

核融合原型炉における保守保全の考え方と課題

Opinion of the maintenance and preservation for a fusion DEMO reactor

| | | | |
|----|--------------|--------------------|--------|
| 量研 | 染谷 洋二 | Youji Someya | Member |
| 量研 | 角舘 聡 | Satoshi Kakudate | |
| 量研 | 宇藤 裕康 | Hiroyasu Utoh | |
| 量研 | 日渡 良爾 | Ryoji Hiwatari | |
| 量研 | 坂本 宜照 | Yoshiteru Sakamoto | |
| 量研 | 飛田 健次 | Kenji Tobita | |
| | 原型炉設計合同特別チーム | | |

In-vessel components (IVCs) such as blanket segments and divertor cassettes strongly receive neutron irradiation through high energy neutron (14.06 MeV) from fusion plasma. Therefore, a fusion DEMO plant requires a periodic replacement of IVCs. The dose rate of IVCs for DEMO is one order of magnitude higher than that for ITER. The JA DEMO also requires a five-year cooling time to reduce its dose rate to the level of ITER's dose rate. The maintenance scheme for DEMO requires the components to be replaced by using remote handling equipment. In DEMO plant, moreover, high dose area is expanded by the flow of the primary coolant which is activated by high energy neutron. Therefore, the radioprotection of the equipment in the plant is regarded as an important task for the DEMO plant operation. Some problems specific to a fusion DEMO plant for maintenance and preservation are reported.

Keywords: Fusion DEMO plant, Water activation, Maintenance, Preservation

1. はじめに

核融合原型炉の炉内機器は、ITER よりも更に高い中性子損傷を受けるため数年毎の定期的な交換が必要になり、炉内の放射化レベルが高いことから ITER 以上に厳しい高線量下での作業となる。また、冷却水の放射化に伴い主冷却系など広範囲で高線量率となるため、プラント主要機器の放射線防護が保全の重要な課題となる。このような核融合炉に特有の保守保全技術の概念検討の状況と課題を報告する。

2. 核融合原型炉における保守保全

2.1 定期的な炉内機器の交換手法

原型炉の核融合出力は 1.5 GW で主半径は 8m 程度である。定期交換対象機器であるブランケットとダイバータの運転期間（照射期間）はそれぞれ 4 年と 1 年とした。交換方法としては、各保守用ポートにおいて、線量率低減のためにポート遮蔽体後方から遠隔機器でアクセスし、各機器の冷却のために接続されている配管を機器搬出時には切断し、機器搬入時には再溶接する。また、機器を移動する際も遮蔽体後方にある把持部を固定し交換作業

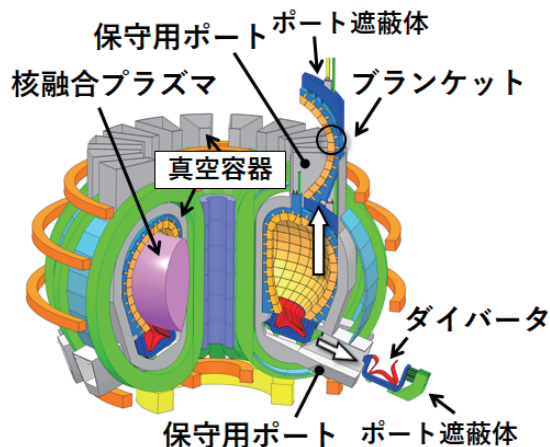


図1 核融合原型炉概念と炉内機器

を行う（図1参照）。従って、遠隔機器の主な可動域である各保守用ポート内の運転終了後の線量率マップを中性子輸送コード MCNP-5 [1]、放射化計算コード DCHAIN-SP2001 [2]により評価した。

図2に運転終了から一ヶ月後の炉内空間線量率マップを示す。評価結果から保守開始時の空間線量率はブランケット保守用ポート内で 0.01 (Sv/h)で、ダイバータ保守用

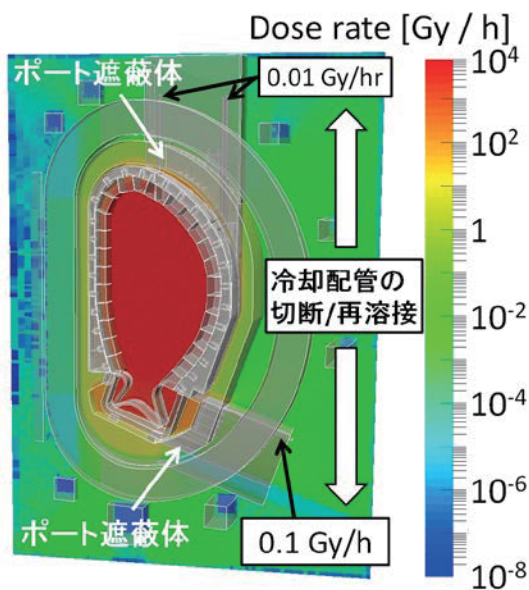


図2 運転終了一か月後の空間線量分布

ポート内で0.1 (Sv/h)であった。交換に伴いポート遮蔽を取り除き、ガンマ線ストリーミングにより空間線量が増えた状態でのブランケット及びダイバータ保守用ポート内の空間線量率は100 (Sv/h)になると分かった。最後に全ての交換機器を回収し、新しい機器を搬入する際の各保守用ポート内の線量率は10 (Sv/h)になると分かった。放射線環境下での実験炉ITERにおける遠隔機器の要求値は250 (Sv/h)であり [3]、原型炉保守方式の見通しを得た。

2.2 冷却水放射化に伴う炉心周辺での線量分布

核融合反応で発生する14 MeVの中性子は、主に核融合プラズマの周りに配置された炉内機器であるブランケット内冷却水との核反応により ^{16}N (半減期: 7.13秒、ガンマ線: 6 MeV程度)と ^{17}N (半減期: 4.14秒、中性子: 1.2 MeV程度)が発生する。ここで、安全上の緊急時遮断弁はなるべく炉心近くに配置すべきで真空容器を出て直ぐに配置される。当該配置位置での線量率評価は弁の健全性を検討するために実施する。また、生体遮蔽外側の熱交換機器等が設置される建屋での線量評価も実施する。

炉内に配置されるブランケットにおいて中性子照射量には分布がある。中性子壁負荷の最大値は外側赤道面のモジュールにおいて 1.66 MW/m^2 であり、平均値は 1.0 MW/m^2 である。なお、炉内に配置されるブランケットは1072体である。核および流動解析の結果、各モジュール冷却水の出口位置での平均窒素濃度は $^{16}\text{N}: 1.28 \times 10^9 (1/\text{cm}^3)$ 、 $^{17}\text{N}: 9.45 \times 10^4 (1/\text{cm}^3)$ と分かった。次に13体程

度のモジュール内の冷却水は真空容器内で統合される。その際の窒素濃度は $^{16}\text{N}: 1.73 \times 10^{10} (1/\text{cm}^3)$ 、 $^{17}\text{N}: 8.95 \times 10^6 (1/\text{cm}^3)$ と分かった。これら放射化した窒素は最も早く13秒程度で生体遮蔽の外側へ移動する。現在の設計では生体遮蔽を出て直ぐに遮断弁を設置する。当該設置箇所での放射濃度は $^{16}\text{N}: 0.46 (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{segment})$ 、 $^{17}\text{N}: 2.42 \times 10^{-5} (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{segment})$ と分かった。更に炉心上部のリングヘッダーで冷却水は統合され熱交換器などが設置される補機系建屋へ移動する。リングヘッダー統合後の放射濃度は $^{16}\text{N}: 9.95 (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{ring header})$ 、 $^{17}\text{N}: 3.8 \times 10^{-4} (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{ring header})$ で、補機系建屋入口での窒素濃度は $^{16}\text{N}: 8.27 (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{ring header})$ 、 $^{17}\text{N}: 2.76 \times 10^{-4} (\text{GBq}/\text{cm}^3/\text{ring header})$ と分かった。講演では、核融合特有である高線量下での機器交換手法、及び水の放射化に伴う主要設備の保全の考え方、並びに補機系建屋での線量率低減方法について報告する。

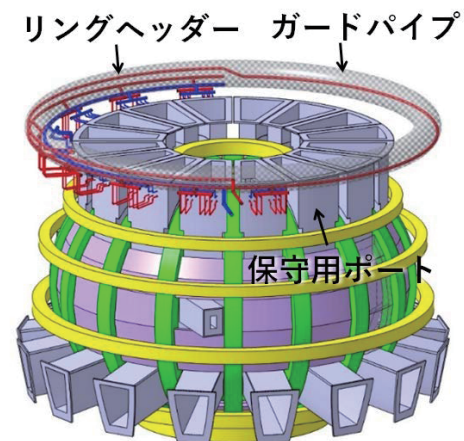


図3 炉心上部のリングヘッダー

参考文献

- [1] X-5 Monte Carlo Team, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, 2003, LANL report, LA-CP-03-0245, (rev. March 2005) April.
- [2] T. Kai, et al., DCHAIN-SP 2001: High Energy Particle Induced Radioactivity Calculation Code, 2001, JAERI-Data/Code 2001-016.
- [3] S. Kakudate, et al., Progress of R&D and design of blanket remote handling equipment for ITER, Fusion Eng. Des. 83 (2008) 1850–1855.
- [4] N. Takeda, et al., Mock-up test on key components of ITER blanket remote handling system, Fusion Eng. Des. 84 (2009) 1813–1817.