

核融合原型炉の放射性廃棄物管理シナリオにおける
トリチウム除染手法の構築

Investigation of the Detritiation Method for Radwaste Management Scenario

染谷洋二、中村誠、渡邊和仁、飛田健次、原型炉設計合同特別チーム
Youji Someya, Makoto Nakamura, Kazuhito Watanabe, Kenji Tobita

量研機構
QST

核融合炉の炉内機器であるブランケットセグメントやダイバータカセット（図1参照）は高エネルギー中性子に曝されるために数年おきの交換が必要になり、これら炉内機器が結果として廃炉時に発生する廃棄物量に匹敵する量になることから、処理/処分/管理に関わる社会受容性は核融合炉開発を左右する重要な因子の一つである。また、放射化した炉内機器の保守/交換が数年おきに必要になることから、運転早期から廃棄物を安全に管理すると共に処理/処分が必要になり、設計段階から管理シナリオの構築が求められる。ここで、交換される放射化機器には誘導放射能に基づく放射線及び残留熱、吸蔵トリチウム(T)及び放射化タンゲステンダストが付着している。特に残留熱による機器昇温に伴い雰囲気中へのT拡散が助長される恐れがあり、炉内機器のT除染は雰囲気中への拡散を抑制する上で安全上重要である。本講演では、放射性廃棄物の管理シナリオや埋設区分の観点からT除染目標を明らかにすると共に機器の昇温や化学的アプローチによるT除染手法を比較検討し、最後にT除染手法を考慮した廃棄物管理シナリオを報告する。

検討対象である核融合炉は、出力1.5GWとし、主半径を8.2mとした。また、核融合炉では運転中に炉内機器内部で中性子との核反応で発生するTに加えて、プラズマから第一壁へTは入射され、ある一定量が飽和して存在することから機器内部での核反応及び表1に示すT入射フラックスに基づきTインベントリを評価する。

T除染手法として、基本的には「機器昇温時にスweepガスで回収」または「長期間管理による減衰」の除染（減衰）手法に対し、実際に処理する廃棄物量を考慮した際の合理性の観点から検討した結果について示す。ただし、「工学的な新たな材料のラジカル反応」や「機械的

エネルギーを用いた化学変化」などの他分野での水素脱離手法を並行して調査した結果も示す。最後に検討したT除染手法を考慮した廃棄物管理シナリオについて報告する。

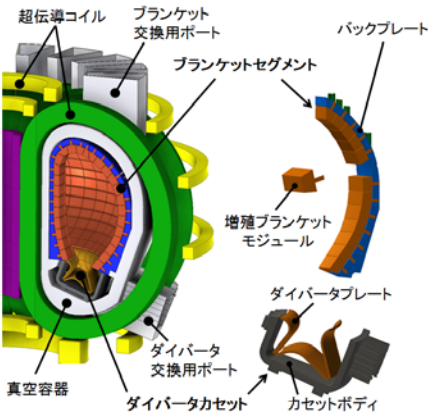


図1 核融合炉原型炉における交換対象機器

表1：第一壁に入射するトリチウムフラックス

機器	評価領域	表面積 (m ²)	表面温度 (°C)	入射粒子フラックス (/m ² /s)	入射粒子エネルギー (eV)
BLK	BLA	1067.0	400	イオン: 10 ²⁰	100
				中性: 10 ²⁰	170
	OD1	111.3	600	イオン: 10 ²⁰	100
DIV	OD2	7.9	800	中性: 10 ²⁰	170
	OD3	2.6		イオン/中性: 10 ²²	100
	Dome	132.1	700	イオン/中性: 10 ²⁴	1
				イオン: 10 ²⁰	100
	ID1	64.2	600	中性: 10 ²⁰	170
				イオン: 10 ²⁰	100
	ID2	11.6	800	イオン/中性: 10 ²⁰	100
	ID3	11.2		イオン/中性: 10 ²²	1
				イオン/中性: 10 ²⁴	1