

## 核融合エネルギーの取出技術と資源調達に向けた展望 Prospects for Fusion Energy Extraction Technologies and Resource Procurement

谷川 博康、染谷 洋二、星野 毅、中道 勝、金 宰煥、管 文海、廣瀬 貴規、  
野澤 貴史、河村 繕範、坂本 宜照、林 巧  
TANIGAWA Hiroyasu, SOMEYA Yoji, HOSHINO Tsuyoshi, NAKAMICHI Masaru, et.al.

量研  
QST

### 1. 緒言

核融合炉開発においては、現在は重水素 (D) とトリチウム (T) の核融合をトカマク型磁場閉じ込めにより実現を目指すことが開発の主流となっている。DT燃焼プラズマの実証はITERで実施される一方、発電実証を目標とする原型炉開発は、共通課題の一部は日欧協力や日米協力等の国際協力の元で取り組まれているが、基本的には原型炉開発は各国独自の計画として進められている。

核融合エネルギー取出し技術の鍵となるのはブランケットの開発である。DT核融合反応で得られたエネルギーの8割は中性子のエネルギーとして与えられる。そのエネルギーは、ブランケットにおいてDT核融合中性子を遮蔽し、且つその運動エネルギーを熱エネルギーに変換することで取り出される。ブランケットには、このエネルギー取出機能に加えて、核融合中性子を遮蔽する過程で燃料であるTを増殖する機能が求められる。

各国が多様なブランケット設計を示す中、日本は主設計案として水冷却固体増殖方式 (WCCB: Water Cooled Ceramic Breeder) を採用している。He冷却固体増殖方式や、より高温での運転により高効率発電を目指すHe冷却・LiPb増殖方式等の先進ブランケット案に対し、WCCB方式は冷却・発電系に既存の技術が適用できることから、発電実証にむけた工学的ギャップが相対的に小さい方式と位置づけることができる。無論、増殖ブランケット自体が高熱負荷、高中性子フラックス、強磁場下で使用されるT製造高温 (高圧) 容器と定義される文字通りのFOAK (First of a kind) 機器であることから、様々な技術課題を有する。PWR相当の加圧水を冷却水とするWCCBブランケットにおいては、300°C中性子照射による構造材料 (低放射化フェライト鋼 F82H) の脆化、冷却水漏洩事故時の中性子増倍材 (Be) と冷却水の反応が主要課題とされてきている。これらのブランケット設計

は、ITER水平ポートを利用した世界初の実環境試験の機会となるテストブランケット (TBM) 計画において優劣を競うことになる。本発表前半では、ブランケット諸課題に対するこれまでの取り組みとITER-TBM計画について紹介する。

本発表後半では、ブランケット製作に要する資源調達にむけた展望について紹介する。即ち、T増殖に必須の6Li調達、および中性子増倍材として欠かせないBe調達における課題と、量研で開発を進める課題解決技術について紹介する。

### 2. 核融合ブランケット設計開発の進展と展望

WCCBブランケットの基本構造は、①冷却水路を内蔵する外殻構造、②T増殖材 ( $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 等のセラミクス) および中性子増倍材 (Be金属、あるいは $\text{Be}_{12}\text{Ti}$ 等のベリライド) を格納する内部構造とそれに付属する冷却配管、T回収系配管、③これらの構造や配管を支持しつつ冷却水およびT回収パーシガスを集配するヘッダー構造、④ヘッダー構造を壁面に固定するための支持構造および回転を抑制するキー構造で構成される。原型炉では保守の観点から、ブランケットはポロイダル方向に長いバナナ形状のバックプレートと呼ばれる遮蔽構造に、銅合金製の導体壁を挟んで取り付けられる[1]。

磁力線に沿って入射される荷電粒子負荷に対応するために、多くのブランケットの外殻構造はプラズマ対向面が平坦な箱型構造を採用している。一方、箱型構造で耐圧性を確保するには球形や円筒形に比して必要構造材量が大きくなる。特にWCCBブランケットにおいては、筐体内冷却水漏洩事故が起きた場合でも冷却水圧力 (15.5MPa) 相当の内圧に耐える構造であることが求められる。その結果、厚い外壁あるいは内部補強構造が必要となり、T増殖比 (TBR: Tritium Breeding Ratio) の目標値 (炉全体で1.05) を確保することが難し

くなる。加えて、中性子重照射を受けるプラズマ対向面側の溶接部の照射劣化が課題となる。これらを鑑み、ブランケット構造として円筒型や[2]、すべて熱間等方圧加圧 (HIP) 接合で製作する筐体ハニカム型を検討するに至っている[3]。ただし、HIP接合部の非破壊検査に技術的課題が残るため、現在は円筒型を主案としている。

円筒型ブランケット設計では最も薄肉の耐圧構造を実現することができることから、材料脆化の影響や熱クリープの影響を最小限にすることが期待できる。また、部材形状と組立手順を工夫することにより、中性子重照射領域に位置する溶接部は最小限にできる見通しが得られている[4]。

Be-水反応については、原型炉設計においては過酷事故時に崩壊熱によるブランケットの温度上昇が避けられないことから[5]、反応性が極めて小さいBe金属間化合物であるベリライドの利用が検討されてきた。ただし、Beペブルを置換する形ではBeの絶対量が少なくなるために尤度あるTBRの確保が困難であった。一方ベリライドはスウェリングやT捕獲能が小さいこと、さらに伝熱特性優れ、高温強度も高く、構造材より膨張係数が大きい特性を有する。この特性を活用したベリライドのブロック形状での利用を検討したところ、冷却構造を簡略化でき、結果として高いTBRを達成できる見通しを得た[3]。

円筒型ブランケット設計の課題としては、プラズマ側に半球殻部が突出するため、頂点に荷電粒子負荷が集中する点が挙げられる。この負荷の低減にはリミターが必須となる。即ち、円筒型ブランケット設計が成立するためには、リミター設計の成立が必須条件となる。

2035年頃から予定されているITER DT運転下でブランケットの炉内実環境試験を目標としているITER-TBM計画では[6]、TBM本体に加え、遮蔽構造 (TBMシールド)、水冷却システム (WCS) やT回収システム (TES) や中性子計測システム (NAS) といった補器系で構成されるテストブランケットシステム (TBS) 一式をITERに持ち込んで試験する。TBSは原型炉ブランケットシステムのミニチュアプラントとみなすことができることから、その成功はITERのQ=10達成を受けて行われる原型炉建設移行判断の重要なマイルストーンとなる。当然、TBM設計は、ITER特有の制限下で初期原型炉ブランケットの成立性見通しを示し得る設計であることが求められる。一方、WCS等の補器系の設計・調達には特段の技術開発は要さないが、ITERとの取り合い調整に加えフランス原子力規制への対応が要求される点に難しさがある。

### 3.資源調達にむけた展望

原型炉1機分のブランケットの調達において特に課題となるのは、T増殖材の原材料である6Li、および中性子増倍材の原材料であるBeの資源確保である。

Liは海水中に2,300億トン近くあると言われていたが、現在の主要な供給源は南米の塩湖や豪州の鉱山であり、日本は100%輸入に依存している。さらにLi電池需要の増大予測から、近い将来Li自体の確保が困難になることが予想される。一方、原型炉1機で6Liは約65トン必要だが、その天然存在比が7.8%のため、天然Liは1,000トン弱必要となる。この課題に対し、量研ではイオン伝導体リチウム分離法 (LiSMIC) を開発し、海水からのリチウム回収に見通しを得たのみならず、同様の技術で廃Li電池からの回収についてはコスト的な優位性が得られるに至っている[7]。6Li分離も同位体間の拡散速度差を利用して同じLiSMIC技術で分離できる見通しを得ており[8]、現在はプラント化にむけた技術課題解決に取り組んでいる。

Beもまた、資源量は48万トンと推定されているものの、現段階では世界で300トン/年の生産量で米国が寡占状態のため、原型炉一機に必要となる約500トンのBeを確実にかつ安価に確保するためには、Be鉱山の再開発から見通しを得る必要がある。Be市場が大きいことに加え、従来のBe精製技術では2000°Cの高温処理を含む健康障害リスクの高い工程が前提となるため、鉱山再開発の敷居が高かった。この課題に対し、経済性と安全性に優れたアルカリ・マイクロ波溶融技術を開発し、常圧下220°Cで鉱石を処理しBeを分離精製できる見通しを得た[9]。この技術はBe以外の鉱物でも同様に溶解できる可能性を見出しており、さらには鉱物資源だけでなく、リサイクル分野における有用金属や有害金属の抽出・分離にも適用可能であることから、応用性の高い新しい低温精錬技術としての期待が高まっている。

[1] K. Tobita et. al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 1024

[2] H. Tanigawa et. al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 1221

[3] Y. Someya et al., 28th IAEA Int. Conf. on Fusion Energy (2018) TECH-2-1

[4] W. Guan, Fusion Eng. Des. 173 (2021) 112830

[5] M. Nakamura et. al., Fusion Eng. Des. 109-111 (2016) 1417

[6] Y. Kawamura et. al., Fusion Eng Des. 161 (2020) 112050

[7] 関連プレス発表

<https://www.jaea.go.jp/02/press2013/p14020701>

<https://www.qst.go.jp/site/press/20210616.html> 等

[8] 星野毅 「イオン伝導体によるリチウム同位体分離技術の長時間評価試験」2018年日本原子力学会 春の年会 3C01

[9] J.-H. Kim, et al, J Nucl Mater. 542 (2020) 152522