

核融合原型炉の保守時における崩壊熱除去手法の提案

Study on the decay heat removal during maintenance for fusion DEMO reactor

染谷洋二、飛田健次、宇藤裕康、朝倉伸幸、星野一生、中村誠、坂本宜照

Youji SOMEYA, Kenji TOBITA, Hiroyasu UTOH, Nobuyuki ASAKURA

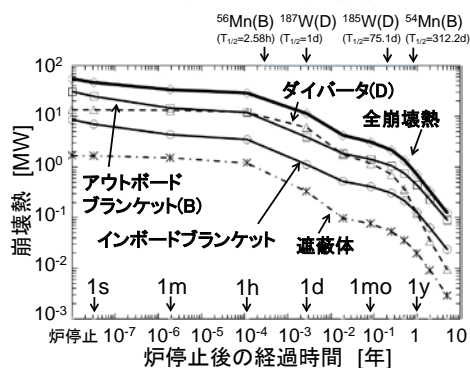
Kazuo HOSHINO, Makoto NAKAMURA, Yoshiteru SAKAMOTO

原子力機構

JAEA

ブランケットやダイバータの定期交換時には、冷却材の供給を停止した後、1次冷却系配管を切断する為、一時的に冷却機能が失われる。この期間の崩壊熱の除去は保守概念構築において重要な検討課題である。そこで、この問題に対する解決策を見出すため、保守時における炉心機器の温度変化を評価し、これらの温度の適切な管理シナリオを検討した。

まず、炉内機器の温度評価に必要な炉停止後の崩壊熱に関して解析を行った。図1に核融合出力3 GWで2年間連続運転した場合の炉停止後崩壊熱の推移を示す。なお、交換対象機器であるブランケットは、主要構造材に F82H、トリチウム増殖領域には Li_2TiO_3 と Be_{12}Ti が混合充填されている。また、ダイバータは、F82H 支持台の上にタングステンモノブロックを固定している構造を想定している。図1より、炉停止直後の全崩壊熱は 55 MW (核融合出力の 1.8% 相当)、一日後には 11.4 MW に、一ヵ月後には 3.1 MW まで減衰する。崩壊熱の内訳でみると、停止後1ヶ月間は、アウトボード側ブランケットとダイバータが主要な熱源であるが、1ヶ月を過ぎるとアウトボード側ブランケットが主要な熱源となる。

図1 炉停止後の崩壊熱時間変化 ($P_f = 3.0$ GW)

次に、この結果を踏まえて、交換対象機器の保守時における温度変化を解析した。ここで、保守方式にはセクター（ブランケット及びダイバータが設置されている遮蔽体）一括引抜を想定している。主要機器を交換する際の崩壊熱の問題点は、炉内からホットセルまで移動区間及びホットセル内での保管期間での除熱作業にある。交換開始時期は図1の結果を踏まえ、炉停止後1ヶ月間は既設の冷却水系統による冷却を継続する事とし、その後、冷却水循環を停止、配管内の水抜き、配管の切断を行う。この間、

炉内には N_2 ガスを充填し自然対流による冷却を行い、セクターは最終的にホットセルに搬送される。

この保守方式における炉停止後のブランケット表面及び遮蔽体表面の温度変化を図2に示す。なお、図2内の点線及び実線は自然及び強制対流冷却を行った際の温度を示している。図2より、交換対象機器を炉内からホットセルまで移動する際は、自然対流によりセクターを冷却する事によって、交換対象機器の許容温度範囲内でホットセルまで移動できる事が分かった。次に、運転再開後にホットセル内でブランケットやダイバータの交換作業を行うが、この間、自然対流に頼るだけでは、図2に示すように、アウトボード側ブランケット表面(①)は最大1067℃に達する。ブランケットをマウントする遮蔽体は再利用するため550℃以下に温度管理せねばならないが、遮蔽体表面(②)では最大914℃に達する。この結果は、崩壊熱の除熱のためにはホットセル内でセクターの強制冷却が不可欠なことを示している。しかし、遮蔽体表面を同図実線の500-550℃に留めるための強制空冷するためには、30℃の空気を10 m/sで通風することが求められ、再溶接、検査等を行う作業環境としては課題が多い。このように崩壊熱の除去は原型炉の保守シナリオを描く上で重要であり、機器の温度管理の困難さを緩和する為に稼働率や核融合出力も含めて検討する必要がある。

講演では、ホットセル環境下での作業を鑑みた崩壊熱管理シナリオを再処理/再利用を加味して検討した結果を発表すると共に放射化した構造材を廃棄する際の崩壊熱除去に関する問題点を報告する。

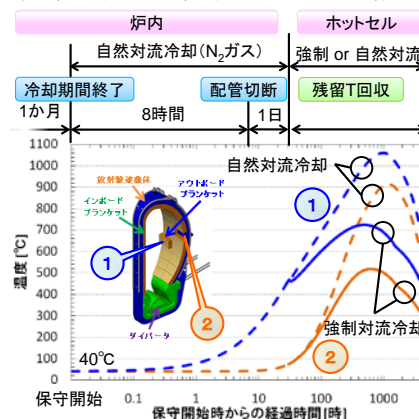


図2 保守時における冷却水循環停止後のブランケット表面及び遮蔽体表面の温度変化