

繰り返し熱負荷を受ける TBM のクリープ疲労損傷評価

Evaluation on creep-fatigue damage of Test Blanket Module under cyclic heat loads

*管文海¹, 権暁星¹, 酒瀬川英雄¹, 谷川尚¹, 河村繕範¹

¹量研

核融合炉ブランケットはプラズマからの熱および中性子負荷を繰り返し受け、プラズマ対向面の温度がクリープ領域に達する可能性があることから、クリープ疲労損傷の評価は重要である。本研究では、量研が開発している水冷却固体増殖 TBM を対象とし、クリープ疲労損傷に関わる構造健全性を評価した。

キーワード：Thermo-mechanical analysis, F82H, Creep-fatigue damage envelope

1. 緒言

核融合炉ブランケットは繰り返し高い熱負荷を受けるため、クリープと疲労との重畳を考慮して構造健全性を評価する必要がある。ASME や RCC-MRx 等の圧力容器設備の設計基準には、鉄鋼材料のクリープ疲労損傷に関する制限が評価基準として示されている。ITER に設置する Test Blanket Module (TBM) の管体に生じる応力とひずみ状態に基づいてクリープ疲労に関する健全性を評価する。TBM の構造材料である低放射化フェライト鋼(F82H) のクリープ疲労制限評価基準は整備中であるため、類似鋼として考えられる 9Cr-1Mo-V 鋼の評価基準を参照し、負荷条件としては ITER に加えて原型炉における想定値も考慮した。

2. 解析

TBM の管体のみ対象とし、解析には 3 次元の 1/4 対称モデルを用いた。冷却水による圧力とプラズマからの負荷により生じる熱応力を有限要素解析コード ANSYS による弾性解析により評価した。評価した相当応力と相当ひずみを基にして、設計疲労線図とクリープ破断曲線からクリープと疲労に関する損傷をそれぞれ算出した。設計条件である冷却材圧力 17.2 MPa、温度 343°C を冷却流路に負荷し、ITER と原型炉で想定される表面熱負荷と中性子壁負荷条件から算出した体積発熱を考慮した。

3. 結果

9Cr-1Mo-V 鋼のクリープ疲労損傷の制限と、評価した TBM 管体におけるクリープ疲労損傷とを図 1 に示す。TBM の場合には、クリープと疲労による損傷がともに小さいことから、クリープ疲労損傷も基準内に抑えられる可能性が高いことが示された。クリープ損傷の裕度が大いなのは、TBM の使用時間が短いためである。講演では、原型炉で想定される負荷を考慮した解析の結果も報告する。また、F82H を対象とした既存のクリープ疲労試験のデータからクリープおよび疲労損傷を算出し、9Cr-1Mo-V 鋼のクリープ疲労損傷の制限と比較、検討した結果についても報告する。

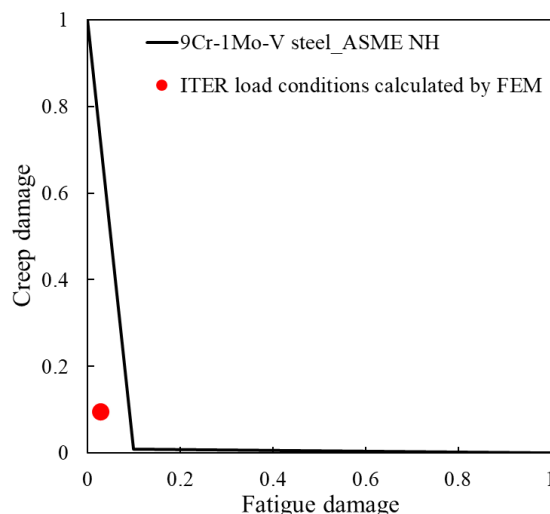


図 1、クリープ疲労損傷の制限と評価

*Wenhai Guan¹, Hyoseong Gwon¹, Hideo Sakasegawa¹, Hisashi Tanigawa¹ and Yoshinori Kawamura¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology