

BA 原型炉における放射性物質閉じ込め障壁としての真空容器の健全性

Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier

of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*中村 誠¹, 染谷 洋二¹, 渡邊 和仁¹, 飛田 健次¹

¹量子科学技術研究開発機構

炉内機器崩壊熱除熱喪失に対する真空容器の熱水力応答を解析し、事故時におけるその健全性を評価した。

キーワード：核融合原型炉、安全性、真空容器、放射性物質閉じ込め障壁、崩壊熱除熱喪失、冷却水侵入

1. 緒言

トカマク型核融合原型炉において真空容器(VV)は炉内放射性物質に対する 1 次閉じ込め障壁であるため、事故時においてその閉じ込め機能の確保が求められる。本研究の目的は、事故時における VV への加熱や加圧荷重に対する VV の健全性を明らかにし、放射性物質の閉じ込め方策を提示することである。

2. 崩壊熱除熱喪失に対する真空容器と炉内機器の過渡応答解析

原型炉(核融合出力 1.5 GW、大半径 8.5 m)の崩壊熱除熱喪失に対する閉じ込め方策を構築するために、VV 冷却系の除熱機能に着目した。炉内機器冷却水の全量喪失、さらに外部電源喪失を想定し、自然循環方式 VV 冷却系(入口温度 100°C、圧力 1.8MPa)による除熱方式を評価した。事故時熱水力解析 MELCOR コード核融合版 [1]を用いて、炉内機器、VV シェル、VV 冷却系の熱水力応答を統合的に解析した。ここでは冷却系除熱能力を感度解析変数とした。機器配位と伝熱経路の模式図を図 1 に示す。

除熱能力 3 MW の空冷塔の場合における各機器の温度応答の解析結果を図 2 に示す。第一壁の最高温度は 1,100°C(炉停止後約 3 日)であるが、VV シェルの温度上昇幅は通常運転時の温度から約 20°Cに収まること分かった。このとき、VV 冷却水の温度上昇は 30°C程度、圧力上昇は 292 kPa であり、安全弁作動圧力(設計値 2.4 MPa)よりも十分に余裕がある。

3. 結論

以上から、崩壊熱除熱喪失による加熱に対して、自然循環冷却系により VV の冷却は受動的に確保できる見通しを得た。

講演では炉内機器の緊急冷却方策の検討結果も報告し、崩壊熱除熱喪失事象に対する VV の健全性を議論する。

参考文献

[1] B.J. Merrill, et al., Fusion Eng. Des., 85, 1479 (2010).

*Makoto Nakamura¹, Youji Someya¹, Kazuhito Watanabe¹ and Kenji Tobita¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

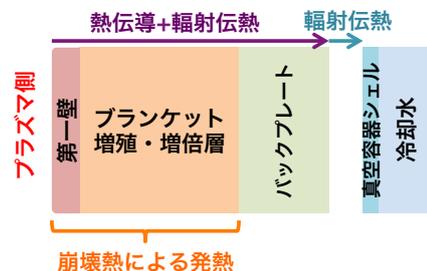


図 1 機器配位と伝熱経路の模式図

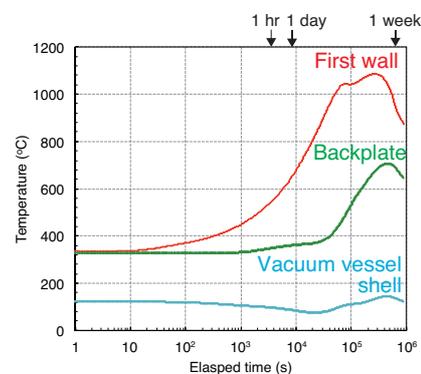


図 2 炉内機器と真空容器温度の経時変化