

核融合原型炉ブランケットとプラントの安全上の特徴 Blanket-related safety characteristics of a fusion DEMO reactor

谷川尚¹, 中村誠¹, 染谷洋二¹, 増井章裕¹, 渡邊和仁¹, 原型炉設計合同特別チーム
H. Tanigawa¹, M. Nakamura¹, Y. Someya¹, A. Masui¹, K. Watanabe¹

¹原子力機構
¹JAEA

はじめに

核融合炉におけるブランケットは、熱の取り出し、燃料であるトリチウムの生産、中性子の遮蔽、の機能を持つ機器である。これらの機能の内、ITERのブランケットは遮蔽の機能しか持たないために、遮蔽ブランケットと呼んで区別している。ITERまでの実験装置と、原型炉以降の核融合炉とを比較したとき、ブランケットはその役割と仕様とが最も大きく異なる機器の一つである。核融合炉の安全上の特徴を整理することを目的とし、ブランケットと放射性物質内蔵機器である真空容器に注目しつつ、ITERと原型炉との違いについて分析する。

ITERと原型炉とで異なる条件

ITERと同様に原型炉においても真空容器を放射性物質内蔵機器の一つに位置付けている。ITER誘致時の検討では、真空容器を脅かす代表的な要因として表1に示す現象の進展に関して解析している [1]。

表1. 真空容器を脅かす代表的な要因

①	燃料過注入等による過出力
②	ディスラプションによる過剰な熱エネルギーの伝播
③	通常運転時の除熱異常
④	真空容器内冷却水放出
⑤	停止後の除熱異常
⑥	ディスラプションによる過大な電磁力の誘起
⑦	コイルの変形移動

いずれの要因についても、想定する原型炉の条件に対してその影響を評価し、真空容器の破損を防止するための施策を明らかにすることが必要であるが、ここでは予備的な分析を試みる。真空容器に対しては本来、高い気密性能や構造強度などが要求されることを考えると、④および⑤以外の要因については原型炉においてもITERと同様の施策で健全性が確保できると期待される。真空容器内冷却水放出 (④) に

ついては、原型炉では発電のために高温・高圧の冷却水 (15.5 MPa, 300°C) の適用を想定しているため、過圧力に加えて水素などの反応生成物の影響を検討する必要がある。停止後の除熱異常 (⑤) では、崩壊熱に対する温度応答が評価対象である。崩壊熱の密度は被照射物の材質と中性子壁負荷とに依存する。ITERに比して原型炉で想定される中性子壁負荷は厳しいため、その影響評価が必要である。

図1に示すように、ブランケット筐体内には増殖・増倍材料を冷却するために多数の冷却管を設置し、トリチウム増殖性能を確保するために小径、肉薄としている (例えば内径9 mm、肉厚1.5 mm)。この冷却管の破断に起因して真空容器に影響を与えうる要因として、1) 筐体の加圧、2) 増倍材料 (Be, Be₁₂Tiなど) と水との化学反応、3) トリチウム回収ラインの加圧、を検討している。これらの要因の影響は、例えば筐体の耐圧性能や異常時の圧力逃し方針など、ブランケットの基本的な設計方針と関係する点に注意が必要である。

講演では、上述した真空容器内冷却水放出、崩壊熱応答と筐体内冷却管破断に関わる事象について、その影響を整理して報告する。

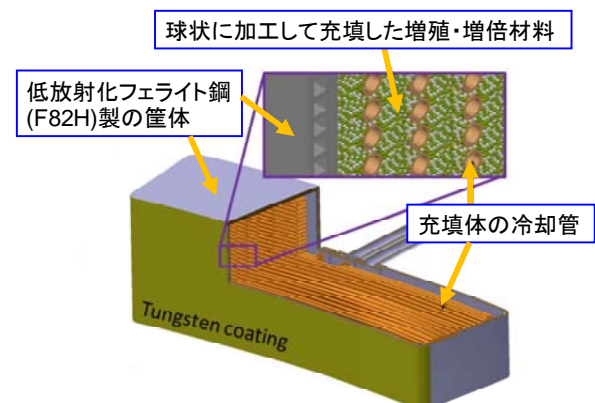


図1. 原型炉ブランケットの構造例
[1] 財団法人原子力安全研究協会, 「ITERの安全設計・評価の方針案の検討」, 平成16年2月.