

核融合炉の保守・リサイクル・バックエンド対策に関する検討

3. 核融合の保守の全体概要

Study on Maintenance, Recycle, and Radioactive Waste Management of Fusion Reactor

Part I: Outline of the maintenance engineering of the reactor

宇藤裕康

Hiroyasu UTOH

原子力機構

JAEA

原型炉における保守方式は、原型炉全体の設計に影響し、炉の稼働率に直結するため、非常に重要な検討項目の一つとして位置付けられている。本講演では、特にITER後の核融合炉、すなわち原型炉でのブランケットおよびダイバータ等の炉内機器を対象とした保守に関して、核融合炉の保守に対する要求項目、ITERにおける遠隔保守との相違点をまとめることにより、現状における原型炉保守として提案されている保守方式の考え方など、核融合の保守の全体概要について示す。

1. 核融合炉における保守への要求

核融合炉では、構造材料の照射損傷、第一壁及びダイバータ板の損耗、さらには燃料増殖材(${}^6\text{Li}$)の燃焼のため、主な保守交換対象はブランケットやダイバータなどとなる。一方、これら炉内構造物は、核融合反応時に発生する14MeV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ITERでは最大500Gy/hに達する。このため、これらの炉内構造物が損傷あるいは故障した場合には、人が炉内に近づくことができないため、これらの保守は遠隔により行う必要がある。原型炉における保守では、以下の要求を満たす必要がある。

- ・ 高信頼性

故障が無く、保守機器の耐放射線が確保され、配管の切断・再溶接、さらには検査が可能であること

- ・ 安全性

トリチウム、放射化ダストの拡散が抑えられ、崩壊熱の除熱に対応可能であること

- ・ 高稼働率

経済性を見通すため、将来的に保守交換の所要期間が短期間で済むこと(2、3ヵ月程度)

「稼働率」は原型炉のオペレーションの後半までに見通せればよいが、「高信頼性」「安全性」は運転初期からの必須条件となる。

2. ITER遠隔保守との相違点

現在建設中のITERにおいても、ブランケットやダイバータに対する真空容器内での保守作業は遠隔機器のみで行うことを予定しており、これを可能とするためのさまざまな装置・機器類の設計や要素試験等が進められている。ITERにおける遠隔保守と原型炉以降の核融合炉における遠隔保守との最も大きな相違点は「中性子フルエンス」、すなわち材料の「放射化」である。これにより、ITERと原型炉では以下のような相違点が生まれる。

- ・ 保守時の放射線環境

- ・ 炉内機器の保守交換頻度ならびに部品点数

- ・ 運転停止後の崩壊熱量

原型炉での保守時の放射線環境は、SlimCS[1]($R_p=5.5\text{m}$ 、 $P_f=3\text{GW}$ 、 2FPY)では前述ITERでの値と比較して最大で2桁以上大きな値となり、これにより使用可能な遠隔保守機器、ならびに保守方法の大きな制約となる。また、ブランケット等の構造材料の照射損傷により、原型炉の炉内機器の交換は2、3年毎になり、大量のブランケット(SlimCSでは612個)を同時に交換することになる。さらには、その大きな崩壊熱量により安全、機器保全の観点から保守工程中に強制冷却が必要になるかもしれないことなど、保守シナリオ全体の検討が必須となる。

3. 原型炉における保守方式例

保守方式は、図1 に示すように、1) 炉内保守方式と、2) ホットセル保守方式に大別される。ITER では1) 炉内保守方式、すなわち機器の交換作業を炉内で行う方式を採用している[2]。この方式では、各ブランケットの配管の切断・再溶接、および据付けを炉心側から行わなければならない(フロント・アクセス)という困難さがある。

一方、ホットセル保守方式は、これらの炉内保守の問題点を解決する方式として提案されているもので、使用済みの機器ある1つの集合体としてホットセルに搬送後、スペアを装着し直ちに核融合炉の運転を開始できるため、保守所要時間の大幅な短縮が可能になる。各ブランケットモジュールの交換作業(配管の切断・再溶接)と検査はホットセルにおいて核融合炉の運転と並行して時間をかけて実施する。ホットセル方式には、大型モジュール方式とセクター方式がある。大型モジュール方式の代表的な設計例は、PPCS[3]であり、ブランケットまたはブランケット・モジュールの集合体をバナナ型のユニット(Multi-Module Segment, MMS)に搭載し垂直ポートから搬出する。この方式の利点は、PF コイルを赤道面付近の最適位置に配置したプラズマ形状制御に有利なことである。一方、ブランケットを取り付ける支持構造物をポロイダル方向に分割するため、電磁力支持構造(特に、ディスラプション時に働く転倒力)に困難さがあり、また、搬出機器は誘導放射能が高い第一壁側からのアクセスとなり、保守機器の耐放射線も課題である。セクター方式は大型モジュール方式よりも大きな、ポロイダル方向に連続した集合体として搬出・搬入する方法で、保守所要時間での優位性に加えて、搬出作業が第一壁より4桁低い遮蔽体後方で行われることにより、高線量率下でのサーボモーターなどの高性能遠隔保守機器が不要となり、これら保守機器の開発リスクを低減できる利点も有する。非常に大きな集合体として搬出するため、その搬出ポートが大口径になり、TF コイルの転倒力の支持が大きな課題となっていたが、近年ではSlimCSにおいて搬出ポート数を制限することにより、これらの課題を解決しうることが示されている。

4. 原型炉における保守シナリオと課題

原型炉における保守シナリオ構築において重要となるのが、1.にて述べた「安全性」の要求、すなわちトリチウム、崩壊熱への対応である。SlimCSの場合、炉停止直後の全崩壊熱は55 MW、1日後に11.4 MW、1ヵ月後には3.1 MWと求められている[4]。一方で、保守交換時には冷却配管を切断するため、一時的に冷却機能が制限された状態で保守交換を行うことになる。これらに対応するため、運転停止後一定期間、炉内での冷却期間が必要になると同時に、搬出時にはセクターないしは大型モジュールの崩壊熱除熱のための強制冷却機能が必要となる。これらの機能はホットセルにおいても必要となり、トリチウムの拡散防止・除去を含めてホットセル設計に大きな影響を与えられ考える。炉内での冷却期間が長ければ長いほど、崩壊熱の減少により除熱が容易になっていくが、保守所要期間は長くなる。これらは、稼働率、保守方式、炉システム全体を含めた設計の大きな課題点になると言える。

[1] K. Tobita *et al.*, *Nucl. Fusion* **47**, 892 (2007).

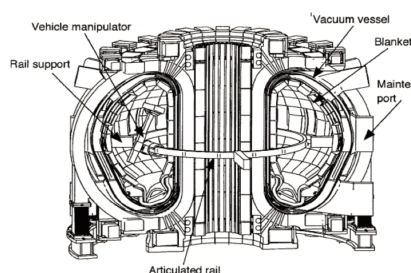
[2] T. Honda *et al.*, *Fusion Eng. Design*, **63-64** (2002) 507.

[3] D. Maisonnier, *Fusion Eng. Design* **83** (2008) 858.

[4] Y. Someya, K. Tobita, *Plasma and Fusion Research* **7** (2012) 2405066.

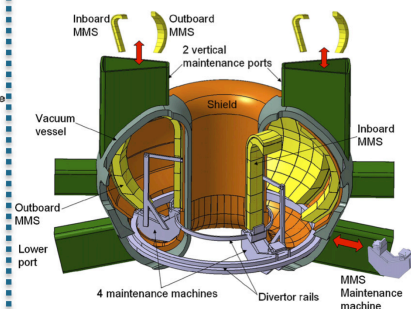
炉内保守方式

(a) ITER



ホットセル保守方式

(b) PPCS
(大型モジュール方式)



(c) SlimCS
(セクター方式)

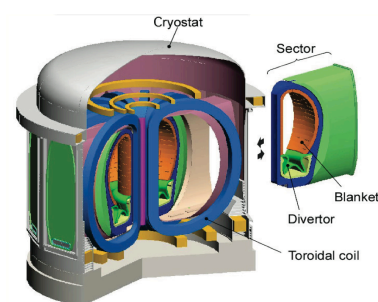


図1. 保守方式の分類：(a) 炉内保守方式と(b)ホットセル・大型モジュール方式、(c) セクター方式