

核融合ブランケット管体の構造健全性評価 Evaluation of strength and pressure integrity for fusion blanket structure

谷川尚¹, 権暁星¹, 廣瀬貴規¹, 中島基樹¹, 河村繕範¹
H. Tanigawa¹, H. Gwon¹, T. Hirose¹, M. Nakajima¹, Y. Kawamura¹

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。これらの機能を同時に満たすために固体増殖方式のブランケットでは、低放射化フェライト鋼製の管体に増殖および増倍材料の粒子を充填し、高温・高圧の水やヘリウムで冷却する構造としている。本研究では、開発を進めている水冷却方式のブランケットの管体を対象とし、構造健全性を評価する。評価には圧力容器構造基準を採用し、ブランケット管体への適用性について検討する。

固体増殖水冷却方式のブランケット

ITERに設置するTest Blanket Module (TBM)の構造を図1に、管体の設計条件を表1に示す。管体の材料にはF82Hを採用している。プラズマの定常燃焼時には、第一壁に表面熱負荷と中性子壁負荷とが与えられ、中性子負荷によって管体内に核発熱が生じる。核発熱率分布は核計算により算出した。管体を冷却するために内蔵した冷却流路には、冷却水による内圧が負荷される。増殖および増倍材料の充填体の影響については、充填体の熱膨張により管体に内圧として加わる荷重は無視し、充填体の核発熱に起因する熱流束を管体の内面に負荷した。

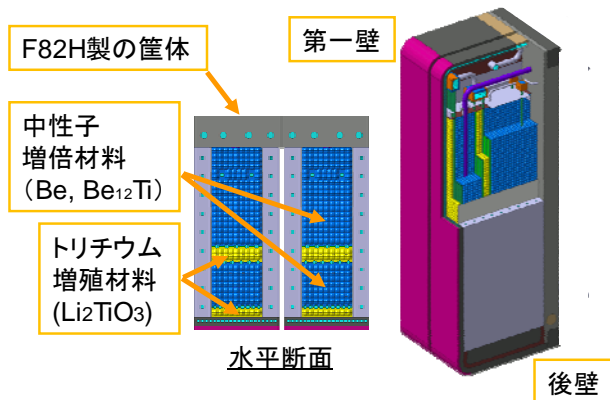


図1. Test Blanket Moduleの構造

表1. Test Blanket Module管体の設計条件

表面熱負荷	0.3 MW/m ²
中性子壁負荷	0.78 MW/m ²
冷却水内圧	17.1 MPa

圧力容器構造基準に基づく健全性評価

有限要素解析コードANSYSを用いて計算した管体の応力分布を、変形と応力とが最も大きい水平断面について図2に示す。応力の高い領域は熱負荷が大きい第一壁に集中している。ASME Boiler and Pressure Vessel Codeにしたがって第一壁の応力状態を評価した。応力の高い点から肉厚が最小になる方向を評価線とし、他に応力の平均値が高い断面があれば評価した。複数の評価線から得られた中で最も厳しい値を基準と比較し、以下の項目について評価した。

- 一次応力の制限
- 使用分数の制限 (一次+二次応力)
- ひずみの制限
- 累積クリープ損傷の制限
- 累積疲労損傷の制限
- 累積クリープ疲労損傷の制限

いずれの評価項目も、TBMの設計条件においては基準を満足することを明らかにした。一方、原型炉においてはITERよりも高い熱および中性子負荷が負荷されることが想定される。また、経済性を向上するために、例えば超臨界水などの高温の冷却材が適用される可能性もある。講演では、こうした負荷条件の違いがもたらす影響についても検討する。

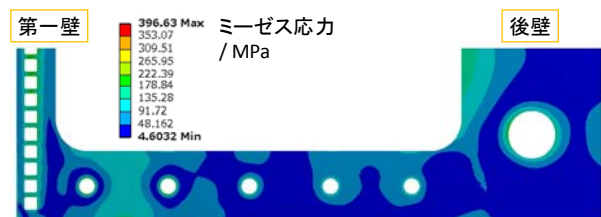


図2. ブランケット管体のミーゼス応力分布