ブランケット第一壁の健全性評価と必要な材料データ

Strength and pressure integrity evaluation of blanket first wall and necessary material data

*谷川 尚[1], 権 暁星[1], 河村 繕範[1]
[1]原子力機構

固体増殖水冷却方式のブランケットの第一壁を対象として、圧力容器基準に則って健全性を評価した。評価に必要な低放射化フェライト鋼（F82H）のデータを整理し、ブランケット構造への適用性を検討した。

キーワード： ASME, ボイラ・圧力容器基準, F82H, 9Cr-1Mo-V, 許容応力

1. 緒言

開発に取り組んでいる固体増殖水冷却方式のブランケットでは、低放射化フェライト鋼（F82H）製の筐体に増殖および増倍材料の粒子を充填し、高温・高圧の水で冷却する構造としている。筐体のうち最も負荷が大きな第一壁に注目し、構造健全性を評価するために ASME 圧力容器構造基準に沿って応力状態を評価する。規格化された類似鋼である 9Cr-1Mo-V の許容値を参照し、既得の F82H の材料データと比較する。

2. 応力分類による第一壁の健全性評価

ITER に設置する Test Blanket Module (TBM)を対象とし、プラズマのパルス運転とシステムの起動・停止にともなう負荷を考慮する。設計条件は第一壁への表面熱負荷（0.3 MW/m^2）と中性子壁負荷（0.78 MW/m^2）、筐体に内蔵した冷却流路への冷却水圧（17.1 MPa）とする。中性子壁負荷によって筐体内に生じる核発熱の分布は核計算により評価する。有限要素解析コード ANSYS による弾性解析結果に応力分類を適用する。

3. 結果・考察

筐体内の温度と応力分布を、変形と応力とが最も大きい水平断面について図 1 に示す。高い応力が生じる第一壁に注目し、一次応力の制限、一次+二次応力の制限、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についてそれぞれ評価した。TBM の設計条件においては、いずれの制限も満足すること、許容値に対する余裕が大きいことを明らかにした。一方、原型炉においては表面熱負荷、中性子壁負荷ともに ITER よりも大きくなることが想定される。表面熱負荷を 1 MW/m^2 とすると、熱応力の増加にともない全ての制限項目で余裕が小さくなり、累積クリープ疲労損傷については制限を満たさない可能性があることを明らかにした。講演では、許容値を定めるために必要な F82H のデータについて取得状況を整理し、許容値に対する解析結果の余裕から特に重要な材料データを分析する。

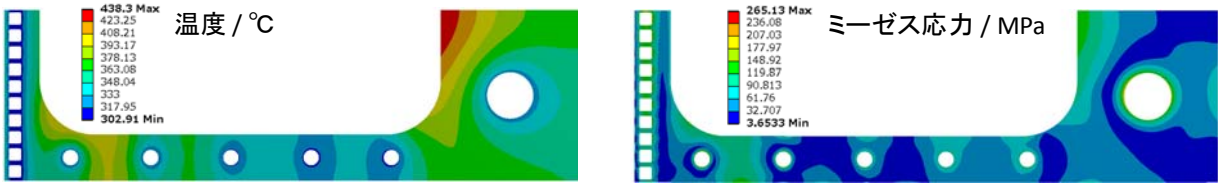

図1. Test Blanket Moduleの1/2モデル水平断面における温度分布（左）とミーゼス応力分布（右）

*Hisashi Tanigawa[1], Hyoseong Gwon[1] and Yoshinori Kawamura[1]
[1]JAEA