

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

を行っています。

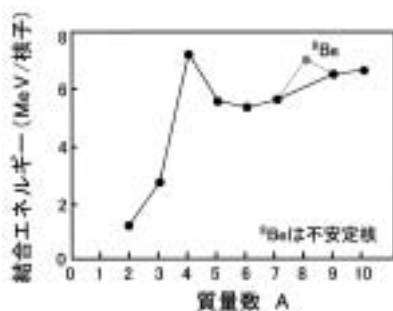
日本原子力学会「核融合工学部会」でも, 日本原子力学会会員で核融合以外の分野の方に, 核融合炉とは何か, および核融合開発の現状と今後の展望について理解を深めていただくため, 本連載講座「よくわかる核融合炉のしくみ」を執筆していきたいと考えております。なお, 原子力学会会員の方が読者であることを踏まえ, 原子力や放射線の基礎知識を前提といたします。また, 少しでも親しみが持てるように, 節のタイトルは原則として質問形式としたいと思います。本講座は全12回で, まず核融合炉の概要について, 本稿で説明を行い, 続いて第2回より第11回まで, 核融合炉を構成する種々の機器・材料や安全性について解説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

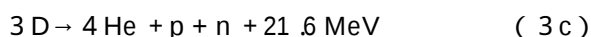
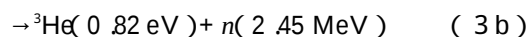
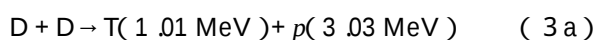
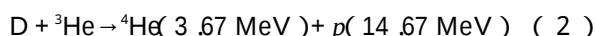
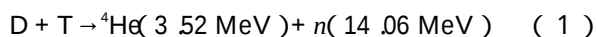
核融合反応は, 2つの原子核を十分に近づけて, 量子トンネル効果により核子を融合させる反応です。したがって, 原子核の正電荷による斥力の小さい軽元素を使う方が有利です。また, 核子あたりの結合エネルギーを軽元素について示すと, 第1図のように, ^{12}C より軽い原子では, ^4He の核子あたりの結合エネルギーが最も大きくなります。このため, 水素同位体から ^4He を生じる核融合反応を利用すると反応により発生するエネルギーが大きく, エネルギー生産の観点からは好ましいといえます。このような観点から, 核融合炉に利用可能と考えられる核融合反応を選べると, 水素の同位体である重水素とトリ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

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

(2004年 10月 6日 受理)

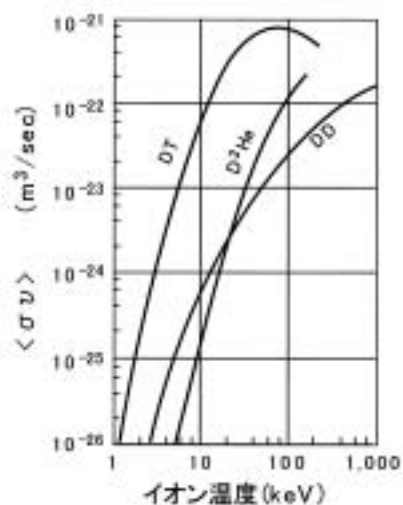


第1図 核子あたりの結合エネルギー
(関 昌弘編, 核融合炉工学概論, 日刊工業新聞社(2001)より転載)



(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, 中性子と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必要があります。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必要があります。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 が閉じ込め時間 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 が無限大(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になります。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ので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

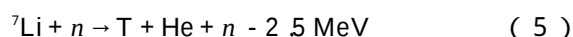
核融合炉では、燃料のトリチウムが放射性元素(半減期12.3 yr で β 崩壊する)であるため、その取扱いは注意を要します。トリチウムの生産、精製、供給のプロセスはプラント内部で閉じたトリチウム循環システムで行われます。このため、移動性の高いトリチウムがプラント内を循環するので、装置外への漏洩に対しては十分な注意が払われます。ただ、燃料トリチウムを生産しながら消費するため、装置内に保有するトリチウムの総量は数 kg であり、またプラント内に分散して存在するため、大量の燃料貯蔵の必要がありません。

(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

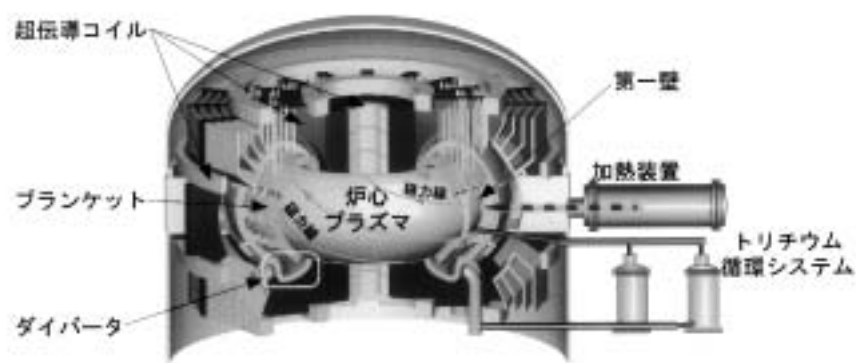
ITER がミッションを達成できれば、核融合炉の実現が視野に入ります。しかしながら、さらに他の主要エネルギー源(化石燃料、原子力など)と経済的に競合できるエネルギー源とするためには、より圧力の高い核融合炉心プラズマ(ITER の3倍程度)の達成と、発電効率を高める高温伝熱媒体と耐熱材料(SiC など)を利用したブランケット(後述)の実現などが必要となります。

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っ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4 t 程度の重量物を2 mm 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。