

核融合動力炉実現への課題と展望 — 第一壁を中心として —

Future Prospect and Issues of Nuclear Fusion Power Reactor, in Case of the First Wall

栗原 良一
Kurihara Ryoichi

21 世紀中頃のエネルギー源確保を目指して核融合炉の開発研究が国際協力で行われている。核融合炉は核分裂炉に比べて安全性に優れている反面、超高温プラズマ、14MeV 中性子照射、真空、電磁力、液体ヘリウム冷却等、構造物にとっては苛酷な条件に晒される。将来の動力炉第一壁について課題と展望を述べる。

Research and development of nuclear fusion reactors have been internationally conducted to obtain the energy source in the middle of 21st century. The nuclear fusion reactor has safer characteristics than the nuclear fission reactor. But its structural materials are subjected many severe mechanical conditions such as very high temperature, 14 MeV neutron flux. This paper describes the prospect and issues in the fusion reactor design study from the point of view of the first wall.

キーワード：高温プラズマ，14MeV 中性子，ブランケット第一壁，ダイバータ板，液体壁

1 はじめに

日本とフランスで建設地誘致を争っていた国際熱核融合実験炉 ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor)¹⁾ は、参加 6 極 (EU, ロシア, 中国, 韓国, 米国, 日本) による協議の結果、フランスへ建設されることが決まった。ITER とは、21 世紀中頃の実用化を目標に新しいエネルギー源である核融合の物理的、技術的実証を目的とした実験炉である。

ITER (熱出力 500MW) の次に目指す原型炉や動力炉 (熱出力 3GW) では、核融合反応で発生する 14MeV の高エネルギー中性子照射²⁾ と高温プラズマの熱流束に耐えるプラズマ対向壁 (第一壁) が必要となるが、過去 30 年以上におよぶ世界的な研究開発を経ても未だ重要課題となっている。以下では、このような高エネルギー中性子照射と高熱流束に晒される第一壁の構造健全性を中心に、核融合動力炉実現への課題と展望について述べる。

2 核融合炉設計の現状

核融合炉は、約 1 億℃ の高温プラズマ、14MeV 中性子照射、真空、電磁力、液体ヘリ

ウム冷却等、構造物にとっては苛酷な荷重条件に晒される。材料の選択、設計上の工夫により、これらの条件を克服しようとしており、核融合炉の構造健全性を確保するため、様々な研究開発が行われている。

核融合炉の詳細構造については文献 2) ,3) などを参考にしていきたい。ここでは、第一壁を中心に概要を紹介する。

図 1 に核融合動力炉の内部構造を示す。図 2 は、そのトーラス方向の断面図である。十数個の超電導トロイダルコイルをドーナツ状に配置してプラズマを閉じ込めるための円環状の磁力線を形成す

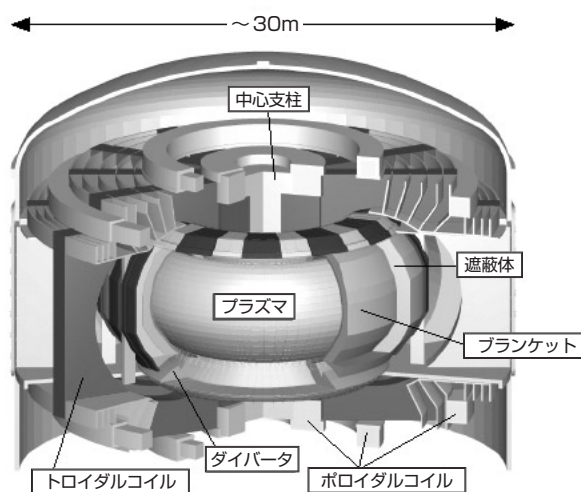


図 1 トカマク型核融合炉内部構造³⁾

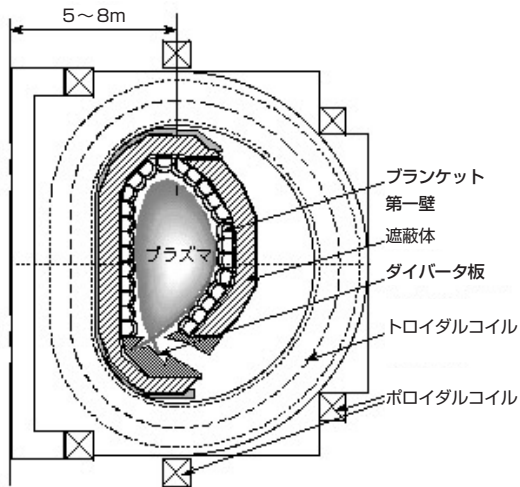


図2 核融合炉内断面

る。また、数個の超電導ポロイダルコイルが作る磁場でプラズマを制御する。ITERは実験炉なので実規模の発電はしないが、発電をする将来の核融合動力炉では、プラズマを取り囲んでいる部分に、燃料となるトリチウム²⁾(水素の同位体)を生成し、核融合反応でできる中性子を熱エネルギーに変換するためのブランケットを配する設計としている。図3に、ヘリウム冷却のブランケット構造を示す。

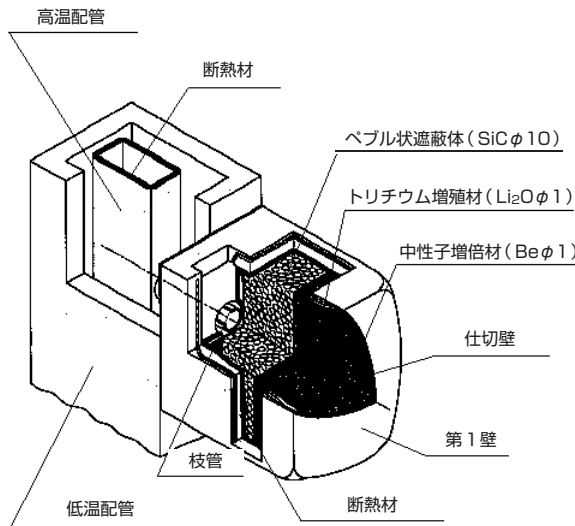


図3 ブランケットモジュール内部構造⁴⁾

第一壁(英語のFirst Wallの直訳であり、第二壁というのではない)とは、核融合炉においてプラズマに面する壁の総称であり、プラズマからの大きな熱・粒子負荷を受ける。広義の第一壁としては、プラズマに対向する各種機器全般を意味し、ダイバータ板、ブランケットのプラズマに面する壁等を含む²⁾。ダイバータとは磁力線の形状を工夫して超高温のプラズマを直接受け止めて安定化

させる機器であり、ダイバータ板は、そのプラズマに面する板状の第一壁である³⁾。

将来の動力炉において、ブランケット第一壁には $1\text{MW}/\text{m}^2$ 程度、ダイバータ板には $10\text{MW}/\text{m}^2$ 程度の熱流束が作用するので熱構造設計が重要になる。第一壁はプラズマからの高熱流束に対処するため、冷却流路と接する部分を薄肉構造にして発生熱応力を低減させる必要がある。

3 核融合動力炉第一壁の課題

(1) 第一壁の健全性

核融合動力炉の第一壁は、一般機器の伝熱設計では考えられない高熱流束が片面加熱で薄肉壁を介し熱媒体により冷却されるため、熱応力に起因する厳しい設計条件が課される。プラズマが急速に消滅する時の熱荷重、いわゆるディスラプションによる第一壁表面への超高熱負荷が問題になっている。さらに、第一壁には荷電粒子によるスパッタリングやエロージョン²⁾、中性子による照射損傷、トリチウムとの相互作用等、核融合炉固有の課題がある。

近年、軽水炉の分野では、配管や圧力容器などの構造物に発生したき裂をどこまで認めるかという維持基準²⁾の採用が検討されている。一方、核融合炉の分野では、今まで核融合炉第一壁の設計において、き裂の発生を前提に評価した研究は少ない。

核融合動力炉では、図3に示すブランケットモジュールを図4のように核融合炉チャンバー

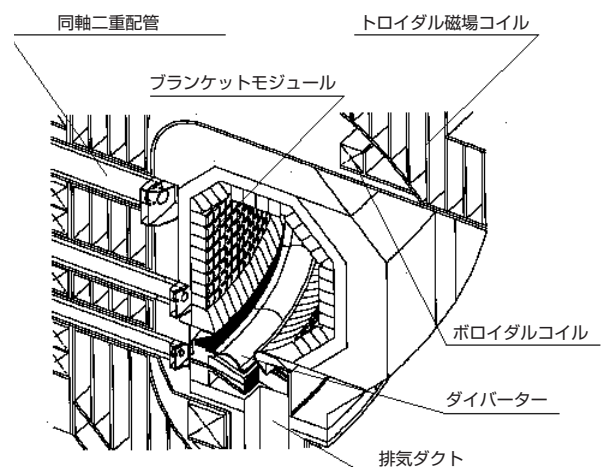


図4 トカマク型核融合炉内構造⁴⁾

内全面に取り付けたと仮定した場合、ブランケット表面すなわち第一壁表面の面積は、平面に広げれば ITER 程度の大きさの核融合炉で約 500m² となる。このような広さで板厚数 mm の第一壁表面に 1mm 程度の深さの傷（き裂）やピンホールを発生させないというのは一般の構造物でも難しい。まして、核融合炉第一壁には中性子や荷電粒子が衝突し、高熱流束が繰り返し作用するため、約 2 年のブランケット交換時期までブランケット表面を全面にわたって無傷で通すのは極めて難しい。

(2) 第一壁中のバブルと微小き裂

第一壁の健全性を脅かすエロージョン以外の要因として、ヘリウムバブルや微小き裂の発生が考えられる。核融合炉第一壁には高熱流束に加え、核融合反応によって発生する中性子や荷電粒子が入射する。これらは、直接的に第一壁表面に損傷を発生させるとともに第一壁内部に侵入した中性子との核変換によるヘリウムなどのバブルを発生させる⁵⁾。損傷の進展とバブルの成長・連結により第一壁中には微小き裂が多数形成されると予想できる。

図 5 は、第一壁中に中性子との核変換により生成したヘリウムバブルや熱応力等の繰り返し作用で生成した微小き裂が起点となって、有意なき裂が発生する状況を示している。現在、核融合動力炉の第一壁材料としてはフェライト鋼²⁾、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金、タングステンなどが考えられているが、これら固体材料で

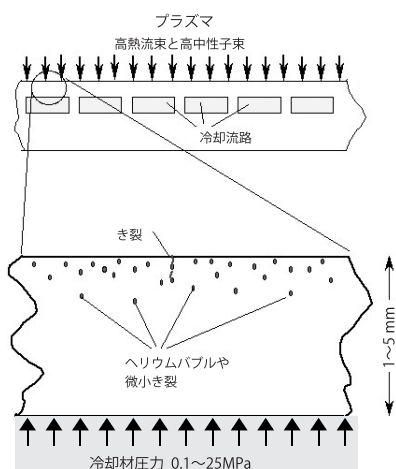


図 5 第一壁中の核変換で生成するバブルと微小き裂⁵⁾

は第一壁中を透過する中性子との核変換 (n, α)²⁾ によりバブルを生成するのは避けられない。また、SiC/SiC 複合材料では、過大荷重が作用して応力が弾性範囲を超えると、SiC マトリックス中での SiC 繊維の引き抜き現象により界面に微小き裂を生成するといわれている⁵⁾。

このようなバブルや微小き裂が第一壁材料中に多数生成した場合には、冷却材圧力による膜応力に加えて、核融合炉の運転に伴う昇降温や電磁力荷重による疲労でこれらが連結して有意なき裂に至ることは十分考えられる。第一壁は発生熱応力を低減させるため薄肉構造にせざるをえず、ディスラプションを考えれば許容されるき裂寸法は極めて小さい。また、第一壁の冷却材圧力は、日本原子力研究所（現、日本原子力研究開発機構）で検討した DEMO 炉⁶⁾ において超臨界圧 (25MPa) と高圧であり、また、ヘリウムを冷却材に使用する核融合動力炉 DREAM⁴⁾ でもプラント効率を上げるために 10MPa と高圧にせざるを得ず、核変換で生成したバブルの合体等によって第一壁に有意なき裂が発生した時の健全性評価が重要となる。

4 プラズマ対向液体壁の成立性

(1) 慣性核融合炉の液体壁

第一壁の壁面上を液体金属や熔融塩のような液体を流すことでプラズマからの粒子束の衝突速度を緩和し、高熱流束を除去する設計概念がある。核融合炉の液体壁概念は、慣性核融合炉（レーザー核融合炉ともいう）で先行している。核融合反応で生じるアルファ粒子²⁾ や低速イオンなどのパルス荷電粒子は、数 10 ナノ秒程度の短時間に第一壁を照射する。これによる固体壁の損傷を避けるため、液体金属等の自由界面で炉壁を覆う様々な液体壁概念が米国や大阪大学等で検討されてきた⁷⁾。

(2) 液体壁ダイバータ

トカマク炉で第一壁全体を液体で覆う概念も提案されているが、特に、ダイバータ板は局部的に 10MW/m² 程度の超高熱流束を受けるので、液体壁構造は効果的である。図 6 に液体壁ダイバー

タの概念を示す。ドーム上部から液体を固体壁に沿って流すことで、プラズマからの高熱流束を自由液面流により除去する。

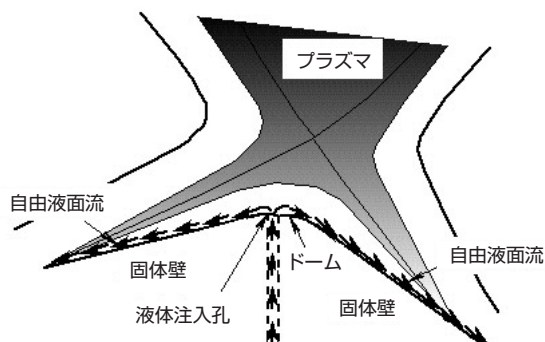


図6 液体壁ダイバータ概念

一般に、液体中に固体の粒子を混入させた固液混相流は、固体の融解熱を利用すれば非常に大きな熱容量を確保できることが知られている。図7は、自由液面流体の液面上に固体粒子を浮遊させた混相流による液体壁ダイバータ概念を示す。固体粒子の融解熱を利用してプラズマから放出される多量の熱除去を目標としている。固体の比重が液体よりも大きい場合には、粒子中に重水素ガスなどプラズマへの影響の少ないガスを充填することにより、プラズマに面した液相表面上を浮遊させられる⁸⁾。

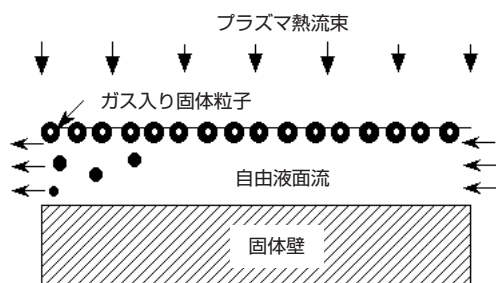


図7 融解熱を利用した熱流束除去⁸⁾

LiF と BeF₂ の混合熔融塩 Flibe は、磁場の影響が小さく蒸気圧が低い特性を有しており、伝熱促進を図ることでプラズマへの不純物混入を抑えることができる。液相として融点 459℃の Flibe を使用し、固相として融点 500℃程度で Flibe と混合しない固体粒子を使用すれば、熱流束を受けて後者が全て融解するまでは 500℃近傍に混相流の表面温度を維持することができる。Flibe の飽和蒸気圧は 527℃で 1.9×10^{-5} kPa であり、液相からプラズマへの不純物混入を抑えるこ

とができる。また、固体壁と接する部分の液相の温度が 500℃程度であれば液体壁ダイバータを支える固体壁としてフェライト鋼などの金属の使用も可能になる。

5 おわりに

核融合反応によって発生した 14MeV の中性子が第一壁に入射し、材料との核変換により生成したバブルや微小き裂が起点となって、熱応力等の繰り返し作用で有意なき裂に成長するメカニズムを紹介した。また、固体の融解熱を利用して高熱流束除去を目的とした液体壁概念を紹介した。

今後、トカマク型核融合炉第一壁の開発では、耐損傷性に優れた材料の開発と並行して、材料の脆化や損傷を許容する塑性設計法のような新しい設計手法の確立が求められる。また、液体壁のような先進設計概念も積極的に導入するなどして構造健全性に優れた核融合炉工学設計の実現計画を検討すべきであろう。

<参考文献>

- 1) 文部科学省： <http://www.mext.go.jp/>
- 2) 原子力百科事典 ATOMICA, <http://sta-atm.jst.go.jp/atomica/index.html>
- 3) 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所, <http://www.naka.jaea.go.jp/>
- 4) 西尾敏他：核融合動力炉 DREAM 炉の概念設計：炉本体構造と遠隔保守, FAPIG, No.147, pp.35-43, 1997
- 5) 栗原良一：核融合炉第一壁の健全性, JAERI-Tec 2004-052, pp.1-39, 2004
- 6) 榎枝幹男他：超臨界水冷却固体増殖ブランケットシステムの概念検討, JAERI-Tec 2001-078, 2001
- 7) 大阪大学レーザーエネルギー学研究室： <http://www.ile.osaka-u.ac.jp/>
- 8) 栗原良一：固液混相自由液面流体を用いた高熱流束除去装置, 特願 2002-87585 号, 特許第 3643086 号

栗原 良一 (くりはら りょういち)
技術士(原子力・放射線部門), 工学博士

日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
e-mail: kurihara.ryoichi@jaea.go.jp

