

安全対策高度化技術開発 高度化炉心の流動振動に対する構造健全性評価

Structural Integrity Assessment of the Advanced Reactor Internals under Flow-Induced Loads for the Further Enhancement of Safety of a PWR Plant

*杉浦 寛和¹, 渡邊 茂行¹, 岩崎 晃久¹, 森田 英之¹, 前田 耕治¹, 松山 敬介¹, 金森 大輔²

¹三菱重工株式会社, ²関西電力株式会社

Abstract

For the further enhancement of safety of a PWR plant, new type reactor internals in which a large number of the Rod Cluster Control Assembly can be installed were developed. To verify the structural integrity of the advanced reactor internals under flow-induced loads, scale-model testing and analyses were performed.

Keywords: Nuclear Power Plant, Reactor Internals, Structural Integrity, Flow-Induced Vibration

1. 緒言

東日本大震災の教訓を基に、発電用原子炉施設の安全性をさらに高度なものとするために技術検討及び開発が実施されている。既設の加圧水型軽水炉では、制御棒と冷却材中のホウ素濃度により炉心の反応度が制御されており、緊急時に未臨界性を維持しながら低温状態に移行するには継続的なホウ素添加が必要となっている。そこで、原子炉の冷態停止能力の強化と多様化を図るために、制御棒のみで炉心の未臨界状態を維持可能な高性能制御棒と原子炉構造の設計(図1)が行われている。その開発の中で、この原子炉構造に対する様々な設計成立性の評価^[1]が行われている。この原子炉構造の構造健全性に関わる設計成立性の評価に関する取り組みとして縮尺模型を用いた流動試験を実施し、流動振動外力に対する高サイクル疲労評価と、汎用解析コードを活用した CFD 解析及び FEM 解析による流動振動に対する設計評価手法の検証を行った。そのうち、本発表では高サイクル疲労評価の結果について報告する。

2. 試験

試験は流れの特性及び構造物の振動特性の相似則を考慮して図1の原子炉構造の1/7縮尺模型試験体系で実施された。試験は、プラント通常運転時において原子炉構造に作用する乱流によるランダム励振力と1次冷却材ポンプ(RCP)の圧力脈動の2つの振動外力による繰り返し応力振幅の確認を目的として実施された。

3. 結果及び結論

発電用原子炉施設の安全性を高めるために開発された原子炉構造の設計成立性評価の一つとして、1/7縮尺模型を用いた流動試験を実施して高サイクル疲労評価を行った。それぞれの振動外力に対して構造物の端部に設置されたひずみゲージの出力をもとに、プラント通常運転時の振動外力による繰り返し応力振幅を算出し、その値が疲労限以下となっていることを確認した。

参考文献

[1] K.Yoshida et al., "Evaluation of the thermal hydraulics phenomenon at upper plenum in the reactor vessel for the improvement in safety of PWR", Proc. ICAPP2017 Conf. Fukui and Kyoto, Japan, Paper ID 17400.

*Hirokazu Sugiura¹, Watanabe Shigeyuki¹, Akihisa Iwasaki¹, Hideyuki Morita¹, Koji Maeta¹, Keisuke Matsuyama¹ and Daisuke Kanamori² ¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²The Kansai Electric Power Co., Inc.

本件は、関西電力(株)、北海道電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、三菱重工業(株)の共同研究の成果である。

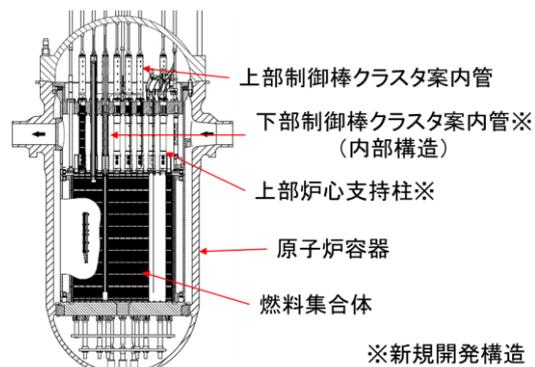


図1 原子炉構造設計(高度化炉心)