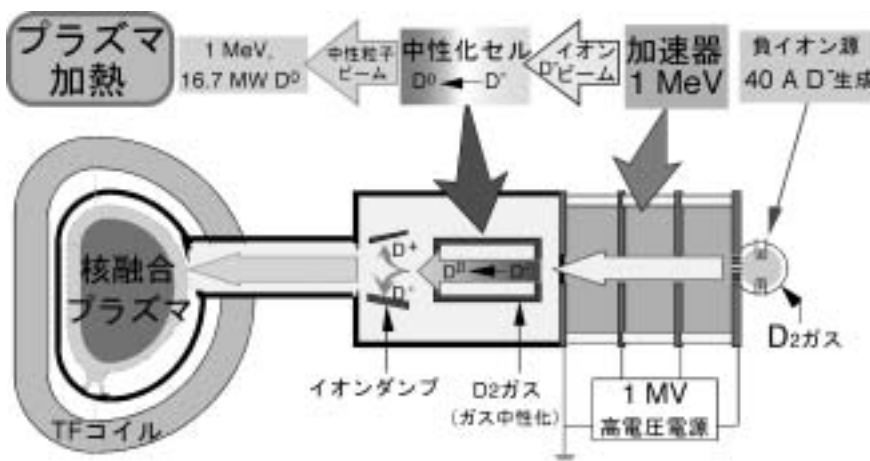
数十 MW もの大パワー粒子ビームをプラズマに入射して加熱する方法を、中性粒子入射(NBI: neutral beam injection)加熱といいます。

NBIのしくみを第1図に示します。NBIでは、まずイオン源でイオンを生成し、これを加速器で加速してイオンビームとします。NBIで用いるイオン源や加速器は、原子核物理実験や産業界で用いられているものと基本的に同様です。しかしその特徴を挙げるなら、桁違いに大電流のイオン源であり、加速器である、ということができるといえるでしょう。例えば、国際熱核融合実験炉ITERのNBIでは、ビームエネルギーは1 MeVと低いのですが、重水素負イオン(D^-)のビーム電流値は40 Aもあり、従来の加速器の100倍以上の大電流イオン源と静電加速器が要求されています。

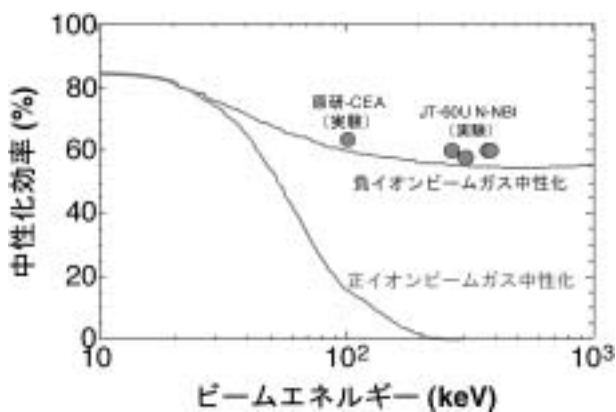
さて、せっかく大電流のイオンビームを発生しても、イオンビームのままではプラズマ閉じ込め用の強力磁場で軌道を曲げられてしまうため、プラズマにイオンビームを直接入射することはできません。そこでNBIでは、「中性化セル」と呼ぶガスセル中にビームを通してイオンビームを中性粒子ビームに変換し、プラズマに入射します。第2図はガスセル

*Intelligible Seminar on Fusion Reactors (3)
Heating Systems to achieve Fusion Reaction in High
Temperature Plasma: Takashi INOUE, Keishi
SAKAMOTO.*

(2005年 2月4日 受理)



第 1 図 中性粒子入射加熱装置(NBI)のしくみ



第 2 図 水素イオンビームの中性化効率

と衝突してそのエネルギーをプラズマ粒子に与え、プラズマを加熱します。これが NBI によるプラズマ加熱の原理で、加熱前の 1 keV 程度のプラズマが「ぬるま湯」とすると、「熱湯」に相当する MeV 級のエネルギーを持つ高出力中性粒子ビームを入射し、プラズマの温度を上げるものです。JT-60を大電流化した JT-60U では、正イオンを用いた従来型 NBK (出力 40 MW) に加えて、400 keV、5 MW の負イオン NBI を用い、イオン温度 5.2 億度のプラズマを生成しています。これは人類が創り出した最高温度として、ギネスブックにも掲載されています。

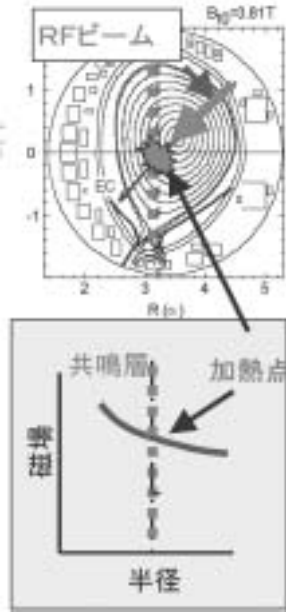
による水素イオンビームから中性粒子ビームへの変換効率をビームエネルギーの関数として計算したものです。従来の NBI では水素または重水素の正イオンを中性化する方式をとっていましたが、正イオンの中性粒子への変換効率はビームエネルギーと共に低下し、例えば、JT-60の正イオン NBK (ビームエネルギー 100 keV) では、中性化効率はわずか 20% 以下です。プラズマが大型化するに従って、ビームを中心まで到達させるためにはより高いビームエネルギーが必要となりますが、MeV 級のエネルギーでは正イオンの中性化効率はゼロとなってしまいます。そこで ITER 以降の核融合炉で用いられる NBI では、1 次ビームとして負イオンを用いることが不可欠となっています。負イオンを用いれば 1 MeV 以上の高エネルギーでも 60% 程度の高い中性化効率を得ることが可能です。

プラズマに入射した中性粒子ビームは電離され、イオンビームとなってプラズマ中の磁場によって閉じ込められます。この間にプラズマの電子やイオン

3. 高周波で加熱する方法

高周波 (RF: Radio Frequency) を使ってプラズマを加熱することもできます。RF のエネルギーを物質に吸収させて温めるという考え方は電子レンジと同じです。ただプラズマを効率よく加熱するためには、最適な周波数や入射方法を選択する必要があります。本節では ITER での使用が期待されているミリ波帯 RF を用いて電子に直接エネルギーを注入する「電子サイクロトロン共鳴 (ECR: Electron Cyclotron Resonance) 加熱、略して ECH」について紹介します。

磁場に閉じ込められたプラズマでは、電子もイオンも磁力線に巻き付いて回転運動をしています。この回転周波数は磁場の強さに比例しますが、一般的な核融合装置での磁場の強さ (数テスラ (T)) の場合、電子の回転数は 1 秒間に約 1,000 億回 (100 ギガヘルツ (GHz)) のオーダーです。この回転周波数に近い周波数を持つ RF を入射すると、電子は共鳴的に加速されます。この高エネルギー電子がプラズマ



第3図 トカマク断面、磁場分布と共鳴層

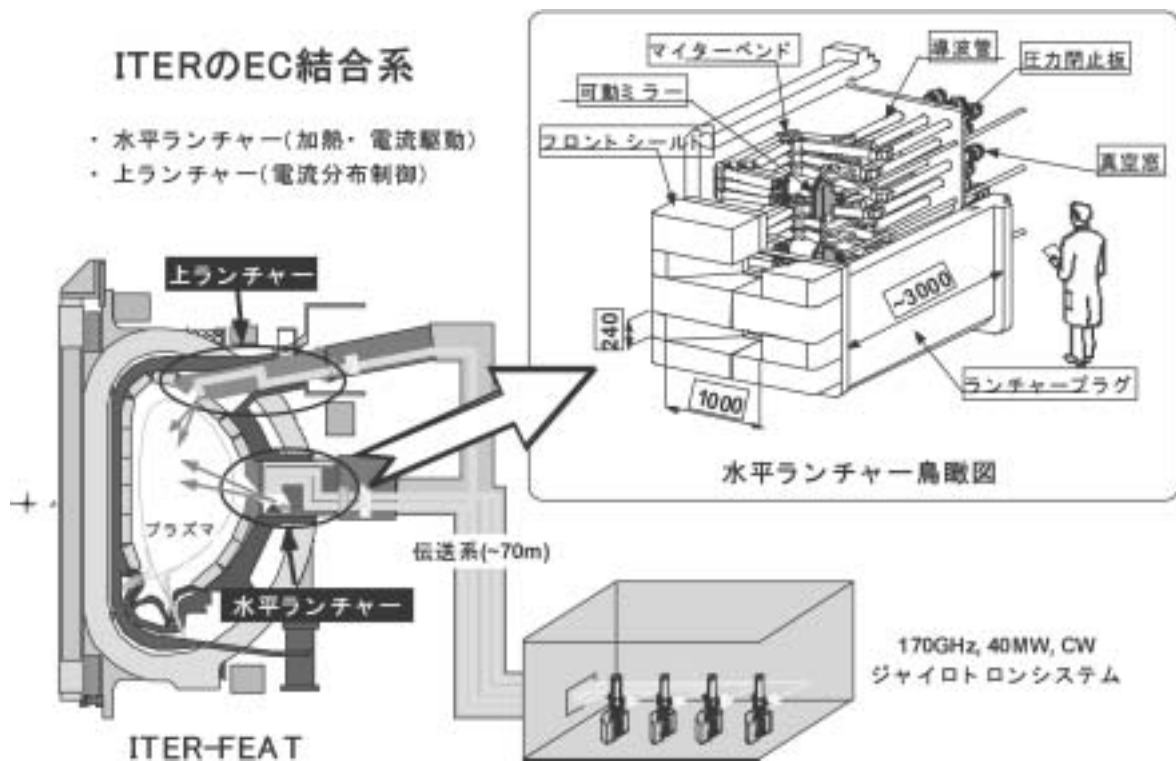
中で他の低速電子にエネルギーを与え、最終的にプラズマ全体が加熱されます。100 GHz 程度と高い周波数の RF は、第3図に示すように、レーザー光線のようにビーム状にプラズマ中を伝播しますが、電子の回転周波数と RF 周波数が共鳴しないところではプラズマ中を素通りするだけで、何も起こりません。共鳴条件を満たす場所でのみ RF エネルギーが

プラズマに吸収されます。トカマク装置では磁場が場所によって変化しており、共鳴条件を満たす場所はプラズマ中の狭い範囲に存在することになります。したがって必要な場所のみを選択して加熱することもできるわけです。JT-60 U ではこの特徴を活かし、RF ビームの入射角度を制御してプラズマ中心を集中的に加熱することで電子温度3億度を達成しました。

ECH 装置は第4図のように、RF を発振する発振源、発生した RF をトカマク真空容器まで伝送する伝送系、RF をプラズマへ入射するアンテナ系(別名ランチャ)で構成されます。

核融合炉の定常運転には加熱装置が必要なのですか？

第 4 章でも説明があったように、従来のトカマク装置はトランスの原理を用いてプラズマ電流を流すため、基本的にパルス運転しかできません。エネルギー源としての核融合炉を考える際には、定常化が不可欠であり、外部からプラズマ中に電流を誘起する必要があります。そこで、NBI や RF を用いて定常的にプラズマ電流を駆動する方法が考えられています。NBI や RF に期待される機能がプラズマ加熱のみであれば、自己点火後には不要となってしまう



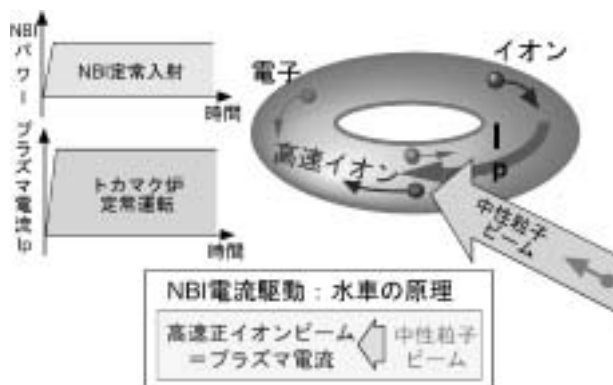
第4図 電子サイクロトロン共鳴加熱装置の概念図

ますが、核融合反応を持続させるためには、NBI や RF の定常入射による電流駆動の機能が期待されます。トカマク炉定常運転の鍵は、NBI や RF の高性能化が握っているといっても過言ではありません。

NBI でプラズマ電流を駆動するためには、第 5 図のように、環状のプラズマに対して NBI を接線方向から入射します。プラズマに入射された中性粒子ビームはプラズマ表面近傍で主に電子と衝突して高速正イオンとなり、磁場に閉じ込められてトラスプラズマ中をグルグル周回するようになります。これをプラズマ電流として、その作る磁場をプラズマ閉じ込めに利用するものです。たとえていうなら、NBI による電流駆動とは、水車の上から水を流して水車を回転させる方法にたとえられるでしょうか。

RF を電流駆動に用いる際には、RF ビームを磁力線方向に斜めに入射します。すると RF は、まず高速で磁場方向に進行する電子と共鳴を始めます。これをドップラー効果を入れたサイクロトロン共鳴といいます。ドップラー効果により加熱に必要な ECR 条件よりも少し高い周波数が必要となります。RF 電流駆動では、RF と同じ方向に流れている電子だけにエネルギーを与え、これがプラズマ中に駆動される電流となります。ECR を用いた電流駆動では、加熱の時と同様、プラズマ中の狭い範囲のみに電流を選択的に流すことが可能です。自律性の強い核燃焼プラズマ(本連載講座第 2 回参照)では、局所で発生する乱れがプラズマ全体に波及して性能を低下させる現象が予想されていますが、ECR でこの部分に集中して電流を駆動し安定化する、プラズマ能動制御の研究も行われています。

核融合研究の要求がプラズマ加熱のみであった時



第 5 図 NBI によるプラズマ電流駆動

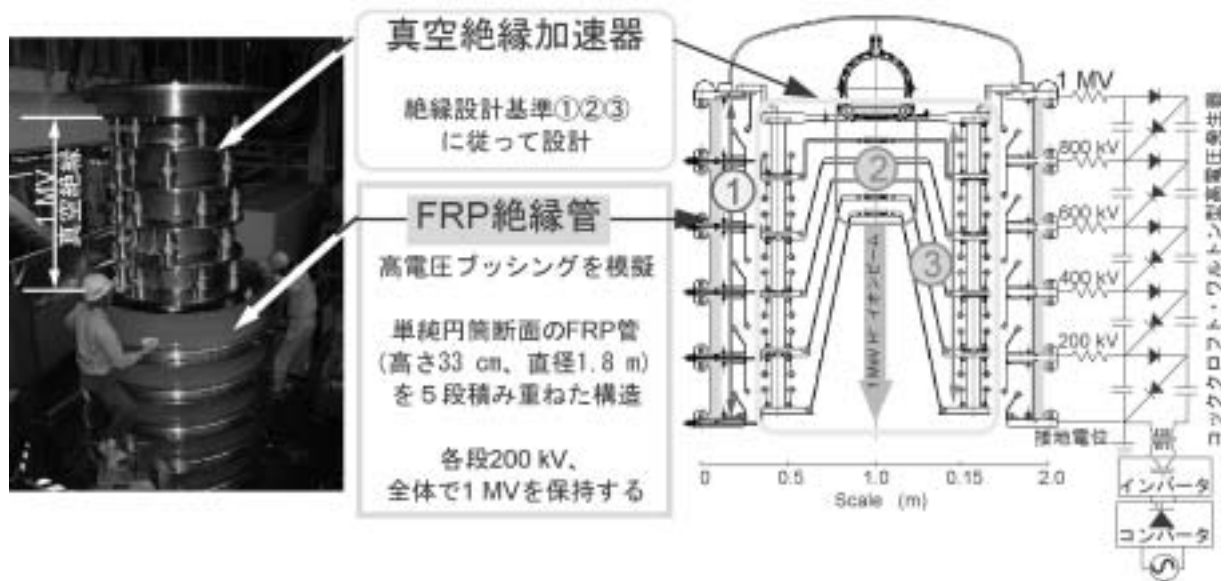
代には、各種加熱法のプラズマとの組合せ試験を行うために、トカマク装置の周囲に多様な加熱装置が設置されましたが、それぞれ一長一短があって優劣をつけがたい状況でした。しかしながら、核融合発電を想定した外部電流駆動による定常化研究が本格化すると、NBI や RF の運転パワーはその核融合炉で発電した電力を使用するわけですから、発電所内の循環電力を低減するために不可欠なシステム効率(加熱パワー/入力電力)や電流駆動効率(駆動できるプラズマ電流/加熱パワー)等が新たな指標として検討されるようになり、現在では、総合性能を勘案して NBI と ECH が加熱装置の有力候補として注目されています。

・加熱・電流駆動装置の開発はどうなっていますか？

1. 1 MeV, アンペア級負イオン加速器

ITER NBI のイオン源と加速器に要求される性能は、ビームエネルギー 1 MeV, 負イオン電流 40 A です。さらにエネルギー生産を行う核融合炉では、高密度・大型プラズマの中心までビームを到達させてより高い電流駆動性能を得るため、1.5~2.0 MeV 程度のビームエネルギーが要求されます。原子核物理実験等で用いられている従来の静電加速器に比べると、ビームエネルギーは低いものの、従来の加速器の電流値が高々 mA レベルであるのに対して、NBI 用加速器ではその数十倍以上となります。しかしながら、1 s 程度のパルス運転でもアンペア級の電子・イオンビームを 1 MeV 以上のエネルギーまで加速した例は世界にありません。

さらに ITER NBI に向けての開発では、大電流のビーム加速以前に 1 MV という高電圧の真空絶縁技術を確立しなければなりません。ITER では、核融合反応の結果生じる中性子や 2 次的に発生する γ 線がビーム入射のために開けた開口部を通して NBI 内に流入するため、NBI 機器はこれらの放射線に曝されます。加速器位置での中性子束は $10^{10} n/cm^2 \cdot s$ 程度と低いので、永久磁石やアルミナ等、イオン源と加速器で用いられる機能性材料の照射損傷は問題となりません。しかしながら、従来用いられている SF₆ 等の絶縁ガスを加速器の高電圧絶縁に用いると、放射線誘起伝導(RIC: radiation induced conductivity), すなわち電離箱と同じ原理によってガス中に電流が流れてしまいます。そのため高電



第6図 1 MeV、アンペア級の負イオン加速を目指した MeV 級加速器

圧絶縁は真空を用いざるを得ないのです。

日本原子力研究所(原研)においては、ITER NBIの建設に向けて、1 MeV、アンペア級の負イオン加速を目指した加速器開発を行っています。この「MeV 級加速器」の外観を第6図に示します。加速器外周で真空境界を形成するのは、直径1.8 m、高さ33 cmのFRP(Fiber reinforced plastic: ガラス繊維をエポキシ樹脂で固めたもの)製円管を5段積み重ねたFRP絶縁管(高さ1.9 m)です。MeV 級加速器ではITER NBIの真空絶縁条件を模擬するため、電源部の絶縁に用いるSF₆ガスと加速器の間の真空隔壁としてFRP絶縁管を使用し、その内部に加速電極およびその支持構造物(ここで「加速器本体」と呼ぶ)を挿入して使用する構造となっています。加速器本体は、アルミ製のポスト碍子によって-1 MV電位のフランジから吊り下げられ、構造上切り離されています。FRP絶縁管と加速器本体の間には、幅50 mm、絶縁距離2 m程度の真空ギャップが全周にわたって存在し、-1 MVの高電位にある部分がこのギャップを介して接地電位を直接見込むことを許容した設計となっていることから、この加速器を「真空絶縁型加速器」と呼んでいます。従来の加速器では、高電圧部が接地電位まで見通せるのはビームを加速する加速電極の孔を通してのみであり、貫通放電の可能性を極力小さくする設計となっているのと比較すると、1 MV真空絶縁技術の確立がこの加速器開発のキーポイントとなることは容易にご想像頂けるでしょう。

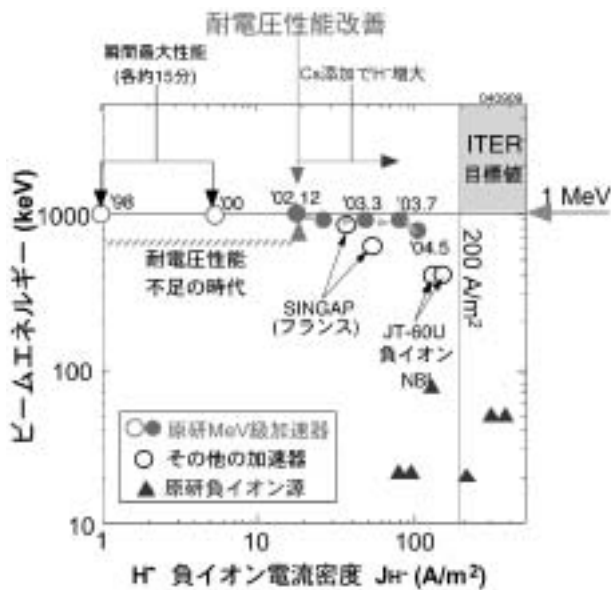
1 MV高電圧を真空絶縁するために行った設計対応は以下のとおりです。

- 従来の加速器の加速電極間の絶縁設計と同様、高真空中の真空アーク放電に対する耐電圧性能が真空絶縁距離の1/2乗に比例するとするClump則を採用。
- 一方、NBIではイオン源が加速器に直結されるため、運転中の加速器内圧力は0.02~0.2 Pa程度まで上昇する。そこでグロー放電に対するパッシェンの法則をも適用。

しかしながら、Clump則では真空絶縁距離が長いほど耐電圧性能は向上するのに対し、グロー放電は絶縁距離が短い方が電子雪崩を起こしにくく、耐電圧性能は向上します。そこでMeV 級加速器では、運転中の圧力が高い加速器電極間では、グロー放電防止を図り(第6図の), 圧力の低い加速器本体周囲では、真空絶縁距離を長くにとってアーク放電を防止する設計()となっています。さらに、

- FRP絶縁管の陰極接合点(フランジ、FRPと真空の三重接点)近傍に大型の「電界緩和リング」を設置し、陰極接合点の電界強度を1.2 kV/mmまで低減した()。

これらの対応によって真空絶縁技術が確立し、今では定格の1 MVを安定に保持することができるようになり、現在、MeV 級加速器の開発は1 MeVレベルで着実に進んでいます。MeV 級加速器におい



第7図 MeV級加速器開発の進展

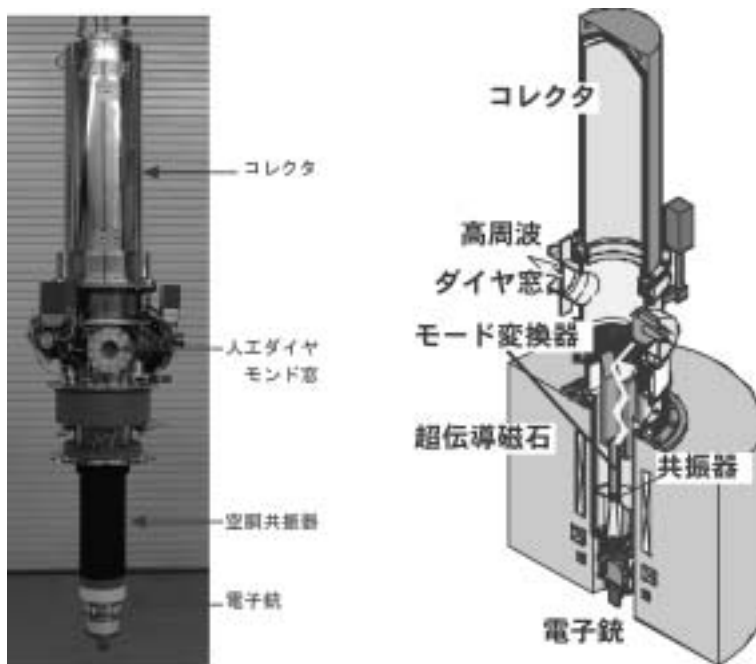
てこれまでに得られた負イオンビームの電流密度をビームエネルギーの関数として第7図に示します。この図には、他の核融合用大電流負イオン源と加速器の達成値もあわせて示しています。これまでに、MeV級負イオンビームの電流密度は実用規模の100 A/m²まで増大し、あと2倍でITER NBI用加速器の要求値を満足するレベルに到達しています。

しかしながら、現有試験設備の容量は1 MeV, 1 Aであり、ITER NBIの要求値40 Aまで大きな乖離があることは誰の目にも明らかです。そこで、10

年といわれるITER建設期間中に実規模負イオン源と加速器の統合性能試験を行う計画です。ITER建設決定後、速やかに実規模試験に移行できるよう、ITER参加極間で協議が進められています。

2. 170 GHz, 1 MWジャイロトロンの開発

ITERの電子サイクロトロン共鳴加熱装置として、周波数170 GHz, 1本あたりの出力1 MW級のRF源が求められています。この周波数帯で効率の良い発振が可能なRF源はジャイロトロンと呼ばれる電子管です。第8図は原研で開発したITER用ジャイロトロンの写真で、高さは約3 m、重さは約800 kgあります。ジャイロトロンによるRF発振の原理は、いわゆるサイクロトロン共鳴メーザーで、以下のように、プラズマ中のECRによる電子の加速とは逆のプロセスでRFを発生するものです。すなわち、まず約80 keVの電子ビームを電子銃で発生させ、磁場に巻きついた回転電子ビームを作ります。この回転電子ビームを、7 Tの磁場が印加された空洞共振器に打ち込みます。その結果、電子ビームの回転運動エネルギーが誘導放射によってRFのエネルギーに変換されます。空洞共振器内の特定の場所にエネルギーの揃った良質の電子ビームを打ち込むことにより特定の発振モードを励起し、ある周波数のRFを選択的に発振させることができます。



第8図 大電力ジャイロトロンの外観と構成

ジャイロトロンの名前は、この電子の回転運動、つまりジャイロ運動に由来しています。RF 電力は、空胴共振器の下流側に置かれたモード変換器で長距離伝送に適したガウス型の RF ビームに変換されて、出力窓を通して外部に出力されます。

さて、発振に寄与し空胴共振器を出る電子ビームは、30 keV を最低エネルギーとして広い連続スペクトルを持ちます。そこで原研のジャイロトロンでは、RF 発振後の電子ビームの最低エネルギーに対応する電圧を電子ビーム処理部(コレクタ)に印加することにより、電子ビームの残存運動エネルギーを静電エネルギーとして回収し、再度電子ビーム発生用のパワーに回生しています。通常のジャイロトロンの RF 発振効率は30%程度ですが、このエネルギー回収を利用することにより、効率50%での高出力運転が可能になっています。エネルギー回収型ジャイロトロンは効率の大幅な向上に加えて、必要な電源、冷却系などの容量がほぼ半減し、大幅なシステムの簡素化、コストダウンが可能になるため、核融合炉の加熱電流駆動装置としての ECH 装置には不可欠の技術となっています。

もう一つの重要な開発要素は、ジャイロトロン内を超高真空に保ちつつ RF を外部に取り出すための真空窓の開発でした。従来真空窓にはサファイア、窒化ケイ素等を用いていましたが、誘電損失による発熱のため0.5 MW で1s以下の出力が限界でした。ところが、プラズマプロセッシング技術の進展により、1996年頃からプラズマ化学気相蒸着法(CVD)により質の良い大口径の人工ダイヤモンドの製造が可能となりました。ダイヤモンドは常温での熱伝導率が現在知られている物質中でもっとも高く(銅の約5倍)、100 GHz 帯の RF による発熱が従来のセラミックの1/10以下とミリ波帯の窓材料として極めて優れた性能をもつことから、この特性を生かして水冷ダイヤモンド窓を開発しました。これをジャイロトロンに組み込む技術を開発し、原研において世界で初めて人工ダイヤモンド窓搭載ジャイロトロンの開発に成功して、これまでに0.9 MW でパルス幅9.2sの高出力発振に成功しています。今後さらにモード変換器の高効率化、実験用テストスタンドの改良を行い、1 MW で連続出力の達成を目指しています。

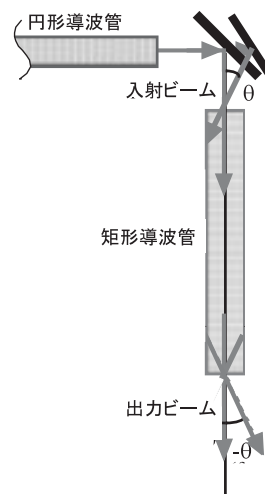
3. 電子サイクロトロン加熱用結合系の開発

ITER では合計24本の170 GHz の1 MW ジャイロトロンから、それぞれ導波管により RF が伝送され、結合系(アンテナ系)に導入されます。ITER で用いられる ECR 加熱は周波数が170 GHz と高いため、光のようにビームとして扱うことが可能で、ミラーで反射させることが可能です。そこで ITER では、第4図で示すように、先端部に可動ミラーを置き、RF ビームの入射方向を制御して、プラズマ中への入射位置を選択する設計としています。プラズマからの中性子を遮蔽するため、導波管はポートプラグ内でクランク状に曲げられています。

一方、遠隔制御型アンテナと呼ばれる新方式の結合系も提案されています。これは第9図のように、ある特定の長さの矩形の導波管の入り口に RF ビームを入射すると、この入射角度と同じ角度で導波管先端部から RF ビームが放射されるものです。この方式にすればミラーをプラズマ近傍に設置する必要がなく、信頼性の向上が期待できます。この方式は、中性子環境が厳しくなる発電実証プラントでは必須のアンテナと考えられ、原研ではモックアップを製作して計算通りの制御性能を確認しています。

まとめ

以上、簡単に核融合炉の加熱装置について説明してきました。加熱装置の第1の役割は、十分な核融合反応が起こりうる温度までプラズマの加熱を行うことです。いわば加熱装置が核融合反応の最初の着火源の役割を果たすこととなります。加熱装置のもう一つの機能は、電流駆動を行ってトカマク型核融



第9図 遠隔制御型アンテナの概念図

合炉の定常運転を実現することです。さらに加熱装置によってプラズマ電流，あるいは電流分布を調節して高性能プラズマを生成し，核燃焼制御の機能をも担うことができます。

このように，加熱装置は核燃焼を始動し，炉心の高性能化・定常運転を実現し，さらには核燃焼を制御する機能を有する装置であり，核融合炉のなかで重要な役割を担うものといえます。その一つである NBI は従来の加速器物理・工学を基本として桁外れの大電流イオンビームを加速する加速器です。また ECR は，大型の電子管をパワー源としてプラズマ中の電子を共鳴的に加速するものです。加熱装置には従来の加速器工学や電子工学分野の技術が多数

応用され，核融合炉用に高出力・高効率のイオン源，加速器，ジャイロトロンといった機器が開発されており，今後，他分野への応用も期待されています。

著者紹介

坂本慶司(さかもと・けいし)



1981年九州大学大学院工学系修士課程修了。理学博士。日本原子力研究所核融合工学部加熱工学研究室室長。日本原子力研究所に入所以来、プラズマの高周波による加熱電流駆動技術、特にジャイロトロンを中心とする大電力ミリ波工学の開発研究に従事。

井上多加志(いのうえ・たかし) 本誌，46(12)，p.852参照

☆日本原子力学会 標準委員会発行☆

『使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2004』

(AESJ-SC-F002:2004, 2004年1月21日制定)

2005年1月31日発行 会員価格8,400円(定価:10,500円)〔税込/送料別〕

原子力発電所の使用済燃料に対する我が国の基本方針は，リサイクルによるプルトニウム及び回収ウランの再利用にあります。燃料サイクルにおける中間貯蔵は，再処理施設の操業に柔軟に対応するための手段と考えられています。このような状況を踏まえて日本原子力学会では，中間貯蔵用金属キャスクに関する標準を制定しました。

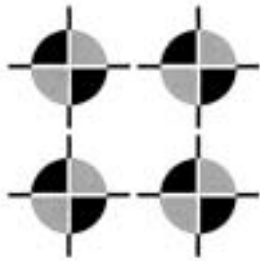
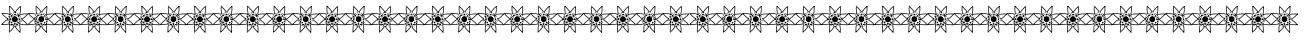
この標準の対象とする金属キャスクは，使用済燃料の中間貯蔵施設での静置・保管だけでなく，原子力発電所からの輸送，及び中間貯蔵施設からの輸送に一貫して使用するものです。

したがって，保管及び輸送上の基本的安全機能及び構造上の設計要求，並びに各過程での検査項目及び検査方法を規定し，さらに事業者の責任，発電所内における先行貯蔵，部材の長期健全性の確認についても規定しています。

ご購入ご希望の方は，標準委員会ホームページ<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/sc/>

または FAX 03-3581-6128 にてお申込下さい。(標準委員会ホームページから申込書を印刷することができます。)

お問合せ先 (社)日本原子力学会事務局標準委員会担当 TEL 03-3508-1263



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第4回 核融合炉の状態を診断し，最適に制御するシステム

日本原子力研究所 栗原 研一



・ プラズマ計測制御はおおよそどこまで来たか？

1955年の「第1回原子力平和利用国際会議」により世界中で本格的な核融合炉研究開発が開始されてから、今年でちょうど半世紀となります。最も実用化に近いトカマク型核融合装置は、この20年の研究開発の結果、短時間ながら投入エネルギーと発生エネルギーが等しい「臨界プラズマ条件」を達成し第1の関門をクリアできました。これでようやく核融合炉の実現への開発シナリオが描けるようになりました。そのシナリオは大雑把に言えば、まず実験炉 ITER において、これまで経験のない DT 燃焼しているプラズマ制御の課題、発電ブランケットの課題などを摘出するとともに、これら課題の解決を行うというものです。そこで次の段階への不確定性を最小限にした時点で、発電実証炉の建設に移行して核融合発電が実現される、といったところでしょうか。

このような見通しを想像できるようになるまで、半世紀もの期間を要した最大の理由は、プラズマに投入したエネルギーが思った以上に早く散逸してしまい、この対応策を見出すために、新たな装置建設や各種改造さらには実験上の試行錯誤が必要であったからです。世界中の様々なトカマク装置で取得された、プラズマのマクロパラメータ(閉じ込め磁場強度、総プラズマ電流、位置形状、等)とエネルギー閉じ込め性能との関係を基に、必要な性能を発揮する装置サイズなどを一定の確度で予想することが可能となりました。この関係式を使って実験炉

の設計仕様を決めているのです(関昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社, (2001))。

要求性能の装置サイズなどを決めるために使われるこのマクロパラメータに関する関係式を「スケーリング則(付録参照)」と呼んでいます。プラズマにおけるエネルギー閉じ込め現象は、単純化すれば電磁場中での多体問題といえます。こう考えますと、電磁場の方程式や粒子の運動方程式などを連立偏微分方程式系として然るべき境界・初期条件の下で時間進行方向で計算すれば、エネルギー閉じ込め現象の解析は一見可能に思われるかもしれませんが、しかし、そのような粒子と場あるいは粒子同士の相互作用といった複雑系の計算はあまりに膨大であるため、計算科学として研究がいま進行している段階です。ですから、現時点では実験式として求めることが合理的な方法となるわけです。

実験データを基に統計処理して得られたこの式は、装置が満たすべき必要条件を表していると考えられますが、十分条件にはなっていません。いい換えますと、あるエネルギー閉じ込め性能を標準的に達成するために必要な装置のマクロパラメータを与えるものであって、そのマクロパラメータを持つ装置が普通実現するエネルギー閉じ込め性能はその値を(上限付近に)含む様々な値をとります。このばらつきの要因は、スケーリング則に現れる装置のマクロパラメータ以外に決定因子がまだ存在するということを意味します。それらは近い将来すべて明らかにされると思われませんが、主なものは、電流、密度、温度、電磁場などのプラズマ内分布であると考えられています。さらにそれら分布パラメータは、プラズマに対する制御とプラズマ自身の特性に依存しています。また核融合炉のプラズマでは、DT 燃焼によって発生した α 粒子(ヘリウム原子核)が自己を加熱しプラズマへの加熱のほとんど(ITER で約70

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (4) Plasma Control and Diagnostics System: Kenichi KURIHARA.
(2005年 2月17日 受理)

%, 核融合炉規模で約90%)を賄うようになるため自律性が増し、外部からの加熱の影響度が変わる可能性があります。

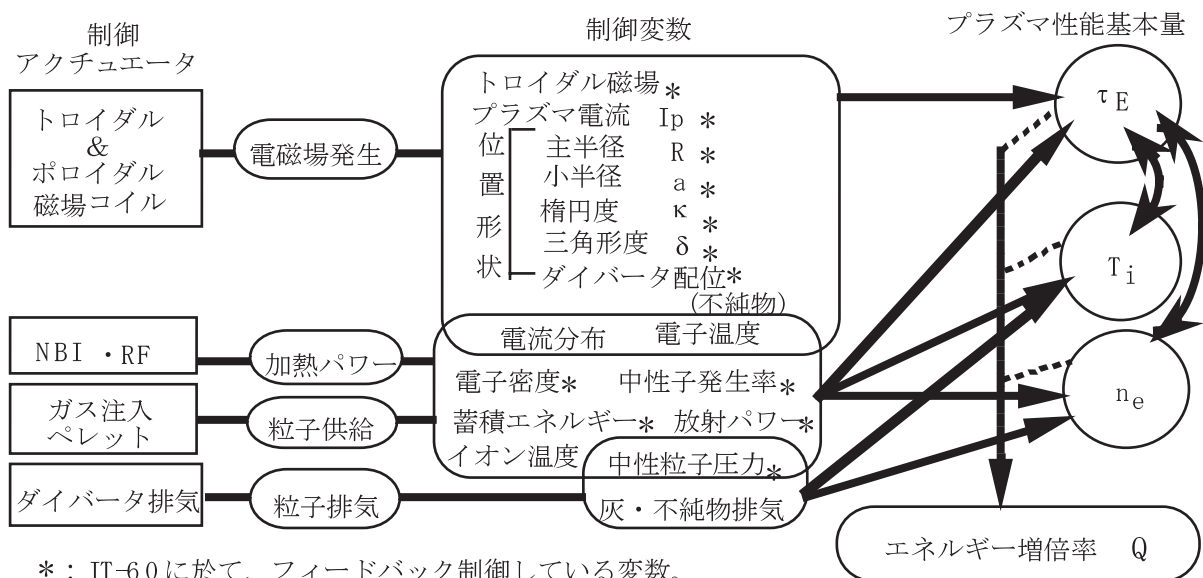
このように、トカマクプラズマの完全な解明へ課題を残していますが、基本的なパラメータの制御技術はほぼ方法論的に明確になりつつあります。本講座では、主要なプラズマ制御に関する技術レベルの現到達点について解説を試みます。また、制御用の各種パラメータを計測する機器の開発や計測データを基に物理パラメータを再構築する診断技術等の開発なども急速に進展してきましたが、紙面の関係で触れる程度に留めます。

・プラズマの制御と閉じ込め性能の関係はどうなっているのか？

核融合炉が核分裂炉と制御上最も大きく異なる点は、制御対象の数の多さとその出力制御のメカニズムです。核分裂反応の場合、投入エネルギーはほぼゼロとみなせる状況でエネルギーを発生させますから、あえて核融合と同様のエネルギー増倍率(Q値=出力パワー/投入パワー)を定義すればほぼ無限大であり、主として制御棒で反応速度を操作して出力パワーの制御を行う、いわばブレーキによる制御といえます。

これに対して、核融合炉では、プラズマにとってみた時の入出力パワーの比(エネルギー増倍率Q値)は、プラント内の環流エネルギー分が必要とされるので、 $Q = 30$ 程度以上を維持することが要求されています。このエネルギー増倍率が、エネルギー閉じ込め時間(t_E)、プラズマ密度(n_e)、プラズマイオン温度(T_i)の3つの積 $n_e t_E T_i$ の関数 $Q = C n_e t_E T_i / (D - n_e t_E T_i)$ と近似的に書ける(C, D は定数)ことから、まずこれらの値を制御しQ値を所定の値にすることが必要となります。次にその状態で投入パワーを操作して、核融合反応による出力パワーを制御しなければなりません。このように概念的には2段階の制御を同時に行うことになり少々複雑です(第1図参照)。

第1図についてさらに説明を加えます。エネルギー閉じ込め時間が加熱パワーの関数でもある上、密度、温度もパワーの依存性があるので、これらの総合結果としての出力パワー(中性子発生率)をフィードバック制御することになります。また、エネルギー閉じ込め時間(t_E)、プラズマ密度(n_e)、プラズマイオン温度(T_i)のプラズマ性能基本3指標は、第1図に示すように、いろいろなアクチュエータや関係因子の結果ですから、これら各因子をエネルギー増倍率を高める側に精度よく制御し、最終的



*: JT-60に於て、フィードバック制御している変数。

第1図 プラズマ性能基本3指標と制御変数との相互関係概要

制御変数が多数あることで、御覧のように図を複雑にしていますが、このように多数の変数がプラズマの性能に関係していることがプラズマの計測制御システムを考える時の重要なポイントです。これらを複数同時に調節してプラズマ性能基本3指標を向上させエネルギー増倍率Q値を大きくすることを狙います。(出典：関昌弘編、「核融合炉工学概論」、日刊工業新聞社、p.13(2001)図9.1を基に作成)

には核融合反応による出力パワーを制御することが求められます。

・プラズマ計測と制御の関係は？

プラズマ性能基本3指標に関係するプラズマ中の物理諸量は、第1図に示しましたように、総プラズマ電流のマクロ量に加え、プラズマ最外殻磁気面位置形状(単に位置形状と呼ぶ場合が多い)、プラズマ電流密度分布、電子密度(分布)、イオン温度(分布)、電子温度(分布)の分布量が最も基本的で、これらの複数の量に関係した核融合反応率(分布)あるいはマクロ的にはエネルギー増倍率は、炉の出力に直結する最終的な制御量になるものと思われます。

プラズマに作用を及ぼす制御アクチュエータは、プラズマを生成維持し高温・高密度・高閉じ込め状態にするための装置群です。制御アクチュエータは、それに強く感度を持つ状態変数を直接制御し、さらにそれら状態変数に感度を持つプラズマ性能基本量を目標とする数値に高めることで最終的には炉出力を制御することが目標です。

これらプラズマ制御に使用される諸量は、計測器で測定された信号を直接あるいはなんらかの計算処理をすることで求められます。プラズマ電流、コイル電流、ポロイダル磁場、ポロイダル磁束、トロイダル磁束といった電磁気計測が最も基本的な計測器です。この電磁気計測からプラズマ位置形状をはじめ平衡状態にあるプラズマ内部磁場分布などのプラズマの磁力線に関する重要な情報が求められます。

この電磁気計測に加え、密度、電子・イオン温度、核融合中性子発生率などの分布量、プラズマからの電磁波放射量、不純物量等とから、基本3量が検出あるいは計算されます。

これら諸量とそれらに対応する計測機器の例として、ITERにおいて、最も基本的なプラズマ制御と装置保護を目的とした計画を抜粋して第1表に示します。これらが最終的に核融合炉でも使用できるかどうかは、高速中性子の照射環境下での作動、定常放電時の静的な場での計測の2条件にパスするのですが、今後の研究開発を待つ部分もあります。

プラズマの制御方法について整理しておきます。核融合動力炉が実現した後の制御方法は、おそらく幾つかの運転パターンを選択するだけの洗練されたものになると思います。特に現時点ではまだ自由自在に制御することができない閉じ込め時間について

第1表 ITER計画においてプラズマ制御と装置保護を目的とした計測機器と対応するプラズマ諸量一覧

(最も基本的な計測器だけを示しています。より進んだ計測器を装着する計画もあります)

計測するプラズマの諸量	計測機器
プラズマ電流, プラズマ位置形状, プラズマ1周電圧ポロイダルベータ値 コイル電流値 電磁流体的振動モード, 鋸歯状振動	電磁気計測検出器 (磁場, 磁束, 電流, 電圧計測)
プラズマ電子密度(線積分) プラズマ放射損失パワー 核融合中性子発生率 トリチウム・重水素密度比 実用的原子番号, 不純物モニタ ダイバータ板温度, 損耗度 ダイバータ中性ガス圧力周辺プラズマと中性ガスとの相互作用 真空度 真空容器内監視 逃走電子	レーザー干渉計, 他 ポロメータ計測 フィッションチェンバ, 他 速波反射計 連続可視分光計, 他 反射計 圧力ゲージ 水素系列スペクトル計測 圧力ゲージ 可視/赤外テレビカメラ 硬X線計測

は、プラズマ内部の諸量との関係を明確にすることが最重要課題です。それに加えて、閉じ込め性能の劣化などプラズマの様々な変化に対応してアクチュエータの指令を調節して回復させたり、標準的な運転を逸脱した場合で調整が困難と判断された場合には、安全に停止させる機能も必要です。

・力学的平衡状態のプラズマ制御はどんなものか？

現状の実験装置では、プラズマは、着火、立ち上げ、フラットトップ(総プラズマ電流値が一定の時間帯)、立ち下げというように推移します。核融合炉では、プラズマ電流が維持されているフラットトップにおいて定常状態を保持することになります。

ポロイダル磁場(PF)コイルをアクチュエータとして、プラズマ電流と位置形状を制御対象に行う制御を「平衡制御」と呼びます。

プラズマ粒子は、磁力線に巻き付いて運動するという描像が成り立ちます。またプラズマの質量密度は常温気体の約300万分の1程度と極めて軽いので、運動方程式 $\text{grad } p - j \times B = \rho dv/dt$ (ここで、

$\text{grad } p$: プラズマ圧力勾配, j : プラズマ電流密度ベクトル, B : 磁束密度ベクトル, ρ : プラズマ質量密度, v : 速度ベクトル)の右辺の慣性項は, 左辺の圧力勾配や電磁力に比べて小さく無視できます。これは, プラズマの内部の各点でミクロ的な力学平衡状態が, 0.1 ms 程度の制御の時定数(コイル用電源の制御応答時間)で見ると近似的に成立しているとして近似的に扱えます。この物理的性質のために, プラズマ平衡状態の制御は磁力線の制御といえます。

しかし, 「平衡が常に成り立っているのに動特性はない」ということではありません。プラズマ中の力のミクロな平衡は成立しているのに内部の動特性は無視できますが, マクロ的なプラズマの動きはその回りの磁力線が, 導体のコイルや構造材中を通過する過程で, 通過速度に応じて導体中に電流を励起するのでマクロ的な動特性を生じさせます。このときできる磁場はプラズマに対して移動を妨げる力を生じさせるのです。この導体中に励起される電流を渦電流^{a)}と呼び平衡動特性の重要因子です。

1. プラズマ電流制御

着火とプラズマ電流立ち上げを行うため, 真空容器中のトーラス周回方向の空間に印加される電圧を制御します。ドーナツ型のプラズマ中空部に磁束を供給しているコイルの電流を変化させて, ファラデーの法則(電磁誘導)で真空中に電場を励起します。具体的には, コイル電圧の時間変化波形(プレプログラム波形と呼ぶ)とおりコイル電源に指令し, プラズマ電流を急速に立ち上げます。JT-60の場合, 100 ms 程度で 1 MA 以上に立ち上げた後, 放電終了まであらかじめ設定したプラズマ電流目標値プレプログラムに沿うように, フィードバック制御を行います。安定して流れるプラズマ電流の時定数は, おおよそ数秒という長いものなので, 高精度に制御することが可能です。なお, プラズマ電流分布の制御については後で触れます。

2. プラズマ位置形状制御

プラズマは, ポロイダル磁場がほぼゼロの点(ヌル点)となる真空容器内の領域に一定以上の強さの

電場が印加されると着火します。ポロイダル磁場が十分小さくないと, プラズマ電流が成長する前に種火の電子が磁力線に沿って壁に移動し消滅してしまうからです。ヌル点ができるように各 PF コイルに電流を流しておき, プラズマが着火の瞬間を迎えます。着火した後, 急速に放電が立ち上がっていくには, プラズマが内部の拡張力によって広がって壁に移動して消滅しないことが必要です。あらかじめ設定した位置形状目標値に追従するようにフィードバック制御を行います。

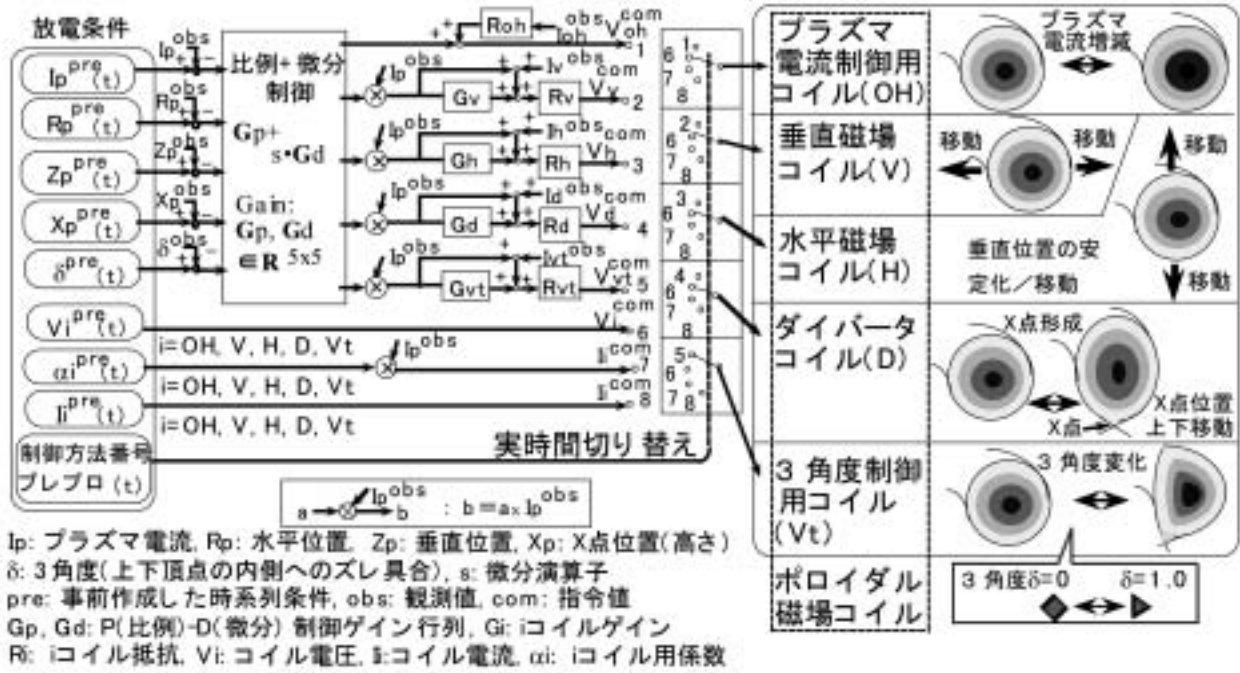
特に形状は, 第 1 図に示されているように, エネルギー閉じ込め性能を向上させる重要因子であることがわかっています。ダイバータ配位と呼ばれる真空容器から浮いた状態を作ったり, プラズマ断面の三角度を強めたりする制御を行います。

位置形状のマクロパラメータ例を, JT-60の場合を例に, その平衡制御系のブロック図とともに第 2 図に示します。少し複雑な図ですが, この図でほぼ完全な形で平衡制御の動作が読み取れますので, あえて簡略化せずに載せました。フィードバック制御手法は, 目標となるプラズマ電流・位置形状値と計測値との偏差に対する古典的な比例および微分(PD)制御です。基準値(少なくとも最低必要な量)はその瞬間での各 PF(ポロイダル磁場)コイル抵抗による電圧降下分を補償することで, 超電導コイルへのフィードバック制御と等価になっています。各 PF コイルは, 制御対象に対応していて, 第 2 図の右に示した動きを操作する磁場を発生させます。

コイル系全体の抵抗および自己インダクタンス, さらにコイル間の相互インダクタンスは時間変化しません。一方, プラズマ自身の自己インダクタンス, プラズマ・コイル間の相互インダクタンスは時間変化しますが, その変化の時定数は秒オーダーであり, 制御周期の ms 程度に比べ極めてゆっくり変化するので, プラズマおよび PF コイルからなるシステムは線形と見なせます。これにより, 多変数線形フィードバック制御手法が適用でき, システムの構造としては, 比例・微分ゲインは第 2 図の上の四角のブロック内に示された行列形式になります。

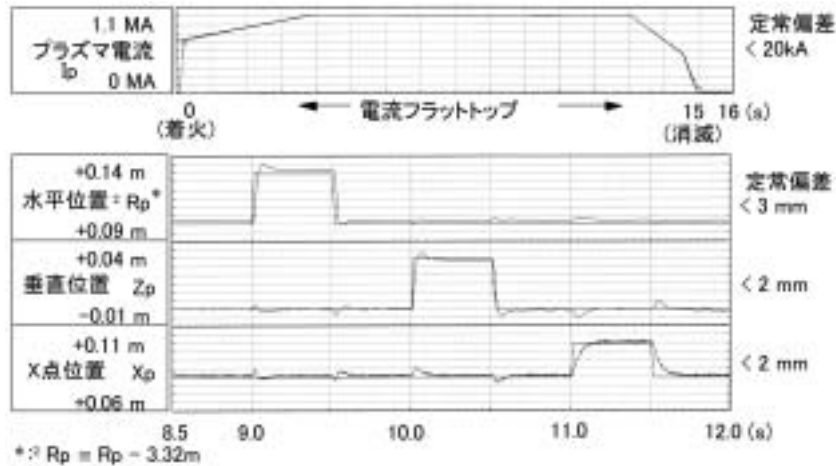
第 3 図に, JT-60におけるプラズマ電流と各位置形状マクロパラメータの制御性能(パルス応答)を示します。位置の時定数もコイルの時定数でこの図からも極めて高い制御特性であることがわかります。このような高い制御精度に加え, 運転上の高い柔軟

^{a)} 磁束の変化で導体中に電場が誘起され, 電流が流れるが渦のように環流電流となって巡ることからこう呼びます。



第2図 平衡制御系のブロック図と各制御動作との対応(JT-60の場合)

ここでは5種類のPFコイルが用意されていて、それぞれ制御パラメータにおおよそ1対1対応しています。図の左の上の方の5つはマクロパラメータです。その下の指令値は、プラズマの着火、立ち上げ時などコイル電流や電圧を直接制御するような場合に使います。図中でプラズマ電流との積をとる信号が多いのは、基本的にはコイル電流はプラズマ電流に比例するからです。この図は略図ではありません。このような道具立てで平衡制御が精度良く実現できています。(出典：関昌弘編、「核融合炉工学概論」, 日刊工業新聞社, p.135(2001) 図9-2を転載)



第3図 標準的プラズマ電流制御性能及び各位置形状マクロパラメータのステップ応答制御性能(JT-60の場合の制御目標値と実測値との重ね描き)

プラズマ電流は目標波形と実験とがあまりに一致して違いがほとんど判らないほどです。下の3図は同じ放電の同じ時間です。過渡期にオーバーシュートが見られますが、すぐに整定しています。(出典：関昌弘編、「核融合炉工学概論」, 日刊工業新聞社, p.136(2001) 図9-3を転載)

性、再現性を確保するために、高速デジタル計算機から成る制御システムが研究開発され、最短0.25ms周期でフィードバック制御を実行しています。

・プラズマ形状や電流分布をどう知りどう操るのか？

すでに触れましたが近年、この平衡制御が次の2つの理由から核融合開発上、最重要視されてきてい

ます。第1の理由は、プラズマをダイバータ配位にしたり、三角形度を上げるとプラズマのエネルギー閉じ込め性能が上がるのが実験的に確認されてきたことです。第2の理由は、負磁気シア放電と呼ばれる凹状電流分布を持つプラズマを生成すると、内部から外部に向かう熱エネルギーの流れが、電流密度がピークとなる付近で急激に遮られ、内部に高いエネルギー閉じ込め領域が生成されることが実験的に確認されてきたことです。

これを確実に実現するには、まずプラズマの断面形状を瞬時に把握することが重要な課題となります。JT-60ではすでにプラズマ断面形状を0.5 ms周期で再構築するシステムが稼働しています。プラズマの断面形状を計算するには、電磁気計測器で磁束、磁場を測定し、これらとポロイダル磁場コイル電流とを条件として、軸対称電流場の偏微分方程式を解くこととなります。JT-60では高精度に計算するために、解析解を用いて電磁気計測データに適合するように未定係数を決定するという方法で解を構成し、0.5 ms周期の実時間制御で実用に供しています。断面形状が把握できるため、プラズマと壁との距離など幾何学的諸量がすべて制御対象にできるようになり、実験の柔軟性も著しく増しました。

電流分布の再構築と制御は、まだホットな研究開発領域です。形状と同様に早く精度よく求め、それを基に希望とする凹状分布などの分布に、電流駆動装置によって、フィードバック制御することが必要です。これまで凹状分布を持つ負磁気シア放電は、実験上の手順の工夫で実現されています。すなわち、プラズマ立ち上げ直後にNBI加熱によりプラズマの電気伝導率を上げて(注：プラズマは温度を上げると抵抗が下がるという性質があります)おき、そこでプラズマ電流を急激に立ち上げることで、中心部分へのプラズマ電流の浸み込みを遅らせて、過渡的に外側に電流密度の高い領域を有するプラズマを生成させます。このプラズマにNBI加熱を行ってプラズマ内部にエネルギーを蓄積させるという方法で、JT-60では世界最高となるエネルギー増倍率 $Q = 1.25$ を短時間達成しています。

JT-60では昨年、低域混成波という周波数帯の高周波により、指定した場所に電流を流して電流分布を制御する実験が本格的に開始されました。また、電流分布を高精度に再構築する方法としても、電流と磁場との掛算が力であるため、必然的に非線形と

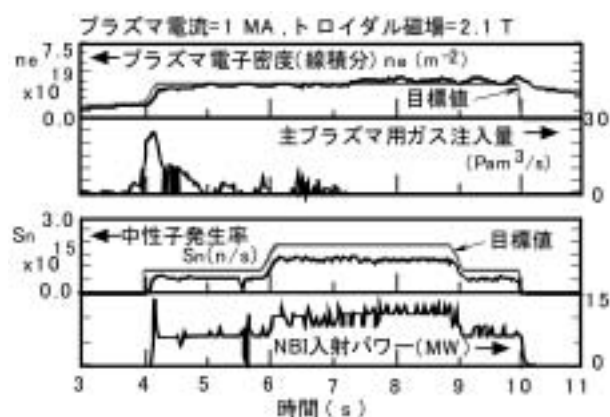
なる平衡条件下での電流分布の解法を開発し、JT-60体系で良好な結果が得られています。ここ数年以内ぐらいで、思い通りに電流分布を制御することが可能となると思われます。以上見てきましたように、高性能プラズマの生成には平衡制御系が重要な役割を果たしています。

密度制御、核融合反応率(中性子発生率)制御などの方法は？

プラズマ性能基本3指標の一つであるプラズマ密度は、高いプラズマ密度が高性能プラズマを実現するために必要です。マイクロ波やミリ波をプラズマに入射し、少し波長の異なる波とのビート信号の位相変化からコードに沿ったプラズマ電子密度の平均値が計測されます。この制御方法は、主プラズマ部への燃料ガス(重水素、トリチウム)注入量を操作して、予定の密度波形に一致するようにフィードバック制御をかけるというシンプルなものです。

「核融合反応率(中性子発生率)制御」は、将来の核融合炉における出力制御に対応するもので重要です。制御方法は、中性粒子入射装置(NBI)のパワー(=入射ユニット数)を操作して、プラズマイオン温度の上昇による中性子発生率が、予定の時間変化プロプログラム波形に一致するようにフィードバック制御をかけます。

また、JT-60放電において、プラズマ密度、核融合反応率(中性子発生率)制御の2つの制御を同時に行った様子を第4図に示します。



第4図 プラズマ密度、中性子発生率の同時フィードバック制御(JT-60の場合)

上がプラズマ密度、下が中性子発生率の制御結果です。それぞれの2段の上段が、目標値と制御結果の重ね描き、下段は、フィードバック制御の結果であるアクチュエータの時間変化です。

定常炉を目指す場合、ポロイダル磁場コイル(プラズマ電流制御用コイル)による誘導電場(磁束を変化させて誘起される電場)を用いずに定常的に電流を駆動することが必要です。この非誘導電流駆動を実現するアクチュエータとして、高周波 RF 加熱装置および負イオン源中性粒子入射(N-NBI)加熱装置が考えられています(1月号掲載の第 4 章参照)。また、プラズマ中を強力に加熱すると、プラズマの外側から中心に大きな圧力勾配が生じ、そこに自発電流(bootstrap current)が流れますが、この割合を増やすことで外部からの直接的な電流駆動分を減らすことも重要な視点です。

・異常時のプラズマ停止制御や不安定性回避制御の技術レベルは？

核融合炉の実現に向けた基本要素の一つは安全性です。なんらかの異常時に安全にプラズマを停止させることが必要です。JT-60では、プラントの異常でも制御系が健全であるような時には、加熱等のエネルギー注入装置を停止させ、平衡制御系を用いて直ちにプラズマ電流を立ち下げます。

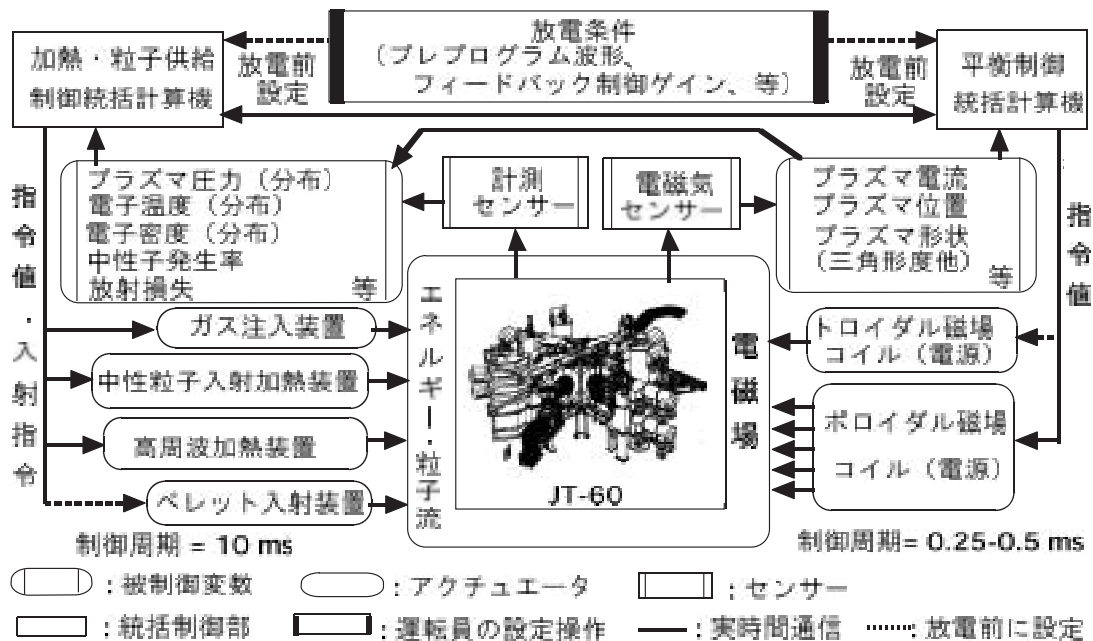
次に制御系・コイル・電源が異常な場合やプラズマ自身が異常の場合には、位置形状の制御が健全で

ある限りプラズマと壁との接触をしないように制御して、プラズマのエネルギーをプラズマ自身やコイルの抵抗発熱で徐々に解放するようにします。ディスラプションの中でも比較的遅いものは、できるだけプラズマの磁気エネルギーを回生するために、減少するプラズマ電流に合わせてプラズマ電流制御を最後まで実行します。

ディスラプションが発生する前には、通常プラズマ不安定性と呼ばれる現象が内部で成長し、磁力線の幾何構造の変化が進行していると考えられます。したがって、そのような不安定性現象を発生させないか、発生したとしても成長する前に消滅させることが必要です。これまで内部の電子温度揺動を捉えてその点に高周波を入射するなど、回避制御の試験が開始され、良好な結果が得られています。

・計測制御システムはどう作るか？

ここまで、核融合炉における主要な制御要素について述べてきました。平衡制御および幾つかのマクロ量の制御について、精力的に研究開発が行われた結果、現在、高精度の制御が実現しています。これを踏まえて、計測制御システムの構成を示します。プラズマ制御の対象となっている諸量は、最外殻磁



第5図 計測制御システム構成図例(JT-60)

右側が、平衡制御系で数100マイクロ秒周期で、左側が、加熱粒子制御系で10ms周期で実時間フィードバック制御が行われます。計測制御のポイントは、プラズマ内部の分布量の計測や推定手法、フィードバック制御ロジック、プラズマ着火から目標の性能発揮までのプラズマの制御シナリオ、などです。残る研究開発課題の解消に向けた努力が今後も継続されます。

(出典：関昌弘編、「核融合炉工学概論」、日刊工業新聞社、p.41(2001)図4.1を転載)

気面位置形状, プラズマ電流(分布), プラズマ密度(分布), 中性子発生率(分布), 電子温度(分布), イオン温度(分布), プラズマ回転(分布)等であり, これらの複合した結果であるエネルギー閉じ込め時間も想定されます。これらを直接, 間接的に計測する機器が必要となります。制御アクチュエータは, 磁場コイル, 中性粒子ビーム, 高周波, 燃料ガス/ペレット等です。これらの各機器と制御用計算機を繋げ, その計算機に上述の各種方法(再構築, 制御, 他)をおおむねそのまま使用したシステムを構成すれば, 核融合炉の計測制御システムの基本となります(第5図参照)。

今後, 実験によって各種計測制御手法の改良が進むと思われます。ITERなどで核燃焼実験が行われると, DT反応で発生する3.5 MeVの α 粒子の挙動が明確になり, 燃焼制御方法が試験されます。また, 不安定性回避制御ではプラズマの理解が一層進み, 完全回避に向けた制御機能の拡充が図られると思われます。さらに発電ブランケットなど機構が装着された場合, 発電プラントにおける計測制御システムの全体像が見えてきます。このような各開発段階で, 基本システムに修正や改良を加えることで, 最適な核融合炉の計測制御システムが確立されていくものと考えています。

〔付録〕

実験データの整理の仕方としては, 同様の物性値を扱ってきた流体力学の解析にならって, 各パラメータのべき乗で構成される項の積形式であると仮

定しました。この式に, これまで運転されてきた世界のトカマク装置のデータを当てはめ最小2乗処理で, 式中の未知数であるべき乗数を決定することにより経験則(「スケーリング(Scaling)則」と呼びます)を導いています。下に国際熱核融合実験炉ITERの設計で使用しているエネルギー閉じ込め時間 τ_E の式を示します。

$$\tau_E = 0.0562 I_p^{0.93} B_T^{0.15} P^{-0.69} n_e^{0.41} M^{0.19} R_p^{1.97} \varepsilon^{0.58} \kappa^{0.78}$$

ここで, τ_E : エネルギー閉じ込め時間(s)

I_p : プラズマ電流(MA)

B_T : トロイダル磁場(T)

P : 加熱パワー(MW)

M : 燃料ガス元素の質量数

n_e : 平均電子密度(10^{19}m^{-3})

R : 主半径(m)

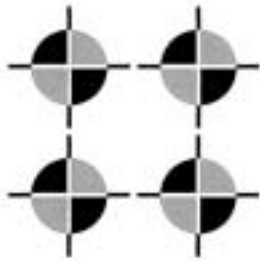
ε : 逆アスペクト比(= a/R , a : 小半径, 短径),

κ : プラズマ断面形状の非円形度(= 長径/短径)

スケーリング則は, 各装置で実際に達成されたデータの組みを基に導いていますが, その性能を確実に実現する運転シナリオが確立されなければならず, その課題の解決は現実装置においても最重要といえます。

著者紹介

栗原研一(くりはら・けんいち) 本誌, 46(12) p.852 参照。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第5回 プラズマに面する耐熱機器

核燃焼プラズマの熱負荷に耐える壁

日本原子力研究所 鈴木 哲, 大阪大学 上田 良夫

はじめに

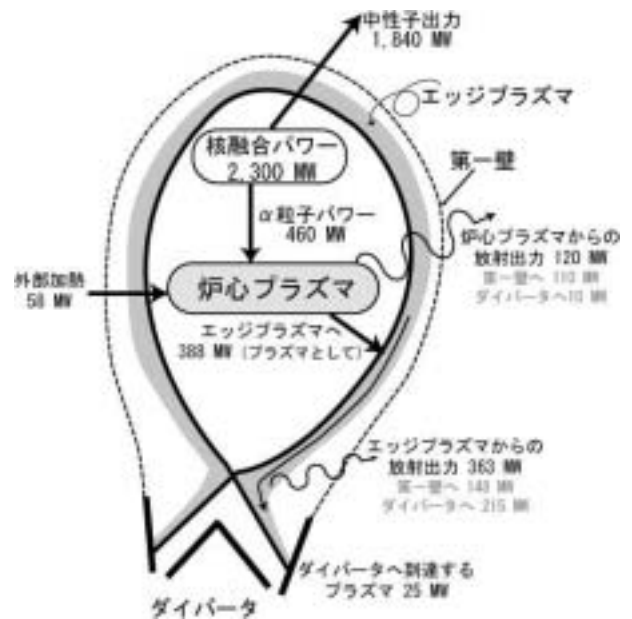
プラズマを囲むブランケットの表面(以後, 第一壁と呼びます)と, トカマク装置下部にあるダイバータには, 核融合反応で発生したエネルギーの約20% (α 粒子のエネルギー)が入ります。このエネルギーが第一壁とダイバータに一様に入射すると仮定すると, おおよそ $0.5 \sim 1.0 \text{ MW/m}^2$ の熱負荷が核融合炉の内壁に入射します。家庭用のボイラの熱負荷がおおよそ $\sim 0.1 \text{ MW/m}^2$ であることを考えると, 核融合炉の壁には非常に大きな熱が入ることがわかります。さらにダイバータには, 以下に述べるように, プラズマの流れが集中して非常に大きな熱負荷 ($\sim 10 \text{ MW/m}^2$) が入ります。したがって, 核融合炉の壁には耐熱性の高い材料を用い, また先進的な除熱法によりこのような大きな熱入力を取り除く必要があります。

今回は, 核融合炉の壁(第一壁とダイバータ)に入射する熱負荷とその軽減法, ダイバータの機能(ヘリウムの除去), 壁材料に求められる条件と候補材料について説明します。その後, 核融合実験炉 ITER や発電実証炉を例に取り, プラズマに面する壁の構造を説明します。

・プラズマに面する耐熱機器には, どのような機能が必要ですか

1. 炉心プラズマからのエネルギーの流れとダイバータへの熱負荷

核融合炉心プラズマからのエネルギーの流れについて説明しましょう。第1図には核融合パワーが



第1図 核融合プラズマのエネルギーの流れ(文献1)の図から再構成)

2,300 MW の核融合炉の例を示します¹⁾。先に述べたように, 核融合出力の1/5を占める α 粒子のパワーは, 主にプラズマの加熱に使われ, その後さまざまな形態で, 第一壁やダイバータへ入ります。全加熱パワー(α 粒子パワーと外部加熱入力の和)の約1/4が核融合炉心プラズマからの電磁波の放射(プラズマ中の不純物からの線放射, 電子の制動放射など)により, 主に第一壁表面に輸送されます。線放射は, プラズマ中の不純物イオン(壁の材料が混入したもの, 電子が一部残っている)にプラズマ電子が衝突して, イオン中の電子を励起させることで発生します。また, プラズマの一部は加熱パワーの約3/4のエネルギーを持って, 炉心プラズマ領域(高温プラズマが閉じ込められている領域)からエッジプラズマ領域(炉心プラズマ領域の外側, スクレープオフ領域ともいう)へ, 磁力線を横切って拡散していきます。エッジプラズマ領域ではプラズマは閉じ

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (5) Plasma-Facing High-Heat-Flux Components; Walls to withstand high heat flux from fusion plasmas: Satoshi SUZUKI, Yoshio UEDA.

(2005年 3月18日 受理)

込められず、磁力線に沿ってダイバータへ流れていきます。ごく一部のエッジプラズマは磁力線を横切って拡散し第一壁へ到達しますが、ほとんどのエッジプラズマはダイバータへ到達します(このような構造になっている理由は、次節で説明します)。

このとき、エッジプラズマがエネルギーを失わずに(温度が下がらずに)ダイバータへ入射すると、きわめて高い熱負荷を与えるため、どのような材料も瞬時に溶融・蒸発してしまいます。したがって、ダイバータへプラズマが流れ込むまでに、放射によりエネルギーを散逸させる必要があります。このためにダイバータ領域にガス(水素やアルゴンなど)を注入し、主に線放射を増大させることで、プラズマの熱エネルギーを散逸させます。第1図より、エッジプラズマへ拡散したプラズマのエネルギーの大部分が放射として散逸している様子がわかります(388 MW のうちの363 MW)。この結果、ダイバータまで到達するプラズマパワーは、わずか25 MW になります。

しかしながら、プラズマは磁力線に沿って流れてくるときに、ほとんど広がらないため、ダイバータのストライクポイントと呼ばれる場所に熱が集中します。そこで、ダイバータ表面をプラズマの入射方向(磁力線の方向)に対して傾けて、実効的なダイバータの表面積を増やして熱負荷を低減します。このような方法で、ITER や発電実証炉では10 MW/m²以下まで熱負荷を減少させます。

2. ダイバータの機能

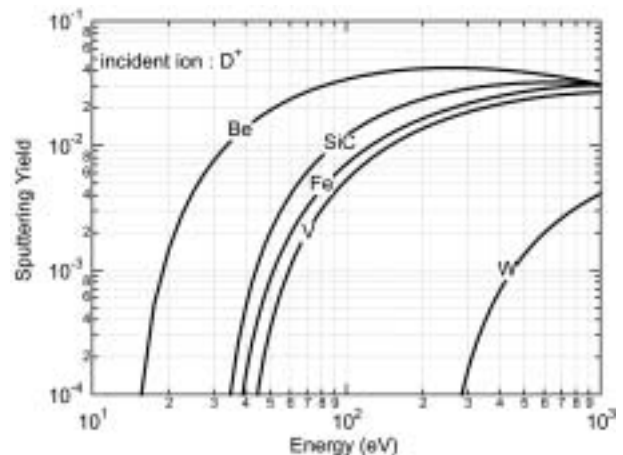
炉心プラズマでは、核融合反応で生じたヘリウムが発生します。ヘリウムは、燃焼後の灰のようなもので、これがプラズマ中に蓄積していくと核融合反応率が減少してしまいます。したがって、ヘリウムイオンを何らかの方法で炉心プラズマから取り除く必要があります。また、先に述べた放射を増加させるためのアルゴンなどの不純物ガスも取り除かなければなりません。そのために、エッジプラズマを磁力線に沿ってダイバータに導き、ダイバータの表面で電子と再結合させて中性の原子や分子に変化させ、ダイバータに設けられたスリットから排気するのです。ダイバータは、このようにイオンが中性化されて生じたガスが、再び炉心プラズマに戻りにくい形状に設計されています。また、プラズマに注入された燃料粒子(重水素、三重水素)のうち90%程度は、核融合反応を起こさずにダイバータまで流れて

きます。これらの燃料粒子についてもヘリウムと同様にダイバータから排気し、排気ガスからヘリウムと分離した後、再び炉心プラズマに注入します。

・ プラズマに面する壁には どのような材料が使われますか

1. プラズマと壁材料の相互作用

プラズマイオンが壁に衝突すると、物理スパッタリングと呼ばれる壁材料原子のはじき出しが起こります。物理スパッタリングにおいて、材料から放出される原子数と入射プラズマイオン数の比をスパッタリング率と呼びます。代表的な壁材料のスパッタリング率の入射イオンエネルギー依存性を第2図に示します。プラズマ中のほとんどのイオンは軽イオン(水素同位体、ヘリウム)ですので、壁材料中の原子番号が大きくなるほど、プラズマイオンによるスパッタリング率は小さくなります。また物理スパッタリングには、イオンの入射エネルギーにしきい値があり、高原子番号材料では、このしきい値エネルギーがかなり高くなります。第2図より重水素イオンが入射した場合の Be のしきい値エネルギーは15 eV 程度ですが、Wでは300 eV弱まで高くなります。したがって、エッジプラズマの温度を下げたプラズマイオンが壁に入射するエネルギーを十分に低くできれば、高原子番号材料では全くスパッタリングが起こらない状況を作り出せる可能性があります。また、代表的な低原子番号材料である炭素材は、水素同位体が入射すると、メタンやエチレンなどの炭化水素を発生して損耗する化学スパッタリングという現象があります。化学スパッタリングのスパッタリ



第2図 壁材料の重水素イオン照射による物理スパッタリング率

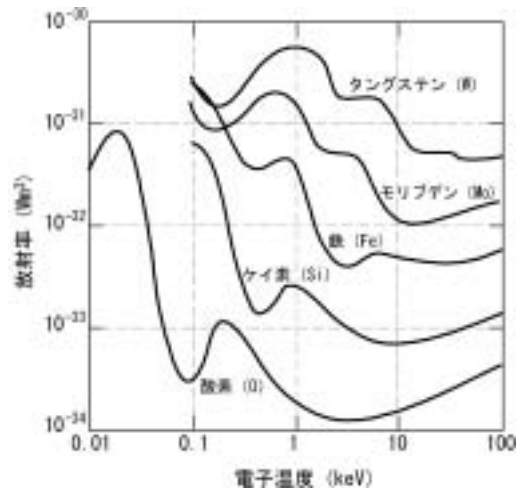
ング率は、入射エネルギーだけではなく温度にも依存し、最もスパッタリング率の大きい500 付近では物理スパッタリングよりも1桁程度大きくなります。さらに炭素材には、プラズマイオンが照射される環境で、通常の熱昇華よりも低い温度から昇華が始まる照射促進昇華と呼ばれる特有の損耗現象があります。このように炭素材は他の物質に比べて特有の損耗現象があるため、損耗速度が非常に大きくなり、使用条件(特に温度)には十分に注意する必要があります。

燃料イオンは、壁に入射するとその一部が壁の中に取り込まれます。また、スパッタリングにより壁から放出された不純物が堆積するとき、燃料原子を取り込んで堆積層を形成するという現象もあります。このようにして、燃料原子は壁の中もしくは堆積層中に吸蔵されます。燃料であるトリチウムは自然界に存在せず、核融合炉のブランケット内で生産する貴重な物質ですので、これを効率的に利用するためには、壁や堆積層に大量に吸蔵されることは避けなければなりません。また、トリチウムは放射性元素ですので、安全性の観点からも大量吸蔵は好ましくありません。一般的に言えば金属材料は比較的トリチウムの吸蔵が少なく、炭素材などの非金属材に比べて有利です。

また、発電炉の運転が年単位の長期間に及ぶことを考えると、壁材料にプラズマや熱が照射されることで少しずつ劣化が進むようなゆっくりとした材料特性の変化にも注意する必要があります。

2. 壁材料の炉心プラズマへの影響

壁材料が物理スパッタリング等により炉心プラズマ中に混入した場合の影響は、放射損失による炉心プラズマの冷却と燃料希釈があります。第3図にプラズマ中に同じ量の不純物が混入した場合のコロナ平衡モデル(不純物のイオン荷数分布や放射損失を求めるためのモデル。イオン・原子の電離は電子衝突、イオンと電子の再結合は放射再結合によると仮定し、平衡状態でのイオン荷数分布等を求める)で評価した放射強度のプラズマ電子温度依存性を示します。これよりわかるように、原子番号が大きくなると放射強度も急激に増えていきます。たとえば、核融合炉の炉心プラズマでは(温度20~40 keV)、原子番号8の酸素と原子番号74のタングステン(W)を比較しますと、放射強度はWの方が数百倍大きくなります。また、不純物がプラズマに混入したと



第3図 プラズマに混入した不純物の放射率

きの影響としては燃料希釈効果も考慮しなければなりません。不純物は電離した際に1原子あたりの電子放出数が燃料原子(水素同位体)より多いため、不純物がプラズマに混入すると、プラズマ中に電子を大量に供給します。その結果、電子密度よりもイオン密度が下がるため、不純物密度が多くなると必然的に燃料密度が下がり、その結果、核融合反応率も減少してしまいます。

放射強度や燃料希釈効果を考慮すると、炉心プラズマが許容できる不純物の割合は、炭素(低原子番号材料)では 10^{-2} 程度、Wでは $10^{-4} \sim 10^{-5}$ となります。炭素では主に燃料希釈効果で許容量が決まり、Wの場合は放射損失で許容量が決まります。

3. 壁材料の選択

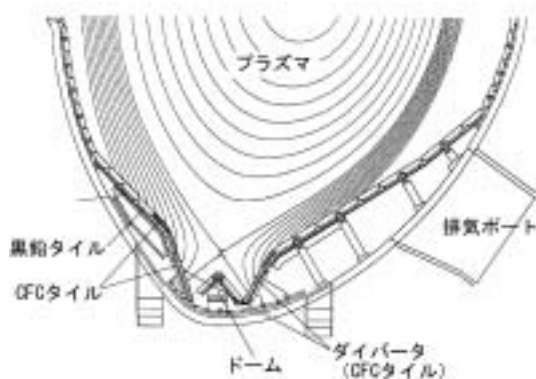
壁材料の選択の際の視点は、大きく分けて3つあります。高温・高密度炉心プラズマに与える影響が制御可能な範囲であること、ブランケットやダイバータを交換するまでの数年間の運転期間に壁が損耗・破壊されないこと、放射化やトリチウム吸蔵が問題にならないことです。

今までの核融合プラズマ実験装置では、壁材料が炉心プラズマへ混入して、プラズマ特性を悪化させないことが最も重要であり、そのために炉心プラズマへの影響の少ない低原子番号材料(主に炭素材)が使用されてきました。しかしながら、発電炉を考えると、炭素材は先に述べた種々の損耗過程による損耗速度が速いため、壁材料としての使用は困難であると考えられています。したがって、発電炉では損耗速度が遅いWのような材料が有力です。Wは高融点材料であり、熱伝導度も比較的大きいため高熱負荷下での除熱性能も高い材料です。また、トリ

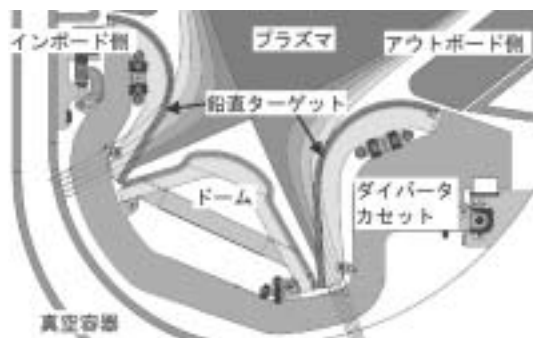
チウムの吸蔵も比較的少ない材料です。しかしながら、W はプラズマに混入したときの影響が大きい
ため、炉心プラズマの適切な制御により、壁からの発生量やプラズマへの混入を十分に抑制する必要があります。また、W は硬い材料ですが、一方で比較
的もろい材料でもあり、さらにプラズマからのヘリウムや燃料イオンの照射、あるいは中性子照射により脆化が進む可能性
があります。したがって、脆化の少ない材料開発や運転条件の設定が必要になります。

・ プラズマに面する壁はどのような構造をしていますか

前節までにプラズマと壁との相互作用および壁に使われる材料について紹介しましたので、本章では実際のトカマク型核融合実験装置や建設が間近に迫っている ITER を例にとり、プラズマに面する壁(プラズマ対向壁)の構造について紹介します。第 4, 5 図に既存のトカマク型核融合実験装置(ここでは JT-60 と ITER のダイバータ周辺のプラズマ対向壁の構造を示します²⁾)。これらのプラズマ対向壁構造の最も大きな違いは、冷却方式にあります。既存の装置においては一部の例外を除いて、いわゆる自然冷却(慣性冷却)方式が主流であり、表面材料の受けた熱を支持構造あるいは真空容器への伝熱によって放散する方式をとるものが主です。このような装置においては、プラズマ対向壁の構造を簡略化することが可能であるとともに、万が一の真空環境への冷却媒体の漏えいを考慮する必要がありません。しかしながら、プラズマの放電時間およびその間隔が主として機器の熱容量によって制限されるた



・ CFC: Carbon Fiber Composite, 炭素繊維強化複合材
・ 等高線は磁気面を示す
第 4 図 JT-60 U のダイバータ周辺部の構造^{2,3)}

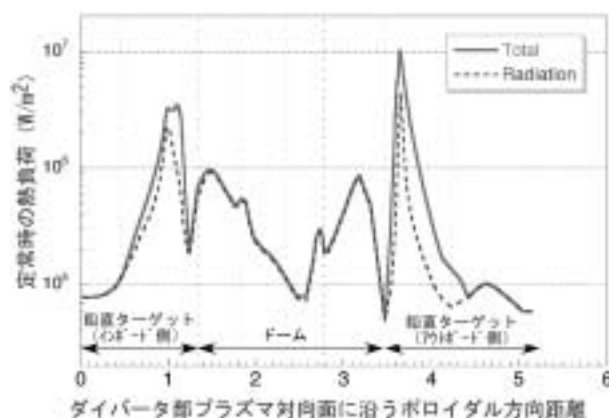


第 5 図 ITER のダイバータ周辺部の構造(冷却管の構造は第 7 図に示す)

め、高出力での長時間放電を行うためには、プラズマ対向壁を強制的に冷却することが不可欠となります。このような理由から、ITER においては水冷式のプラズマ対向壁が採用されています。

1. ダイバータの構造

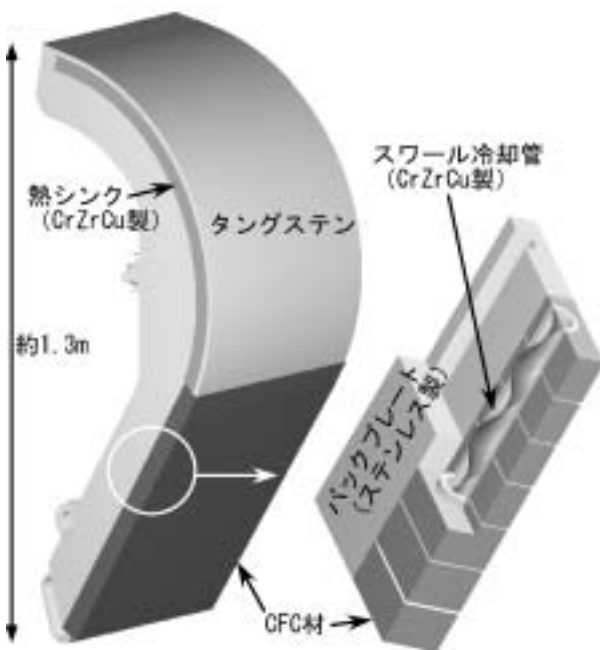
プラズマ対向壁の中で、特に高い熱負荷を受けるダイバータの構造について説明します。ITER のダイバータにおいては熱負荷の大きさに応じ、表面材料として 2 種類(タングステン, CFC: Carbon Fiber Composite 材)の材料が採用されています。第 6 図にダイバータへの熱負荷の分布を示します。ITER のダイバータでは、インボード側とアウトボード側の鉛直ターゲットのストライクポイントと呼ばれる高熱負荷受熱機器の一部に局所的に高い熱負荷が入射するため、この部分の表面材料には熱伝導率が純銅を上回るような高熱伝導性の CFC 材が使用されます。一方、他の入射熱負荷の低い部分の表面材料には、CFC 材に比べ熱伝導率は劣るものの、耐熱性が高く、プラズマからの粒子負荷による損耗量が



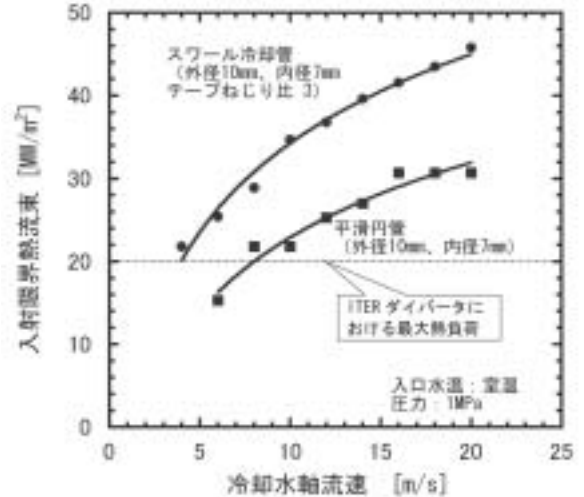
第 6 図 ITER ダイバータの熱負荷分布
横軸はインボード側鉛直ターゲット頂部を基点とし、ドームからアウトボード側鉛直ターゲットに向けたプラズマ対向面上に沿った距離を示す。

少ない上、燃料となるトリチウムの吸蔵量が少ないという観点からタングステンが使用されます。これらの表面材料は、水冷された熱シンクあるいは冷却管にロウ付け等の方法によって冶金的に接合され、プラズマからの熱負荷を定常的に除熱します。熱シンクや冷却管の構造材料には熱伝導性および耐久性を考慮し、銅合金の1つであるクロム-ジルコニウム銅が用いられます。

第7図にITERのダイバータ(鉛直ターゲット)の構造を示します。この構造において特徴的なことは、冷却管としてスワール冷却管と呼ばれる高性能冷却管を採用していることが挙げられます。スワール冷却管は内部にステンレス鋼またはインコネル製のねじりテープを挿入しており、冷却水に旋回流を生じさせることによって除熱性能を向上させたものです。第8図にスワール冷却管と単純な円管(平滑円管)の片面加熱場における入射限界熱流束(冷却管の外表面に入射する熱流束で定義)を比較したものを示します。同一の冷却水軸流速で比較した場合、スワール冷却管の入射限界熱流束は平滑管に比べて高く、ITERの設計値となっている軸流速10 m/sにおいて、スワール冷却管の入射限界熱流束は平滑管の1.5倍以上の値となっています。なお、近年、このスワール冷却管と同等の除熱性能をもち、構造が比較的簡単なスクリュウ冷却管と呼ばれる冷却管が開発され、ダイバータ用冷却管としての採用に向



第7図 鉛直ターゲット(インボード側)の構造



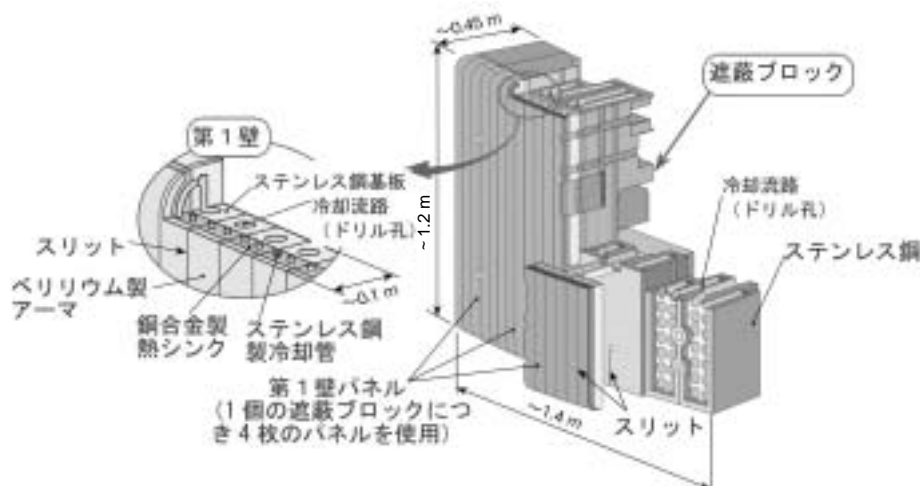
第8図 スワール冷却管と平滑円管の入射限界熱流束⁴⁾ テープねじり比とは、テープが180回転するのに要する冷却管軸方向長さとの比で定義される。

けて伝熱流動試験や耐久性試験が行われています^{4,5)}。

また、ITERのダイバータのもう一つの特徴として、カセット型構造を有することが挙げられます。ITERでは、ステンレス鋼製のカセットボディと呼ばれる筐体に鉛直ターゲット等の高熱負荷受熱機器を固定し、それらをトラス方向に54個設置することによりダイバータを構成します。カセットボディは各高熱負荷受熱機器に対する支持構造と、冷却水のマニフォールドを兼ねています。ITERではD-T放電を行うため、それに伴い発生する中性子によってダイバータを含むプラズマ対向壁が放射化します。このため、遠隔保守機器によるプラズマ対向壁のメンテナンスを考慮し、ダイバータではこのようなカセット形式の分割構造を採用しています。さらに、2～3年に1回と見込まれるダイバータ交換時においても、損傷した高熱負荷受熱機器のみを交換し、カセットボディを再利用することによって放射性廃棄物の発生量を可能な限り低減する設計となっています。

2. 第一壁の構造

第一壁もダイバータと同様に、既存装置では表面材料を台座を介して真空容器に機械的に接合する慣性冷却方式を採用しているものが多く、またITERでは水冷式を採用する設計となっています。第9図にITERの第一壁の構造を示します。ITERの第一壁はダイバータに比べ入射する熱負荷が最大0.5 MW/m²と低いため、スワール冷却管のような特殊



第9図 ITERの第一壁の構造

な冷却管を採用する必要はありません。またダイバータと異なり、クロム-ジルコニウム銅製の熱シンクに円形断面の冷却流路が機械加工され、内部にステンレス鋼製の冷却管が備えられます。それらは熱間等方加圧(HIP)法によってステンレス鋼製のバックプレートと呼ばれる支持構造とともに一括して接合されます。一方、第一壁はプラズマ対向壁全面の約80%を占めるため、その表面材料にはプラズマとの適合性が強く求められます。ITERでは第一壁の表面材料として、粒子負荷等によるスパッタリングによってプラズマへ表面材料粒子が混入しても、プラズマへの影響が小さい低原子番号材料であるとともに、酸素不純物を低減する性質を有し、トリチウムの吸蔵量も比較的少ないベリリウムが採用されています。このベリリウムタイルと熱シンク部をより低温のHIP法によって接合して第一壁を製作します。

・おわりに

プラズマに面する壁は、炉心プラズマと機器の単なる境界ではなく、ブランケットを炉心プラズマから保護したり、あるいは炉心プラズマに影響を与えたりする機能を持った壁です。将来の定常核融合炉において、長期間プラズマを安定に制御し、またブランケットを安定に動作させるためには、適切な壁材料の選択や耐熱機器の開発は重要課題のひとつとなります。従来、核融合炉開発において、炉心プラズマ開発研究とブランケット等の炉工学機器の開発研究は、独自に進められてきたといっても過言ではありませんが、プラズマに面する壁の開発において

は、プラズマ制御および材料開発の両分野が密接に連携をとりながら開発研究を進めていかなければなりません。

参考文献

- 1) S. Konishi, *et al.*, " DEMO plant design beyond ITER ", *Fusion Eng. Des.*, 63-64 ,11-17(2002).
- 2) S. Sakurai, *et al.*, " Development of a compact W-shaped pumped divertor in JT-60 U ", *Fusion Eng. Des.*, 39-40 ,371-376(1998).
- 3) M. Onozuka, *et al.*, " Structural evaluation of a compact, semi-closed W-shaped divertor system for JT-60 U ", *Fusion Eng. Des.*, 45 ,41-53(1999).
- 4) J. Boscary, *et al.*, " Critical heat flux in subcooled water flow of one-sided-heated screw tubes ", *Fusion Technol.*, 35 ,289-296(1999).
- 5) K. Ezato, *et al.*, " Heat transfer characteristics of screw tube under one-sided high heat flux condition ", Submitted to *Fusion. Eng. Des.*

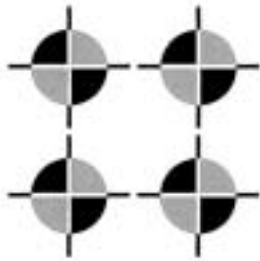
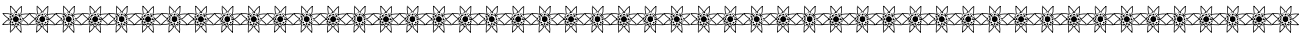
著者紹介

鈴木 哲(すずき・さとし)



日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部ブランケット工学研究室に所属。入所以来、ITERのプラズマ対向機器の熱構造設計に従事し、現在は次世代核融合炉プラント用プラズマ対向機器およびブランケットの熱構造設計も行っている。専門はプラズマ対向機器の寿命評価。

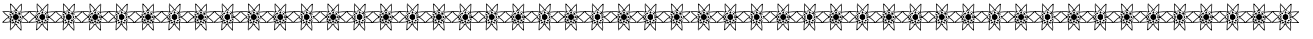
上田良夫(うへだ・よしお) 本誌, 46[12], p.852参照。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第6回 エネルギー変換を行い、燃料を生産するブランケット

京都大学 小西 哲之，日本原子力研究所 榎枝 幹男



核融合プラントは外からみれば、リチウムと重水素が入り、電気と熱が出る、というブラックボックスで、プラズマは見えません。エネルギーと物質の出し入れの特性は核融合の社会への適合性を左右する特徴であり、その役割を担う、核融合反応と一般社会との接点になる装置が、ブランケットです。熱、中性子、放射線、材料の問題として原子力工学で培われてきた知識が最もよく利用される部分でもあります。

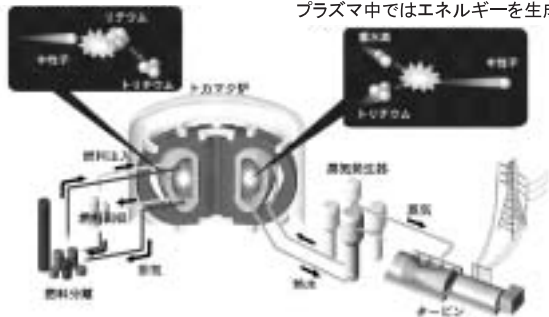
・ブランケットはどのような機能を持っていますか？

核融合発電の仕組みを第1図に示します。ブランケットは、プラズマからの中性子を受け止め、エネルギーを熱媒体に与えるエネルギー変換、トリチウムをつくる燃料生産、中性子遮蔽、の3つの機能を持っています。

核融合のエネルギーは、

- ①エネルギーを変換
- ②トリチウムを生成
- ③中性子を遮蔽

プラズマ中ではエネルギーを生成



第1図 核融合炉とブランケット

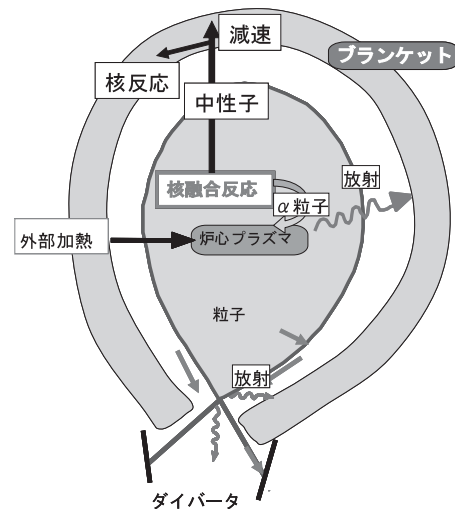
Intelligible Seminar on Fusion Reactors (6)Blanket that converts energy, and produces fuels: Satoshi KONISHI, Mikio ENOEDA.
(2005年 5月23日 受理)

$$D + T \rightarrow {}^4\text{He} (3.52 \text{ MeV}) + n (14.06 \text{ MeV})$$

(第1章(1)式)

の核反応で発生し、それを工学的に利用可能な形にするのが、の機能です¹⁾。

第2図に示すように、核融合炉心のエネルギーの流れには、反応で発生するα線、中性子線からの2つの経路があります。α粒子はプラズマの温度を上げ、反応を開始、維持するために、外部からのエネルギーとともに使われます。定常状態では同量のエネルギーが放射や粒子の形でプラズマから出ていき、周りを囲むブランケット第一壁やダイバータの表面に熱負荷を与えます。一方、発生エネルギーのうち約80%をもつ高速中性子はプラズマと相互作用せず、周りのブランケットの内部まで侵入します。ブランケットは厚さ1m前後の容器で、中にトリチウム増殖材であるリチウム含有物質を充填し熱媒体(冷却材)を流します。中性子はこの中で減速して充填物を加熱し、またトリチウムを生成する ${}^6\text{Li} + n = \text{T} + \alpha$ などの核反応でも発熱が起きます。これら2つの経路の熱を熱媒体が運び出すことで核融



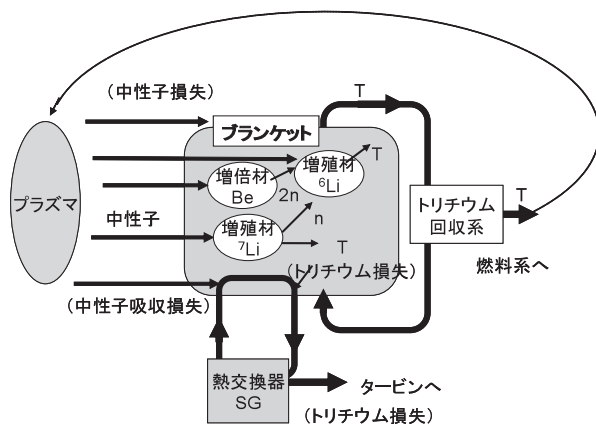
第2図 核融合炉のパワーフロー

合エネルギーが利用可能な形に変換されます。ブランケットは熱を中間熱交換器や蒸気発生器に供給するループが閉じて完成することになります。

エネルギーを発生するプラズマ部分と、それを受け、変換するブランケットが空間的機能的に離れていることが核融合炉ブランケットの工学的な特徴の原因となっています。このため、ここではトカマク型を例にしていますが、ヘリカル型や他のプラズマとじ込め、レーザー等の慣性閉じ込め核融合など、プラズマの部分が違っててもブランケットの基本的な機能は共通です。一方、同じ炉心プラズマに対しても、取り出される温度は、構成材料や熱媒体によって様々です。このため核融合のエネルギー利用系も、軽水炉と類似の蒸気タービン、高温ガス炉で考えられている高効率ガスタービン、高温熱利用など様々な可能性があります。これは核分裂炉で冷却材とともに炉心構造が変わるのとの大きな違いで、軽水炉や液体金属炉、ガス炉など、分裂炉の異なる炉型とその利用法の違いは、核融合ではブランケットの違いになります。

ブランケットの第2の重要な機能は、核融合反応の直接の燃料であるトリチウム³Hの製造です。ブランケットでの中性子とトリチウムの流れを第3図に示します。DT反応では1個の中性子発生とともにトリチウム1原子が失われます。トリチウムは天然資源がないので、ブランケットでは

${}^6\text{Li} + n \rightarrow \text{T} + {}^4\text{He} + 4.8 \text{ MeV}$ (第1章(4)式)などの反応で、中性子をリチウムと反応させてトリチウムを1個以上生成し、それをプラズマに供給することで反応を維持します。DT反応中性子1個に対するブランケットでのトリチウムの発生数をTBR(Tritium Breeding Ratio, トリチウム増殖比)



第3図 ブランケットと中性子とトリチウム

といい、TBRが1を超えないと運転を継続できないという、非常に重要なパラメータです。中性子の散逸や材料、熱媒体による吸収、ブランケットの設置できない面がある(被覆率<1)ため、この反応のみではTBRが1を超えることはなく、中性子の増加が必要となります。高速中性子による

${}^7\text{Li} + n \rightarrow \text{T} + \text{He} + n - 2.5 \text{ MeV}$ (第1章(5)式)反応や、 $n-2n$ 反応を起こすBeやPbを中性子増倍材として利用して、局所的なTBRをだいたい1.3か1.4にすることで、プラントで総合したTBR>1が確保できます。

こうしてブランケットで生成したトリチウムを回収し、プラズマに供給するループが機能してはじめて、核融合プラントは成立します。つまりDT核融合炉は本質的に増殖炉であり、高速炉燃料サイクルと比較すれば、トリチウムはPu、 ${}^6\text{Li}$ は ${}^{238}\text{U}$ に相当することになります。消費される燃料資源として外部から供給されるのは重水素とリチウムですが、燃料サイクルは炉に直結してブランケットとプラズマの間で閉じており、外部からは見えません。

100万kW級の発電炉の消費するトリチウムは1日数百gですが、プラズマ中に存在する燃料(DT)は高々数秒分、燃料サイクルに相当するトリチウム循環系でもせいぜい数日分で、ブランケットで製造されたトリチウムはその日のうちに消費されます。このことは年単位の燃料をプラントで持っている核分裂とは大きな違いです。燃料がすべて燃えると仮定したときの潜在的な保有エネルギーが少ない、燃料サイクルがプラントで閉じて、外の社会で燃料や核物質の運搬を必要としない、というのは長所です。

3番目の重要な機能は遮蔽です。上記のような核融合中性子の減速(エネルギー変換)、吸収(燃料製造)に伴い、プラズマからの中性子はブランケットで遮蔽され、その外には出ません。核反応に付随して発生する γ 線も遮蔽します。ブランケットの外側には真空容器、さらにその外には超伝導磁石があり、照射損傷から守る必要があります。特に超伝導磁石中の絶縁材は照射に敏感です。また核発熱は磁石の冷却系への大きな熱負荷になるため、これも可能な限り低減します。ブランケットと、その外側にさらに設置する遮蔽の能力が十分高ければ、さらに外側にある機器の放射化を極めて低いレベルに保ち、それが放射性物質として判定されるレベルを下

回れば核融合炉で発生する放射性廃棄物の量を大幅に減らすことも可能です²⁾。

(磁場)核融合炉の設計では、ブランケットはプラズマと真空容器に挟まれて厚さが厳しく制限されます。必要な遮蔽性能を満たすブランケットが厚いと真空容器や超伝導磁石の大きさがそれだけ大きくなり、装置の建設コストに大きく影響します。インボード側といわれるドーナツの中心側では、ブランケットの設計は特に厳しい空間的制約で行います。外側では、プラズマ加熱用のポートなどブランケットの設置できない部分があり、ストリーミング等の遮蔽上の問題があります。

これら三大機能のほかにも、ブランケットは、プラズマからの粒子や放射によるエネルギー負荷をプラズマ側の面 第一壁で受け止めたり、またプラズマに対しては導電性の壁としてプラズマの不安定性の抑制に寄与したり、あるいは磁性体であるフェライト鋼の特色を生かして、磁場の不均一(リップル)を緩和したり、といった役割もあります。受動的には、プラズマのディスラプションの時には、発生する電磁力に耐える機能も必要です。ブランケットは、中性子照射による構造材の照射損傷によりプラント全体に比べると短い寿命となると考えられています。また、トリチウム親物質である⁶Liは消耗されるので、定期的に交換や補充する必要があります。放射性廃棄物 稼働率に大きく影響します。これらも、「機能」とは少し違うかもしれませんが、ブランケットに要求される特徴です。

以上のようにブランケットは、どのようなエネルギーを供給し、どのような廃棄物を出すか、といった特性を大きく左右すると考えられ、将来、核融合炉が社会に受け入れられ、エネルギー供給に貢献するための視点を取り入れた、総合的な性能を考慮しながら開発が進められています。

・ブランケットにはどのような種類がありますか？

前述のようにブランケットは、複数の方式が同じトカマク型の核融合炉に対して適用が考えられ、選択しながら開発を進めたり、交換の機会に性能を向上したり、という柔軟性があり、多種類の研究開発が現在同時に進行しています。これは、核分裂炉で炉型ごとに開発戦略を独自に構築する必要があったのと違って、短期間に合理的に技術開発を進めるこ

とができます。一方、ブランケットは、当面最重要課題であったプラズマ性能の向上と関係がなかったため、ほかの構成機器と異なり、今までに一度も試作 試験されていない、という特徴(?)があります。ITER ではじめて、複数の形式のテストブランケットモジュール(TBM)が各極によって試験される計画です。本格的な発電能力を持つブランケットはその次の発電実証段階を待つこととなります。

現在考えられているブランケットの使用材料を整理して第1表にまとめて示します。それぞれ、構造材料、トリチウム増殖材、中性子増倍材、熱媒体(冷却材)の組合せにより技術的な難易度や、期待される性能、開発の進展度合いや取組みに特徴があります。

まず「固体ブランケット」と「液体ブランケット」があり、これは増殖材の違いで分かれます。固体は、リチウム化合物(酸化リチウム Li_2O 、チタン酸リチウム Li_2TiO_3 など)を焼結した小球体を充填したペブルベッドが代表的です。生成したトリチウムはヘリウムガスをパージして回収します。液体では、金属Li、LiPb(共融点合金)、熔融塩FLiBeなどが増殖材として考えられ、この液体を流動してブランケット外でトリチウムを回収します。熱媒体を兼ねることができるとブランケット構造を簡略化できる可能性があり、また運転中に常にLi含有量を調整できるという利点があります。

熱媒体により、ガス冷却ブランケット、水冷却ブランケット、などの分け方もできます。ヘリウムガスは化学的に安定で安全性が高い一方、水や液体金属の方が高い発熱密度に適用することができ、装置の小型化が可能です。液体増殖材を、他のヘリウムなどの熱媒体で冷却する概念もあり、欧州による

第1表 ブランケット材料の組合せ

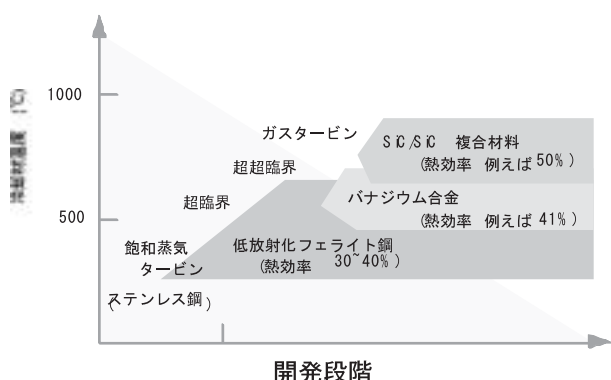
	近未来	先進
増殖材	Li_2O 、 Li_2TiO_3 、 Li_4SiO_4 、 Li_2ZrO_3	Li_2O 、 Li_2TiO_3 、 Li、FLiBe、LiPb、LiSn
増倍材	Be、 Be_{12}Ti (LiPb)、 (FLiBe)	Be、 Be_{12}Ti (LiPb)、 (FLiBe)
熱媒体	圧力水、He	超臨界水、He、LiPb、 Li
構造材	低放射化フェライト 鋼	ODS鋼、 バナジウム合金 SiC・SiC複合材

ITER テストブランケットの概念がこれに当たります。液体増殖材とヘリウムの両方で冷却する dual coolant と呼ばれる概念もあり、材料の進展により段階的な高温化を目指すものです。材料の組合せについては、古くは1984年に Blanket Comparison and Selection Study³⁾があり、いま現在検討されているブランケット 増殖材、増倍材、冷却材(熱媒体)、構造材の組合せ については、このころすでに提案がなされています。

ブランケットは定期的な交換を必要とするので、そのための構造によっても分類されます。ITER では数百個のモジュールに分けて1つずつ交換しますが、将来炉の設計では、ドーナツ型を10個程度のセクターに分け、一括で交換する方法が多くみられます⁴⁾。交換時間の短縮、工程の簡素化には有効ですが技術開発はこれからです。

第1表のように、近未来/先進ブランケットという分け方もできます。近未来型としては、現在ITERでの試験が予定されている、ヘリウムガス冷却ペブルベッド、水冷却ペブルベッド、ヘリウム冷却LiPb、が候補です。使用温度は300 程度から将来的には500 程度で、軽水炉を上回る高効率期待されます。構造材には低放射化フェライトマルテンサイト鋼を用い、わが国では、次章のように、水冷却固体ブランケットが主案として、日本原子力研究所を中核として開発が進められています。

先進ブランケットは、高温ヘリウムガスや、液体金属Li、LiPb、熔融塩を用いて500 以上の温度帯の高温を得る概念で、より一層の先進性を材料に要求します。材料と得られる温度の関係を第4図に示します。先進材料はより使用温度が高く、超臨界水の火力発電で得られるような高い熱効率が期待できる一方、開発段階は鉄鋼材料より遅れています。900



第4図 ブランケットの温度と対応できる材料

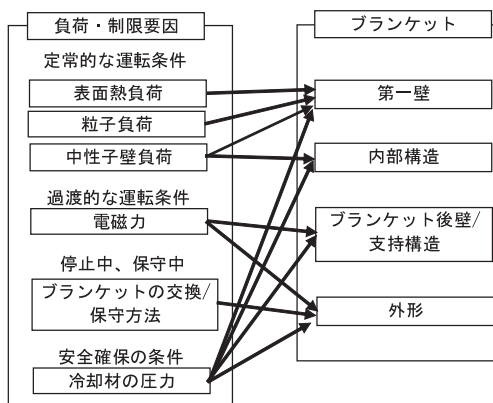
以上の温度帯ではSiC 複合材があり、動力炉設計では最近LiPb との組合せが注目されて、前記 dual coolant 方式による開発が考えられています。ガスタービンによる50%以上の発電効率や、水素製造等の熱利用により、今世紀後半のエネルギー供給により大きな貢献が期待されます⁵⁾。

ブランケットはこのように、開発段階、目標性能で様々な種類があり、ITER でもTBM は各極独自の研究として、今後の国際競争の場になると考えられています。社会がエネルギー技術に求めるものは、供給力、安全性、信頼性、燃料自給、経済性、環境影響、社会受容性、廃棄物、実現性など様々です。これらを市場や社会の要求にあわせて、必要なタイミングで満足することが、核融合の実用化に際して重要であり、多種類のブランケットで未来の要求に応えることを考えているということが出来ます。

・ブランケットはどのように設計しますか？

1. 設計のポイント

ブランケットは、プラズマで発生する中性子を利用して、核融合炉の運転に必要な燃料(トリチウム)の生産とエネルギーの取出しを同時に行うものです。言い換えると、ブランケットは、プラズマに最も近接して設置され、強い熱や中性子の負荷を受け止めて、利用できるものに変換する機器ともいえます。ブランケットの設計をするときに考慮しなければならない重要な点を第5図に整理して示します。表面熱負荷は、第一壁の詳細構造と寸法の決定の主要因となり、中性子壁負荷は、ブランケットの内部構造の決定の主要因となります。また、後方の機器、



第5図 ブランケットの設計の要因の整理

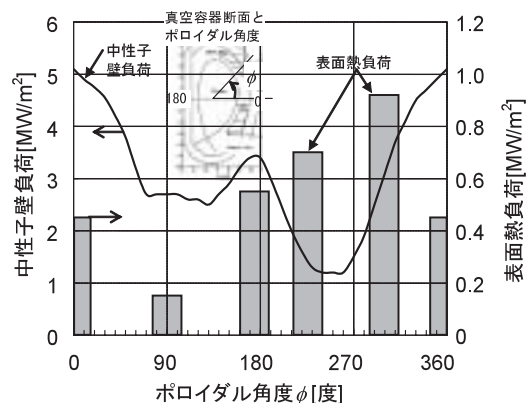
特に超電導磁石への中性子照射が強いと、核発熱により超電導状態消失するクエンチという現象が発生します。これを防ぐための中性子の遮蔽も重要な役目です。粒子負荷により、プラズマに面する第一壁は、スパッタリングをうけて損耗し減肉していきます。その防止のために、第一壁表面には保護材を取り付ける必要があります。ブランケットに作用する主要な負荷のうち、表面熱負荷や中性子壁負荷などは、定常的に作用する運転条件ですが、それら以外に、プラズマが急速に消滅する「ディスラプション」のときには、ブランケットに渦電流やハロー電流が誘起され、その電流とトロイダル磁場との相互作用で強い電磁力が発生します。この電磁力は、ブランケットの外形構造や後壁の支持構造の決定の主要因になります。本連載講座の第2回に述べられていますが、発電するための高性能のプラズマではディスラプションの可能性が出てきます²⁾。ディスラプションが発生すると、ブランケットを鉄鋼材料のような金属で構成している場合は、渦電流やハロー電流が流れ、大きな電磁力が発生します。そのような場合でもブランケットや他の機器が壊れないようにする必要があります。また、ブランケットを設計するときは、ブランケットが受けるこれらの負荷に対して、構造や材料の健全性を保ちつつ機能を発揮するように、使う材料を選び、構造と各部分の寸法を決めていきます。また、ブランケットは、中性子照射を受けますので、材料の照射損傷や、トリチウム生成による増殖材のリチウムの損耗が許容範囲内となるように、ある期間の運転後にブランケットの交換をします。そのため、交換保守機器と整合する構造にする必要もあります。また、エネルギーの効率の取出しのために、高温高圧の冷却材を使用するので、その漏洩などに対して安全性を確保できる設計とする必要もあります。これらの設計の要因は、相反する設計要求となるものがあり、これらをうまく整合を取ることが重要な設計課題です。たとえば、表面熱負荷に耐えることと、高いTBRを得ることと、構造の剛性を高めること、などは相反する設計要求の典型的な例です。

2. 設計のコンセプトを決める

ブランケットが受ける負荷はプラズマの設計で決まります。一般的には、高性能のプラズマにすればするほど、ブランケットが受ける負荷は強くなり、

またブランケットの取付けに許されるスペースも狭くなりますので、ブランケットの設計や製作が難しくなります。ですから、ブランケットの具体的な設計の前に、炉システムの設計の初期の段階で、これらの値は、「ブランケット構造としてこの程度は許容できる」、「プラズマとしてこれなら発電プラントの可能性はある」、「他の炉工学機器はこの程度が可能」というように、すべての機器の間でよく方針を検討してバランスよく基本設計条件を決めることが重要です。ブランケットの設計例を、構造材として鉄鋼材料を使用し、増殖材にリチウムセラミックの固体増殖材を使用する場合を例に取って説明します。

典型的な設計条件³⁾は、表面熱負荷 1 MW/m^2 、中性子壁負荷 5 MW/m^2 です。これらの値は、これまでの設計研究の経験から、鉄鋼材料/固体増殖材/水冷却の場合の「だいたいこれらの値が上限」と思われる値です。実際には、第6図に示すように、ブランケットの置かれる場所によって分布があります⁶⁾。詳細な設計ではこれらの分布を考慮して最適化をする必要がありますが、基本設計の段階では最高値で設計を進めます。もうひとつの設計の重要な荷重となる電磁力は、ディスラプションのシナリオとブランケットの外形構造・真空容器内の配置といった詳細情報をもとに、計算で推定します。しかし、このような詳細情報は、設計情報がなければ得られませんので、設計を進めつつ電磁力解析と応力解析を行い、さらに設計の改良をするという試行錯誤を行って設計を進めます。現時点で詳細設計が進んでいるITERを例に取ると、典型的なブランケットの大きさとして、幅 $1.4 \text{ m} \times$ 高さ $1.1 \text{ m} \times$ 厚さ 0.45 m の場合、ブランケットの外形構造に発生する渦



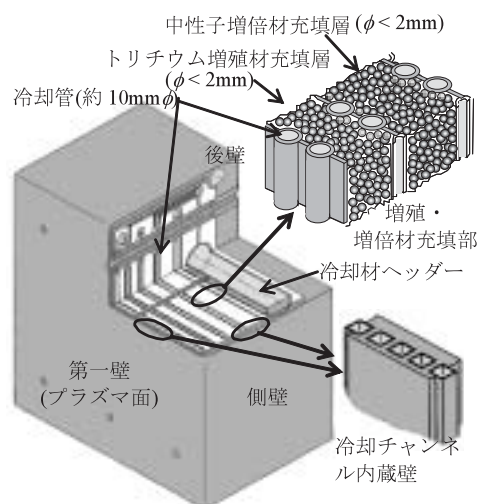
第6図 中性子壁負荷と表面熱負荷分布の例⁶⁾

電流を小さくするために、外形構造に工夫をしました。最終的には、幅0.35 mの間隔で縦方向に「きれめ(スリット)」を設けることで、渦電流の低減と外形構造の剛性を両立しつつ、電磁力により発生するトルクを支持構造で受け止めることが可能な設計としています⁷⁾。これをそのまま、発電をするための増殖ブランケットに当てはめると、構造物が多すぎて十分なトリチウム増殖性能が得られなくなったり、ブランケット後壁に取り付ける支持構造物が大きくなりすぎて必要な配管を配置できなくなる、といった不都合が生じますので、核融合発電の実現のためには、ディスラプションを回避したり条件を緩和する技術の開発は、ブランケットの設計にとっても大変重要なことです。また、考慮すべきディスラプションのシナリオの情報も設計条件として重要です。

設計を始めるには、冷却材の種類、温度、圧力を決める必要があります。これらはブランケットの構造設計の基本条件です。鉄鋼材料を構造材に使用する場合、冷却材の種類は、水冷却とガス冷却があります。水冷却の場合、除熱性能が良好で、発電プラントの実績も豊富ですが、ブランケットの内部に冷却水が漏洩した場合、高温での増殖材や増倍材との反応性を考慮しなければなりません。一方、ガス冷却でヘリウムを使用する場合は、反応性はありますが、除熱性能が劣ります。これらを勘案して、どちらか選ぶ必要があります。また、温度と圧力は、構造材の温度を適正に保つことと、より高温で高い発電効率を得ることを考慮して決めます。冷却システムの全体構成は、ダイバータの冷却もしなくてはならないこと、その熱も利用しなければならないことを考慮して、プラント全体として整合が取れるものにすることも重要です。

3. 設計を具体化する

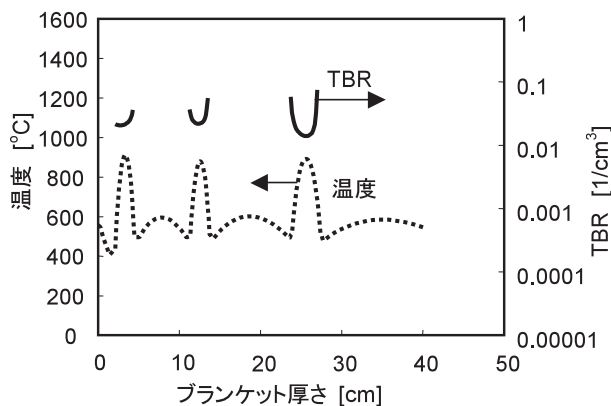
冷却材の条件を決めたら、ブランケットの構造設計を始めることができます。第一歩は、トリチウム増殖材と中性子増倍材をどのような構造で配置するかという、構造概念の「たたき台」を作ることから始まります。高いTBRが得られるか、除熱のための冷却が効率的にできるか、配管を引き回せるか、実際には作れないような矛盾する構造になってないか、などを考え合わせながら、構造案を作ります。第7図に、構造概念の例を示します⁸⁾。この構造案



第7図 ブランケットの構造例⁸⁾

は、プラズマに面して平行に、増殖材、増倍材と交互に配置し、各層の間を冷却パネルで仕切る案です。この場合、配置が単純で、増殖材層、増倍材層が中性子の入射方向に垂直な方向に区分けされているために、リチウム燃焼度や照射損傷、ヘリウム生成量などのダメージの多少に応じた効率的な増殖材のリサイクルが可能というメリットがあります。

構造案が決まったら、次に設計条件の中性子壁負荷に応じた核計算をし、TBRと中性子照射による発熱率(核発熱率)の値を計算します。そして、その核発熱率をもとに温度分布の計算をして、構造の各部の温度が、それぞれの材料の許容範囲内であるか確かめます。また、トリチウムの増殖比(TBR)が十分な値かどうかを確かめます。満足していないなら、構造案を改良して満足できる結果が得られるまで繰り返します。詳細な核計算は、労力、時間や費用が掛かりますので、初期検討の段階では、構造を1次元に均質化したモデルで概略の計算が有効です。第8図にその結果の例を示します⁸⁾。計算の対象としているモデルのTBRは、計算で得られたTBRの分布を積分することで計算でき、この値が十分な値かどうかを判定します。第7図のような構造の場合は、この1次元の計算でもかなりよい推定値が得られます。1次元の均質化モデルが実際の構造案とかけ離れている場合も、第1近似値として有効です。その場合は、モジュール規模で3次元の核計算を行う必要があります。簡略化した構造のモジュール1個分程度なら、パソコンでも十分可能です。構造寸法や真空容器内の配置や他の機器の構造が決まったら、真空容器1セクター全体を含むモデ



第8図 ブランケットの各構成部分での核発熱率，トリチウム増殖比と温度分布の計算例⁸⁾

ルで3次元の核計算をして，プラントとしてのトリチウム増殖性能が十分であることを確認します。

第一壁の構造設計では，プラズマによる前方からの表面熱負荷，構造材の核発熱，そして，増殖材の核発熱による後方からの熱負荷を考慮します。また，第一壁の厚さは，ブランケットモジュールが保持すべき圧力とモジュールの外形寸法と使用する構造材の機械強度から決めます。また，第一壁のプラズマ側の肉厚は，表面熱負荷と構造材の熱伝導度，冷却材温度と熱伝達率から最高温度を計算できますので，簡単な計算でも，材料の許容温度範囲内かどうかの推定はできます。

ここまで，寸法の設定ができたら，より詳細な設計や解析を始めます。ブランケットが本当に作れるか，作るためにどんな研究や技術開発をしなければならないかを洗い出しながら，構造設計を進めていきます。また，安全性を確保するためにどんな構造にしなければならないかも考慮して構造を改良していきます。

ブランケットの設計は，研究開発の成果である最新の設計データを反映して，常に更新し改良を加えていくべきもので，設計自体が研究活動でもあります。また，設計を進めることで，研究開発の指針を示すこともできます。設計と研究開発は相互に補完しあうもので，両者を同時に進めることによって開発が前進するものです。

参考文献

- 1) 上田良夫，井上多加志，栗原研一，“連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ；第1回核融合炉の概要”，原子力誌，46(12)，845～852(2004)。
- 2) K. Tobita, *et al.*, “Fusion reactor design towards radwaste minimum with advanced shield material”, *J. Plasma Fusion Res.*, 77(10), 1035～1039(2001)。
- 3) *Blanket Comparison and Selection Study Final Report*, ANL/FPP-84-1 (1984)。
- 4) S. Nishio, *et al.*, “Conceptual design of Tokamak High Power Reactor(A-SSTR2)”, *J. Plasma Fusion Res.*, 78(11), 1218～1230(2002)。
- 5) 小西哲之，他，“ブランケット開発の最新動向”，プラズマ・核融合誌，79(7)，650～690(2003)。
- 6) Fusion Reactor System Laboratory, JAERI, *Concept Study of the Steady State Tokamak Reactor(SSTR)*, JAERI-M 91-081,(1991)。
- 7) “特集/ITER工学設計”，プラズマ・核融合誌，78，1月増刊，p.55(2002)。
- 8) M. Enoda, *et al.*, “Design and technology development of solid breeder blanket cooled by supercritical water in Japan”, *Nucl. Fusion*, 43(12), 1837～1844(2003); <http://stacks.iop.org/0029-5515/43/1837>.

著者紹介

小西哲之(こにし・さとし)

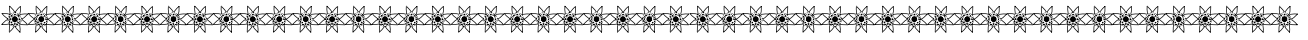


1979年東京大学工業化学科，81年原子力工学専攻修士課程修了，日本原子力研究所入所。博士(工学)。トリチウム技術研究室，核融合炉システム研究室長を経て，2003年より京都大学エネルギー理工学研究所教授。専門はトリチウム，核融合炉工学，炉設計，エネルギーシステム。

榎枝幹男(えのえだ・みきお)



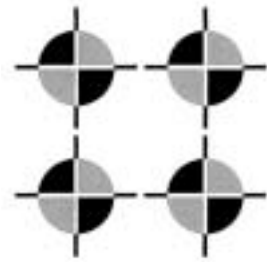
1987年九州大学大学院工学研究科博士課程卒業。同年日本原子力研究所入所，那珂研究所所属。主な研究分野は，核融合ブランケット研究開発。核融合ブランケットの設計全般や熱，機械的な挙動に関する研究に従事している。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

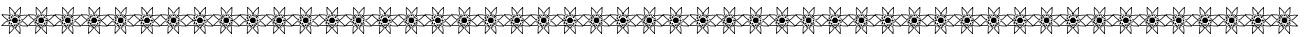
第7回 核融合炉を成立させる最適な材料

過酷な照射条件に耐える新材料の開発最前線



東北大学 長谷川 晃,

日本原子力研究所 土谷 邦彦, 石塚 悦男



核融合炉ではどのような構造材料が考えられていますか？

1. 核融合炉ブランケットの構造材料の環境と求められる特性

これまでのプラズマ実験装置においては、プラズマの発生・制御の実験を安全かつ確実に行うことが主目的でした。そのためプラズマを作り出す真空容器には、加工性、信頼性や価格などの経済性などを考慮してステンレス鋼などが構造材料として使われてきました。このようなプラズマ実験装置と将来の発電を行う核融合炉とが根本的に異なるのは、核融合炉ではD-T反応によって核融合反応が起こり、大量の14 MeV中性子が炉心プラズマから出てくることです。核融合炉では、この中性子の運動エネルギーを熱に変えて電気などのエネルギーを得るとともに、ブランケットにおいて増殖材中のリチウムと核反応を起こさせ燃料のトリチウムを製造します。核融合炉からエネルギーを経済的に作り出すためには、発電を効率よく行って、より多くのエネルギーを得るとともに、かつ増殖によって燃やした燃料より多くの燃料を得なければなりません。そのためにはできるだけ多くの中性が必要となります。

一方で、この中性子の運動エネルギーが熱に変わるには、中性子が材料中の原子や電子と衝突を起こし、最終的に原子の格子振動、すなわち熱にならなければなりません。ところがこの衝突によって材料中には格子原子のはじき出しが起こり、材料中の原

子の配列などの構造が変わることがあります。もう一つはこの衝突の時にある割合で格子原子との核反応が起こり、格子原子が別の元素に変わってしまう、いわゆる核変換がおこるのも核融合炉のもう一つの重要な特徴です。この別な元素が不純物となり、また材料の誘導放射能の原因となります。このようにより多くのエネルギーを得ようとする、より多くの原子レベルの欠陥と、核変換で生まれた不純物元素や放射性核種を生むこととなります。

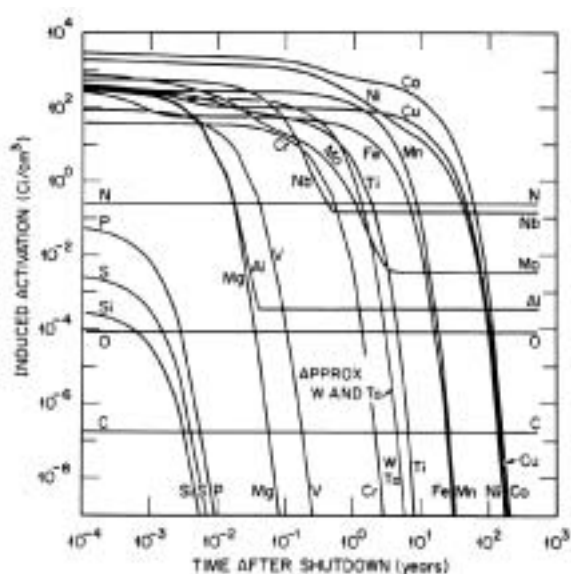
ブランケット構造材料のように、高エネルギーの中性子を多く浴びる機器では、構造材料の中に欠陥が蓄積し、さらに誘導放射能が発生します。材料の信頼性を保ち、使用中あるいは廃棄後の環境負荷となる放射能を減らすための対策として、(1)誘導放射能の発生が少ない元素を構造材料に選ぶ、(2)材料の組織を熱処理や合金化で工夫することにより、はじき出し損傷による欠陥の発生が少ないか、あるいは欠陥をすみやかに消滅させることで劣化の少ない材料を開発する、という2つの方法が取られています。

2. ブランケット用の低放射化構造材料とは

核融合炉では、構造材料の誘導放射能をできる限り少なくすることによって、炉の運転期間中の保守性の向上や、炉の廃棄時の放射性廃棄物の低減を図ることが可能となり、核融合炉のライフサイクルにわたっての環境負荷を低減することができます。そのために、さまざまな元素について14 MeV中性子照射による放射化断面積が調べられ、誘導放射能の少ない元素の探索が行われてきました。第1図は第一壁領域で核融合炉でのスペクトルの中性子照射を9 MWa/m²だけ受けた場合の各元素1 cm³あたりの放射性核種の量の時間変化を示したものです。(1

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (7)
Optimum Materials for the Realization of Fusion Reactor: Akira HASEGAWA, Kimihiko TSUCHIYA, Etsuo ISHITSUKA.

(2005年 5月20日 受理)



第 1 図 核融合炉第一壁領域で中性子照射を $9 \text{ MWa}/\text{m}^2$ 受けた各元素の炉停止後の放射性同位元素の減衰¹⁾

MWa/m^2 とは、中性子のエネルギーを受ける壁面 1 m^2 あたり、毎秒 1 MJ のエネルギーを1年間 (a: annual) 受けた時の積算照射量を意味します。 14 MeV の核融合中性子の照射量で約 1.4×10^{26} 個/ m^2 に相当します。左端の初期値が異なるのはそれぞれの元素の生成断面積の違いによります。求められる低放射化特性としては、放射性元素の生成量が少なく、早く減衰することです。例えば、第1図のSiのような減衰曲線を持つ元素が望ましいことになります。実際には生成量だけではなく放射性核種から放出される放射線の種類やエネルギーなどを勘案し、さらに照射後の構造材料の表面線量率や崩壊熱などを考慮する必要があります。また最も大事なことは、そのような低放射化元素の組合せが構造材料として使用可能かどうかにあります。例えば純Siは、半導体材料としては非常に優れた材料ではありますが、脆くて構造材料として使用できません。より現実的な低放射化構造材料を得るために、核計算によって、いわゆる低放射化元素としてSi, V, Cr, Ti, Fe, Cなどがリストアップされました。これらの元素の組み合わせ、構造材料として使用できるものを検討し、これまでのところ以下の3つの候補材料が提案されています。

- (1) Fe-Cr-C に W などの低放射化元素を加えて高温強度などを調整した低放射化フェライト鋼 (例) Fe-(8~9%)Cr-2%W を中心とする組成のフェライト鋼。添加するCrやWの濃

度が多少異なったものをそれぞれの研究機関で独自の名前を付けています。例えば F82H (日本原子力研究所(原研)が作製した鋼), JLF-1(日本の大学連合が作製した共通試料用の鋼), MANET や OPTIFER(EU で作製した共通試料の鋼)などがあります。

- (2) V-Ti-Cr を基本組成とするバナジウム合金 (例) V-4Ti-4Cr の組成を中心として侵入型不純物元素を低減させた合金。例えば NIFS-Heat (核融合科学研究所(NIFS)が大型溶解を目的として作製した V-4Cr-4Ti 合金塊(約200 kg)から取った試料の呼び名)などがあります。
- (3) Si-C を基本成分として、SiC 繊維と SiC マトリックスとを複合化した SiC/SiC 複合材料 (例) 高結晶性の SiC 繊維を強化材として、SiC をマトリックスとして充填した複合材料。

構造材料として使われる場合、それぞれの機器部材において特有の荷重(自重、電磁力、大気圧、熱応力など)を受けます。また、それぞれの使用環境(温度、冷却材など一緒に使われる材料との化学的環境、中性子照射量など)に応じて適した材料があり、これらの条件を勘案して材料の選択が行われます。さらには構造材料の特性が機器の想定使用期間内において、中性子照射によって起こる材料の特性変化が想定される許容範囲内の変化にとどまっていることを確認する必要があります。

核融合炉機器の中でもブランケットはプラズマに近く、プラズマからの高エネルギーの中性子にさらされます。ブランケットは発電のための除熱と放射線の遮蔽、および燃料の生産を受け持っているため、その構造材料は核融合炉の中でも最も過酷な環境におかれています。ブランケットの構造材料として求められる特性は、

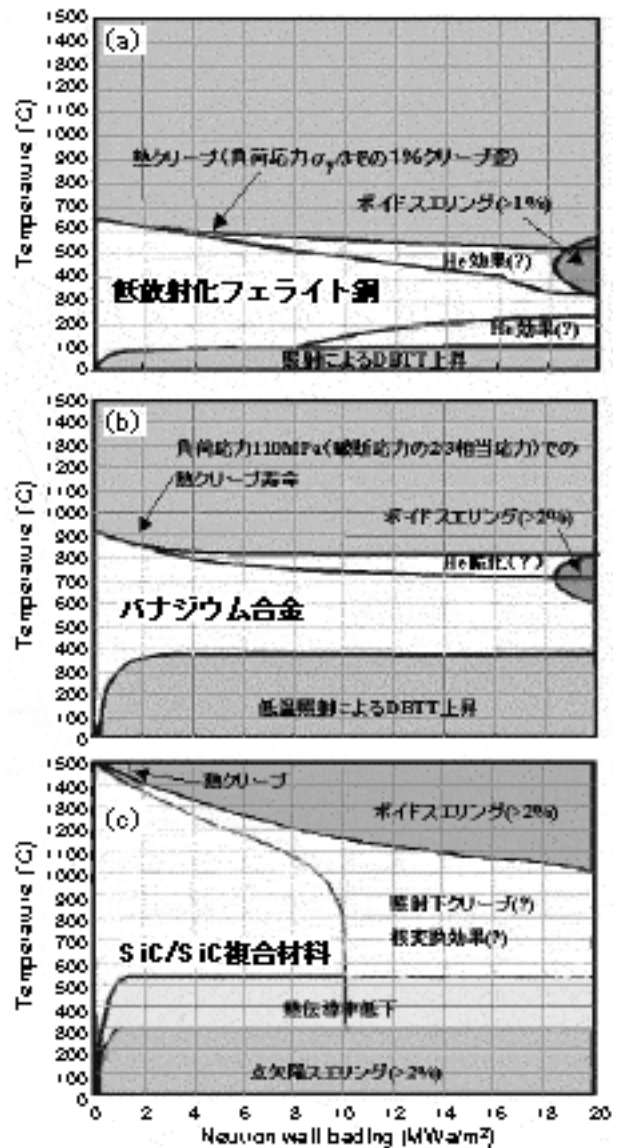
- (1)高い中性子フルエンスに耐える
 - (2)使用温度で十分な強度を有する
 - (3)高い熱流束に耐える
 - (4)低放射化特性を有する
 - (5)使用する化学環境下での健全性を有する
 - (6)工業的基盤(製造性、加工性など)を有する
- などが挙げられます。

(1)~(4)は材料そのものの特性であり、(5)は冷却材など周辺の材料との組合せに依存するものです。(6)は核融合炉という大型機器を経済的に、かつ十分な

信頼性をもって製作する上で必須のものです。また核融合炉は非常に大きな機器システムですから、工業的規模で構造材料を作る必要があります。例えば、原研が設計活動を行った SSTR (Steady State Tokamak Reactor: 定常型トカマク炉) を例にとると、ブランケット構造材料として約1,000 t もの低放射化フェライト鋼が必要であるとの試算があります。実験室レベルでの優れた材料の開発はもちろんですが、核融合炉構造材料として使われるためには、工業規模での材料の製造・加工の技術的基盤の確立までが求められています。

材料の特性はその中心となっている元素の特性に依存します。特に使用温度がその影響を顕著に受けます。第2図はこれまでに得られたデータを元に推定したそれぞれの低放射化構造材料の使用可能な温度と、中性子照射量を示したものです。縦軸は使用温度を示し、横軸は中性子の壁負荷、すなわち照射量を示し、10 MWa/m²が約100 dpa に相当します。(dpa: displacement per atom。構成原子1個当たりの平均のはじき出しの数をいいます。1 dpa とは、すべての原子が1回その格子位置からはじき出しを起こすだけの損傷量に相当します。しかし、1 dpa の照射を受けたとはいっても、はじき出し損傷が一瞬で起こるわけではないので、固体がばらばらになることはありません。)

この図面中の境界線は、ある物性値がそれ以上変化すると機器が使用に適さなくなるという限界を温度と照射量でプロットして得られたものです。例えば空孔型の欠陥が集まって直径10~100 nm 程度の気泡(ポイド)を作って体積が増加するポイドスエリング(体積膨張)は、体積変化が2%以上になったら機器中の内部応力が高くなって使用できなくなるとして、スエリング2%以上になる領域を除いていきます。またある使用温度以下では照射欠陥の集合体が細かく高密度にできるので、照射硬化が大きくなり、延性・脆性遷移温度(DBTT)が高くなってしまふことがあります。例えば、フェライト鋼では照射温度が100℃以下ではDBTTが照射線量にあまり依存せずに高くなるので使用可能範囲から除きます。このようにして残った中央の白い部分が材料の使用可能な領域を示す設計許容範囲(デザインウィンドウ)です。この部分が横に広いということはそれだけ長く使用できるということを示し、縦の幅の広さは使用できる温度範囲が広いことを意味します。



第2図 低放射化構造材料の候補材料における使用温度と中性子壁負荷による使用温度領域²⁾；
(a)低放射化フェライト鋼、(b)バナジウム合金、(c)SiC/SiC 複合材料

ただ、数10 dpa を越えるデータについては、フェライト鋼以外の材料では十分なデータが取られていないので推定値です。また「He の効果」について「？」が付いているのは、はじき出し損傷と同時に発生する核変換 He によって、注目している特性変化がより低温、より低照射領域に広がる可能性があることを示しています。

さて、発電を目指した核融合炉は、「できるだけ高温」で、かつ「長く」使えることが求められます。この図から200 dpa 程度まで使用可能な温度範囲は低放射化フェライト鋼では400~500℃、バナジウム合金では400~700℃、SiC/SiC 複合材料では800~

1,000 となります。現在、さらにこの設計許容範囲を広げるために合金元素の添加や、不純物元素の低減化さらに熱処理の工夫などが行われ続けています。さらにこの設計許容範囲を確定するために、データをより精度よくとるための照射研究などが続けられています。特に He とはじき出しの同時効果については強力中性子源(核融合中性子照射による材料中での核反応とはじき出し生成を模擬するために、加速器を使って大電流(125 mA)の40 MeVの重水素ビーム作り、これをリチウムに当てて出てくる高密度の高エネルギー中性子(エネルギーは40 MeV以下)が得られます。この中性子を材料に照射し、材料試験を行うための実験施設を IFMIF (International Fusion Material Irradiation test Facility: 国際核融合材料照射試験施設)といたします)を使った高い粒子束による検証が必要であると考えられています。

このような材料ごとの使用温度範囲から、いくつかのブランケットの概念が提唱されています。それは使用可能な温度範囲によって冷却材の選択条件が変わってくるからです。現在進められている核融合炉の設計活動をまとめると第1表のようになります。それぞれの材料の使用温度範囲や冷却材との共存性に依りてブランケットのシステムの設計例が提案され、その安全性や信頼性などの観点から材料に関してさまざまな検討が加えられています。

・現在の構造材料の開発状況はどうなっていますか？

現在のところ前述の3つの低放射化構造材料が提案されていますが、それぞれの材料でこれまで材料の開発のための工業的な蓄積が全く異なります。例

えば、核融合炉用機器を作製できるような大型素材の製造や、実物大の機器システムを製造し、加工や溶接などの検討などの工学的な実証段階にある低放射化フェライト鋼と、核融合炉構造材料として最適な組成や熱処理を決めるための、いわゆる素材開発段階にあるバナジウム合金と SiC/SiC 複合材料のように大別できます。フェライト鋼は現在の鉄鋼業の工業基盤の延長部分が多く、現時点では核融合炉材料としての実現性が一番高いのですが、先に述べたように使用温度領域が比較的低いので、将来の発電炉として考えた場合、プラントの効率があまり高くできません。一方、バナジウム合金や SiC/SiC 複合材料は、現状では工業材料としての基盤は十分ではありませんが、より高温で使用できることから、今後の材料開発の結果次第では50%近い効率を実現できる可能性があることから、先進ブランケット用材料として位置づけられています。

これまでの研究結果を元に、現在の各構造材料の主要開発課題をまとめると以下のようになります。

(1) 低放射化フェライト鋼

- ・熱疲労などによる欠陥の生成・成長および破壊の発生に対する耐照射性の評価
- ・環境の照射下での化学的効果を含む挙動の評価と改良
- ・強磁性体であるフェライト鋼構造体の高性能プラズマ制御への影響

(2) バナジウム合金

- ・液体金属冷却材における MHD 圧力損失低減のための絶縁性被膜の開発

MHD(Magneto-Hydro-Dynamic)圧力損失。電磁流体圧力損失ともいいます。磁場中を液体金属のような導体が流れるときに、電磁誘

第1表 磁気閉じ込め型核融合炉の設計例とブランケットにおける材料の組合せ^{3,4)}

設計例	SSTR	FFHR	ARIES-RS	DREAM	ARIES-AT
構造材料	フェライト鋼	フェライト鋼	バナジウム合金	SiC/SiC 複合材料	SiC/SiC 複合材料
増殖材料	固体増殖材	溶融塩 Flibe	液体金属 Li	固体増殖材	液体金属 Pb-17% Li
冷却材	加圧水	溶融塩 Flibe	液体金属 Li	He ガス	液体金属 Pb-17% Li
冷却材温度					
入口/出口()	285/325	450/550	330/610	600/900	650/1,100

SSTR: 定常型トカマク炉(日本原子力研究所での設計例), FFHR: ヘリカル炉(核融合科学研究所での設計例)

ARIES-RS, ARIES-AT: トカマク炉(米国カリフォルニア大学での設計例)

DREAM: トカマク炉(日本原子力研究所での設計例)

Flibe: フッ化リチウム(LiF)とフッ化ベリリウム(BeF)からなる溶融塩

導により液体金属中に電流が生じ、さらにこの電流とこれによって発生する磁場によって液体金属にはその流れとは反対方向に、流れを押し戻すような抵抗力が発生します。液体金属の流れが速いほど大きな抵抗力が発生します。

- ・溶接性を含む加工性に関する技術開発

(3) SiC/SiC 複合材料

- ・繊維/マトリックス界面制御などによる強度および熱伝導特性に関する耐照射性の改良
- ・不純物制御などによる低放射化特性の改善
- ・接合を含む複合材料の製造および大型構造物への加工技術の開発
- ・ヘリウムガスの気密性の確保

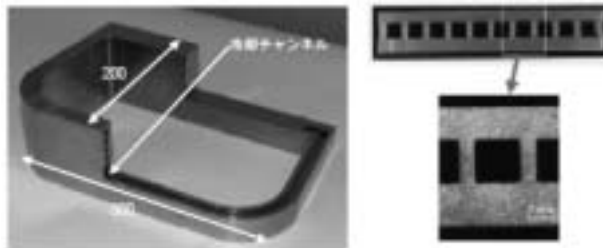
また、これらの材料に共通する課題として、

- ・14 MeV 中性子照射によるはじき出し損傷と He 等の核変換生成元素の同時生成による耐照射性の評価があります。

それぞれの材料開発の現状を次にまとめます。

1. 低放射化フェライト鋼

8～9%のCrと2%前後のWの添加を基本組成としたF82HやJLF-1, MANET, OPTIFERなどのフェライト鋼が具体的な素材として検討されています。特に原研が作ったF82Hは、IEA(国際エネルギー機関)の国際共同研究としてこれまでに5tの素材の溶解を2回行い、大型素材の製造実績を作っています。これらの素材を用いて国内の研究機関はもとより、世界各国の研究機関でラウンドロビン試験が行われ、照射・非照射を含めた多くのデータが集められつつあります。特に中性子の重照射後のデータについては、日米協力の下で米国の原子炉を使って多くの材料データが蓄積されています。また原研では現在、検討が進められているITERを使ったテストブランケットモジュールについて、低放射化フェライト鋼を使用したモジュールの設計を進めており、加工性や溶接性の課題を具体的に検討するために、第3図に示すように、実際にF82Hを使ったブランケット作製に必要なHIR(Hot Isostatic Pressing: 熱間等方圧プレス法。粉末原料や部材などを薄肉の容器に入れ、高温環境下で高圧の気体などを圧力媒体として容器の外側から等方的に圧縮力を加えて押し固めて素材や部材を作る方法)による冷却水構造体の作製と、その熱負荷試験



第3図 F82Hを使ってHIPにより作製した冷却構造体⁵⁾

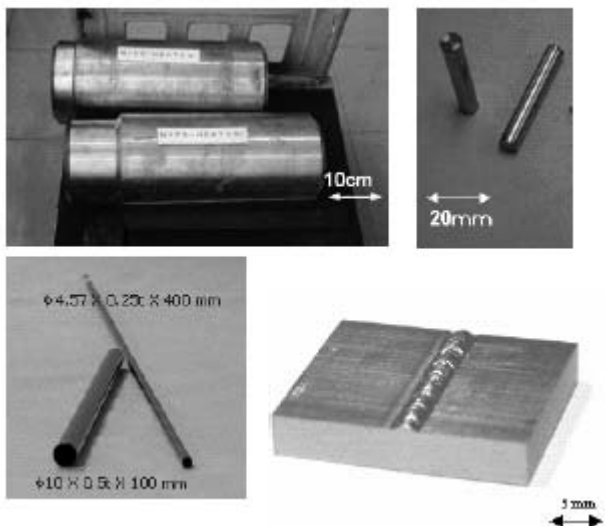
が行われています⁵⁾。

このほか、低放射化フェライト鋼の使用上限温度を600～650程度にまで上げ、さらに超臨界水を冷却材として使用することができれば、発電炉の効率を上げることが可能となることから、より耐熱性、耐照射性に優れた酸化物分散強化(ODS)鋼(Oxide Dispersion Strengthening Steel, 大きさがnm前後の微細な酸化物粒子が材料中に均一に分散するように作製された鋼)の開発も進められています。

2. バナジウム合金

これまでの研究の結果から、耐照射性の観点から、V-4Cr-4Tiの組成を中心に数100kgレベルの大型の素材が米国、日本、ロシアで作製されています。バナジウムは活性な金属で、酸素、窒素、炭素などの不純物によって特性が左右され、これらの不純物が少ないほど中性子照射後の特性劣化が少ないことがわかっています。そのため製造にあたっては真空中あるいは不活性ガス中での溶解が必要で、素材レベルからの純度管理が大切です。核融合研ではこれらの不純物を低減したNIFS-Heatを作製し、その材料データを取得するとともに、溶接や被覆、冷却材との共存性などを調べています。第4図はNIFS-Heatの200kgのインゴットとそれから作製された試験片の例を示したものです⁶⁾。このようにして作製した試料を用いて、素材や溶接部材の中性子照射による特性の変化や、バナジウムの場合に増殖材として考えられている金属リチウム中での使用の際に課題となっているMHD圧力損失低減のための被覆の作製やその共存性について、日米協力事業により重点的に研究が進められています。

またバナジウムの資源についても、従来の鉬石からの素材ではなく、より安価に得られる石油の脱硫過程で廃棄物として得られるバナジウムを精製して用いる方法が日本で開発され、合金作製に供されて

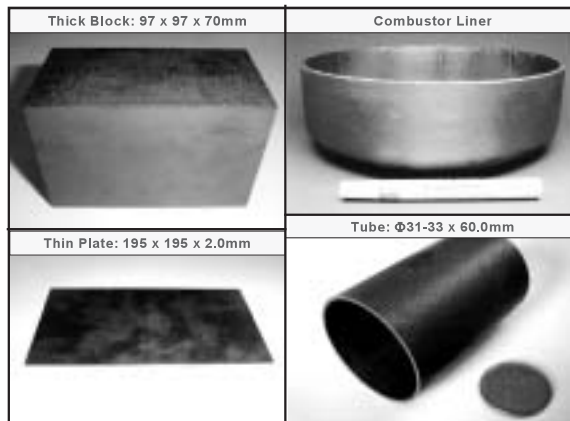


第4図 NIFS-Heatの200 kgのインゴット, 細径チューブ, 内圧型クリープ試験体, TIG溶接体⁶⁾

います。

3. SiC/SiC 複合材料

SiC/SiC 複合材料はここ数年で大きな進歩を遂げています。その主な理由は強化繊維として使用される SiC 繊維の改良と開発が進み、耐照射性に優れた高結晶性・化学量論組成 (Si と C の組成がぴったり 1 : 1 で、余剰の Si や C のない組成のこと) の先進 SiC 繊維が工業レベルで生産されるようになったことと、気泡のほとんどない複合材料の高密度マトリックスを作製する方法 (NITE 法: ナノインフィルトレーション遷移共晶相法。nm サイズの SiC の微細な粉末に助剤を加え、加熱して溶解させた Si の液相中で SiC に反応させる方法) が開発されたことによります。この先進 SiC 繊維を使用することで 800 , 1,000 の数 dpa 照射でも複合材料強度の低下が起こらないことが日米協力による米国の原子炉照射試験の結果明らかになり、耐照射性複合材料設計指針の有効性が確認されました。現在、さらに上限使用温度を確認するための高温・重照射の研究計画が進められています。一方、ガス冷却ブランケットの課題とされた気密性についても、NITE 法による素材では従来材の 10^{-6} 以下程度にまで低減することが確認され、真空容器としても十分なレベルにまで達しています。第5図は NITE 法で作製した種々の形状の製品を示したものです⁷⁾。このような管や薄板の部材を接合する方法も開発されており、現在は大型部材化とその信頼性などが検討されていま



第5図 NITE 法で作製された SiC/SiC 複合材料厚板, コンバスターライナ, 薄板, パイプ⁷⁾

す。SiC/SiC 複合材料は高温ガスタービンや宇宙用材料、さらに第4世代の原子炉の材料としても検討されており、核融合以外の分野での応用を拡大することで、今後、核融合炉部材を作製する上で必要となる工業規模での製造性や経済性が向上することが期待されています。

・機能材料の開発の現状はどうなっていますか？

1. トリチウム増殖材料

(1) トリチウム増殖材とは何ですか

トリチウム増殖材は、核融合炉の燃料であるトリチウムを効率よく作るための材料です。固体増殖ブランケットを採用した核融合原型炉では、トリチウム増殖材として、酸化リチウム (Li_2O)、チタン酸リチウム (Li_2TiO_3) などのリチウムを含むセラミックが代表的な候補材です。形状については、スエリングや熱応力の緩和の観点から、直径 1 mm ぐらいの微小球が良いとされています。

トリチウムを生成するためのリチウムの核反応は以下の式で表されます。



(1) 式は熱中性子で反応し、反応断面積は 940 バーン (中性子エネルギー $E_n = 0.025 \text{ eV}$) です。(2) 式は高速中性子で反応し、反応断面積は 0.355 バーン ($E_n = 14.1 \text{ MeV}$) となり、前者に比べて 3 桁小さな値です。実際の核融合炉では、中性子スペクトルを考慮すると、トリチウム生成に対する ${}^6\text{Li}$ の寄与が ${}^7\text{Li}$ より約 2 桁大きくなることから、 ${}^6\text{Li}$ を濃縮したトリチウム増殖材を用いたほうが効率よくトリチ

ウムを作れると考えられています。

(2) どんな特性が必要となるのですか

トリチウム増殖材に求められる特性としては、Li原子密度が高く、中性子吸収断面積が大きい核種が含まれないこと、トリチウムを容易に放出する(トリチウム保持時間が短い)こと、熱伝導率が大きく、熱膨張率が小さいこと、スエリングや放射性生成物が少ないこと、化学的に安定(例えば水と反応しにくいこと)で取扱いが容易であることなどが挙げられます。

現在考えられている候補材料の特性はそれぞれ一長一短があります。例えば、初期に研究された Li_2O は、Li原子密度が大きいこと、熱伝導率が高いことなどの利点がありますが、水との反応性が高く化学的安定性に欠けること、Liの質量移行が大きくトリチウム増殖比(TBR)の低下や腐食性の LiOH による構造材の損耗などの欠点もあります。このため、トリチウムを容易に放出すること、スエリングが小さいこと、化学的に安定であり取扱いが容易であることなどから Li_2TiO_3 が有力な候補材と認識されています。最近の研究では、水素雰囲気中での Li_2TiO_3 中のTiの還元による特性(非化学量論性(組成変化)、結晶構造、熱物性等)変化や中性子もしくはイオン照射下の材料の特性(トリチウム放出、スエリング等)変化が調べられており、それらの特性がわかりつつあります。

(3) どのように作るのですか

トリチウム増殖材は、押出し法、転動造粒法、湿式造粒法(第6図)で微小球を作ります。現在は、湿式造粒法が大量製造に向いていること、製造コストも抑えられることなどから実用性の点で有望なものとして期待されています。この方法では、材料が変わっても製造方法をほとんど変える必要がないため、その他のリチウムセラミックスにも使うことができます。現状の装置を改良することにより年間約150 kgまで製造できる見通しが立っています。

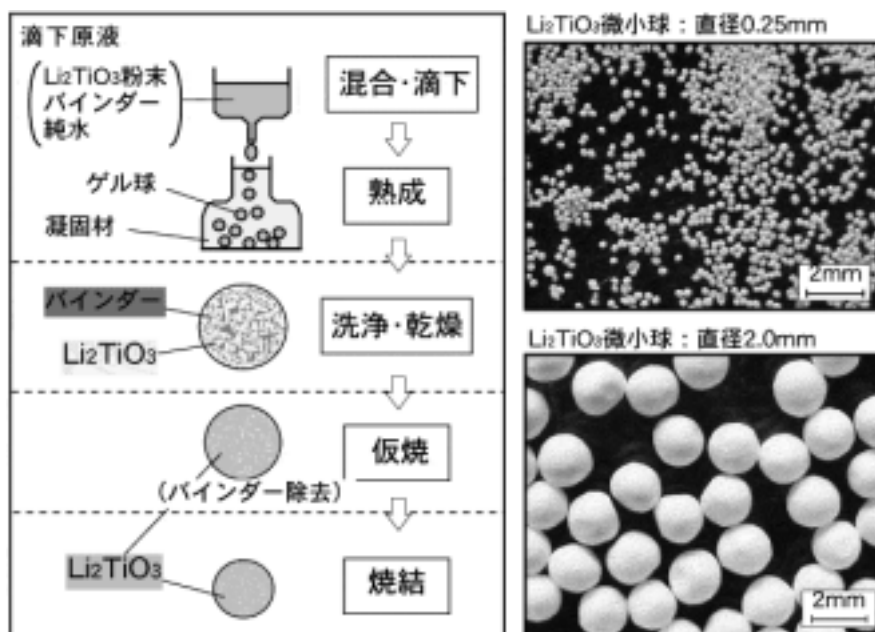
(4) もっと機能を高めるための工夫は

最近では、 Li_2TiO_3 について、高温で長時間使用しても、トリチウムの放出に影響する結晶粒成長を抑制することができ、かつ水素雰囲気でも還元しにくくするために、 Li_2TiO_3 中に微量の酸化物を添加する方法が検討されています。このほか、トリチウム生成に関する寄与は、 ${}^6\text{Li}$ (天然のリチウムには ${}^6\text{Li}$ が約7.5%しか含まれていない)が大きく、希少資源であることから、リサイクル利用するための研究も行われています。

2. 中性子増倍材料

(1) 中性子増倍材とは何ですか

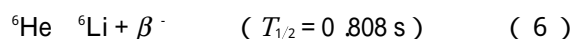
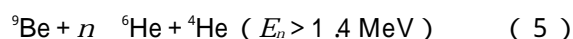
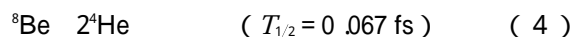
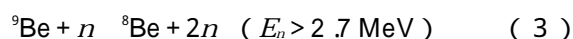
核融合炉の燃料であるトリチウムを消費する以上に作り出すためには、中性子がたくさん必要になります。中性子増倍材は、文字どおり中性子を増やすための材料であり、トリチウムを効率よく作るために必要な材料です。



第6図 湿式造粒法概念図(関 昌弘編, 核融合炉工学概論(日刊工業新聞社)より転載)

中性子増倍材としては、鉛やベリリウムなどが候補材となっていますが、中性子増倍反応が大きいこと、原子数密度が高いこと、中性子増倍反応のしきいエネルギーが低いこと、中性子吸収断面積および捕獲断面積が小さいこと、融点が比較的高いことから、各国で開発が進められている固体増殖ブランケットではベリリウムが第一候補材になっています。また、形状については、スエリングや熱応力の緩和の観点から、トリチウム増殖材と同じように直径1mm ぐらいの微小球が良いとされています。

ベリリウムの主な核反応は(3)~(7)式の通りです。ベリリウムは中性子を増倍する能力が高いのですが、中性子が当たることによってヘリウムが生成し、材料特性が変化して寿命を短くすることなどが心配されています。



(2) どんな特性が必要となるのですか

前述した核特性のほかに、高い熱伝導率、良好な耐中性子照射特性、高い機械強度、高い化学的安定性、組織安定性、構造材料等との良好な共存性、低い誘導放射能、冷却材との低い反応性、廉価で大量製造が可能なこと、取扱いが容易なことなどが必要とされています。

ベリリウムを600以下で使用する場合には、上記の特性をほとんど満足します。ただし、中性子照射を行うと、核反応で生成されるヘリウムが構造材中の数十倍以上になるため、スエリングしやすいこと、機械的な強度や熱伝導率が低下することなどが心配されています。

現在までに取得された中性子照射データとしては、JMTR や EBR-II などを用いた照射試験によって、ITER レベル(He 生成量: 約3,000 appmHe, appmHe は Be 原子に対する He 原子の生成量を ppm で表した単位)の照射量では問題ないことが確認されています。しかし、実際の核融合炉ではこの約7倍までのデータが必要になります。このため、この第一歩として、ヘリウム生成量が約6,000 appmHe を目指した重照射試験が国際協力で行われています。

このほかに心配しなければならない特性として、

水冷却ブランケットにおいて事故時に問題となる高温水蒸気との反応や生成したトリチウムの放出があります。

高温水蒸気との反応では、事故時にベリリウムが高温の冷却水と反応すると、次式で水素が発生し、安全上、問題となります。これは、ベリリウムが非常に酸化しやすいという特性があるためです。



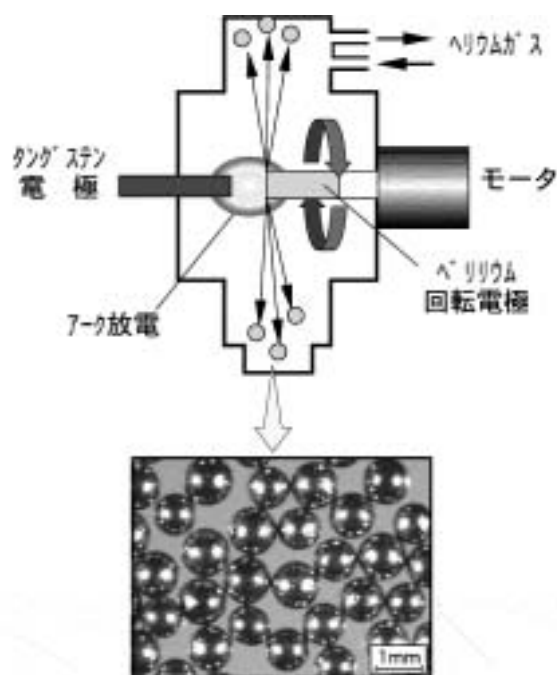
トリチウムの放出に関しては、ベリリウムの使用温度が低いために、生成したトリチウムが放出されずにたまりっぱなしになり、事故時に高温になると一気に放出することが心配されています。これは、ベリリウムの表面酸化膜がトリチウムの拡散を遅くしてしまうためです。

(3) どのように作るのですか

ベリリウム微小球は、回転電極法で作ることができます。製造方法の概念図を第7図に示します。ベリリウム製の回転電極をアーク放電で溶かすと、溶けたベリリウムは遠心力で飛ばされている間に固まり、微小球ができます。現状の装置では年間120kg ぐらい作ることができます。

(4) もっと機能を高めるための工夫は

最近では、融点が高く、酸化しにくい材料であるベリリウムとチタンなどとの合金(ベリリウム金属



第7図 回転電極法の概念図(関昌弘編, 核融合炉工学概論(日刊工業新聞社)より転載)

間化合物)が研究されています。これまでの研究では、ベリリウム金属間化合物の一つである Be_{12}Ti は、ベリリウムと比較してスエリングが小さいこと、トリチウムがたまりにくいこと、構造材と反応しにくいことなどがわかってきました。このため、ベリリウム金属間化合物を使うことにより、安全で、高い発電効率を目指したブランケットが成立するのではないかと期待されています。

参考文献

- 1) F.W. Wiffen, R.T. Santoro, *Proc. Topical Conf. on Ferritic Alloys for Use in Nuclear Energy Technologies*, Snowbird, Utah, p.195 ~ 200 (1983).
- 2) 日米科学技術協力事業 JUPITER 計画成果報告書, (2000).
- 3) 関 昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社, (2001).
- 4) A.R.Raffery, *J. Nucl. Mater.*, 307 ~ 311, 21 ~ 30 (2002).
- 5) M. Akiba, Personal communication (2005).
- 6) T. Muroga, *Mater. Trans.*, 46, 405 ~ 411 (2005).
- 7) Y. Katoh, A. Kohyama, T. Nozawa, M. Sato, *J.Nucl. Mater.*, 329 ~ 333, 587 ~ 591 (2004).

著者紹介

長谷川 晃(はせがわ・あきら)



1984年東北大学大学院工学研究科博士課程修了。工学博士。科学技術庁金属材料技術研究所研究員を経て、92年より東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻助教授。原子炉(軽水炉, 高速炉, 核融合炉など)用の金属, セラミックスおよび複合材料等の照射効果に関する研究に従事。

土谷邦彦(つちや・くにひこ)

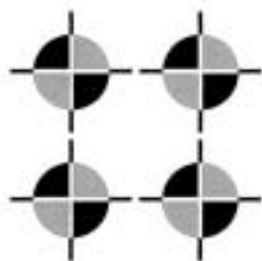


1994年東京工業大学大学院理工学研究科後期博士課程修了。日本原子力研究所入所。以来, 核融合炉ブランケット増殖関連材料(トリチウム増殖材料)開発に従事。現在, 核融合工学部ブランケット照射開発室, 副主任研究員。工学博士。

石塚悦男(いしづか・えつお)



1986年日本大学大学院生産工学研究科電気工学専攻修士課程修了。日本原子力研究所入所。以来, JMTR の運転等に携わった後, 核融合炉ブランケット増殖関連材料(中性子増倍材料)の開発に従事。現在, 材料試験炉部計画課長(核融合工学部兼務), 工学博士。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第 8 回 トリチウムを扱う燃料循環システム

気体状トリチウム燃料の取扱い技術

九州大学 深田 智, 日本原子力研究所 林 巧



トリチウム燃料処理技術

1. 核融合炉ではなぜトリチウムを処理する必要がありますか

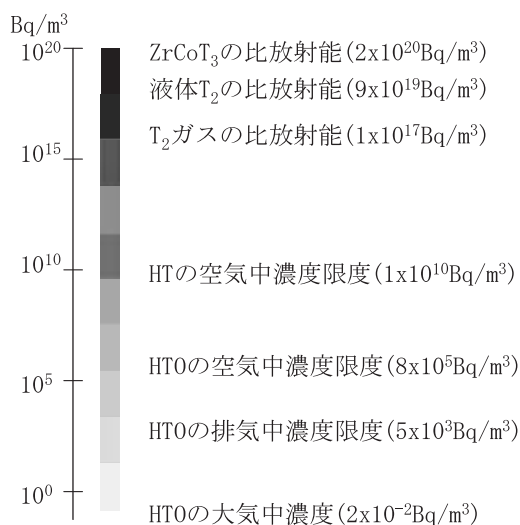
本特集の「第 1 回 核融合炉の概要」で、すでに説明がありましたように、核融合炉では重水素のみあるいは重水素とトリチウムの混合ガスをプラズマ状態で燃焼させエネルギーを得ます。燃焼させるにはプラズマ温度を数億度まで加熱する必要がありますが、重水素とトリチウムの混合物の方がより低温で核融合反応します。したがって、最初に実現される自給型核融合炉は D-T 核融合炉と考えられています。将来 D-D 核融合炉が実現された場合でも、炉内では D-D 反応 ($D + D \rightarrow He$, $D + D \rightarrow T$) でトリチウムも生成されますので、放射性同位体トリチウムを取り扱い、処理する必要があります。D- 3He 核融合炉でもこの主反応に比べて少量ですが、D-D 反応も同時に起こりますので、依然としてトリチウムを処理する必要があります。

核融合炉でトリチウムを処理するのは、主に次の 2 つの理由からです。1 つは、磁場閉じ込め、あるいは慣性閉じ込めのいずれの場合にも、核融合反応で消費される燃料が注入量に対して高々数%程度ですので、未反応の燃料を処理して効率よく利用する必要があります。そのため、含まれている不純物原子を取り除き 精製し 未燃焼の燃料を抽出し、プラズマに再び供給します。もう 1 つの理由は、天然にごく微量しか存在しない放射性物質のトリチウムを使用するため、核融合反応で生じる中性子とリ

チウムの核反応を利用して自己生産し回収する必要があるためです。核融合炉で DT ガスを燃焼する間に、一部のトリチウムガスが配管壁や装置接合部を通して漏れないようにするとともに、トリチウムが不純物と一緒に排出されないように回収する必要があります。

第 1 図でトリチウム比放射能と管理濃度値を比較しています。核融合炉トリチウム工学で現れる濃度は、この図からわかるように 10^{20} 桁にも及びます。それぞれの領域で関与する物理、化学現象や測定装置も異なります。本稿では、特に核融合炉燃料のトリチウムを取り扱いますので、図の上方の濃度領域に相当しますが、環境トリチウム濃度は比較的下方の領域であって、トリチウム処理、計測と管理について他の工学にはない非常に高い技術が必要になることがわかります。トリチウムの安全性に関しましては、まとめて他の節で説明がありますので、本節では処理技術に着目して説明します。

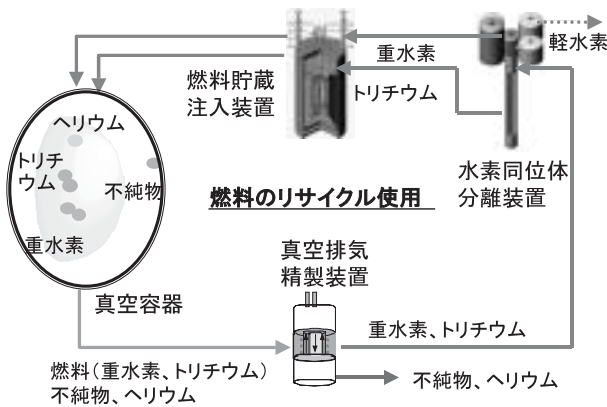
第 2 図に示すように、核融合炉燃料としてトリチ



第 1 図 各種状態のトリチウム放射能の比較

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (8) Fuel cycling system for tritium recovery. Satoshi FUKUDA, Takumi HAYASHI.

(2005 年 7 月 21 日 受理)

第2図 核融合炉燃料サイクルの模式図¹⁾

ウムをプラズマに供給し、一部燃焼させた後、排気し、排ガスを精製し、同位体分離し、貯蔵して、また核融合炉に供給するループを作る必要があります。これをプラズマ運転と並行して運転する必要があります。そのために次節以降で示すような技術を十分に確立する必要があります。以下では、現在までに達成されたあるいは達成されつつある技術研究を中心に解説します。

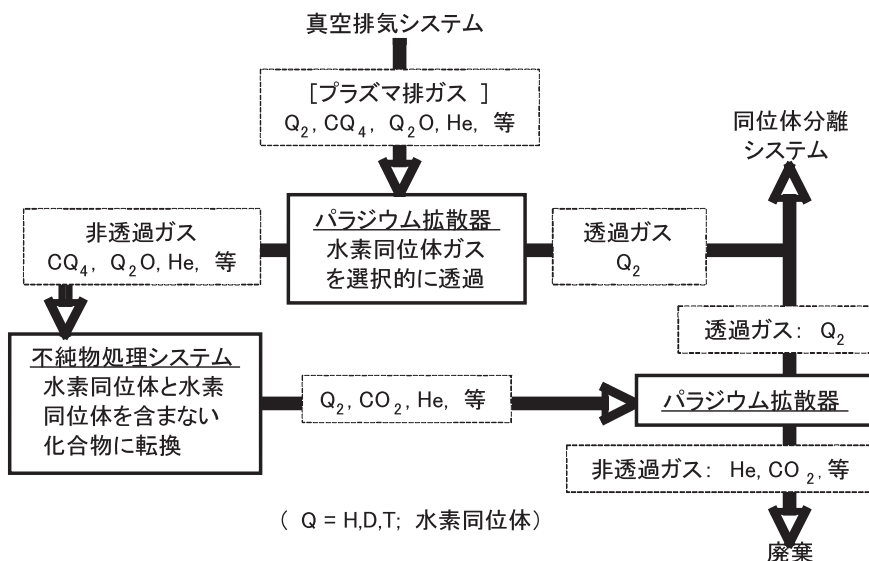
2. 核融合炉からトリチウムを含む燃料をどのように排気しますか

磁場閉じ込め核融合炉では、高温に加熱されたD-Tプラズマの一部が燃焼します。燃焼とともに加速された粒子が第一壁やダイバータにぶつかります。それらはそのまま内部に取り込まれるものもありますが、一部は表面の原子をはじき出して、プラズマ

中に含まれます。また一度取り込まれたものの大部分は壁表面からもとのプラズマに戻ります。不純物原子はプラズマ中の電子の運動を制動放射して減速しプラズマ温度を下げますので、プラズマを排気する必要があります。排気圧力は 10^{-5} Pa以下の超高真空が要求されています。一方、慣性閉じ込め炉はパルス運転ですが、燃料供給時に不純物があると、適切な高密度プラズマが生成しないので十分な排気と燃料トリチウムの精製が必要です。排気には磁場の影響を受けないようセラミック製ターボ分子ポンプが開発され、また液体ヘリウム温度に冷却されたパネル上にガス分子を凝縮させて排気するクライオポンプも有望な手段と考えられています。ITERでは高真空排気ポンプとして後者のクライオポンプが採用されています。

3. トリチウムを含む燃料排ガスからトリチウムを含む水素同位体をどのように分離しますか

第3図のように、燃料処理システムに運ばれてくるガスの主成分は、燃え残りの重水素とトリチウムで、これ以外に水素、ヘリウム、メタン、アンモニア、酸素、窒素等がごく少量含まれていると考えられています。これから水素同位体のみを選択分離する過程は大きく2つに分けて行われます。まず各種不純物を含むガスから水素同位体のみを精製分離し、次の水素同位体分離工程に運ぶ工程と、分けられた不純物ガスには、トリチウムを含む化合物例

第3図 燃料精製システムの機能を構成
(プラズマ排ガス中の水素同位体成分を効率よく精製し回収する)

例えば、炭化水素やアンモニア等)が含まれるので、これらの不純物ガスを分解し、トリチウムを回収し、次の水素同位体分離工程に運ぶ工程の2つです。

前者の水素同位体のみを精製分離する工程では、パラジウム合金膜(Pdが水素化物に相変化し割れないようにAg, Pt, Au等の貴金属を少量混ぜた合金)を通常使います。Pdは数ある金属のうちで、事実上、最も水素透過係数が高い金属で、300~400

の温度でガス混合物から水素のみを選択的に透過する性質を持っています。このため燃料排ガスから水素同位体を選択的に分離するのにパラジウム拡散器が最も合理的と考えられています。不純物(メタンやアンモニア)の一部は合金表面で水素同位体を分離しますが、多くの不純物ガスは透過せず分離されます。この分離された不純物からトリチウムを高い回収率で分離するために、日米欧等のITER各国あるいは日本国内においても大学や核融合研でいろいろな方法が検討されました。例えば、(1)ニッケル触媒で不純物を分解するとともにDTガスをPd-Ag合金膜拡散器で分離する方法、(2)H₂ガスと不純物をPd-Ag合金膜を介して向流接触させ、HTに同位体交換し回収する方法、(3)メタンなどをすべて酸化し、トリチウム水蒸気と炭酸ガスにした後、気相電気分解で水素同位体に還元する方法、(4)プロトン導電性固体酸化物電解質セルを用いて、不純物をDTガスとそれ以外に分解し、Pd-Ag膜で分離する方法等が提案され実験検討されています。ITERの燃料排ガス処理設備では、(1)(2)を組み合わせた方式を採用し、入口と出口のトリチウム濃度の比(通常、除染係数と呼ばれます)で10⁸の値(上述の精製と回収の2つの工程を総合した値)が設計目標とされています。

4. 水素同位体混合物からトリチウムをどのように分離しますか

本節では、水素同位体(水素、重水素、トリチウム)の混合物を各同位体に分離するプロセスを説明します。大きく分けて2つのプロセスが提案され、その1つが深冷蒸留法です。液体ヘリウム冷却材を使って各水素成分の沸点以下に冷やすと、水素同位体は液化します。水素、重水素、トリチウムの各純成分の沸点は20.4 K, 23.6 K, 24.9 Kであり、沸点の違い(あるいは沸点近くの温度での蒸気圧の違

い)を利用した蒸留法で同位体分離を連続的に行うことができます。蒸留法は石油精製プロセスや酸素分離等工業的に広く利用されている方法ですが、問題は極低温であること、原子種でいうと3成分ですが、分子種では6成分の水素同位体が混在することです。単一の蒸留塔で6成分を分離することはできませんが、いくつかの塔を組み合わせると連続的に同位体分離を行うことが考えられています。計画では、約5m程度の塔を複数本用意し、気液接触をよくする充填材を詰めた蒸留塔をいくつか組み合わせ、各塔の上部か下部から高濃度の水素、重水素、トリチウムを分離して取り出すことが考えられています。欠点として、液体ヘリウム温度まで冷やすのでそのためのエネルギーが必要であること、液体水素を取り扱うので、冷媒が失われた場合でも液が蒸発し、高圧トリチウムが漏れることのないよう設計対応する必要があります。トリチウムを扱う場所では通常、グローブボックス内に装置を格納して外から操作しますが、冷却材喪失事故を考慮して全体を安全に設計する必要があります。

もう1つの同位体分離法としては、Pdあるいは各種吸着剤の水素吸蔵あるいは吸着作用における同位体効果を利用したクロマトグラフィがあります。Pdはこれまで調べられた金属や合金の中で最大の同位体効果を示し、常温付近で水素をよく吸蔵します。一方、吸着剤は液体窒素温度に冷却すると重い分子量のトリチウムをよく吸着します。水素同位体混合ガスをパラジウム塔や低温吸着塔に供給すると同位体効果の違いにより水素同位体が分かれて出てきます。分け方にはいろいろあり、細かい点は別の文献³⁾を参考にすると、基本的にクロマトグラフィは分離の効率は高いけれども、1塔だけでは連続プロセスにはなりません。圧力・温度スウィング法は複数の吸着塔に違った4つ(加圧(降温)吸着、減圧(加熱)、脱離)のステップを繰り返し、水素同位体混合ガスを交互に吸着塔に供給あるいは排気することによって連続プロセスにする試みが研究されています。

5. トリチウムをどのように貯蔵しますか

トリチウムガスと重水素ガスを分別して貯蔵しておくことは、トリチウム計量管理の上でも、また燃料を供給するのにも有利なので、分別して貯蔵し、必要なときに混合してプラズマに供給します。水素

吸蔵合金は水素を液体水素と同程度の体積密度まで貯蔵し保管できる材料です。必要な性質としては、常温ではきわめて低い平衡圧力で保管でき、またトリチウムを供給するのにそれほど圧力や温度条件を変えずに操作できる材料であることです。古くから劣化ウランがその高い水素吸蔵性能からトリチウム貯蔵材料として米国などで使われていました。ウランは水素吸蔵脱離の繰返しとともに微粉化する可能性があり、自然発火温度も低く、また、我が国などでは核燃料物質としての規制も受けることから、それに代わる材料の一つとしてZrCoが研究されています。ZrCoはウランと同様な水素吸蔵性能を持ち、常温で水素同位体を吸蔵し、真空中で400℃まで加熱するとほぼすべての水素同位体を脱離します。トリチウムの崩壊とともに ^3He が合金内に蓄積しますが、合金の劣化はそれほど進まないことがわかりました。貯蔵時の微量な崩壊熱量の測定からトリチウムの計量管理が行われ、真空容器内のトリチウム蓄積量の評価にも用いられる予定です。

・トリチウムの安全取扱

1. トリチウムをどのように安全に取り扱いますか

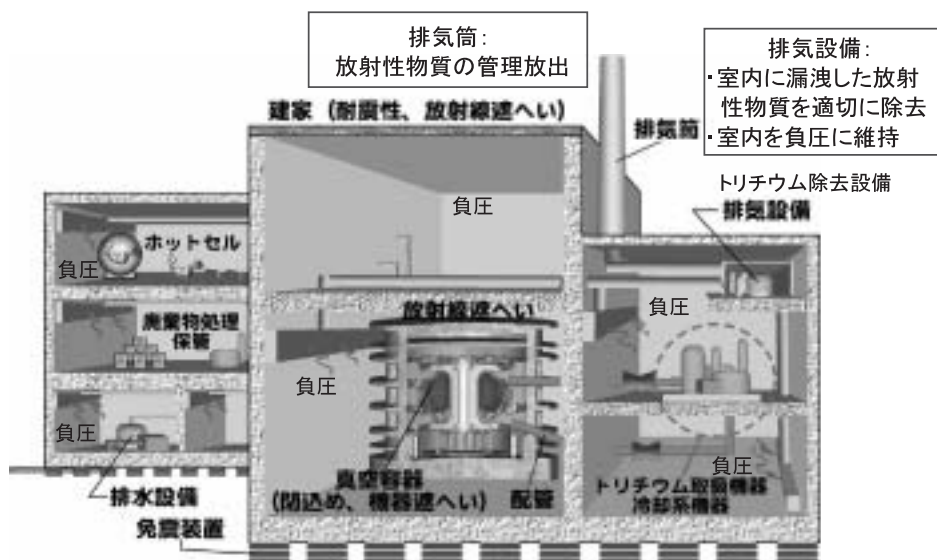
トリチウムは、最大エネルギーが18.6 keVの β 線を放出し、半減期が12.3年の放射性同位元素です。エネルギーが弱いので体外被曝はほとんど無視

できますが、水素の同位体であることから、他の放射性同位元素と比較すると、材料および空間内の拡散など移行速度が大きく、種々の化学形に変化する等、取扱いに注意を要する物理化学的性質をもっています。核融合炉では1日に1kg以上のトリチウムを、循環・精製して使用し(第2図参照)、トリチウムが核融合炉施設内の広範囲にわたって多様な化学形で存在することになるので、これらを適切に閉じ込めて取り扱うことが安全上重要となります。

トリチウムの閉じ込めにおいては、核融合炉の安全上の特徴を考慮した上で、トリチウムを取り扱う機器等を十分な構造強度や気密度をもって設計するなど事故の発生を防止するとともに、万一の事故の発生を仮定したとしても、影響の緩和ができるよう閉じ込めの安全確保策を適切に講ずること(多重の閉じ込めシステムの構築、第4図参照)が基本となります⁴⁾。

したがって、具体的にトリチウムをより安全に取り扱うには、核融合炉の運転状態に応じて、自主的に、(1)施設内のトリチウムの化学形・状態、量、分布を的確に把握し、(2)限定された空間に閉じ込めるべく適切な機器、設備、区画等を設けることが重要となります。さらに、たとえトリチウムがそれを閉じ込めている機器などから異常に漏洩しても、(3)そのトリチウムを迅速に検知して、周辺の区画に閉じ込め、(4)当該区画を負圧に維持しながら効率よく除

真空容器や燃料処理設備など：十分に頑丈・漏れにくい構造
影響緩和設備(排気設備・排気筒・建屋など)：万一室内に漏れても適切に除去



第4図 核融合炉における放射性物質の適切な管理概念

第 1 表 世界のトリチウム取扱い施設

	許可量 (g)	保有量 (g)	T-plant 機器除去 設備 (A) (m ³ /h)	グローブボックス用 除去設備 (B) (m ³ /h)	建物区画用除去 設備 (m ³ /h)
日本/原研/TPL	62	43	20	150	300
米国/LANL/TSTA ^{a)}	Max, 200		90	(A) 設備へパージ	2,500
米国/PPPL/TFTR ^{b)}	5		85	17	1,700
ドイツ/FzK/TLK	40	~ 20	120	50	(A) (B) 設備で対応
英国/culham/JET	90	< a few	500	(A) 設備へパージ	(A) 設備で対応

^{a)}現在は < 1.6 g, ^{b)}解体処分完了

去するとともに、排出経路を限定(つまり排気筒等から高所放出)することが重要となります。

本節では、上記の考え方にに基づき、核融合研究に係る世界の主要トリチウム取扱施設(第1表参照)での実績と研究開発の現状に基づいて、万が一異常な漏洩があった場合、トリチウムの検知から除去・回収に至る一連の閉じ込めの流れを解説します。

2. トリチウムの漏洩をどのように検知しますか

圧力や流量の変化を検知する場合がありますが、基本的には、トリチウムの放射能を検知します(第1図参照)。以下、本節では低濃度側のトリチウム計測手法を紹介します。

空気および排気中のトリチウム濃度測定には、連続計測方式の電離箱(検出感度: 約 2×10^4 Bq/m³, 他の放射性希ガスとの弁別は課題)や比例係数管(検出感度: 約 2×10^3 Bq/m³, メタン等の計数ガスが必要, 主に環境への排出ガス測定用)が用いられており、全トリチウム濃度計測に利用されています。また、バッチ式では酸化して水を回収し液体シンチレーション計数器(検出感度: Bq/l-水)で測定する手法が利用されており、除湿塔と燃焼温度の違う触媒酸化塔を組み合わせることで、簡便に HTO/HT/メタン等を弁別測定することも可能です。連続計測方式では、計測精度の向上のため、比例計数管のエネルギー弁別による環境中のラドンとの弁別や、逆同時計数法などによる外部 γ 線の除去などが実用されていますが、さらなる感度向上や連続化学形弁別計測に向けた研究開発が続けられています。

排水中のトリチウム濃度測定は、液体シンチレーション計数器で測定するバッチ方式が実用されていますが、シンチレーションファイバの連続モニタリングへの適用、各種膜を用いた有機物の弁別計測等

が研究されています。

原研/TPL では、トリチウムの使用開始から現在までの17年余にわたりトリチウムの漏洩などの事故の経験は幸いにもありませんが、原研に設置した気密空間内への計画的なトリチウム放出実験により、モニタ(電離箱)配置と迅速検出性能が確認され、換気流れの解析により適切なモニタ配置が選定できるようになりました⁵⁾。このことにより、トリチウム濃度の異常な区画を通常空調換気系統から迅速に隔離することができると考えています。

ちなみに、放射線障害防止法では、トリチウムの化学形別(水素: HT, 水蒸気: HTO, メタン, 有機物, その他化合物)に濃度限度が定められており、おのおの管理区域内の1週間平均値や、事業所境界等において環境へ排気および排水されるものの3ヶ月平均値で管理します(第2表参照)。なお、トリチウムの濃度管理は、最も厳しい濃度限度(有機物)を用いれば保守的であり、特段の問題はありませんが、将来的には有機物も含めた連続的な弁別モニタリングを確立することが重要であると考えています。

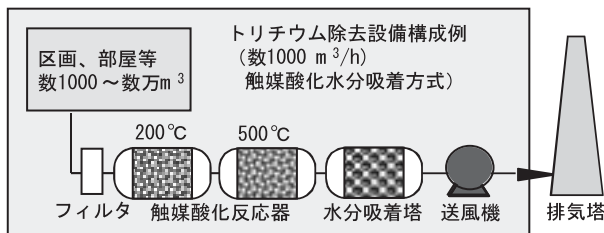
3. 雰囲気中のトリチウムはどのように取り除きますか

管理区域内等の雰囲気中に透過・漏洩したトリチウムは、一般に触媒で酸化され、生成した水蒸気(HTO, DTO 等)は吸着塔で捕集されて除去されます。これを触媒酸化-水分吸着方式と呼びますが、核融合研究に関する大量トリチウム取扱い施設では、この方式のトリチウム除去設備(第5図)を採用しており、多くの実績があります(第1表)。

例えばトリチウム取扱い機器からの排気ガスなど、メタン状のトリチウムの除去を必要とする設備では、前段に200 , 後段に500 運転の貴金属触媒

第2表 トリチウムの濃度限度等
(放射線障害防止法, 告示別表第1より)

化学形等	作業従事者における	排気中または空気中	排液中または排水中
	空气中濃度限度 1週間平均値 (Bq/m ³)	の濃度限度 3ヶ月平均値 (Bq/m ³)	の濃度限度 3ヶ月平均値 (Bq/m ³)
元素状水素	1.00E+10	7.00E+7	
メタン	1.00E+8	7.00E+5	
水	8.00E+5	5.00E+3	6.00E+7
有機物(メタンを除く)	5.00E+5	3.00E+3	2.00E+7
上記を除く化合物	7.00E+5	3.00E+3	4.00E+7



第5図 トリチウム除去設備概念系統図

酸化反応器(Pt/Rh等)を配置し、分子状トリチウム(低温)とトリチウム化炭化水素(高温)を2段階酸化する方式が用いられ、モレキュラーシーブ等の水分吸着塔と合わせて、高い除染効率(TPL実績:99.99%以上)が実証されています。なお、水分吸着塔は定期的に昇温または高温乾燥ガスパージにより再生され、吸着水を廃液として取り出し、後述する水処理系でトリチウムを回収・再利用することになります。

必要に応じ配置されるグローブボックスやセルなどの小規模な閉じ込め区画用の除去設備には、上記方式のほか、高温活性金属ベッド等でトリチウム不純物成分を分解して水素化物として除去する方式も実用化されています。トリチウム除去設備の系統構成としては、区画内のプロセス機器の除熱を兼ねて常時連続で循環除染処理をする場合や、トリチウム濃度異常時にその区画のみを集中的に循環除染する場合で異なり、閉じ込め区画数やその区画の雰囲気制御の要請の有無(トリチウム濃度、酸素濃度、露点、温度など)により、効率的に組み合わせで使用します。

建家区画用など大規模な除去設備も、触媒酸化-水分吸着方式が採用されていますが、核融合炉においては設備が大型化するという懸念から、気体分離膜による減容など小型効率化の研究も実施されて

います。なお、建屋のトリチウム除去設備は、万一の事故を想定したときの影響緩和設備としての要であり、高い信頼性を持って機能する必要があります。その観点から、火災時など異常時に発生するガスとの共存により性能劣化がないことの確認(除染効率:99%以上)のための試験等が続けられています。なお、本設備は、事故時以外の保守作業時などにおいても、トリチウム除去機能をもつ局所排気系として従事者被ばくの低減や汚染の拡大防止に有効利用されます。

4. 取り除いたトリチウムはどのように処理しますか

除去設備により除去したトリチウムは水分吸着塔の定期的な再生により廃液として取り出され、トリチウム水処理設備に移送されます。トリチウム水の処理には、主として2つの方式があります。1つは、軽水とトリチウム水の沸点の差を利用する水蒸留法と高温で水素-水蒸気の交換反応を利用する気相化学交換法を組み合わせた設備です。もう1つは、水素ガスと水(液体)を交流接触させ、水素-水蒸気の化学交換と水蒸気-水の平衡を利用する液相化学交換法と、水電解法を組み合わせた設備が開発されています。前者は、大量処理に制約が少なく、カナダの重水炉の重水精製設備として実用されていますが、分離性能が悪く、設備が大型化するという欠点があります。後者は、大量処理には制約がありますが、小型で分離性能に優れているため、日本で新型転換炉「ふげん」の重水精製設備として実用された実績があります。トリチウム水処理装置としては、ITERにおいて処理規模(トリチウムを含んだ廃液処理量:平均20 kg/h)の観点から液相化学交換塔と高分子膜-水電解法を組み合わせた装置が設計され

ており⁷⁾、トリチウム濃縮水の電気分解で発生する濃縮されたトリチウムを含む軽水素の一部を水素同位体分離設備に移送・供給することによりトリチウムを回収し、第2図の燃料サイクルで再利用していきます。また、将来の核融合炉において、大量の水処理装置が必要になる可能性を考え、液相化学交換法の処理能力を向上させるための前濃縮装置の開発や水電解装置の高分子膜等の耐久性の向上に関する研究も行われています。

参 考 文 献

- 1) 山西俊彦, “トリチウム取り扱い技術の開発”, 「核融合炉の安全性とトリチウム」シンポジウム発表資料, (2003).
- 2) 関 昌弘編, 核融合炉概論第5章, 日刊工業新聞社, (2001).
- 3) 深田 智, 水素吸蔵合金による水素同位体の分離, エヌティエス, (2000).
- 4) 文部科学省 ITER 安全規制検討会, ITER の安全確保について, 平成15年11月28日.
- 5) T. Hayashi, *et al.*, “Tritium confinement demonstration using Caisson Assembly for Tritium

Safety study at TPL/JAERI”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 647-651(2002).

- 6) M. Yamada, *et al.*, “Operation results on safety systems of Tritium Process Laboratory in Japan Atomic Energy Research Institute”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 593-597(2002).
- 7) Y. Iwai, *et al.*, “The water detritiation system of the ITER Tritium Plant”, *Fusion Sci. Technol.*, 41, 1126-1130(2002).

著 者 紹 介

林 巧(はやし・たくみ)

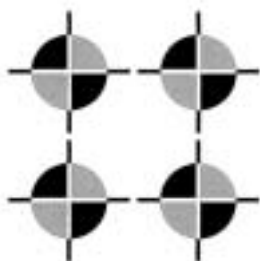
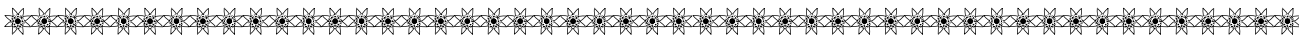


1988年名古屋大学大学院理学研究科博士課程学位取得。日本原子力研究所核融合トリチウム工学研究室主任研究員。特に安全性の向上に関心を持ち、核融合燃料処理、貯蔵、トリチウム閉じ込め除去設備等の研究開発に従事。

深田 智(ふかだ・さとし)



九州大学工学研究院エネルギー量子部門でトリチウムを含む水素同位体の挙動を原子力化学工学的な視点で研究しています。



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第 9 回 プラズマ閉じ込めの磁場を作る超伝導コイル

日本原子力研究開発機構 小泉 徳潔 , 核融合科学研究所 西村 新



はじめに

今回の連載講座で取り上げる環状磁場閉じ込め核融合炉では、本連載講座の第 2 回¹⁾で記されているように、プラズマ閉じ込めのための磁場を作るトロイダル磁場 (TF) コイル、プラズマ電流を誘起するための磁束変動を与えたり、プラズマの位置制御を目的とするポロイダル磁場 (PF) コイル (中心ソレノイド (CS) コイルを含む) を使用します。TF コイルは定常運転をしますが、CS コイル、PF コイルは、その磁場を変動させる非定常運転を行います。また、TF コイルも、PF コイルが作る磁場の変動を受けます。大型核融合装置の超伝導コイル・システムの例として、ITER の超伝導コイル・システムを第 1 図に示します。

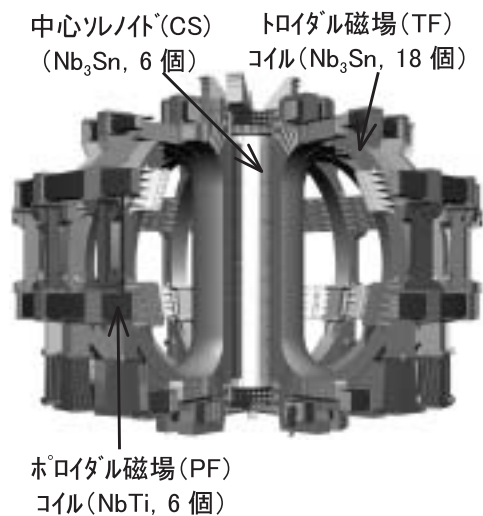
これらのコイルに超伝導導体が使用されることは、すでに本連載の初回²⁾で説明されていますが、本稿では、なぜ超伝導導体が必要とされるかをもう少し詳しく説明します。また、現在、特性の異なる複数の超伝導材料が開発されています。これらの特性についても紹介し、どのような超伝導材料が核融合炉に使用されるかを説明します。さらに、核融合用超伝導導体、コイルの構造について、その構造が採用された理由も含めて説明します。

なぜ超伝導コイルが必要ですか

電流が流れると、その電流を中心として同心円状に磁場が発生します。磁場の向きは、紙面に垂直に紙面の手前から向こうに向かって電流が流れる場

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (9) Superconducting coil to generate magnetic field for plasma confinement : Norikiyo KOIZUMI, Arata NISHIMURA.

(2005年 6月24日 受理)

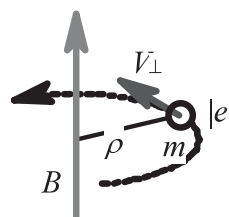


第 1 図 ITER 超伝導コイル・システム

合、時計方向となります。そして、磁場の強さは電流値に比例して大きくなります。今、まっすぐな銅線に大気中で 1 A の電流を流すと、銅線から 1 m 離れたところの磁場は $2 \times 10^{-7} \text{T}$ ($1 \text{T} = 10,000 \text{ Gauss}$) となります。地磁気は $4 \times 10^{-5} \text{T}$ 程度ですから、地磁気の約 200 分の 1 ということになります。

プラズマは物質が正イオンと電子 (荷電粒子といいますが) に電離した状態で、電離した正イオン、電子は磁力線の回りを回転しながら一定方向に移動します。磁力線の回りを、円軌道を描きながら荷電粒子が回転する運動をラーマー運動 (第 2 図) といい、ラーマー半径 ρ は次式で表されます。

$$\rho = |e| V / mB \tag{1}$$



第 2 図 ラーマー運動

ここに、 $|e|$ は電荷、 V は磁力線に垂直な速度成分、 m は荷電粒子の質量、 B は磁場です。

磁場を強くすると、反比例の関係でラーマー半径は小さくなり、それだけイオンは磁力線に引き付けられ磁力線から離れにくくなります。これを「閉じ込めが良くなる」と表現します。核融合は、正イオンである原子核同士の衝突によって起こりますが、衝突させるためにはできるだけ長い時間、原子核を磁場中に捕まえておくことが必要なのです。

強い磁場を作り出すためには、コイルに大きな電流を流す必要があります。電流を流す物質を導体といいます。通常は導体として、銅線、銅チューブ、銅板が用いられます。銅は電気抵抗があるのでジュール発熱が起こります。純銅の室温での抵抗率は $1.7 \times 10^{-8} \Omega \cdot m$ ですので、断面積が ITER-TF コイル導体のそれと同等の $1.5 \times 10^{-3} m^2$ の銅チューブを考えると、1 m あたりの抵抗値は $1.2 \times 10^{-5} \Omega$ となります。もし、この銅チューブを ITER-TF コイルの導体と同等の 5 km を使って、定格電流値である 68 kA の電流を流すとすれば、277 MW の発熱が起こります。さらに、ITER では 18 個の TF コイルを使用しますので、都合 $277 \times 18 = 5$ GW の発熱が起こります。発熱を低減するためには、銅チューブの断面積を増やし、さらに、銅チューブが溶けないように冷却水を流さなければなりません。そのため、非常に大きな断面の磁石しか作れないこととなります。また、断面積を増やしたとしても、大変な電力を消費し(実際には 1 桁以上の合理化が期待できませんが³⁾)、発電を目的とする核融合炉にはふさわしくありません。

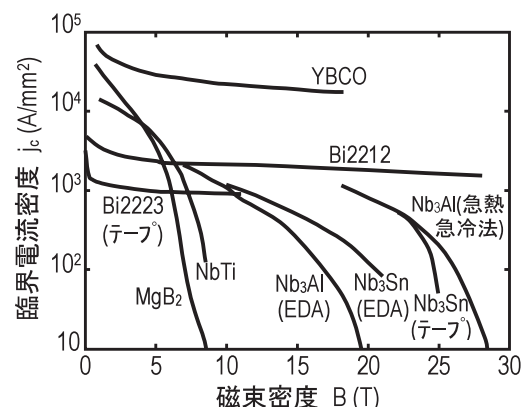
そこで、超伝導の出番です。超伝導状態とは電気抵抗がゼロの状態です。残念ながら無限に電流を流せるということではないのですが、超伝導材料だけを考えて 1 mm² あたり 1,000 A を越える電流を流すことができます。よって、電流密度の高い(断面積の小さい)、損失の極めて小さい超伝導コイルによって、プラズマ中を飛んでいる電離した正イオン、電子を捕まえる強い磁場を作り出すことができるのです。

どのような超伝導材料がありますか

1911年に H. K. Onnes によって水銀の電気抵抗がゼロになる(超伝導)ことが発見され、コイルへの応用が考えられました。しかし、超伝導材料には3つ

の制限があり、この制限の一つでも越えると超伝導でなくなることがわかりました。その制限とは、臨界温度(超伝導状態を示す最高温度)、臨界磁界(超伝導状態を示す上限の磁界)、および臨界電流密度(超伝導状態で流せる上限の電流密度)です。水銀の場合には臨界磁界が低く、当初期待された高い磁場を発生させることはできませんでした。その後、1950年代に合金の NbTi や金属間化合物である Nb₃Sn などで代表される高い臨界磁界を有する超伝導材料が発見され、1961年に 6 T の高磁場を発生する超伝導コイルが製作されました。その後もたゆまない開発研究活動が続けられ、1970年代には、大型の高磁場超伝導コイルが開発され、1998年にはすべてのコイルを超伝導化した大型ヘリカル装置(Large Helical Device(LHD)³⁾); ITER などのトカマク型装置では荷電分離を避けるためにプラズマ電流でらせん状の磁力線を作る¹⁾のに対して、コイルをらせん状に巻くことで、定常的な安定したらせん状の磁力線を実現した実験装置;後述)がプラズマ実験を開始しました。その後も、第3図³⁾に示すように、NbTi や Nb₃Sn の臨界電流密度は大幅に向上し、大型超伝導コイルへの応用が可能となっています。ITER では、TF コイル、CS コイルの定格運転磁場が約 13 T、約 12 T と高いため、これらのコイルには Nb₃Sn 導体を使用されます。運転磁場の低い PF コイルには、より安価で加工性に優れた NbTi 導体を使用されます。

1986年には銅酸化物超伝導材料が発見され、その後、90 K を超える高温で超伝導性を示す物質が次々と発見されました。Bi 2212、Bi 2223、YBCO などの高温超伝導酸化物は、NbTi や Nb₃Sn に比べて高い磁場で大きな臨界電流密度(第3図)を有していま



第3図 超伝導体の臨界電流密度

すが、機械的ひずみに対する感受性(もろさ)などの技術的課題もあり、核融合炉応用のためには更なる技術の発展を待たなければなりません。また、急熱急冷変態法という方法で製作した Nb₃Al 線も高い臨界磁界を示し、高温超伝導材料と共に、将来の核融合実証炉などへの応用が期待されています。

・核融合炉用超伝導導体はどのような構造になっていますか

核融合炉用超伝導導体は、多数の細い超伝導線を撚り合わせた構造を採用しています。本章では、始めに、超伝導導体を構成する超伝導線(素線)の構造を紹介し、その後、超伝導導体の構造について説明します。

1. 超伝導線の構造は

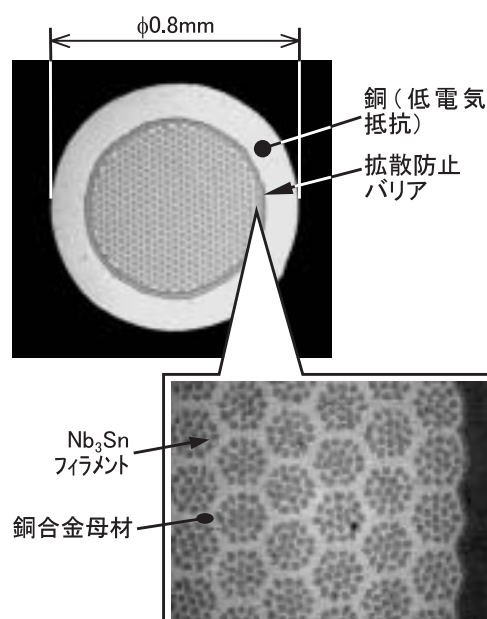
超伝導材料には内部への磁場の侵入を嫌う性質(反磁性)があります。鉄などの強磁性体の変動磁場を受けると、磁場の増加時と低下時でその磁化が異なる(ヒステリシスがある)ためにヒステリシス損失が発生します。反磁性体である超伝導体も、変動磁場を受けると、磁場の侵入を打消すように超伝導電流が流れますが、磁場の増加時と低下時でその流れ方が異なり、磁化(反磁性なので負の磁化)にヒステリシスが生じます。このため、鉄などの強磁性体と同様に、超伝導体も変動磁場を受けるとヒステリシス損失が発生します。ヒステリシス損失は、磁場の侵入を打ち消すように流れる超伝導電流に依存するため、臨界電流密度が高いほど、ヒステリシス損失は大きくなります。また、超伝導材料の直径が太いほど、磁化が大きくなってヒステリシス損失が増大します。ヒステリシス損失が大きい場合は、磁場変動を受けたときに、導体温度が超伝導状態が壊れ始める温度(分流開始温度)を超えて上昇し、常伝導転移が起こり、常伝導部が伝播して、超伝導状態に復帰できなくなります。超伝導の世界では、このようにジュール発熱によって超伝導導体の温度が上昇し、そして、常伝導部が伝播して、超伝導復帰できなくなる現象をクエンチと呼んでいます。コイルを安定に運転するためには、クエンチを避けなければならないことはいふまでもありません。

超伝導線を使用する立場からは、明らかに臨界電流密度が高い方が望ましく、通常は、超伝導材料を極細のフィラメントに加工する技術が採用されてい

ます。ちなみに、ITER-TF コイルで使用する Nb₃Sn 超伝導線に対しては、12 T、4.2 K における臨界電流密度が 700 A/mm²以上、± 3 T の変動磁場に対するヒステリシス損失が 1 J/cm³以下の性能が要求されており、超伝導フィラメントの直径は 5 μm 以下に設定されています。

また、超伝導コイルの運転時には、大きな電磁力のために素線が動き、隣接する素線との摩擦によって発熱するなどの熱擾乱が発生することがあります。NbTi や Nb₃Sn を用いた超伝導導体は通常、液体ヘリウム温度に近い 4.5 K 程度の温度で使用されます。このような極低温下では、金属の比熱が極めて小さいため、熱擾乱の絶対値が小さくても、それによる温度上昇は大きくなります。このために、素線の温度が、一時的に臨界温度を超えてしまうことがあります。超伝導材料は臨界温度以上では大きな電気抵抗を示すため、一度、超伝導が崩れてしまうと大きなジュール発熱が起こり、冷却能力が追いつかずクエンチに至ってしまいます。そこで、電気抵抗が小さく安価な銅を抱き合わせて、超伝導材料が常伝導転移した場合には、この銅に電流が流れるようにします。これにより、ジュール発熱を小さくして、クエンチを回避することができます。

核融合炉用超伝導線の断面構成の一例を第 4 図に示します。極細の超伝導フィラメントを銅あるいは銅合金の中に埋め込んだような構造が採用されています。さらに次節で説明するように、導体を構成す



第 4 図 Nb₃Sn 線断面図

る超伝導素線を撚り合わせるのと同様の理由によって、超伝導線に撚りを加えた構造を採用しています⁶⁾。

超伝導素線は、初め直径10 cm以上のピレットという大砲の弾のような状態から、縮径加工を繰り返して、最終的に、直径1 mm以下の線まで加工していきます。その加工度は数万にも及び、フィラメントが断線しないように伸線加工を行うためには、多くのノウハウが必要となります。日本の超伝導線メーカーは世界的にも優れた技術を有しており、このような縮径加工も上手に行うことができます。

2. 超伝導導体の構造は

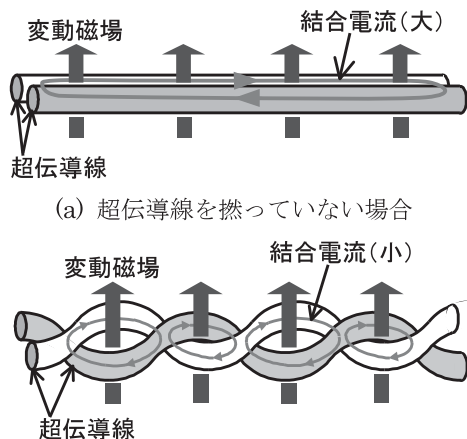
前述のように、銅の中に超伝導材料を配置するような構造を採用することによって、常伝導転移時の素線のジュール発熱を低減していますが、さらに高い冷却性能を得るために、多数の細い超伝導素線で導体を構成して、超伝導線が冷媒と接触する総表面積を大きくしています。この場合、最も簡単な導体構造は多数の超伝導線を単に束ねた構造です。しかし、単に束ねただけでは以下のような問題が生じます。

核融合炉用超伝導導体は、前述のように変動磁場を受けます。この場合に、例えば第5図(a)に示すような2本の超伝導線の対を考えます。核融合炉用超伝導導体の単長は数百メートルにも達するため、この超伝導線の対が作るループの面積は非常に大きくなります。したがって変動磁場を受けると、ループ内で大きな磁束変動が起こり、これを相殺するように循環電流(結合電流)が誘起されます。常伝導導体では電気抵抗のために結合電流は減衰しますが、

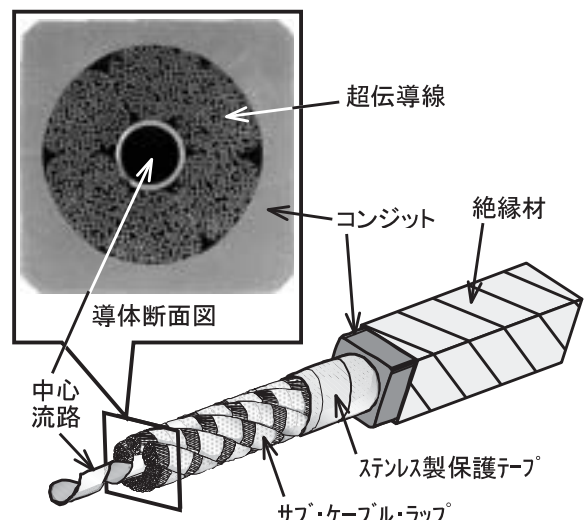
超伝導導体では電気抵抗がゼロのため、大きな結合電流が誘起されかつ長時間にわたって流れ続けることとなります。この大きな結合電流のために不安定現象が発生することがあります⁶⁾。そこで、超伝導導体では、超伝導線を単に束ねただけでなく、第5図(b)に示すように、撚ることによってループを貫く磁束を小さくし、大きな結合電流の発生を抑制しています。

しかし、それでも結合電流は誘起され、結合電流が素線間を渡るときに発熱が起こります。この発熱が大きいと、導体温度が上昇し、超伝導状態を維持できなくなってクエンチに至ってしまいます。このため素線間の電気抵抗を大きくして、結合電流を抑制する等の工夫がなされています。

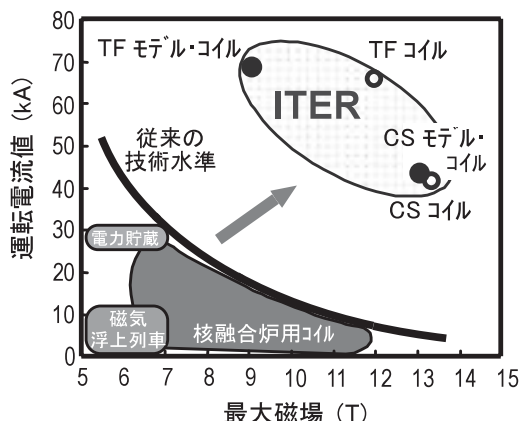
第6図に、ITER工学設計活動(EDA)のなかで、ITER-CSコイルの実現性を実証するために開発されたITER-CSモデル・コイル⁷⁾導体の模式図、断面写真を示します。超伝導線は電磁力支持用のコンジットという金属管で覆われ、コンジットの内部に4.5 Kの超臨界圧ヘリウムが流され、冷却されました。冷媒は、素線部分も流れますが、冷媒流路が素線部だけになると圧力損失が高くなるため、導体断面中心に圧力損失低減のための流路が設けられています。また、コイル巻線を行う際に、コンジット外周に絶縁材を巻き、隣接する導体、アースに対して、電気的絶縁がとられています。ITER-CSモデル・コイルの試験では、従来の技術からの飛躍的な向上が求められた超伝導性能(第7図)とともに、電気絶縁性能等の技術も実証されました⁷⁾。



第5図 変動磁場(外部より印加)と結合電流



第6図 CSモデル・コイル導体



第7図 ITER モデル・コイル開発成果

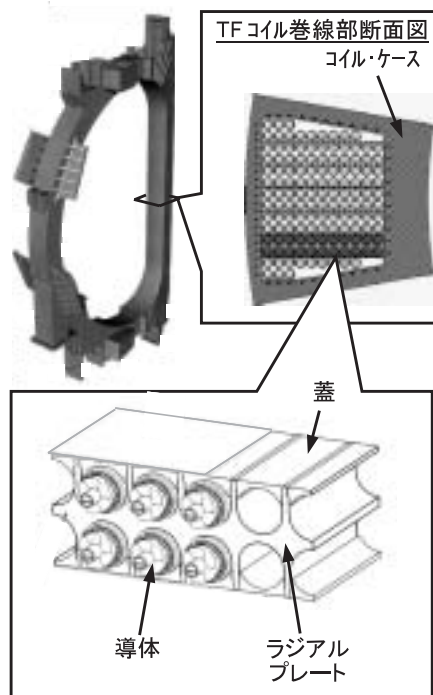
コイル構造はどうなっていますか 巨大な電磁力を支える構造は

磁場中にある導体に電流を流すと電磁力が発生します。電磁力は電流と磁場の外積として表されます。電流をアンペア(A), 磁場をテスラ(T), 電磁力を1mあたりの力(N/m)で表示すると, 1Tの磁場中にある銅線に1Aの電流が流れると, 1N/mの電磁力が生じることになります。

素線1本に100A流す場合を考えてみましょう。1Tの磁場中に素線が1本あり, その素線に100Aの電流を流すと, 素線の受ける電磁力は100N/mになります。1,000本束ねてあると電流の合計は100kAで電磁力の合計は100kN/mとなります。磁場が5T, 電流の合計(コイル電流×巻線ターン数)が10MAとすれば, 電磁力は50MN/mとなります。1mあたり5,000トンを超す電磁力です。このような大きな電磁力を支えなければ, 磁場中で超伝導線が大きく動いてしまい, 目的とする磁場を作り出すことはできません。

CSコイルやPFコイルは, 導体を蚊取り線香状, あるいはソレノイド状に円形に巻線したコイルです。このため導体に働く電磁力は, 主に半径方向の力であり, 導体が伸びようとします。ITERでは, コンジット自体でこの力を支持する構造が採用されています。

他方, ITER-TFコイルでは, 第8図に示すように, 超伝導導体をラジアル・プレートという溝を掘った板に埋め込んで, 蓋をして溶接する構造が採用されています。巨大な電磁力は, ラジアル・プレートを介して, コイルを支えている構造部材(コイル容器)に伝達されます。このような構造を採用する

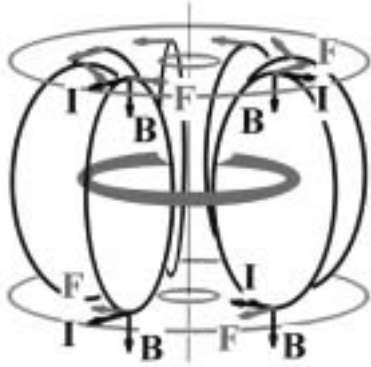


第8図 TFコイルの構造

ことで, コンジット外周に巻き付ける絶縁材に働く応力を小さくすることが可能となっています。当然のことながら, コイル容器には巨大な電磁力がかかるため, 高強度, 高靱性の構造材が必要となります。

核融合炉用超伝導コイルは, 通常, 約4Kに冷却されていますので, 電磁力支持構造も同じ温度に冷却されます。一般に構造材料は, 温度の低下とともに強くなります。巨大な電磁力を支える材料がガラスのように破壊しては大変です。多くの場合, 4Kでも靱性の優れた, 高強度(ITERでは, 0.2%耐力が1,000MPa以上の高強度材も使用されます)のオーステナイト系ステンレス鋼が用いられています。ITER-TFコイルの実現性を実証するために開発されたITER-TFモデル・コイルは, これらの高強度, 高靱性の構造材を用いて製作され, 巨大な電磁力下でも機械的に安定して運転できることが実証されました(第7図)。

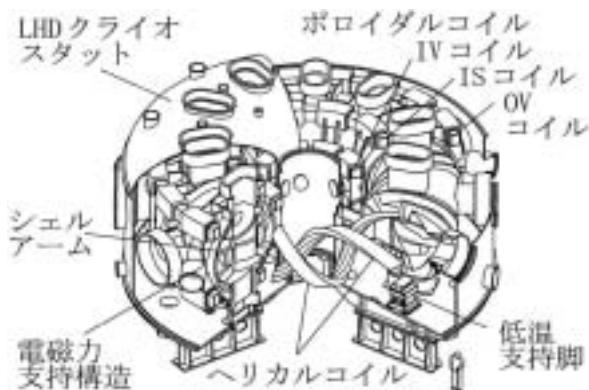
環状磁場閉じ込め核融合炉の場合, 磁場と電流の流れる方向との関係で, 装置の赤道面から上と下では超伝導磁石に加わる電磁力の方向は逆になります。TFコイルの赤道面から上の部分に反時計方向に電磁力が働く時には, 赤道面から下では時計方向に電磁力が働きます。ちょうどソフトボールの上下に手をあて, ボールをねじるような向きの力が作用することになります(第9図)。



第9図 TF コイルに働く転倒力

このような変形を抑えるには、隣り合う TF コイル同士を連結しなければなりません。単純に梁で連結すると連結梁に大きな曲げ応力が発生します。これは隣り合う磁石同士が将棋倒しのように上下方向にずれながら変形(せん断変形)するため、それを抑える一つの方法は、すべての TF コイルを包み込むように薄い板で覆ってしまう方法です。住宅建設でいえば枠組壁構造で、壁がせん断変形を抑え、応力の集中を妨げています。ITER の場合、内周側ではすべての TF コイル容器の面を接触させ、主に摩擦力によってコイルが連結されています。外周側では、加熱装置等で使用するポートの都合上全面を覆うことができないため、4枚のプレートを使用して連結されています(第1,8図)。

現在、核融合科学研究所でプラズマ実験が進められている LHD では、プラズマ閉じ込めのためにヘリカルコイルが採用されています(第10図)⁷⁾。このコイルでは、液体ヘリウム中に導体を浸して冷却する浸漬冷却方式が採用されており、15本の超伝導線をシースと呼ぶ銅合金の中に配置した超伝導導体を作り、その導体をコイル容器に巻いています。その



第10図 LHD のヘリカルコイルと支持構造

とき、導体と導体の間に電気絶縁材を挟み込み、その絶縁材を介して電磁力が隣りに伝わるようにします。これにより、それぞれの導体に発生した電磁力は、最終的には導体を収めているコイル容器に伝わり、電磁力を支持する構造となっています。

．おわりに

核融合炉の中で、大型超伝導コイルは、強力な磁場を発生しプラズマを閉じ込めるための必要不可欠な装置です。本講座では、できるだけわかりやすく解説するために、その原理や基礎に重点を置いてまとめました。LHD や ITER のような実際の設計や製作ではいろいろなノウハウがあり、それらの一端は引用文献⁴⁾⁷⁾などに解説されています。参考にしていただければ幸いです。

国際協力でその建設が始められる ITER では、これまで研究開発されてきた最新の研究成果や技術も取り入れられ、人類史上最大の超伝導コイルの設計が進められています。合理化できるところはさらに合理化し、優れた技術の集約を図り、安全な優れた超伝導コイル・システムが構築されることが期待されています。

参考文献

- 1) 鎌田 裕, “連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ; 第2回 核融合炉設計のためのプラズマの性質 トカマク炉心プラズマに必要な総合性能”, 日本原子力学会誌, 47, 45(2005).
- 2) 上田良夫, 他, “連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ; 第1回 核融合炉の概要 そもそも核融合炉とは”, 日本原子力学会誌, 46, 845(2004).
- 3) 高畑一弥, “講座 核融合と超伝導工学; 1. 核融合用超伝導コイル”, プラズマ・核融合学会誌, 81, 273(2005).
- 4) 特集 大型ヘリカル装置(LHD)計画, プラズマ・核融合学会誌, 74, Supplement (1998).
- 5) K. Okuno, *et al.*, “Superconducting magnet system in a fusion reactor”, *J. Nucl. Mater.*, 329-333, 141(2004).
- 6) 濱田一弥, 他, “核融合装置用超伝導コイルの電磁現象 強制冷却型超伝導コイル”, プラズマ・核融合学会誌, 78, 616(2002).
- 7) 安藤俊就, 他, “中心ソレノイド(CS)モデル・コイル計画”, 低温工学, 36, 309(2001).
- 8) 特集 ITER 工学設計, プラズマ・核融合学会誌, 78, Supplement (2002).

著者紹介

小泉徳潔(こいずみ・のりきよ)



日本原子力研究所で核融合炉用超伝導体の研究開発に従事。現在、日本原子力研究開発機構超伝導磁石研究グループ副主任研究員。工学博士。

西村 新(にしむら・あらた)



核融合科学研究所炉工学研究センター教授。核融合用大型超伝導マグネットシステムのための中性子照射損傷、低放射化超伝導材料、超伝導体の強磁場中での特性評価、低放射化構造材料の特性評価研究などに従事。

From Editors 編集委員会からのお知らせ

— ホームページ更新情報 —

<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/> (10/10 現在)

- 論文誌バックナンバーの電子化を進めています。J-STAGE 未搭載分も順次アップ予定です。
- 電子投稿についてのお問合せは、事務局電子投稿担当 e-submit@aesj.or.jp まで。
- 投稿された論文の査読状況は下記にてご確認下さい。
<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/ronbunshi.htm>

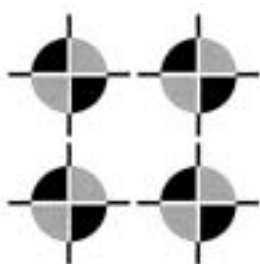
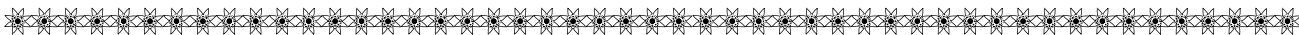


— 最近の編集委員会の話題より —
(2005年9月30日第4回幹事会)

- 和文論文誌への招待論文、レビュー、原子力研究開発機関の詳細な技術報告等の投稿勧誘を検討することとした。
- 英文論文誌特集号の進捗状況を確認。
- 英文論文誌科研費補助金申請について報告と各委員へのお願いがあった。
- Advisory Editor の採用等、英文論文誌の国際化に関して検討することとした。
- 英文論文誌が科学技術振興機構の電子アーカイブ対象誌に選定されたことを報告。

- 英文論文誌掲載論文の体裁について議論があり、今後見直しをすることとした。
- 編集委員会からの学会賞候補推薦について報告。
- 学会新理事に観覧車欄への寄稿を依頼した旨報告。
- 学会誌記事収集機能の強化案の説明があり、企画記事、「秋の大会」発表からの記事候補について検討。
- 理事会直結の各委員会・支部の活動報告の場として、「学会 NEWS —ホットな話題」欄を新設することとした。
- 学会誌記事の新編集方針について議論。学会誌記事を読みやすくするための「記事執筆の目安」の提案があり、その趣旨・会員周知の方法等に関して各委員からコメントがあった。これをもとに再検討したものを学会誌に掲載することとした(本号掲載)。
- 学会誌の目次、本文レイアウト等について議論。今後見直しを進めることとした。
- 学会誌の広告収入について議論。学会財務体質強化のための編集委員会方針を策定し、総務財務委員会に報告することとした。
- 各編集担当グループから活動報告があり、学会誌記事評価の紹介があった。現在、Web を利用したアンケートシステムも構築中である。

編集委員会連絡先 hensyu@aesj.or.jp



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第10回 炉内機器を修理する遠隔保守ロボット

大型重量物を高精度で操作する最先端ロボット技術

日本原子力研究開発機構 柴沼 清



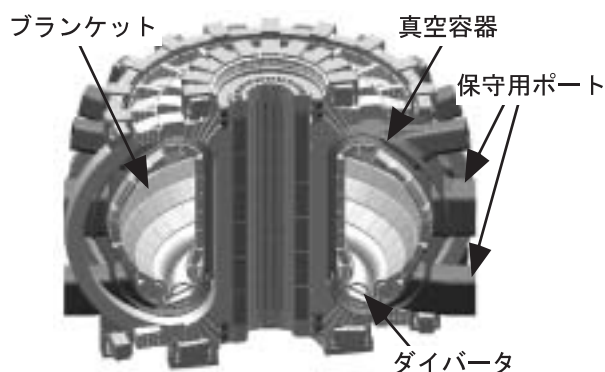
はじめに

核融合炉のブランケットやダイバータなどの炉内構造物は、核融合反応時に発生する中性子により放射化され、核融合反応を停止した後もガンマ線の線量率が最大500 Gy/hに達します。このため、これらの炉内構造物が損傷したり故障した場合には、人が炉内に近づくことができないために、これらの保守はロボットにより行う必要があります。本稿では、国際熱核融合実験炉 ITER を例に取り、核融合炉の炉内構造物の保守を行う代表的なロボットについて、求められる機能や研究開発の現状を紹介しします。

炉内構造物の保守を行うロボットに求められる機能は何ですか？

ITER の代表的な炉内構造物であるブランケット (ここでは中性子遮蔽用ブランケット) やダイバータはドーナツ状の真空容器内に取り付けられています。これらの構造物が損傷した場合には、まず損傷部分をロボットにより真空容器内(炉内)で取り外します。次に ITER トカマク本体の外部に設置された炉内構造物の修理を行うホットセルという施設に搬送します。ここで損傷部の修理を行ってから、真空容器内に搬送し、最後にロボットにより元の場所に取り付ける手順となります。ドーナツ状の真空容器の内壁のほとんどは、ブランケットとダイバータにより覆われています。これらのブランケットやダイ

バータの交換保守を行うためには、真空容器の外に一たん取り出す必要があります。このため、第1図に示すように、真空容器の赤道部と下部に開けられた狭い保守用ポートから取り出せるように、ブランケットの場合約400個、ダイバータの場合54個のユニット構造体に分割されています。なお、このユニット構造を採用することにより、特にブランケットの場合、局所的な損傷に対して該当するユニット構造体のみを保守対象とすることができ、効率的な保守が可能となります。1個のブランケットおよびダイバータの重量や大きさはそれぞれ、約4トンで約2 m(幅)×1 m(高さ)×0.5 m(厚さ)、約11トンで約3.5 m(長さ)×2 m(高さ)×0.4~0.9 m(厚さ)となります。これを、ロボットによりプラズマ対向面における段差として±2 mm 以下の高精度で設置する必要があります。特に、ブランケットでは、ブランケットに発生する電磁力を真空容器により強固に支持するために、さらに厳しい精度設置が要求されています。具体的には、ブランケットには、真空容器との取り合い構造(キー構造)部で不用なガタがないように、±0.25 mm 以下の高精度な設置精度が要求されています。このように、ITER の炉内構造物の保守では、高い放射線環境下の中で、ドーナツ状



第1図 ITER の炉内構造物

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (10) Remote Maintenance Robot for In-Vessel Components-Advanced robot technology for handling of large-heavy components with high positioning accuracy: Kiyoshi SHIBANUMA. (2005年 8月30日 受理)

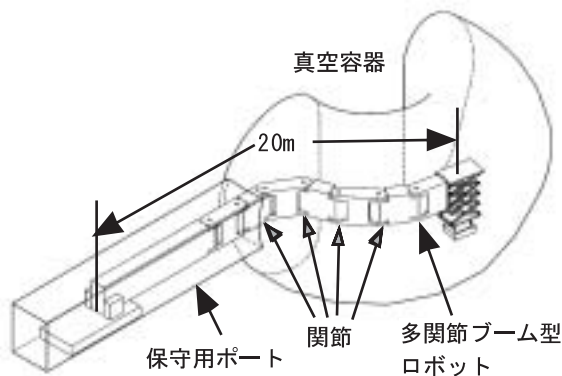
の狭い真空容器の中に侵入し、大型重量物を高精度で操作可能な移動式のロボットが必要となります。

また、炉内構造物は高温プラズマを包み込むように設置されていることから、高熱負荷を受けるため冷却水により冷却され、各ユニットには冷却配管が接続されています。このため、炉内構造物の保守交換時には、狭い空間的な制約の中で冷却配管の切断や溶接を可能とするロボットも必要となります。

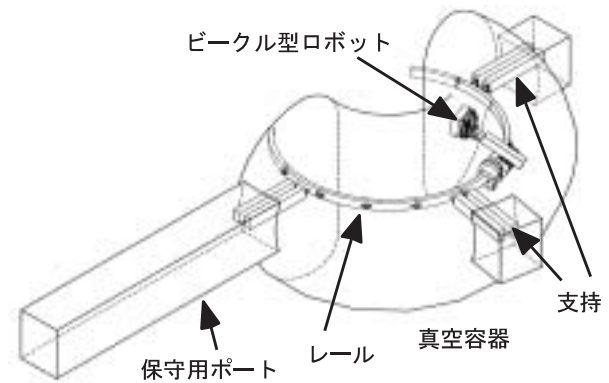
・大型重量物を高精度で操作するロボットとはどのようなロボットですか？

代表的な炉内構造物であるブランケットの保守用ロボットについて、その特徴を次に説明します。

ブランケット保守用ロボットには、狭くて長いドーナツ状真空容器内で、安定に4トンのブランケットを高精度で取り扱うことが要求されます。また、ブランケット等の炉内構造物は、低強度の構造体であり、その上に直接ロボットの支持を取ることはできない等の制限があります。このため、例えば、第2図の多関節ブーム型ロボットは、欧州連合の核融合装置であるJET(Joint European Torus)の容器内保守用ロボットとして開発されました。これは、炉内構造物に接触することなく、狭くて長い場所に移動可能となります¹⁾。このロボットは、多関節型の片持ち梁構造であり、実際に遠隔操作により250 kgのダイバータ板の保守交換に使用されました。これを例えば、ITERに適用した場合、約10 mの主腕(片持ち梁)を介して最大長6 mの副腕(ロボットアーム)の先端に4トンのブランケットを把持し、所定の場所に ± 0.25 mmの以下の高精度で設置することが要求されます。この場合、片持ち梁構造のために、剛性が低下し、たわみや振動によりブ



第2図 多関節ブーム型ロボット

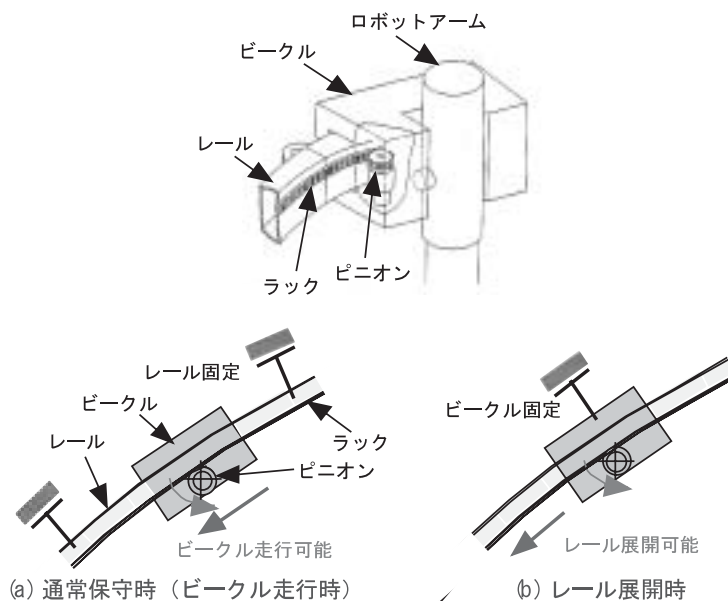


第3図 ビークル型ロボット

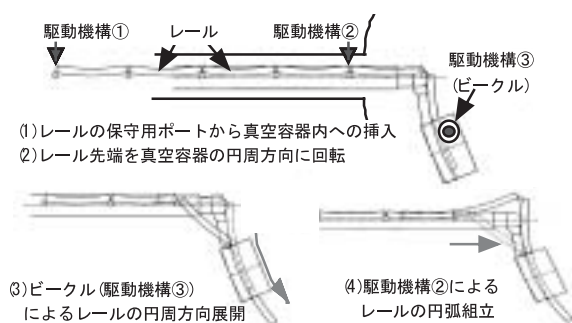
ランケットを安定に保守することは困難と予想されました。

このため、第3図に示すような真空容器内で保守作業をロボットにより安定に行うために、真空容器内に敷設したレールを真空容器の回りから多点で支持し、支持されたレール上を移動可能なロボット(ビークル型ロボット)により、ブランケットの保守を行うシステムを考えました²⁾。

レールが90°との4点で支持されるため、レールの剛性が高いのが本システムの特徴です。ただし、信頼性を向上させるためにレールをできるだけ単純構造とすること、およびレールを真空容器内に安定に展開することの2つを同時に両立させる方法が新たな課題となりました。このため、第2図に示す従来の多関節ブーム型ロボットとは異なり、レールの関節には関節を動作させるための駆動源を持たない単純構造としました。レールの展開は、8リンクからなる多関節レールの繰返し動作を利用することに着目し、新しいレールの展開方法を考えました。通常保守時には、第4図に示すように、レールが展開され固定された後には、ビークルはラックとピニオンの走行機構によりレール上を走行します。ここで、ビークルを固定し、レールをフリーにした状態で、この走行機構を動作させた場合、レールはビークルの走行機構により送り出されます。このレールが押し出される原理を利用すれば、レールの関節部には何の駆動源も必要とせず、レールの真空容器内への展開が可能となります。具体的には、第5図に示すように、ビークルの走行機構とレールを保守ポート内で真空容器内に送り込む2つの補助機構、の合計3つの駆動源のみで、レールを構成する各リンクをシーケンシャルな繰返し動作により展開することができます。これにより、関節ご



第4図 ビークルのレール走行機構を用いたレールの展開



第5図 繰返し動作を採用したレールの炉内への展開方法

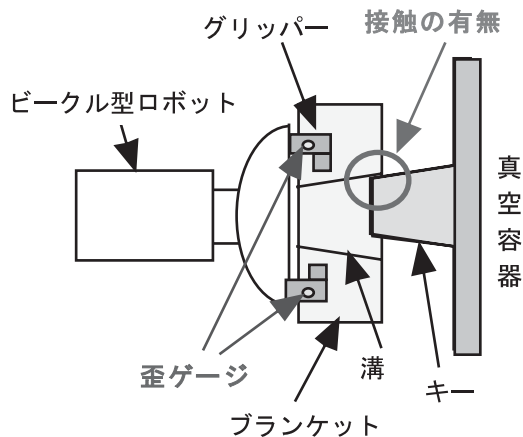
とに駆動源を持つ従来の多関節レール機構に比べて、大幅なレール機構の単純化を達成しました。本方式の技術的な成立性は実規模システムを用いてすでに実証済みです³⁾。

ここで、ビークル型ロボットに要求される機能は、単にレール上を走行するだけではありません。真空容器内の任意の位置に設置されたブランケットにアクセス可能で、かつブランケットを把持した状態で他の真空容器内に設置されたブランケットと干渉しないで移動可能なことが要求されます。このため、ビークル型ロボットは約10以上の自由度(関節やスライド機構)を持つと同時にコンパクトな設計が要求されます。コンパクトな設計とは、ビークル型ロボットの重量を、ハンドリングするブランケットの重量の約2倍程度に抑えることです。これを従来の移動式ロボットと比較した場合、例えば10 kg

をハンドリングする移動式ロボットの重量は100 kg程度となり、可搬重量の約10倍となります。これにより、核融合ロボットがいかにコンパクトな設計を要求されているかがわかってと思います。

ブランケット交換保守時の位置精度の要求値に対して、レール展開後のレール位置の再現性はあまり期待できません。このため、ブランケット交換保守時における高精度なロボットの位置補正が必要となります。この場合、通常はカメラをロボットに設置して、作業員がカメラからの視覚情報を見ながら作業を行うことが想定されます。しかし、ITERの場合、ブランケットは真空容器内にすき間なく密に設置されています。このため、例えば上下左右のブランケットが設置された状態で、その中央にブランケットを取り付ける場合、取り付けようとするブランケットの周囲が他のブランケットにより塞がれているために、ブランケットの位置決めに必要な取付け用ブランケットの背後の視覚情報を正確に取得することはできません。このため、ブランケットを±0.25 mm以下の高精度で真空容器に設置されたキー構造体に取り付けることが保証できません。この問題を解決する方法として、粗計測用の距離センサと歪みゲージを用いた精密計測用の接触センサを組み合わせたセンサ制御システムを新たに開発しました。レーザー使用の距離センサは、計測しようとする面の反射率や形状等により、その性能が大きく左右されるため、常に高精度な計測を保証するこ

とはできません。このため、距離センサは粗計測に用い、精密計測には、接触の有無による単純な ON/OFF 情報により相対位置を正確に計測できる接触センサーを採用しました。第 6 図に示すように、まず、ブランケットを把持しているロボットアームの把持部に取り付けた歪みゲージを用いて、ブランケットは真空容器内壁に取り付けられたキーとの各方向の接触情報を収集します。次に、収集した接触情報からロボットアームの姿勢を補正することにより、取り付けようとするブランケットの位置を正確に制御することができます。このセンサ・フィードバック制御システムの有効性は、レールの展開同様に、実規模ピークル型ロボットにより実証済みです(第 7 図)。距離センサによる粗計測および接触センサによる精密計測によるフィードバック制御により、ブランケットをキー構造体に ± 0.25 mm 以下の高精度で取り付けすることに成功しました⁴⁾。

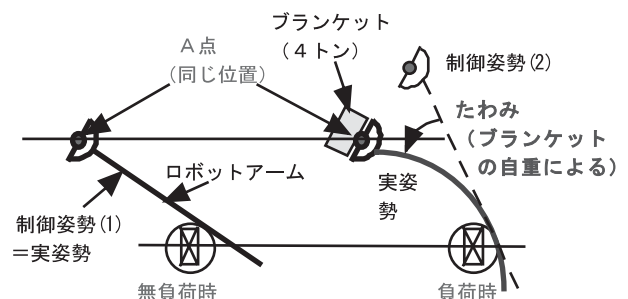


第 6 図 歪みゲージを用いた接触センサによるブランケットの精密計測概念

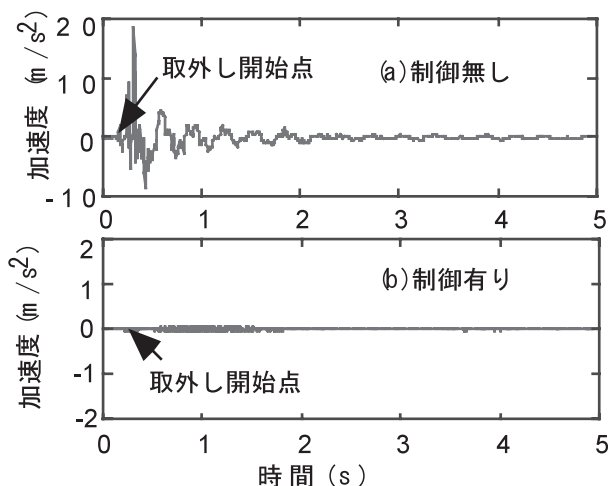


第 7 図 実規模ピークル型ロボットを用いたセンサフィードバック制御によるブランケットの取付け試験

さらに、ITER では、4 トンのブランケットをハンドリングすることから、従来のロボット技術ではあまり考慮されていなかった重量物の取付け・取外し時の急激な負荷変動の制御が新たな課題となります。例えば、4 トンのブランケットをロボットアームが急に受けた場合、急激な負荷変動によりロボットアームは衝撃力を受け、大きな変形と振動が発生します。このため、ロボットアームが損傷する可能性があり、大重量のブランケット保守を行う上で、ブランケット受渡し時の衝撃力を回避する必要があります。このため、この課題を解決するための制御法として、第 8 図に示すように、ロボットアームの無負荷状態の姿勢(制御姿勢(1))、およびブランケットを負荷した状態の姿勢(制御姿勢(2))をそれぞれ記憶し、負荷状態(無負荷または負荷)に応じて記憶したロボットアームの姿勢を切り替えることにより、負荷変動時の急負荷および急除荷による衝撃力を回避する方法を新たに考えました。具体的には、まず保守作業の流れ(シーケンス)に合わせて、ロボットアームがブランケットを負荷しているかどうかを予期します。次に、予期したロボットアームの負荷状態から、ロボットアームの姿勢をあらかじめ記憶したデータ(制御姿勢(1)または(2))から決定し、そのデータに基づいてロボットアームの姿勢を変更します。この方法により、ロボットアームへの負荷が変わっても、ロボットアームの姿勢が負荷変動後の姿勢にすでに変更されていることとなります。このため、ロボットアームにはもはや急負荷および急除荷が発生しないことになり、ロボットアームへの衝撃力は回避されます。第 9 図(a)は、この制御法を適用しない条件下で、ロボットアームにブランケットが急に負荷された場合の結果です。この場合、ロボットアーム先端で約 20 m/s^2 (2 G) の加速度が発生し、最大約 60 mm のたわみが発生しました。これに対



第 8 図 ブランケットの取付け・取外し時における衝撃回避制御概念



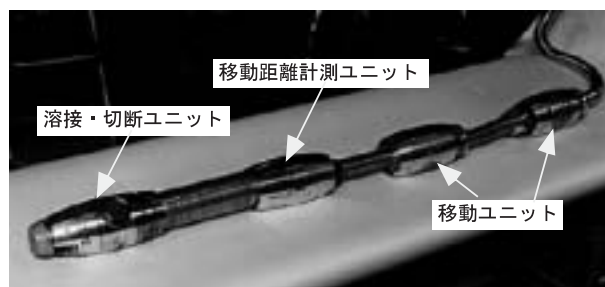
第9図 ブランケットの取外し時における衝撃回避制御の試験結果

して、上述した制御法を適用した場合、第9図(b)に示すように、衝撃加速度をほぼゼロに抑えることに成功しました⁵⁾。

・配管の溶接・切断を行うロボットとはどのようなロボットですか？

ブランケット等の炉内構造物の保守交換時には、冷却配管の溶接、切断が必要となります。配管の外側からアクセスして溶接・切断を行う従来の方法では、配管回りに溶接ロボット等を設置するためのスペースが必要となります。また、要求によっては、そのスペースからの放射線を遮蔽するための着脱可能な遮蔽体の設置が必要となります。このため、配管の外側からアクセスする方法では、コンパクトな炉の設計を行うことが困難となります。そこで、従来と発想を変えて、配管の内側からアクセスして、溶接・切断を行えば、コンパクトな炉の設計が可能となります。しかし、配管は、単に直管のみで構成されているわけではなく、曲がり部や枝管も存在することから、曲がり管や枝管にも対応した溶接・切断ロボットが必要となります。これらを考慮して、曲がり管や枝管にも対応可能な光ファイバをレーザービームの伝送系に採用し、しかも同一のロボットで溶接と切断が可能なYAGレーザーを用いた冷却配管の溶接・切断ロボットを開発しました。溶接・切断ロボットを第10図に示します。本ロボットは、母管外径100mm(曲げ半径400mm)で板厚6mm、枝管外径60mmで板厚3mmの溶接・切断に適用可能です。

曲がり管に対応するために、溶接・切断ロボット



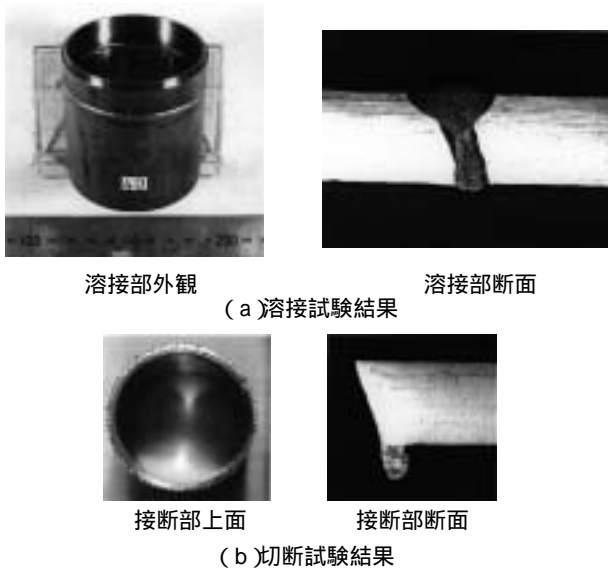
(a) 溶接・切断ロボットの全体構成



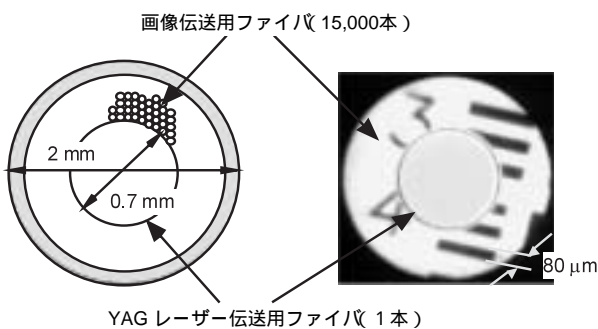
(b) 曲がり管内通過状況(母管外径: 100 mm, 曲げ半径: 400 mm)

第10図 YAGレーザーを用いた配管内アクセスによる配管溶接・切断ロボット

は、溶接・切断ユニット、移動ユニット(2台)、移動距離計測ユニットの4つのユニットから構成されます。走行機構は、曲がり管内を安定に走行するために2台の移動ユニットから構成され、コンパクトで推進力が大きい「尺取り虫」型走行機構を採用しました。2台のユニットが交互に固定と移動を繰り返すことにより走行が可能となります。溶接・切断ユニットは、レーザービーム伝送用の光ファイバ、レーザービームの集光レンズ、ミラー、ノズル、溶接・切断時のレーザービームの安定な位置決めを確保するための位置合せ機構、および軸回りの回転機構から構成されます。以上のYAGレーザーを用いた溶接・切断ロボットによる冷却配管の溶接・切断試験結果を第11図に示します。第11図(a)から欠陥のない良好な溶接部が観察され、さらに溶接部に関する非破壊検査、真空リーク検査、強度試験を通してYAGレーザーを用いた溶接ロボットによる溶接の健全性を確認しました。また、第11図(b)から凹凸の少ない切断面が観察され、さらにこの切断面をそのまま用いて再溶接を行った結果、第11図(a)と同等の溶接性能を得ることを確認しました。これらの結果から、YAGレーザーを用いた溶接・切断ロボットによる冷却配管の溶接・切断について実現性を確認しました⁵⁾。



第11図 溶接・切断ロボットによる枝管の溶接・切断試験結果(外径60 mm、板厚 3 mm)



第12図 複合ファイバの概念と画像の伝送試験結果

また、第12図に示すように、中心に設置された YAG レーザー伝送用の 1 本のファイバの周りに画像伝送用のイメージファイバの構成要素となる多数の極細径光ファイバを配置し、これら 2 種類のファイバを一体化した「複合ファイバ」を新たに開発しました⁷⁾。これを配管の溶接・切断ロボットに適用することにより、1本の複合ファイバで YAG レーザービームと画像の並列伝送が可能となります。これにより、レーザーによる配管の溶接・切断だけでなく、溶接・切断前後の配管内部の位置確認も含めた視覚確認が可能となります。また、溶接・切断中におけるレーザービームの反射を解析することにより、溶接・切断特性も評価可能となり、溶接・切断作業の信頼性を大幅に向上させることが期待できます。

．おわりに

核融合炉の炉内構造物が損傷を受けた場合に、そ

の保守を行う遠隔保守ロボットが必要となります。現在 ITER で考えている代表的な保守ロボットとして、ブランケット保守用ロボットと冷却配管の溶接・切断ロボットを例に取り、ITER で要求されるロボット技術に関する機能と開発の現状を述べました。これらの代表的なロボットについて、実規模ロボットを製作し放射線のない環境下で試験を行った結果、ITER で要求されるロボット技術に関する基盤を確立できました。また、放射線への対応に関しては、上述したロボットを ITER で予想される放射線環境下で試験を行うことができる巨大な放射線照射試験設備は、現在のところ世界中のどこにもありません。このため、ロボット自体の開発と並行して、ロボットを構成するモータやセンサ類の耐放射線性機器について単体での研究開発が進行中です⁸⁾。これらの耐放射線性に関する試験結果を基に、長寿命が期待できるものとできないものに分類し、長寿命が期待できないものについては定期的な交換または機器の周りに遮蔽体を設置する等の処置が考えられており、現在、最終的な仕様が検討されているところです。今後、ITER の建設段階において製作された遠隔保守ロボットは、建設サイトに用意された試験スタンドを用いて、さらなる高度化・高信頼化に向けて各種の改良が加えられることが予想されます。これらの試験を通して、最終的には炉内構造物であるブランケットやダイバータなどの保守をロボットにより実環境下で実証することにより、将来の商業ベースとなる核融合炉の保守ロボット技術が確立していくものと思われます。

参考文献

- 1) J. R. Dean, *et al.*, "JET remote maintenance during active operation", *Fusion Technol.*, 11, 253 (1987).
- 2) K. Shibamura, *et al.*, "Development of in-vessel remote maintenance system for fusion experimental reactor", *Proc. 91 Int. Symp. on Advanced Robot Technology*, 127(1991).
- 3) S. Kakudate, K. Shibamura, "Rail deployment and storage procedures and test for ITER blanket remote maintenance", *Fusion Eng. Des.*, 65, 133 (2003).
- 4) S. Kakudate, K. Shibamura, "Sensor based control test for remote installation of ITER blanket

module", *Fusion Eng. Des.*, 65, 33(2003).

5) S.Kakudate, *et al.*, " Mechanical characteristics and position control of vehicle/manipulator for ITER blanket remote maintenance ", *Fusion Eng. Des.*, 51-52, 993(2000).

6) K. Oka, *et al.*, " Development of bore tools for pipe welding and cutting ", *J. Robotics and Mechatronics*, 10, 104(1998).

7) 岡 潔, " リアルタイム遠隔観測機能を有する YAG レーザー溶接用複合型ファイバーシステム ", *レーザー研究*, 31, 612(2003).

8) K. Obara, *et al.*, *High Gamma-rays Irradiation Tests of Critical Components for ITER In-vessel Remote Handling System*, JAERI-Tech 99-003 ,

(1999).

著者紹介

柴沼 清(しばぬま・きよし)



1980年早稲田大学理工学研究科機械工学専攻修士課程修了, 日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)入所。JT-60用中性粒子入射加熱装置(NBI)のクライオポンプの研究開発に従事。87年からはITER概念設計活動に参加。93年6月~98年4月, ITER共同中央チーム核工学部遠隔操作グループリーダー。現在, トカマク本体機器および遠隔保守ロボットの研究開発に従事。核融合研究開発部門ITERトカマク本体開発グループリーダー。工学博士。

From Editors 編集委員会からのお知らせ

— ホームページ更新情報 —

<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/> (11/10 現在)

- ・ 英文論文誌が科学技術振興機構の電子アーカイブ対象誌に選定され, 今後1998年以前の掲載論文についても順次電子化され, J-STAGEに掲載されることになりました。
- ・ 電子投稿についてのお問合せは, 事務局電子投稿担当 e-submit@aesj.or.jp まで。
- ・ 投稿された論文の査読状況は下記にてご確認下さい。
<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/ronbunshi.htm>



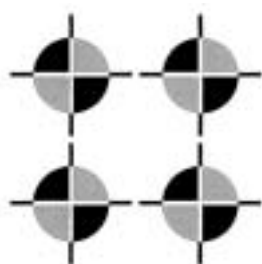
— 最近の編集委員会の話題より —
(2005年10月31日第5回幹事会)

- ・ 英文論文誌の特集号の発行について検討。論文の投稿・審査方法等について, 会議の運営委員会と協議していくこととした。
- ・ Web 査読システムの電子化については, 現在事務局でテスト中であり, 本年度中に運用開始予定。
- ・ 英文・和文論文誌の本文体裁を2006年発行分から一部変更することとした。
- ・ 「記事執筆の目安」について, 10月号に紹介記事を掲載

したが, 今後, 記事を依頼する際には「執筆要領」とこの目安を添付する。また, 投稿原稿の場合には, これに沿って執筆するようコメントすることとした。

- ・ 10月18日に企画委員会・学生連絡会・YGN・WIN・(男女共同参画WG)と編集連絡会メンバーで会合し議論した。YGNのメンバーから学会員になっているメリットなり, やりがいがわからないという意見があった。
- ・ 企画委員会がどのようなマイルストーンで改革しようとしているのか, 定期的に発信すべきとの要望が出された。
- ・ 近藤原子力委員長へのインタビュー記事企画の内容について説明があった。
- ・ Web 上での学会誌評価アンケートシステム(学生連絡会作成)について, 来年1月運用開始予定との報告があった。
- ・ 国内ニュース記事については, やや難しい内容であるとの意見があり, 技術に限らず幅広い記事の提案を諮問委員に依頼した。
- ・ ニュースや会議報告でかなり時間を経ってから掲載されるものがあるので, 会議開催前に執筆を依頼する等, 担当グループで検討することとした。

編集委員会連絡先 hensyu@aesj.or.jp



連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第11回 核融合炉の安全性

日本原子力研究開発機構 大平 茂

国際熱核融合実験炉(ITER)の建設サイトがフランスのカダラッシュに決まりました。日本の核融合計画においてITERは、実用化に向けた発電を行う原型炉の前段階の実験装置と位置付けられており、未来のエネルギー源の一つとしての核融合の将来を見据える意味で、核融合炉の工学的な成立性だけでなく安全性の面においても、その成否が重要となります。

ITERのフランスに立地が決まるまでは、日本に立地することを前提にITER施設の安全確保について検討を進めてきたわけですが、この検討においては、核融合炉の持つ原理的な安全性を十分に汲み入れ、合理的な考え方を構築してきました。本稿では、これから建設が始まるITERの安全上の基本的な特徴と安全確保上必要な要件を明らかにし、今後設計が進められていく原型炉との相違を明らかにしながら核融合炉の安全性について述べます。また、現状で考えられている核融合炉において発生する廃棄物の処理・処分についても説明します。

・核融合炉の安全上の特徴って何ですか？

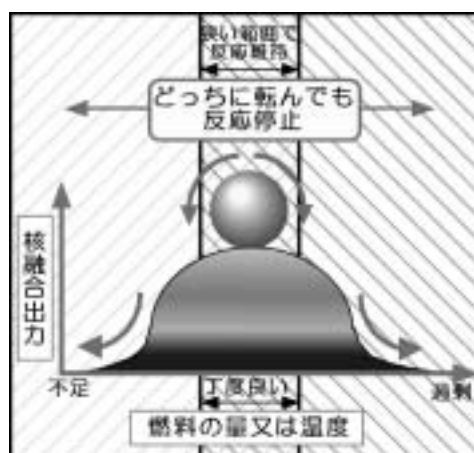
1. 利用する核反応及びそのエネルギーの制御にはどのような特徴がありますか？

これまでのこの連載の説明にあるように、核融合炉では、核融合反応のうち、重水素原子核と三重水素の原子核とが融合(D-T核融合反応)するときにエネルギーが発生する現象を利用します。ここで、核融合では正の電荷を持った原子核同士をクーロン斥力に逆らって融合させるため、融合させる原子核

同士に高いエネルギーを持たせる必要があることが特徴的です。さらに、核融合では、反応生成物(例えばD-T核融合反応ではヘリウム原子核(α 粒子)と中性子)が次の核融合反応を直接的に引き起こし、連鎖的に進むことはありません。

一般的に、磁場閉じ込め方式による核融合反応の制御では、第1図で模式的に示すように、核融合反応が起こるある理想的な閉じ込め条件(温度、密度、時間)のプラズマを維持することが必要であり、燃料(ガス、固体ペレット、中性粒子ビームなどで高真空中に注入)の過注入などによってプラズマの粒子密度や圧力の限界を超えたり、不純物が混入したりすると、核融合反応に必要なプラズマの温度や閉じ込め状態が維持できず、結果的に反応が終息してしまうという性質があります。すなわち、反応の制御を誤ったとしても、核融合反応が暴走するようなことは原理的に起こりません。

D-T核融合反応では、反応で発生したエネルギーの大部分が、その反応生成物である中性子を媒介とし核融合反応が起こる希薄なプラズマの外で取り出され、中性子は反応の制御性には直接には関与しま



第1図 核融合の反応終息性

Intelligible Seminar on Fusion Reactors (11) Safety of Fusion Reactor Safety Characteristics and Requirements : Shigeru O HIRA.

(2005年 11月11日 受理)

せん。なお、もう一つの核融合反応の反応生成物である正の電荷を帯びた α 粒子 (3.52 MeV) によって、ある条件のもとでは、プラズマが過剰に加熱されることがあります。しかし、前述のように、プラズマの粒子密度や圧力には限界があり、またプラズマの温度上昇に伴うプラズマ対向壁からの不純物混入等があるために、過剰な出力上昇があったとしても反応は比較的短い時定数をもって自動的に終息します。

少なくとも ITER では、このような出力上昇に耐えるように、真空容器等の放射性物質内蔵機器の構造強度を適切に確保するだけで十分であり、緊急停止装置のような特段の安全装置は必要なりません。しかし、一方で ITER では、真空容器内に装備されるブランケットやダイバータといった真空容器内機器は試験機器と位置付けられており、それらが熱負荷試験等の際に破損することを考慮しています。そして、その破損により真空容器内に冷却材が放出され、真空容器内の圧力が上昇しても、その圧力を緩和し、真空容器の閉じ込め機能の健全性を維持するための設備 (圧力緩衝機構) が設けられており、放射性物質が建家内には放出されないようにする設計となっています。

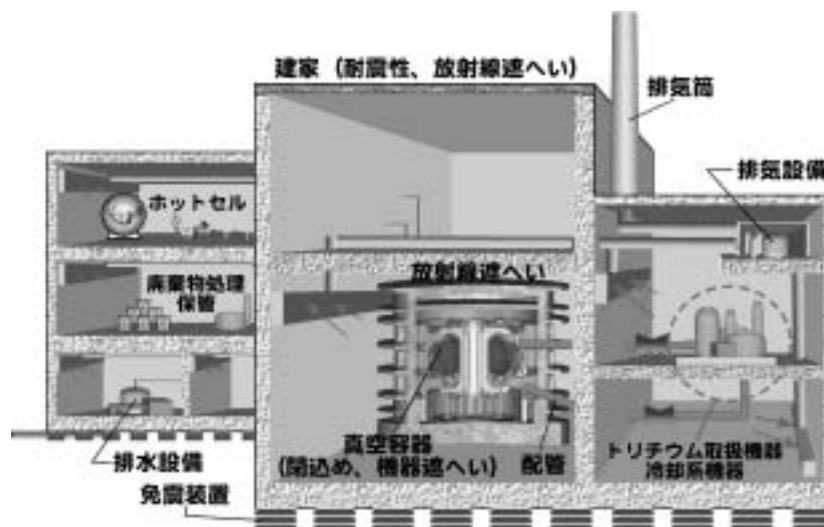
将来の原型炉等においては、エネルギーの安定供給のため、運転の継続性が求められるので、真空容器内機器の位置付けもおのずと変わり、通常運転時

に想定される荷重や熱に対して損傷しないように設計しなければなりません。

2. 内蔵する放射性物質とその特徴はどのようなものですか？

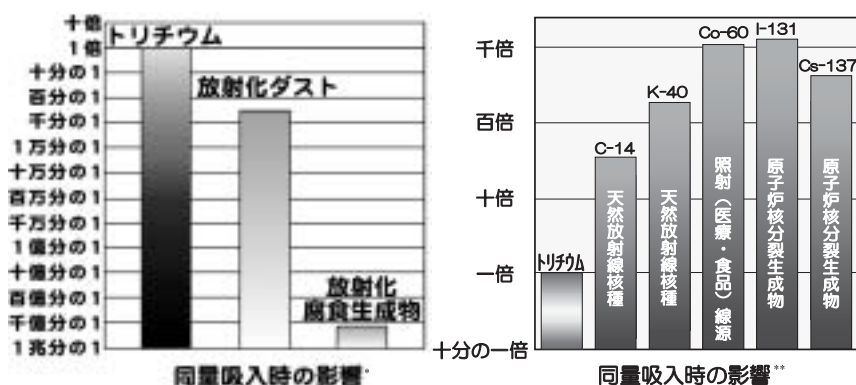
第2図に核融合炉 (この場合は ITER) の放射性物質の閉じ込め形態を示します。核融合炉では、真空容器内機器や真空容器の構成材料は発生した中性子により放射化しますが、後で述べるように、この放射性物質の崩壊熱の密度は、核分裂炉での核分裂生成物に起因するものと比較するとはるかに小さくなります。

また、核融合炉では、易動性 (流体などの動きにつれて移動されやすい) 放射性物質としてトリチウムおよび放射化ダストが存在します。例えば、ITER においては、その最終設計報告書¹⁾によれば、施設内のトリチウム保有量は約 3 kg (約 10^{18} Bq) であり、そのうち、約 1.2 kg が真空容器内 (主に、ブランケット、ダイバータ等の真空容器内機器に滞留、実際にはこれ未満になるように管理する) に、また残りは燃料処理貯蔵施設の各機器に分散して存在します。一方、放射化ダストについては、プラズマに対向する壁面での損耗作用により生成しますが、ITER においては、これまでの実験結果等を踏まえ、真空容器内に存在するタングステンダスト、ベリリウムダスト、炭素繊維複合材のダストの上限の量を、それ



放射線は適切に遮蔽します。
 機器から放射性物質が漏れにくくします。
 放射性物質を内蔵する装置を頑丈に設計し維持します。
 建家内に出た放射性物質は除去します。

第2図 安全を確保するための具体的対応



* : トリチウムに対してそれと同量 (g) の放射化ダストおよび放射化腐食生成物を吸入した場合のおおのに含まれる放射性核種による被ばく量を相対的に比較したもの。
 ** : 科学技術庁告示第5号「放射線を出す同位元素の数量を定める件」別表第1に記載されている“吸入摂取した場合の実効線量係数 (mSv/Bq)”についてトリチウム(水状)のものそれぞれの核種におけるが最も厳しい化学形等の値を相対的に評価したものの。

第3図 ITER が内蔵する放射性物質の影響度

それぞれ100 kg, 100 kg, 200 kg とするよう管理します。

これらのうち、タングステンダストは、体外被ばくのソースタームとして、約 10^{16} MeV・Bq タングステンダスト100 kg 中の核種の実効エネルギーと放射能の積の合計)と評価されています。

第3図はITERで扱う、または発生する放射性物質の影響度について簡単に説明したものです。第3図の左図は、トリチウム、放射化ダスト、放射化腐食生成物について、それらの持っている影響度を比べたグラフです。また、トリチウム、放射化ダスト、放射化腐食生成物のそれぞれを同量体内に摂取した場合の影響をトリチウムの影響を1として比較しています。この図に示すとおり、ITERに存在する放射性物質の中では、トリチウムが最も影響が大きくなることとなりますが、第3図の右図のように、一般によく知られている放射性同位元素とその影響度を比べると、トリチウムは、比較的危険性の小さい放射性同位元素だということがわかります。しかし、これらのITERに存在する放射性物質については、同じように放射能を持ち、易動性である核分裂生成物によく含まれる ^{131}I や ^{137}Cs といったものと比較して、影響度においては相対的には小さいものであっても、それを過度に摂取するとやはり危険です。ただ、これは放射性物質だけに当てはまることではなく、化学薬品や薬、一般の食品についても同じです。例えば、醤油、塩や水でも大量に飲み込めば相応の危険にさらされます。したがって、ITERに存在する放射性物質を公衆や作業員が過度に体内に取り込むことがないように、適切に管理することが重要

となるのです。

原型炉以降の核融合炉については、まだ設計や材料が決まっていないために、どれだけ放射性物質を内蔵することになるかを予想するのは困難ですが、次のように考えることはできます。

例えば、原型炉以降ではトリチウムを自己生産するためのトリチウム増殖ブランケットが装着されます。これがもとで、施設に保有するトリチウムの量はどうなるかですが、もしトリチウム回収が効率的に行われるようなシステムが構築できるならば、ITERに比べて、減ることはあっても増えることはない設計は可能であろうと想像されます。また、炭素を含有しないプラズマ対向材料を用いることが可能であれば、真空容器内のトリチウムの蓄積量は、ITERよりずっと少なくできる可能性もあります。また、放射化ダストについても、その主な発生原因であるプラズマディスラプション^{a)}が起こりにくい運転方法の確立やプラズマ対向材料を工夫することによって量や潜在的危険性を低減することができると考えられます。

^{a)} トカマク型の磁場閉じ込め方式で磁場とプラズマの圧力のバランスが崩れてプラズマが不安定になり崩壊し、プラズマ電流が突然切れてプラズマが消滅する現象。ディスラプションが起こると、閉じ込め磁場が崩れて高いエネルギーを持った粒子が真空容器内壁を覆うように置かれているプラズマ対向機器(ブランケットおよびダイバータ)に当たるため、表面が一部溶けたり、蒸発したりします。また、プラズマ電流が切れる時の磁場の急激な変化に伴って、プラズマの周りの金属材料に誘導電流が流れ、電磁力が発生します。

3. 安全確保のための要点は何でしょう？

一般に、放射性物質を内蔵するエネルギー発生装置の安全確保では、その物質の環境放出の抑制のために「有害物質を内蔵する機器を過熱する熱源を止める」、「運転中および止めた後の機器の壁を冷やす」、「機器を堅牢に作ってその機器の壁で有害物質を閉じ込めたり、仮に機器が壊れてもその外部に放出される有害物質を機器を囲む壁で閉じ込める」という3つの要件を満たす必要があります。また、放射性物質を環境へ放出する恐れに対して、その抑制のための設備を安全上重要な設備と位置付け、それらの信頼性を高めることも重要になります。

一方、核融合炉では、前述のとおり、反応が自然に止まってしまいますから、止める必要はなく、「止まる」のです。第1図で示した通り、何かの理由でプラズマに空気や水分など燃料以外の物質(不純物)が微量でも混入しますと、プラズマは放射冷却によって急冷されて核融合反応がすぐ停止します。このため、核融合炉では、核反応の暴走が起こってプラズマが真空容器を破壊するようなことは起こりません。

「冷やす」については、核融合反応の結果、ブランケットやダイバータで発生する熱エネルギー、壁やダイバータに入るプラズマの熱エネルギー、中性子照射を受けて放射化した材料が崩壊するときに出す崩壊熱などが放射性物質を内蔵する機器の壁の温度を上昇させる要因になります。ブランケットやダイバータで発生する熱エネルギーや壁やダイバータに入るプラズマの熱エネルギーに関しては、何らかの原因で核融合出力が定格値よりも大きくなったとしても、前述のとおり、核融合反応が短時間で自然に止まってしまい、これらの熱エネルギーによる放射性物質内蔵機器である真空容器の壁温度の上昇はなくなります。また、真空容器の材料としてオーステナイト系ステンレス鋼を使うITERでも、放射性核種の生成がほぼ均一であり、その崩壊熱密度は数百kW程度の出力の研究用原子炉の1/1,000程度と小さいこと、また、その崩壊熱に対して真空容器自体が巨大構造物であり極めて大きな熱容量を持つことから、真空容器の壁温度は運転中の温度と大差のない範囲に留まり、熱で壊れることはありません。崩壊熱は停止後も一定期間発生しますが、仮に、プラズマの停止と同時に真空容器の冷却材が瞬時に喪失しても、その温度が構造健全性を脅かすようなレベ

ルまでには上がりません²⁾。将来の原型炉等の材料はまだ決まっていませんが、例えば低放射化材料が使用される場合には、ITERと同じように崩壊熱密度は小さく安全上問題になるものではないだろうと考えられます。

結局、核融合炉では、安全確保の観点では「止める」と「冷やす」ことの重要性は希薄なのです。「閉じ込める」必要があるものは、放射能を持ち易動性のトリチウム等の放射性物質と核融合反応による中性子に起因した放射化物質および放射線です。特にトリチウムは酸素と結合してトリチウム水になると生体内に取り込まれ易くなりますので、「取扱い」と「閉じ込め」においては適切な安全対策が必要です³⁾。この閉じ込めの一環として放射性物質内蔵機器の構造強度を確保することが挙げられます⁴⁾。磁気閉じ込め型(特にトカマク型)の核融合炉では、これを確実にする上で磁気エネルギーを考慮することが特徴になります。ITERでは、磁場の急激な変化を伴うディスラプションや超電導磁石のクエンチが生じると、ステンレス鋼を使用する真空容器や超電導コイルのケーシング等に電磁力が加かるので、それらの電磁力の荷重も考慮し、過度の変形が起こって放射性物質の閉じ込め障壁そのものの損傷や超電導コイルがその内側の真空容器に当たるようなことを招かないよう構造強度等に余裕を持って設計します。また、中性子やそれによって放射化する構造材料等からの放射線(主に γ 線)の遮へいも重要です。

このような特徴から、放射性物質内蔵機器等に対して想定される荷重、使用条件および環境条件に耐える構造強度を確保することにより、放射性物質を放出するような「事故」の発生を防止します。さらにそれにもかかわらず、演繹的に「事故」を想定し、それに備えることとします。

この「事故」に対処するには、放射性物質の放出が起きている区画を隔離し負圧を保ち、その雰囲気中の放射性物質の除去を行うなどして汚染の拡大を最小化し、負圧維持のための汚染空気中の排気については、汚染空気中の放射性物質を除去する設備を介して排気筒からのみ放出し、周辺環境での放射性物質の濃度を低減することにします。また、商用電源系統からの電気の供給が停止する場合でも必要な設備の機能を維持するための非常用電源設備を設けます。さらに、これらの設備の信頼性を高めるため、例えば多重性または多様性を持たせます。また、安

全を確保する機能・性能を確認するための検査が可能ないように設計し、機能・性能を維持します。

これまで -1~ -3節で述べてきた ITER の安全上の特徴を第 1 表に示します。これらは、これまで国によって確認され、その安全確保の基本的考え方が取りまとめられています⁵⁾。

・核融合炉で出る放射性廃棄物の処理・処分はどうするのですか？

本章では、日本に ITER が誘致された場合に考えられていた ITER の廃止に伴って実施することを想定していた廃棄物の処理処分の計画について紹介します。

まず、ITER の最後の運転を終えた後 5 年間にトリチウムなどで汚染した物の除去を行います。放射

第 1 表 ITER の安全上の特徴(大要)

- (1) 核融合反応は、反応で生じた物が次の反応を引き起こさない。すなわち、原理的に暴走することのない反応である。
- (2) 核融合反応を起こすプラズマの保持は、限られた狭い範囲でのみなし得るものである。このため、いかなる原因により運転条件がこの範囲から外れても、反応は自ら速やかに止まる。
- (3) 施設に放射性同位元素が存在する。これらの許容されない作業区域および環境への放出を防止するための障壁が必要とされる。また、運転に伴い放射線が発生するため、作業区域および環境に対する放射線遮へいが必要とされる。
- (4) 放射性同位元素を封入する機器には、元来より、本来機能達成上の厳しい要求から、内容物が漏れにくい構造と強度が備わる。それに加え、機器に溜まる熱を放置しても、自然に冷え、機器が熱で溶けるようなことも考えにくい。
- (5) 前記の特質にもかかわらず、機器が壊れたことをあえて仮想しても、実験段階に位置付けられる装置としての規模を考慮すると、漏れ出た放射性同位元素を取り囲む建物や常時運転される浄化設備を壊すような事態に進展することはない。このため、漏れ出た放射性同位元素はフィルタ等の浄化装置を介して十分な濃度希釈効果を有する排気筒から排出される。排出される放射性同位元素は主に三重水素であり、それは核分裂生成物のような高い放射能を有するものではない。したがって、このような状況においても、周辺公衆への放射線影響は避けずとも平常時と大差のない安全な水準に収まり、周辺公衆に大混乱を来すようなものではない。

化した物については、汚染除去期間の後25年間保管管理することで、放射能の減衰を待ちます。作業員が近づける程度に放射能が減衰したことを確認し、6年間かけて解体します。

この解体の手順をわかりやすく示したのが第 4 図です。放射化した物を取り外し、細かく切断し、圧縮して容積を小さくしてから廃棄用の容器に詰め、廃棄体とします。この時点で、廃棄体の量は、運転時から保管していた分も合わせると、約 2 万トンであると推測されます。ただし、この量は、今の設計、廃棄物処理方法、運転計画から多めに見積もった量ですので、今後の設計の進捗、廃棄物処理の方法の合理化、あるいは運転実績によって変わると考えられます。

この約 2 万トンの廃棄体は、すべて低レベル廃棄物です。処分の方法については、第 5 図に示すような原子力委員会で定めた低レベル廃棄物の処分方法に従います。

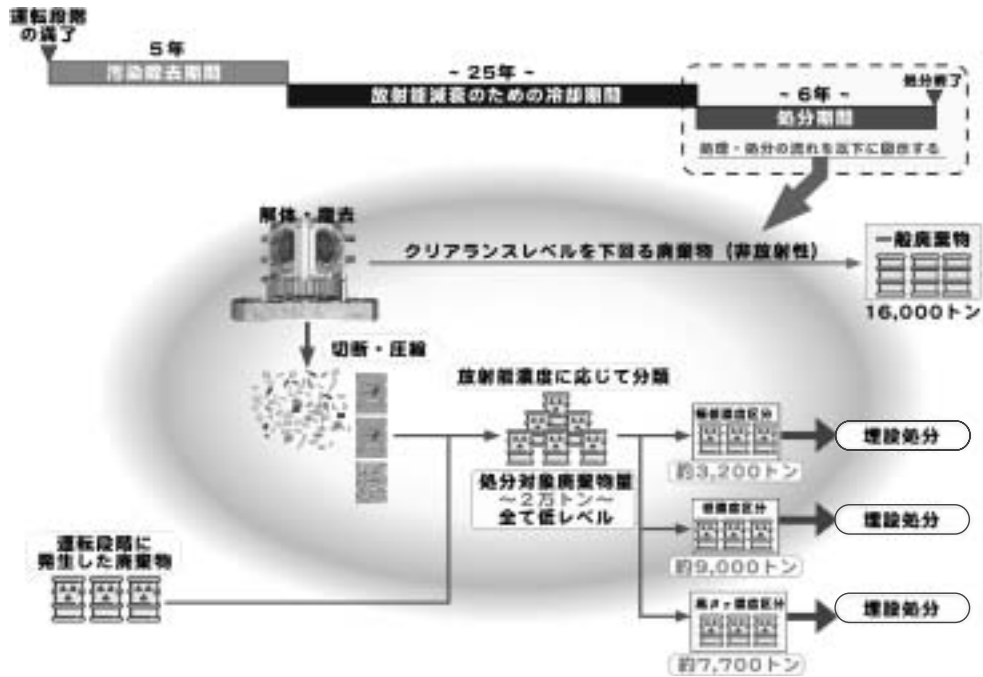
原子力委員会で定めた処分方法では、廃棄体中の放射性同位元素の濃度に応じて 3 区分に分類します。一番濃い区分を高ベータ・ガンマ濃度区分と呼びます。一番薄い区分を極低濃度区分と呼び、その中間の濃さのものを低濃度区分と呼びます。この 3 区分のそれぞれにふさわしい処分場を用意して、安全に埋設することを求めています。

処分場は、廃棄体中の放射性同位元素の濃度が濃いほど、地中深いところに設けられます。また、地下水などで処分場が劣化して、廃棄体から放射性同位元素が地下水とともに流れ出ることを抑制するために、高ベータ・ガンマ濃度区分と低濃度区分の処分場については、人工バリアを設けることが求められます。

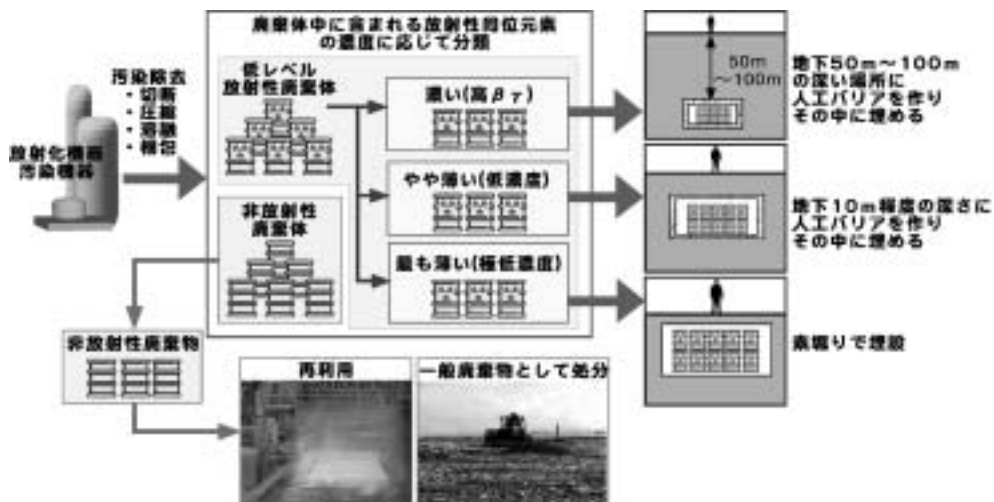
このように処分場を設計し、かつ、維持管理することで、処分場周辺の放射線を年間 10 μ Sv 未満に抑えることが求められています。

・将来の核融合炉の安全確保のためには何をすべきでしょうか？

ITER の次の段階である原型炉では、その技術目標がさらに高度になるために、当然、その施設や設備の仕様が変わってきます。例えば、効率的な発電をするために冷却材の温度は ITER よりもさらに高温になるはずですし、前にも述べたように、核融合反応で消費するトリチウムを再生産するための増殖



第4図 ITERの廃止措置の手順



第5図 我が国における低レベル廃棄物の処分方法の例

ブランケットも常設されるはずで、それになにより、“安定なエネルギーの供給”が求められるはずで、材料についてもより先進的な材料の使用が検討されるでしょう。そのために、基本的な仕様が固まった段階で、安全上課題となるものは何かということを出し・確認し、それに対する対策(必要なデータの蓄積, 信頼性の評価等も含めて)を立てていくことが重要だと考えられます。むしろ、そのためには実験炉であるITERの成果を最大限生かしていくことが必要と考えられます。

謝辞

これらの安全確保の考え方は、前ITER安全設計室に所属された次の方々のご尽力によって具体化されたことを申し添え、謝辞とさせていただきます。多田栄介(現ITER国際チーム, 核工学部), 羽田一彦(現原子力基礎工学研究部門, 耐放射性原子力材料Gr), 関谷 謙(現ITERプロジェクトユニット, ITERプラント開発Gr), 丸尾 毅(現研究炉加速器管理部, 研究炉技術課)。また、これらの考え方について、精査し、ご指導いただいた文部科学省, 原子力安全研究協会の委員会等の関係者の方々にも厚く御礼申し上げます。

参 考 文 献

- 1) *ITER Final Design Report*, ITER EDA Documentation Series 22, International Atomic Energy Agency(IAEA),(2001).
- 2) D. Tsuru, Y. Neyatani, T. Araki, *et al.*, " Study on decay heat removal of compact ITER ", *Fusion Eng. Des.*, 58-59, 985(2001).
- 3) 大平 茂, " ITER におけるトリチウムの安全取り扱いに向けた設計の考え方 ", *プラズマ・核融合学会誌*, 79[12], 1325(2002).
- 4) 多田栄介, 羽田一彦, 丸尾 毅, " ITER の安全性

と構造健全性の確保について ", *プラズマ・核融合学会誌*, 79[11], 1145(2002).

- 5) 文部科学省, ITER の安全確保について, 平成15年11月28日付け公開 .

著 者 紹 介

大平 茂(おおひら・しげる)



1986年東京工業大学総合理工学研究科博士課程卒業 / 日本原子力研究所入所, 現在, 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 ITER 安全設計グループリーダー。専門分野/関心分野は, トリチウム安全取扱/特に放射線化学反応, 計量・測定技術。



新刊紹介

低線量放射線の健康影響

近藤宗平著, A 5 判 250 p (2005) 近畿大学出版局 ;
紀伊国屋書店(発売), (本体価格2,000円 + 税)

著者は, 物理学科の学生として京大の原爆調査隊に参加, 広島の惨状をつぶさに見て, 物理学から遺伝学, 基礎医学に転進, 国立遺伝学研究所室長, 阪大放射線基礎医学教授, 近大原子力研究所教授を歴任した放射線影響研究の第一人者である。

日本では, がん治療は手術が主流だが, 欧米では放射線治療へのシフトが目立つ。食品の殺菌・殺虫の方法として放射線照射を認めている国は50を超えている。しかし, 日本では, 照射食品の輸入や販売は禁じられている。この世界的に異常な日本の現状は, 「放射線は微量でも怖い」という迷信の信者が日本に多いことを反映している。こう考える著者は, 放射線を怖がり過ぎる日本人の感情的・独断的風潮が放射線を正しく怖がる理性的・科学的風潮に変わることを切望し, この願いの実現に役立つよう, 低線量放射線の健康影響の疫学的資料を総合的に集めた。また, 低線量放射線は健康に害がない証拠として, 放射線生物作用と放射線傷害の防護機能について, 分子レベルにまで立ち入った。

本書は一般向けの小冊子として, 放射線の特性から細胞, 実験動物および人体への影響までわかりやすく解説されているが, 放射線と生命科学の専門家の批判にも耐えうるよう, 手抜きはされていない。そのため DNA の傷の修復, アポトー

シス(修復が働く前に傷が引き金になった細胞の自殺)による細胞の死, 突然変異など生物応答のメカニズムに関しては読み進むのに多少の根気が必要である。

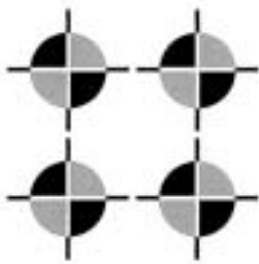
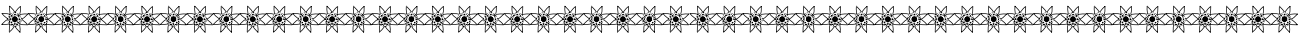
英国の放射線科医の100年間に及ぶ追跡調査, 米国の原子力船修理造船工, 中国の高自然放射線地域の住民, 女性の適度の胸部 X 線診断および定期航空便パイロットの宇宙線被ばくの調査結果を総括して, 適当な低線量(0.03 ~ 0.2 Sv)の慢性被ばくは, がんを抑制する健康有益効果があることを意味するとしている。しかし, 多くの疫学者や放射線防護専門家の解釈は違い, ホルミシスなどは存在しないと主張している。

論争の決着には, 放射線発がんのメカニズムを実験的に研究した成果を包括した議論が有効であるとして, 放射線感受性遺伝病をまず取り上げ, 低線量放射線による発がん機構の問題を議論したうえ, 自然発生の2本鎖 DNA 切断の変動幅の範囲内(たとえば自然放射線による切断数の数倍のレベル)であれば, 放射線は人体に無害であると考えてよいと思われるとしている。

原子力関連の分野の方々に広く読んでほしい, 低線量放射線のリスクの正しい知識を知ってもらいたいという願望でまとめられた本書は, 原子力学会員にはぜひ読んでいただきたい本である。

(放射線影響協会・金子正人)





連載講座 よくわかる核融合炉のしくみ

第12回 核融合炉実現に向けて

核融合研究開発の将来像

電力中央研究所 岡野 邦彦，

日本原子力研究開発機構 栗原 研一，飛田 健次



・核融合炉の燃料って本当に無尽蔵なの？

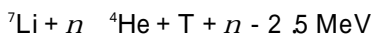
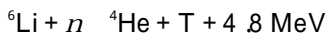
1. はじめに

12回にわたって連載してきた本講座も今回が最終回です。本章では、核融合炉が実現したら本当にたくさんのエネルギーを供給できるのか、実現するためにどのような計画があるのか、などをご紹介しますことにしましょう。まずは資源量の確認からです。

太陽の内部で起こっている水素(H)の核融合反応は発生率(反応の断面積)が小さいために核融合炉に使うことは困難です。そこで、第一世代の核融合炉を地上で実現するには一番反応率が高く、低温で(といっても1億度)で反応が起こるDT反応を用いることは第 1 章(2004年12月号)で説明しました。もう一度、その反応式を書いておくと、



ここで、Dは重水素、Tは三重水素、nは中性子です。そして実はTは地上にはほとんど存在しないので、上記の反応で発生する中性子をリチウム(Li)に吸収させることにより、核融合炉のブランケット内で自己増殖することになります。その反応式は以下ようになります。



結局、DT燃料を用いた核融合炉の真の燃料資源は、DとLiということになります。まず、それらが地上でどれくらい手に入るかとその製造方法を考

えましょう。

2. 重水素はどうやってつくるのですか

DT燃料を使った電気出力100万kW級の核融合炉では、発電の熱効率を1/3として、1日で約200gのDが必要になります。水は水素(H)と酸素(O)からできているわけですが、地球上の水(主に海水)のなかにある水素同位体の約150ppmがDです。地球の海全体では約48兆トンにもなります。Dは事実上、海水の中に無尽蔵といってい良いでしょう。

D資源についてよく誤解があるのは、その製造方法のほうかもしれません。とくによくある誤解は、「水を電気分解してからHとDを同位体分離するので、Dの製造には電解で大量のエネルギーが必要である」というものです。これを「核融合が正味のエネルギーを生み出せない致命的理由」としてあげている例は、インターネットを検索するといまでも出てきますが、これはまったくの誤解です。

Dをたったの150ppmしか含まれない水を全部電気分解などしていたら、エネルギー技術として非効率で成立しないのは当然です。Dを大量生産する場合の製造プロセスでは、そんなことはしないのです。HとDは2倍も重さや大きさが異なるために、それらを含む水分子は、含まれるのが普通のHかDかで、化学的性質がわずかですが異なります。その違い(同位体効果)を利用した化学交換反応で、Hでできた普通の水(軽水)とDでできた重水を分離します。この化学交換法は、2つの化合物の間での水素同位体の分配が異なることを利用するもので、反応によっては分離係数はとても大きく、しかも平衡反応であるためエネルギー消費が非常に少なく済みます。世界にはすでに数多くの重水製造プラントがありますが、中でも重水冷却の核分裂炉CANDUを有するカナダが圧倒的に生産量が多

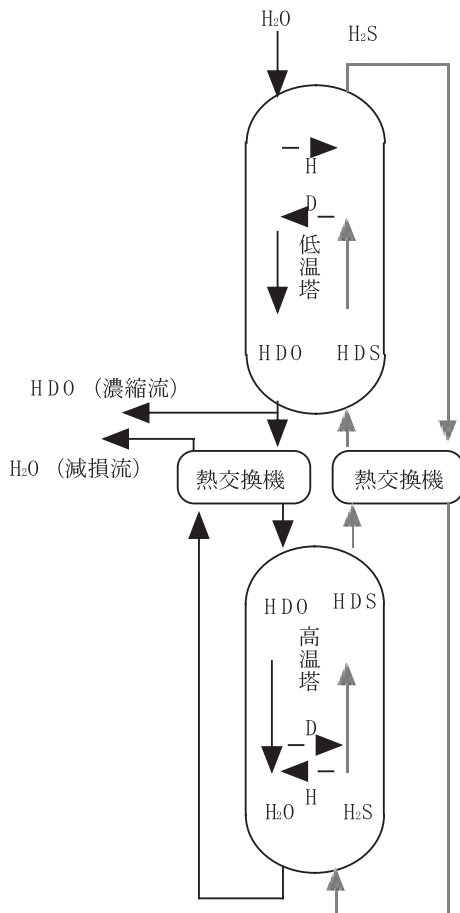
Intelligible Seminar on Fusion Reactors (12) Next Step toward the Realization of Fusion Reactors Future Vision of Fusion Energy Research and Development: Kunihiko OKANO, Kenichi KURIHARA, Kenji TOBITA.

(2005年12月27日 受理)

く、製造法として化学交換法の一つであるGS法(水-硫化水素二重温度交換法)が用いられています。その生産力は、現在のカナダの製造能力のみで100万kW級核融合炉約1万基分のD製造が可能です。すなわち、核融合燃料用Dの製造は、現在すでに工業化されている技術です。

第1図にGS法の原理を示します¹⁾。水-硫化水素(H₂S)の同位体交換反応、H₂O(液体)+HDS(ガス)=HDO(液体)+H₂(ガス)の平衡定数は30で約2.2, 140で約1.7です。硫化水素は高温塔で水(Dを含む)からDを得ます。一方、低温塔上部より水を供給し、下部より高温塔からの硫化水素ガスを流通して向流接触することで、水は硫化水素(Dを含む)からDを得て濃縮流として取り出され、一部は高温塔へ供給されます。重水はこの循環で濃縮されていくわけです。実際にはこのプロセスで数段のカスケードを組んで重水を濃縮し、さらに水蒸留により99.8%重水を得ることができます。

濃縮された重水からDを得るには電気分解をしますが、この場合は軽水素までまとめて無駄に電気



第1図 GS法(水-硫化水素二重温度交換法)による重水生産の原理¹⁾

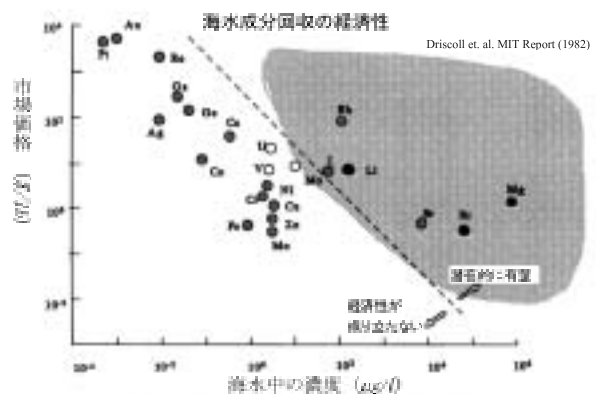
分解するわけではないので、その化学エネルギーはDから生み出される核融合エネルギーとは比較にならないほど小さなものなのはいまでもありません。

3. Liの資源は十分ですか

Li電池など、現在も身近で利用されているLiですが、そのほとんどすべてはLi鉱山から得られたものです。すでに知られている埋蔵量は940万トン、そのうち経済的な産出が可能な範囲での埋蔵量は370万トンと考えられています。100万kWの核融合炉で年間に使用するLiの量は約10トン程度です²⁾。利用可能な資源が上記の370万トンとするなら、1,000基の核融合炉370年分となり、Dのように「実質的に無尽蔵」には思えません。しかし、実はこのLiも海水中にたくさんあり、かつ経済的な回収が可能とされる資源なのです。

海水中には様々な元素が溶け込んでいて、とくにLiは170ppbと比較的濃度が高く、海水中のLi総資源量は2,330億トンです。海水中濃度と市場価格を比較して、海水からの回収が経済的に有望な鉱物であるかどうかの検討がマサチューセッツ大学のドリスコル(Driscoll)によってなされています。その結果を図示すると第2図のようになります²⁾。各種海水成分のうち、図中の点線より右にある物質、ルビジウム(Rb)、ヨード(I)、Li、ストロンチウム(Sr)、ブロム(Br)、マグネシウム(Mg)などが海水から回収しても経済性が成り立つ可能性がある物質で、Liは現状の市場価格と比較してもその利用が有望な海水中資源のひとつといえます。

Li回収技術については、四国工業技術院における結果³⁾では、Liだけを選択的に吸着する結晶を利用したイオンふるい結晶法によって10⁵cm³/gの高



第2図 海水から回収した場合の経済性の検討結果²⁾

い濃縮係数が実現されています(濃縮係数 = 吸着量/海水中の濃度)。これから予想される採取コストは、現在のLiの市場価格(400円/kg-Li₂O₃)の2倍弱にあたります。最近ではLiイオン電池などでLiの需要が大きく伸びていることから、海水Li回収の工業化もすでに議論されはじめています。また、Liを海水から回収するために海水を汲みあげるプラントを別途作るようなことをしなくても、たとえば、核融合発電所の温排水からLiを回収することを考えると、1基の100万kWプラントの温排水だけでも年間約230トンのLiが回収できると試算されています。この量は核融合炉1基の年間Li消費量の20倍以上になります。

このようにLiについても海水中の資源量を利用すると考えれば、DT核融合炉のLi資源量は、1,000基核融合炉を2,300万年運用もできる量になります。ちなみに、現在の世界の電力需要のすべてをまかなうのに必要な電源は、1基が100万kWとして約1,500基です。つまり、Dと同様にLi資源の観点でも、核融合炉の燃料資源量は実質的に無尽蔵といえるのです。

・燃料以外の資源で足りなくなるものはないのですか

核融合炉の燃料資源が無尽蔵ならば、核融合炉を現実に建設するのに必要な燃料以外の特殊材料が制約にならないかが気になってしまいます。その点についても現在の解析結果を紹介しておきましょう。

最新の調査^{2,4)}によれば、核融合炉の材料のうちで資源量が問題と予想されている主たる材料は、ニオブ(Nb, 超電導コイル用)、ベリリウム(Be, トリチウムの増殖率をあげるための中性子増倍材用)、バナジウム(V, 低放射化の構造材料)が挙げられます。その現在知られている資源の量を、先ほどと同様に、100万kWの核融合炉1,000基を運用するとして考えると、Nbが約600年分、Beで約650年分、Vで340年分という数字になります。これはかなり少ないと思えます。ただし、これらの資源は、いずれも現在はあまりニーズのない資源であるために、既知の埋蔵量だけで将来を予想するのは非常に過小評価になります。つまり、まだ探鉱が十分に行われていないからです。

将来、利用できるはずの資源量まで予測するには、資源論的な検討が必要です。様々な物質の地殻

存在度は知られており、それと利用可能なるはずの資源量の上限というのは関連があることが知られています。それによれば、核融合で不足する可能性が指摘されている物質は、いずれも探鉱が進んでいない物質で、今後、大量に発見できることが示されています。発見可能と思われる上限で考えると、先ほどと同じ基準で書くと、Nbは7万年、Beも7万年、Vは4.5万年分となります。もちろん、これは発見可能と予測される量の上限ですが、核融合炉に必要な資源は、今後の探鉱によって少なくとも数千年にわたって確保することが可能と考えてもよいと思われ²⁾。

さらに今後の技術開発を考えますと、高温超伝導線であればNbは不要になります。中性子増倍材も、Beより資源が豊富な鉛という別の選択もあります。低放射化構造材候補のVも、将来にわたっていつまでも核融合炉の構造材として必須のではなく、別の材料、たとえば炭化シリコン系の複合材料(SiC-SiCコンポジット材)などが考えられています。すなわち、Nb、Be、Vのいずれも、核融合炉の死命を制する必須材料とはいえません。

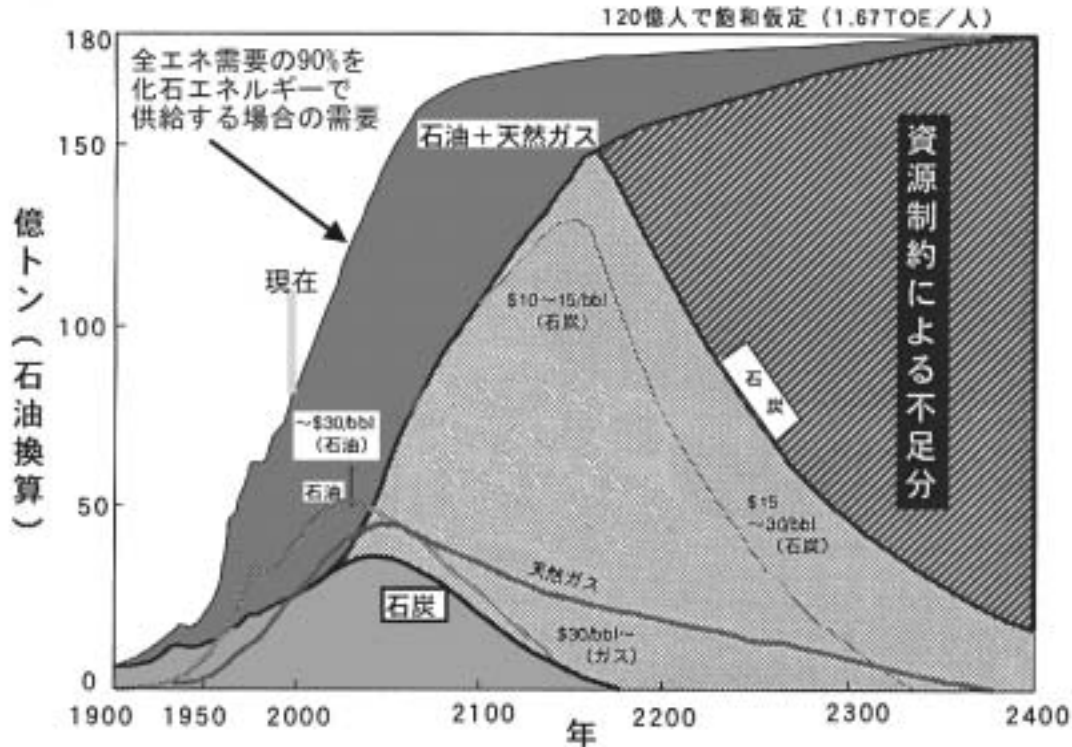
以上のようなことから、核融合炉は、技術的に実現さえできれば、そのエネルギー供給量に関しては実質的に無限と見ていいほどの量であるといっても科学的に間違っていないのです。

・核融合炉実現はどのような意味を持つのですか？

1. エネルギー・環境問題とは

核融合をはじめとするような新しいエネルギー源とその実用化のための新技術が、なぜ求められるのかから考えてみましょう。

新エネルギー源が求められるのは、現在のエネルギー資源が遠くないうちに枯渇するからである、という理解は正確ではありません。第3図は、人類が使用する全エネルギーの将来予測と、仮にそのエネルギーの90%を石油、天然ガス、石炭の化石燃料で賄うとした場合、どの程度の期間にわたりエネルギーを供給可能かを示した図です。石炭は膨大な埋蔵量があり、このような極端な仮定をしても、現行の10ドル/bbl以下の価格が15~30ドル/bblまで上昇することを許せば、実に22世紀後半まで不足しないということになってしまいます(注: bbl = バレル。本来は石油量の単位だが、ここでは石炭の石油

第3図 化石燃料のエネルギー供給可能量³⁾

TOEは石油換算トンといい、エネルギーを石油で生成した場合に必要な石油重量を表す。

換算量を表す)。それでも数百年という時間で考えれば、化石エネルギーは枯渇するとはいえましよう。しかし、それだけをもって、巨大な投資が必要な核融合エネルギーなどの開発を今の時点で急ぐ理由にするのは無理があるといえます。新エネルギー技術に求められる役割は、エネルギー枯渇への対応だけではありません。このまま化石エネルギーを使い続ければ、その枯渇よりずっと早い時期に地球環境問題で破綻が訪れると考えられているのです。

具体的に心配されているのは、CO₂の温暖化効果による気温上昇です。1995年のIPCC(気候変動に関する政府間パネル)は、様々な計算結果に基づいて、このままのペースでCO₂放出を続ければ、今後100年間の気温上昇は過去の1世紀を大きく超え、1.0~3.5程度に達すると予想しました。さらに2000年には1.4~5.8に達すると修正されています。このような気温上昇がもたらす影響はいろいろ考察されているのですが、もっとも定量化しやすいものとしてよく指摘されるのが海水面の上昇です。2.5の上昇で50~100cmの水位上昇が予測され、例えば、日本国内では砂浜の90%が消失、中国では35,000km²に影響が及ぶ、などといわれています。

しかし、このような水位変化は、ある朝起きてみ

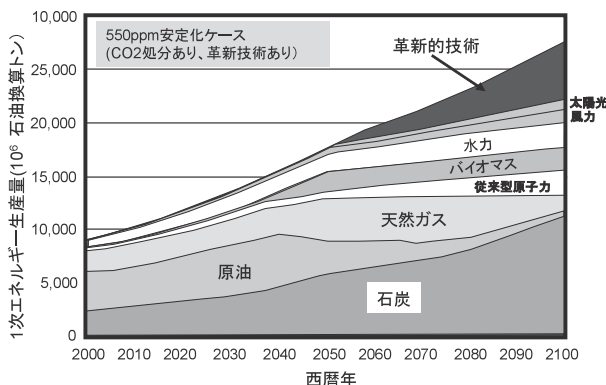
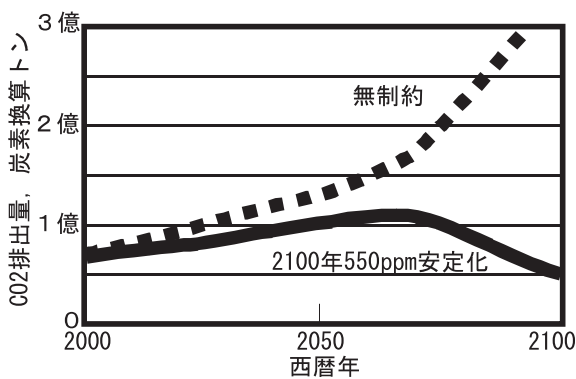
たら突然世界が水没しているわけではなく、100年かけてゆっくり起こるものです。本当に心配すべきは、現在の知見では予想しきれないカタストロフィックな気候の変化などではないでしょうか。わずかな気温の変化が大きな気候変化をもたらし、人類や生物の活動に大きな影響を及ぼす可能性があります。現時点では、気候に関連する災害の発生頻度が増加しているといった説の多くは統計的根拠が希薄なようですが⁶⁾、生物が数十億年かけて固定したCO₂を、人類はわずか数百年で大気へ放出しようとしているのであり、これで地球環境に今後もなんの変化も起こらないと主張するのはむしろ不自然ではないでしょうか。

2. 新エネルギー技術になにが期待されるのでしょうか

上記のような問題意識のもと、「2100年においてのCO₂濃度が産業革命前の約2倍の550ppmとする」というのが、IPCCが1995年に示した実現可能なひとつの目標例でした。現実には人類は化石燃料に大きく依存しており、それを急に置換できる技術も未開発です。今後、少なくとも50年程度にわたり、CO₂排出は増大するのは恐らく避けられない。その

ような認識の上で実現ができそうなぎりぎりの選択をしたのが上記の目標なのです。ここでは当面、これを目標として受け入れるとして考えましょう。

第4図は、NEDO/RITE(NEDO：新エネルギー・産業技術総合開発機構，RITE：地球環境産業技術研究機構)による地球再生計画において示されたCO₂排出削減シナリオの1例です。CO₂削減のための努力を特にししないケース(BAU：Business as usual)では、今後100年はコストで有利な石炭が圧倒的に増大し、2100年のCO₂排出量は2000年時点の6倍にも達してしまうかもしれません。これでは到底550 ppmの達成などできるはずはありません。図には「2100年に550 ppmにする」という規制をかけて展開したシナリオの例も示しました。このシナリオ例の概要は以下のようにいえます。まず、21世紀中頃まではどうしてもCO₂排出は増大します。しかし、2050年以後、石炭の急増を抑え、それらを再生可能エネルギーや「革新的技術」が置換することが期待されています。それによって、CO₂排出は2070年以後漸減し、2100年には2000年をやや下回る排出量にいたることで、550 ppmがやっと達成されます。



第4図 CO₂排出量と供給源内訳予測の例⁷⁾

上図の破線は成行き任せ(BAU)ケース，実線は2100年でCO₂濃度550 ppm安定化をめざす例。

下図は、550 ppm 制約をかけたシナリオの供給内訳例。

3. 核融合炉開発の意義とは

このようなシナリオが可能となるには、2050年頃までに投入が可能な革新的エネルギー技術の開発が望まれることになります。この革新的技術として寄与できないような新エネルギー技術は、現時点で大きな予算を使って開発することを正当化できるとは思えません。第4図の下図のとおり、新技術が導入されても、その瞬間から大量のエネルギーを供給できるわけではないことも忘れてはいけません。

したがって、核融合技術の開発の目標も、この2050年実用化というポイントに置かれていなければならないのです。もちろん、核融合は数百年後に化石燃料が枯渇するなら役に立つエネルギーとなるのですから、その意味での大きな価値は常にあります。しかし、それだけでは、現時点で大規模に開発を進める理由にはできないように思います。21世紀中のCO₂削減に寄与できる革新的エネルギー技術として開発されてこそ、現時点での開発が意義を持つことになるのです。少なくとも、核融合炉開発研究に携わる方々は、そのような意思と責任感をもって研究をしているはずで

・実験炉 ITER では、どこまで研究が進むのでしょうか？

この半世紀間にわたる核融合研究の成果により、トカマク型核融合炉がエネルギー発生装置の実現に最短距離にあるとの共通認識が形成され、いよいよITERにおいて本格的な核燃焼実験を行う段階を迎えています。ITERの使命は、炉心プラズマの構成粒子(D, トリチウム(T))が高温高密度条件下で活発に核融合反応を起し、反応生成物である α 粒子による加熱がそのプラズマの熱バランスを支える「自律的な状態」を長時間維持することです。具体的には、エネルギー増倍率が5以上となるプラズマの状態を1,000 s以上持続します。ITERの基本的設計パラメータは、世界の主要なトカマクの実験データに基づいて構築された比例則と呼ばれる経験則を基盤にして決定されており、その目標の実現可能性はほぼ100%に近いと考えられています⁸⁾。この使命を達成した後は、原型炉につながる先進的なプラズマ運転手法を開拓し、エネルギー増倍率の向上を図ることになります。このような先進プラズマ運転のための制御技術は既存のトカマク装置で盛んに研究されており、今から約10年後のITERの完成時期ま

ではある程度見通しが立ち、ITER での先進運転にヒントを与えることでしょう。

ITER のもう一つの重要な使命は炉工学技術の統合であり、比類のない磁気エネルギー(41GJ)を持つ超伝導コイルの安定な動作、核融合反応で生ずる高エネルギー粒子や熱の処理、テストブランケットでの T 増殖技術の試験、プラント内での大量 T の安全な循環など、原型炉につながる基盤技術を開発・実証します。高放射線量下におかれる炉内機器については、ロボットを利用して遠隔で交換・保守します。ITER の運転を通じて、このような炉工学技術のシステム統合と併せて、核融合燃焼を行う装置としての安全性実証が計画されています。

ところで、巨大なプラントである ITER での研究開発は、重要なミッション達成を優先目標に据えるだけでなく、参加極(=日本、EU、米国、ロシア、中国、韓国、インド)の合意の下で計画を練らざるを得ないため研究の機動性に欠けるというところに問題があります。そこで、ITER を補完しつつ機動的なプラズマ実験を可能にするトカマク装置の存在が研究戦略上重要になることは我が国の第3段階核融合研究開発基本計画に記載されているとおりです。この先進補完を目的とする研究装置は何かという問いに、最近ようやく一つの答えが示せるようになりました。ITER 建設サイトがEUの南フランスにあるカダラッシュ研究所に決定されたことを受けて、日本とEUとの間で「より幅広いアプローチ(Broader Approach)」と呼ばれる協力の約束がかわされ、この合意により日本にサテライトトカマクを設置することが盛り込まれました。このトカマクは、JT-60の既存インフラや本体部(コイル、真空容器等)以外の加熱装置、電源、計測制御装置等を活用し、磁場コイルを超伝導化し定常高ベータ放電を目指すトカマクです⁹⁾。超伝導トカマク装置については、後発の韓国、中国、インドにおいて、この数年の間にそれぞれ超伝導中型トカマクが完成し実験を開始するという活発な状況でしたが、このサテライトトカマク計画によって日欧が引き続きイニシアティブを発揮できるだけでなく、先進プラズマ技術の開拓によって原型炉概念の改良に貢献できると期待されます。

このような ITER とサテライトトカマクを利用した炉心プラズマの研究開発の一方で、材料開発などを含む工学機器開発を同時進行させ、物理的にも工

学的にも発電への見通しが得られたところで、第3段階核融合研究開発基本計画の完遂となります。この次のステップは原型炉です。我が国の定めた核融合研究開発計画の詳細は、以下の URL にアクセスすれば閲覧できます。

- ・「第三段階核融合研究開発基本計画(原子力委員会決定(平成4年6月9日)): <http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryo/kettei/kettei920609.htm>
- ・「第三段階核融合研究開発基本計画における今後の核融合研究開発の推進方策について(原子力委員会決定(平成17年11月1日)): <http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2005/kettei/kettei051101.pdf>
- ・「今後の核融合研究開発の推進方策について」(原子力委員会核融合専門部会(平成17年10月26日)): <http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryo/kettei/houkoku051026/index.htm>

・ 原型炉のイメージは固まっているのですか？

ワンステップで実用炉に移行可能な発電炉を核融合の原型炉と考えており、100万 kW 程度を系統に送電する構想を持っています。原型炉では、運転中に T を消費しながら一方で自給する、いわば自転車操業の燃料サイクルを構成します。このような燃料サイクルはプラント内を循環する T を少量にできるという意味で、安全上都合がよいのです。燃料を外部から調達する ITER と比べると、このような燃料サイクルには大きな技術的飛躍があるように見えますが、小規模な燃料サイクルは ITER で実証される予定ですので、その延長技術で対応可能でしょう。プラントとしては、安全性、高稼働率、メンテナンス、廃棄物処理など、発電所としての性能、プラント特性の検証の可能な炉であることが求められます。

さて、具体的な原型炉のイメージですが、旧原研が1990年に提案した SSTR(Steady State Tokamak Reactor)¹⁰⁾がその基本になります。SSTR は現在の核融合動力炉の原点ともいえる炉概念であり、この概念の登場は、他のエネルギーと競合しうる核融合炉が実現可能であるという確信を研究者に与えました。第5図に ITER と SSTR の比較を示します。

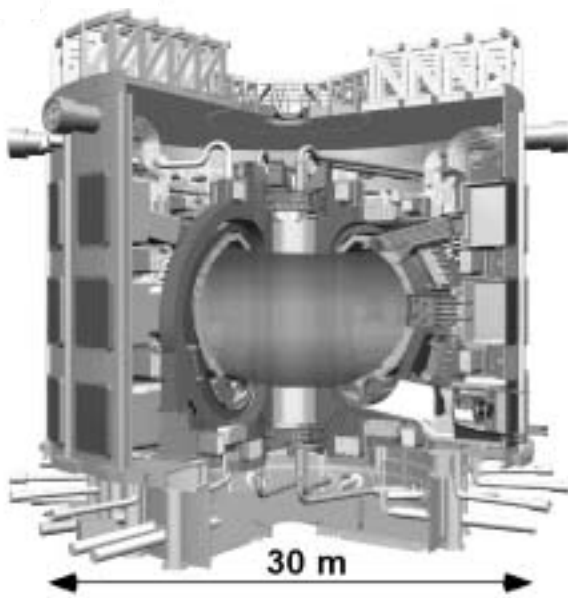
SSTR は寸法では ITER とさほど違いがありませんが、要求する炉心プラズマや機器の性能に関しては ITER からの技術的飛躍を必要とします。しかし、今後見込まれる技術進展を考慮すると、SSTR は ITER の延長技術で十分構想可能であり、原型炉として技術的に妥当と考えられています²⁾。しかしながら、原型炉のイメージが SSTR に固定されている訳ではないことに注意してください。核融合炉の経済性を改善するため、SSTR 提案以降も革新的なアイデアや先進的な炉工学技術を導入した炉概念が次々に提案されています。基本的炉概念に関連するアイデアの一例は、炉を低アスペクト比(すなわち、

ズングリ型ドーナツ形状)にすることによって炉全体をコンパクトにするものであり、前節に述べた計画中のサテライトトカマクはこのような新しい炉概念の有効性を試験するためのフレキシビリティを確保しています。原型炉の構造材は低放射化フェライト鋼が最有力であり、これと固体増殖材および水冷却を組み合わせた実現可能性の高いブランケットからのスタートになるでしょうが、ある段階では、第2期炉心として、超臨界水冷却(またはHe冷却)、液体増殖材、SiC/SiCのような先進材料など新技術への転換も想定すべきでしょう¹⁾。炉心プラズマと炉内機器が完全に分離されていることが核融合の強みであり、これにより、炉心の性能とは独立に、炉内機器を交換しながら高効率・安全性向上を目指した開発試験を原型炉の寿命がくるまで行うことが可能になるのです。

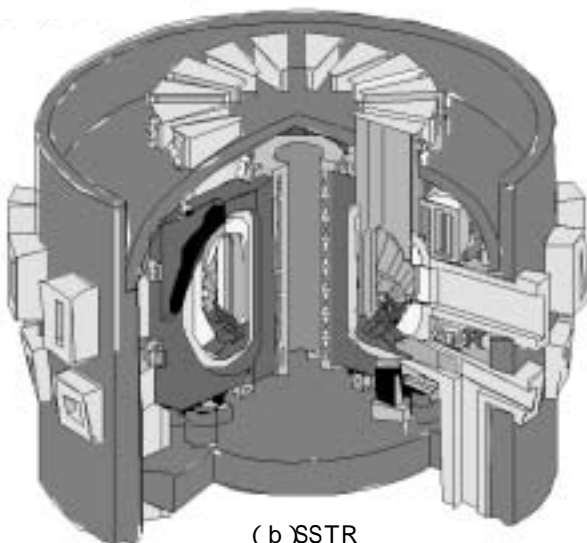
ITER の建設が決定したことで、このところ原型炉概念の具体的検討へ向けた機運が高まってきています。これまでの核融合炉設計研究は、研究機関や大学がそれぞれ独立に行ってきましたが、これからはオールジャパン体制で実施する必要があります。炉工学技術の開発は当面、ITER の建設に照準を当てていますので、原型炉に利用可能な技術がそろってくるのは ITER 完成以降となります。また、原型炉にふさわしい炉心プラズマの運転条件を見通すためには ITER での核融合燃焼プラズマの理解が不可欠ですので、今の段階で原型炉の方向を絞り込むのは時期尚早といえます。今後10年間の原型炉概念検討は、エネルギー情勢や技術進展を注視しながら、原型炉のマスタープランといくつかのバックアッププランの策定に努めることであり、適切な時期に最も妥当な原型炉計画を提示できるよう様々な要素技術の検討評価に努める必要があると考えます。

・その先の市場参入後の展開のために、
どのようなことを考えていますか？

核融合開発はグローバル化が急速に進んでいます。ITER 計画への中国、韓国の加入に続いて、2005年12月にはインドの加入が承認され、これによって、ITER 参加極の総人口は世界の過半数を占めることになりました。ITER 参加極はこの計画への参加を通して ITER に関わる技術を十分習得することになり、核融合技術自体がグローバル化することに



(a) ITER



(b) SSTR

第5図 ITER と SSTR 概念図の比較

なります。将来のエネルギー 2 大消費国が核融合開発に本腰を入れたことは吉報ですが、このような状況になると、日本は ITER の延長上にない技術(例えば、プラントの小型化、水素製造を視野に入れた先進的ブランケット技術、免震技術など)での国際競争力確保に戦略的に取り組む必要が出てきましたので、われわれ研究者にとってはある意味で試練ともいえます。

社会受容性という視点¹²⁾では、低レベル放射性廃棄物の低減と円滑な許認可の方法論確立が重要です。核融合プラントでは数千トンの低レベル放射性廃棄物の発生が予想されます。これらを容易に処分するため、浅地埋設処分できるよう適切な低放射化材料の選択や不純物濃度管理を含めた材料組成の調整に留意したいと考えています。他方、廃棄物の減容のためにはクリアランスまたは放射性廃棄物としてのリサイクルが可能になるよう、同一材料ごとに分別できるようバックエンドを考慮した機器開発が望まれます。安全審査や許認可は導入国ごとに異なるでしょうが、そのプロセスを円滑に進めるため、国際的に認知された技術基準、品質管理システムが必要になります。

核融合の難点は小規模なプラントを作りにくいというところにあり、既存の炉概念に基づく数10万 kW のプラントではコスト的に競争力が低下します。現在、火力発電所が担っている役割を代替するためには中小型プラントの需要に応える必要があります。核融合炉の小型化の努力が必要です。一方、今後の新規導入先となるであろう途上国では、人口の大部分は都市に集中しており、そこには大規模集中電源、ベースロードの需要があると考えられます。このような大都市へは再生可能エネルギーよりも核融合に導入のチャンスがあるはず¹³⁾。また、前述のように、核融合では炉心と炉内受熱機器が独立しているので、先進材料とブランケットの利用による高温発生能力が元来備わっており、SiC/SiC 構造材 He ガス冷却のプラントの設計例¹⁴⁾では水蒸気電解や化学的水素生成に必要な800 以上の高温発生が示されています。このような特長を生かした高効率水素製造プロセスの開発は、核融合の市場導入可能性を高めることになるでしょう。

参 考 文 献

- 1) エネルギー便覧 資源編, 日本エネルギー学会編, コロナ社, p. 259(2004).
- 2) 核融合エネルギーの技術的実現性・計画の拡がり
と裾野としての基礎研究に関する報告書, 原子力
委員会核融合会議 開発戦略検討分科会報告書, 科
学技術庁, (2000).
- 3) 大井健太, 海水リチウム資源の回収技術, 日本海
水学会誌, 51(5), 285(1997).
- 4) 核融合炉実用化技術に関する調査(電力中央研究所
委託研究) 報告書, プラズマ核融合学会 (1998).
- 5) 人類の危機トリレンマ(エネルギー濫費時代を超え
て), 電力中央研究所, 電力新報社 (1998).
- 6) B. ロンボルグ, 環境危機をあおってはいけない,
文芸春秋 (2003).
- 7) NEDO/RITE「地球再生計画」の実施計画作成に関
する調査事業(平成10年 3 月)による .
- 8) 関 昌弘編, 核融合炉工学概論 未来エネルギーへ
の挑戦, 日刊工業新聞社 (2001).
- 9) H. Tamai, *et al.*, “ Design study of national
centralized tokamak facility for the demonstration
of steady state high beta plasma operation ”, *20 th
IAEA Fusion Energy Conf.*, IAEA-CN-116/FT/P
7-8, Vilamoura (2004).
- 10) M. Kikuchi, “ Steady state tokamak reactor based
on the bootstrap current ”, *Nucl. Fusion*, 30, 265-
276(1990).
- 11) 岡野邦彦, 菊池 満, 飛田健次, 日渡良爾, 核融合
プラント実現への道, プラズマ・核融合学会誌, 81,
839-848(2005).
- 12) 飛田健次, 小西哲之, 時松宏治, 西尾 敏, 日渡良
爾, 魅力ある実用化を目指した先進的技術課題,
プラズマ・核融合学会誌, 81, 875-891(2005).
- 13) 小西哲之(京都大学エネルギー理工学研究所), 私
信 .
- 14) S. Nishio, K. Tobita, K. Ushigusa, S. Konishi, *et al.*,
“ Conceptual design of tokamak high power reactor
(A-SSTR 2) ”, *J. Plasma Fusion Res.*, 78, 1218-
1230(2002).

著者紹介

岡野邦彦(おかの・くにひこ)



電力中央研究所上席研究員。専門分野：
核融合を含めた革新的エネルギー技術。

著者紹介

飛田健次(とびた・けんじ)



日本原子力研究開発機構 核融合炉システム研究グループリーダー。専門分野：
プラズマ物理，核融合炉システム。

栗原研一(くりはら・けんいち)



日本原子力研究開発機構 トカマク放電システム開発グループリーダー。専門分野：
トカマクプラズマの美しい電磁場構造と時折見せる多様性複雑性の制御実験研究。

連載講座「よくわかる核融合炉のしくみ」の完結にあたって

今回が連載講座の最終回となります。お読み下さいました学会員の皆様，1年以上の長期間のお付き合い有難うございました。このような長期の連載は学会誌としても異例とのことでしたが，広範囲にわたる技術分野からなる核融合の特徴ということで編集委員会のご理解を頂きました。核融合研究開発の進展はこの20年でその速度が速まり，実験炉 ITER の建設開始を間近に控えた時期でもあるとの認識から，核融合炉工学の現状をそれぞれの分野の専門家に，専門用語を避け平易な言葉で説明して頂こうという意図で企画されました。連載真ただ中の2005年6月には，ITER 建設サイトがフランスに決まるという核融合研究開発史上最大級ともいえるニュースが飛び込み，講座の内容が一気に現実味を帯びて受けとめられるようになったという偶然の出来事もありました。

今後の実験炉開発の進展により一層魅力ある発電炉に向け核融合炉技術はどんどん進化していくことが期待されます。

なお，核融合開発の全体像を学会員の皆様にご紹介する貴重な機会となりました本連載に当たっては，編集委員会，核融合工学部会を始め多くの学会員や学会事務局のご助力を頂きました。この場をお借りして感謝申し上げます。核エネルギーの平和利用という共通の関心や目的を持つ学会員皆様の，継続的なご支援やご協力を最後にお願ひして，連載講座「よくわかる核融合炉のしくみ」の結言とさせていただきます。どうも有難うございました。

編集幹事：上田良夫(阪大)，井上多加志(原子力機構)，安東俊郎(原子力機構)，飯尾俊二(東工大)，栗原研一(原子力機構)