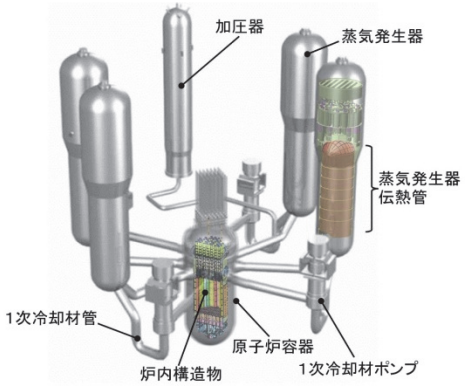
PWR 主機の設計改良及び評価技術高度化による信頼性向上の取組み

Design Improvement and Evaluation Technology Enhancement of PWR Main Components for Higher Reliability



松原 真仁*1 Masahito Matsubara
峯野 朋乃*1 Tomonori Mineno
渡邉 啓太*1 Keita Watanabe
最上 雄一*2 Yuichi Mogami
門出 匡胤*3 Masatsugu Monde
萩下 敬雄*4 Takao Hagishita

PWR 型原子力プラントの原子炉冷却系を構成する主要機器は原子炉の冷却機能を担う安全上重要な機器である。これらの機器は，耐震指針の見直し(2006 年)に伴う設計用地震動の増大への対応が求められており，設計改良や評価技術高度化による信頼性向上に継続的に取り組んでいる。大規模試験等にて検証した高度化評価手法にて，機器の耐震強度を精緻に評価し，過酷な地震条件にも耐え得る高い信頼性を備えていることを確認した。今後も，総合原子力プラントメーカとして更なる安全性・信頼性向上に資する技術開発を継続していく。

1. はじめに

PWR(加圧水型軽水炉:Pressurized Water Reactor)の原子炉冷却系を構成する原子炉容器(Reactor Vessel，以下 RV)，炉内構造物(Core Internals，以下 CI)，蒸気発生器(Steam Generator，以下 SG)等の主要機器は原子力プラントの安全上きわめて重要な機器であることから，当社は安全性・信頼性の向上を目標にさまざまな設計改良や各種評価技術の高度化に取り組んでいる。特に耐震安全性に関しては，規制当局の審査指針“発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”の改定(2006 年)以降，設計用地震動が増大しており，更なる耐震性の向上が望まれる。

本報では，PWR 主機における最近の耐震裕度向上の代表例として，大規模な試験や高度な解析技術を適用した取替用 CI 及び SG 伝熱管の耐震性向上の取組みについて紹介する。

2. 取替用 CI に対する耐震性向上の取組み

2.1 CI の取替えについて

四国電力株式会社伊方発電所1号機において，高燃焼度燃料の採用に伴う制御棒増設への対応，CI を構成するボルト(バッフルフォーマボルト)の海外での損傷事例を受けた予防保全対策が必要となったことから，CI の一体取替工事を 2004 年に世界で初めて完遂[(1)]した。それ以降，同様の2ループプラントである伊方発電所2号機，九州電力株式会社玄海原子力発電所 1/2 号機においても CI 一体取替工事を実施し，これらの経験を活かし，2020 年には3ループプラントとして初めて CI 一体取替を関西電力株式会社美浜発電所3号機にて行った。当該取替用 CI には，バッフルフォーマボルトの予防保全対策・信頼性向上に加え，近年の地震動増大に対する裕度向上のための設計改良と耐震評価手法の高度化を採用している。以下では，これら設計改良と耐震性評価の概要について紹介する。

*1 原子力セグメント 機器設計部
*2 原子力セグメント 機器設計部 技術士(機械部門)
*3 総合研究所 振動研究部 室長 技術士(機械部門)
*4 総合研究所 強度・構造研究部 工博 技術士(機械部門)

2.2 取替用 CI における改良設計

取替用 CI の主要な設計改良点を図1に示す。取替用 CI は，改良標準型3ループプラント（九州電力株式会社川内原子力発電所1号機以降のプラント）を基本としており，取替前に比べて上部炉心支持板の構造変更（鋼製円板を円筒胴付鋼製円板へ変更することによって上部炉心支持柱・制御棒クラスタ案内管を短尺化し，横流れ流体荷重や地震荷重への耐性を向上），熱遮蔽材の構造変更（炉心そう全周を覆う円筒型から，最大中性子束となる方位近傍のみを覆う分割型に構造を変更し，製作性向上）を取り入れている。また，信頼性向上を目的に，以下に述べるバッフル構造及びラジアルサポートキーの設計改良を採用している。

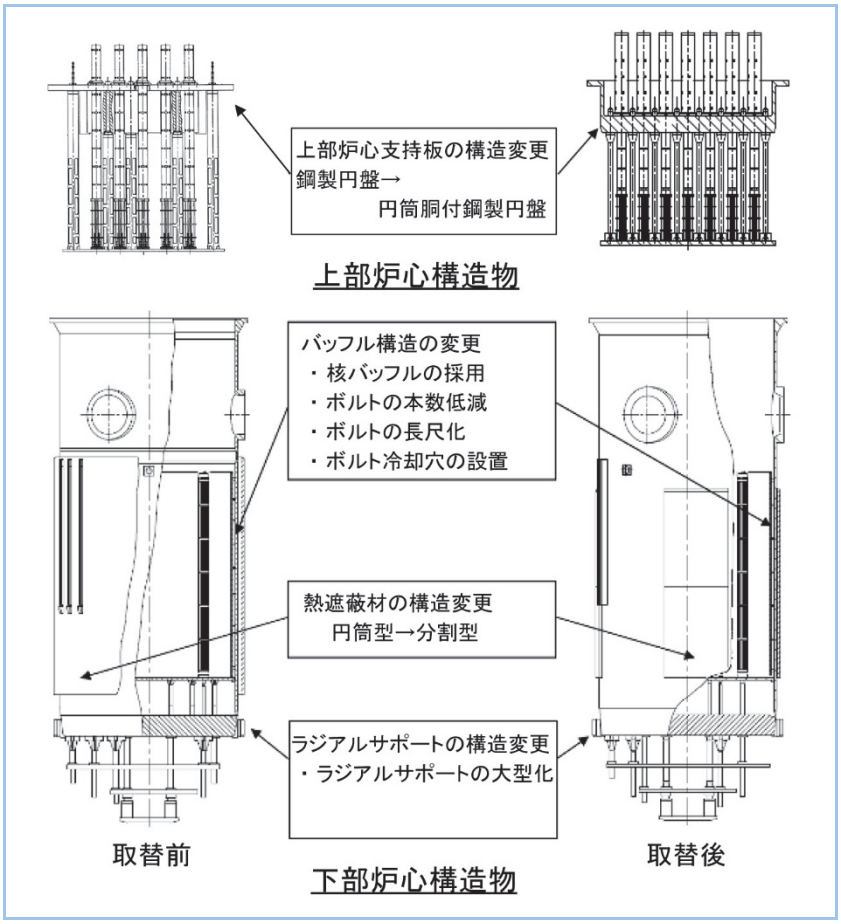


図1 炉内構造物取替における主要な設計改良点

(1) バッフル構造

バッフル構造は，炉内の1次冷却材を燃料領域に配分する流路形成機能を担う構造物であり，炉心バッフル，炉心バッフル取付板及びそれらを締結するバッフルフォーマボルトで構成される。これらのうちバッフルフォーマボルトは，初期締結力や，バッフル構造の熱膨張，中性子照射に伴う変形（スウェリング変形）による曲げ荷重が作用することにより高応力下で使用され，また，燃料に隣接して設置されることで高い中性子照射を受けるため，複数の海外プラントにおいて照射誘起型応力腐食割れ（Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking，以下IASCC）による損傷事例が報告されている。取替用 CI においては，図2に示すように，従来の分割形状の炉心バッフルに対してL字型の角バッフル（一体型）を採用することによる剛性増大，ボルトの長尺化によるバッフルフォーマボルトの応力低減，ボルト冷却孔を設置することによる環境温度低減にて IASCC の予防対策を講じている。

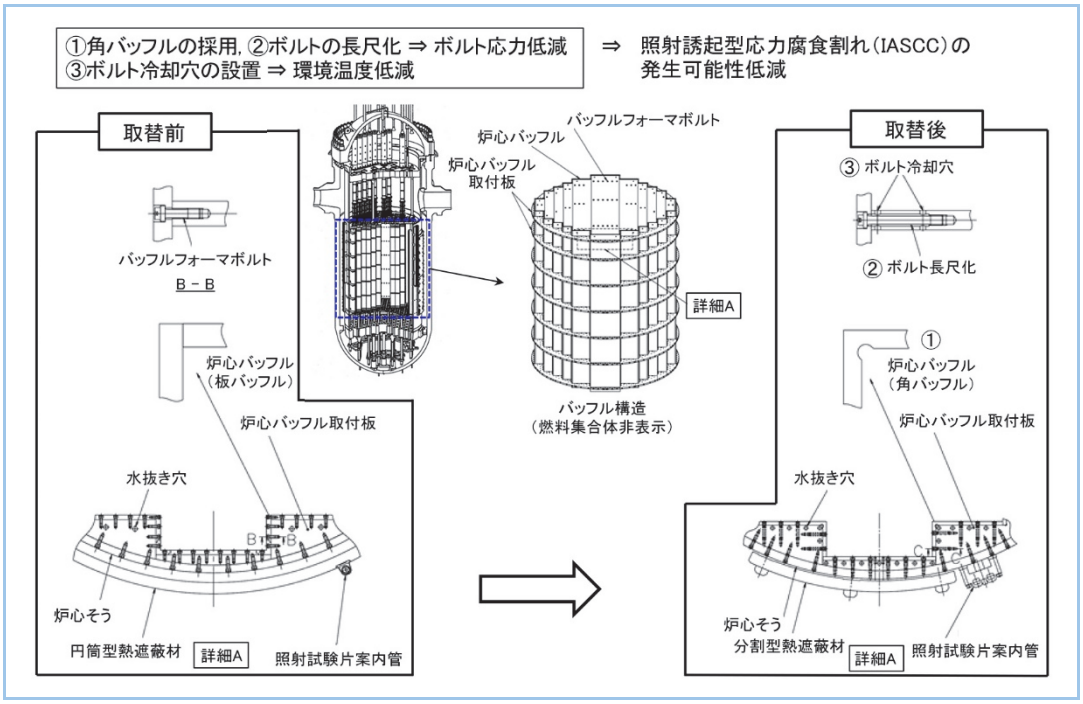


図2 バッフル構造の設計改良

(2) ラジアルサポートキー

ラジアルサポートキーは，CI の下部に設置された凸型の構造物であり，RV 側に設置された凹型のクレビスインサートとキー・溝構造により取り合うことで，CI と RV の鉛直方向の熱膨張差による相対伸びを逃がしつつ，CIをRVに水平方向に位置決めする機能を担っている。地震時には CI に作用する水平方向の地震荷重を支持する耐震上重要な構造物の一つである。取替前のラジアルサポートキーは建設当時の基準地震動に耐える十分な裕度をもって設計されたが，近年の基準地震動の増大に対応するため，取替においては，設計を改良し耐震裕度を向上させている。

新設プラント向けの CI は，RV 側の構造物も含めて比較的自由度の高い改良設計が可能であるが，取替用 CI は，既存の RV 側構造物とのインターフェイスを維持したうえで，設計改良を行う必要がある。取替用 CI のラジアルサポートキーは，RV への吊り出し・吊り込み性，起動・停止や運転中の過渡時の RV と CI の熱膨張差なども考慮し，RV との干渉が生じない範囲で大型化させ，さらに取付けボルトの本数・径を増大させることで耐震性を向上させている(図3)。

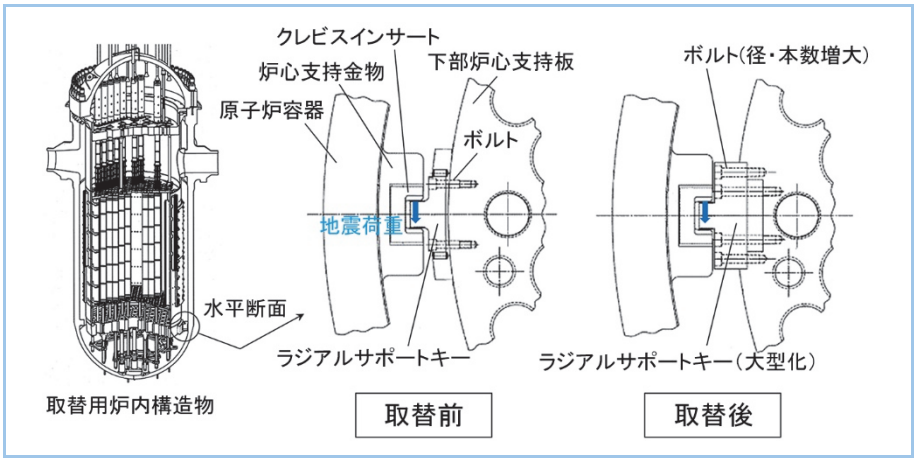


図3 ラジアルサポートキーの大型化

2.3 耐震評価技術の高度化

これまでラジアルサポートキーの耐震評価では，地震荷重を断面積等で除して求めた弾性応力を評価指標として健全性を確認する手法が用いられてきたが，この手法は評価が簡便であるものの過度に保守的な評価となっている。従来よりも厳しい地震条件に対するラジアルサポートキーの裕度を精緻に把握するため，極限解析手法にてラジアルサポートのせん断荷重に対する耐力（許容荷重）を求め，地震時に作用する荷重を上回ることを確認した。また，極限解析手法の検証として，ラジアルサポートキーを模擬した縮尺模型を用いた試験にて，極限解析で求める許容荷重の保守性（実際の耐力は極限解析で求めた許容荷重よりも高いこと）を確認した。

2.3.1 極限解析

極限解析は，規格基準[(2)(3)]に定められた強度評価手法の一つで，弾性応力解析による強度評価の代替手法として規定されている。極限解析では，ひずみ硬化を含まない理想的な弾完全塑性体を仮定し，構造物が荷重を受け全断面降伏してこれ以上の荷重を持つことができない荷重を解析する。有限要素（以下，FE）解析を用いることで複雑な構造物に対して極限解析を行うことができる。実際の材料はひずみ硬化があり，実際の構造物が受け持つことができる限界荷重に対して，極限解析で求められる崩壊荷重は保守側になる。ラジアルサポートキーの極限解析で用いた FE 解析モデルと，モデルに入力する弾完全塑性体の物性値のイメージを図4に示す。また極限解析の結果を図5に示す。極限解析によりラジアルサポートキーの崩壊荷重を求めた結果，従来の評価手法における許容応力に相当する荷重の 1.8 倍となった。また，崩壊荷重に所定の安全率を乗じた許容荷重は取替用 CI で想定される地震荷重を上回ることを確認し，従来よりも厳しい地震条件に対してラジアルサポートキーが健全であることが示された。

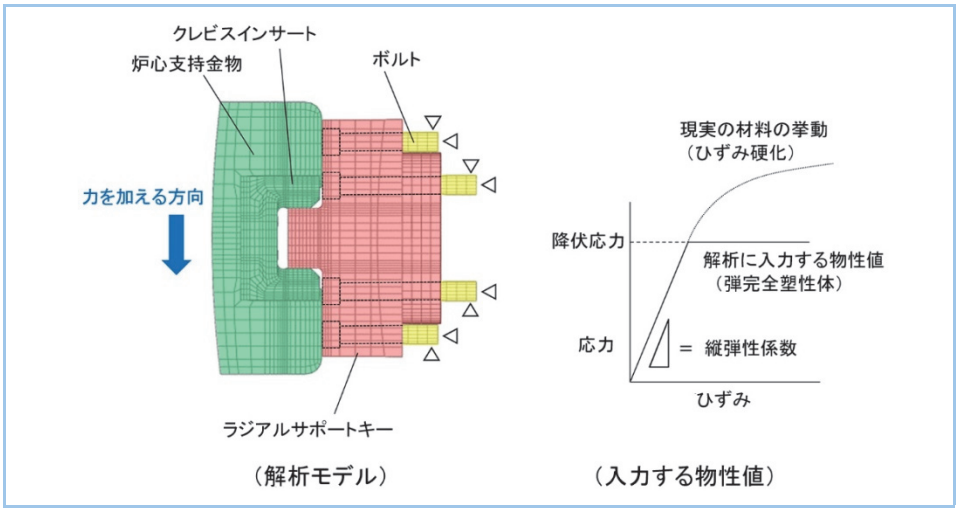


図4 ラジアルサポートキーの FEM 解析モデルと入力する物性値

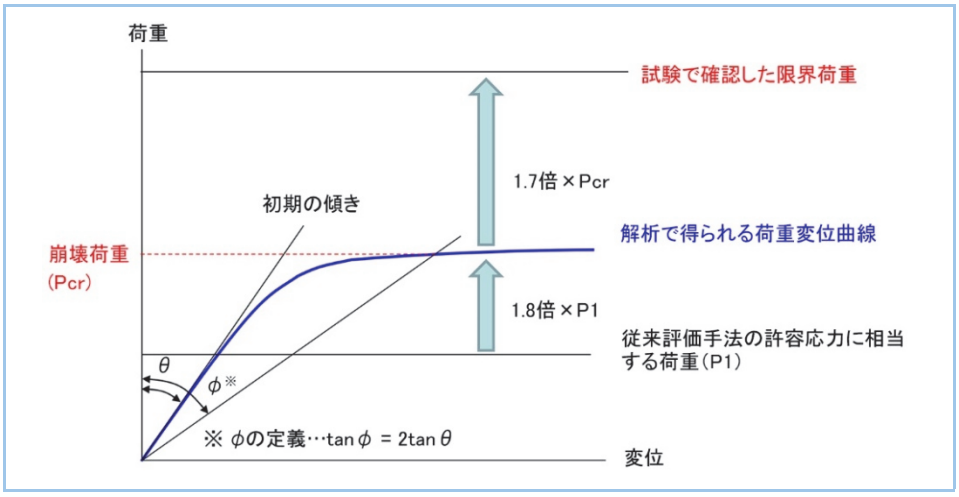


図5 極限解析の結果

2.3.2 試験による妥当性確認

極限解析によるラジアルサポートキーの耐震評価は，弾性応力解析に基づく従来の耐震評価と大幅に異なる手法である。この評価手法が妥当であることを示すため，ラジアルサポートキーの縮尺試験体を用いた試験を行い，ラジアルサポートキーが負担することのできる最大の荷重（限界荷重）を求め，極限解析で求めた崩壊荷重よりも十分大きいことを確認した[4]（図5）。試験は当社総合研究所（高砂地区）にある 2000 トン級反力壁を用いて実施した。試験体及び試験装置を図6に示す。なお試験体の縮尺比は実機形状の再現性や試験体の製作性を考慮して2/5スケールとした。一般に，材料のひずみが一様伸びまでの範囲ではスケール則が成り立ち，実機と縮尺モデルの応力ひずみ関係は同一となる。この試験は試験体に生じるひずみが概ね一様伸び以下になると予想されるため，スケール則が成立すると考えられる。

以上のことから極限解析によるラジアルサポートキーの耐震評価は十分な保守性を有しており，耐震評価手法として適用可能であることを確認した。

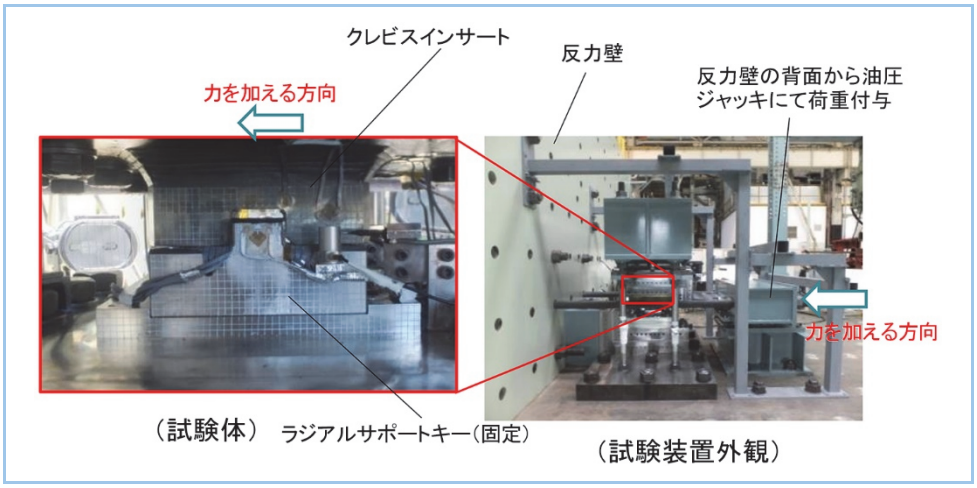


図6 ラジアルサポートキーの試験体及び試験装置

3. SG 耐震評価手法高度化の取組み

3.1 高度化耐震評価手法の技術開発

SG は，数千本のU字型伝熱管及び振止め金具（Anti Vibration Bar，以下 AVB）等で構成される熱交換器である。伝熱管の直管部は管支持板により水平方向に支持されているが，伝熱管頂部のU字管部は，曲げ半径の異なる多数の伝熱管が半球状に配置され，水平方向に支持されておらず，U字管群は片持ち支持構造となる。そのため，U字管群の地震時の振動挙動を把握する必要がある。既往研究[5]では国内の既設 SG 及び当時開発中であった APWR（Advanced Pressurized Water Reactor）向け SG（いずれも正方配列伝熱管 SG）を対象に，図7に示す実寸大U字管群の試験体を当社総合研究所（高砂地区）の大型三次元振動台（6m×6m）に載荷して加振試験を実施し，U字管群の固有振動数や減衰比等のデータを取得した。また，この試験結果との比較検証に基づいた実用的な解析手法として，複数の伝熱管を集約した簡易モデルによる線形動的解析（スペクトルモーダル解析等）を用いた保守的な応力評価手法を確立し，規格基準[3]として定めた。

しかしながら，耐震設計用地震動の増大に伴い，より精緻に裕度を評価する必要がある。その方策として，U字管群が構造上有しているAVB 等との接触状況に起因する非線形性挙動や材料の弾塑性特性を考慮する手法が挙げられるが，非線形性を考慮した解析を適用するには，U字管群の実構造を詳細に模擬する必要がある。

そこで，当社は“発電用原子炉等安全対策高度化技術開発（プラント安全性高度化）”の一環として，SG 伝熱管の高度化耐震評価手法の開発を行い，伝熱管の応力分布を精緻に評価でき

る手法を確立した。この手法を適用することで，既設プラント SG については更なる耐震性を有していることを確認できるようになった。また，今後設計する SG については，例えば伝熱管の詳細な応力分布を把握して最大応力発生部に対して応力低減に効果的な AVB 構造を検討する等，高度化評価の活用による高耐震 SG の開発・設計が可能となった。以下では，高度化耐震評価の概要について紹介する。

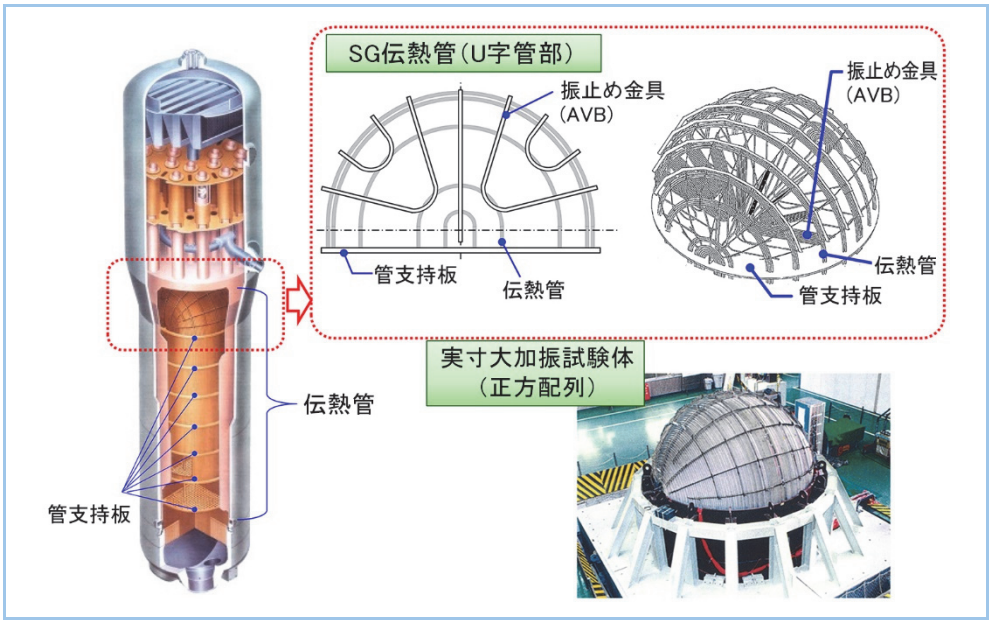


図7 蒸気発生器伝熱管群の構造・実寸大試験体

3.2 加振試験

高度化耐震評価手法の開発に際しては，加振試験で取得したU字管群の振動特性を検証用データとして，U字管部の全ての構造物を詳細にモデル化した伝熱管全数モデルによる耐震評価の高度化を図った。前述のとおり，U字管群の振動特性は正方配列のみ加振試験にて取得済みであったが，高度化評価手法をより多様なU字管群で適用するため，新たに三角配列U字管群の振動特性データを加振試験により取得した。試験は既往正方配列試験と同様に，実寸大三角配列U字管群試験体を当社総合研究所（高砂地区）の大型三次元振動台に載荷して実施した。

加振条件は，実際の原子力プラントの耐震設計条件である基準地震動 Ss を目標とし，最大限の加振力が得られるように試験体が固有振動数で共振するように設定した加振波（帯域加振波）を用いた。この加振波により，既設の原子力プラントの基準地震動 Ss を上回る加振レベルを達成した。

三角配列伝熱管群試験体の加振試験体及び加振試験結果を図8に示す。加振試験により，三角配列伝熱管群の耐震評価の入力パラメータとなる減衰比，及び，高度化耐震評価手法の検証に用いる振動特性として管群全体の固有振動数や各伝熱管の応答応力分布等のデータを取得した。

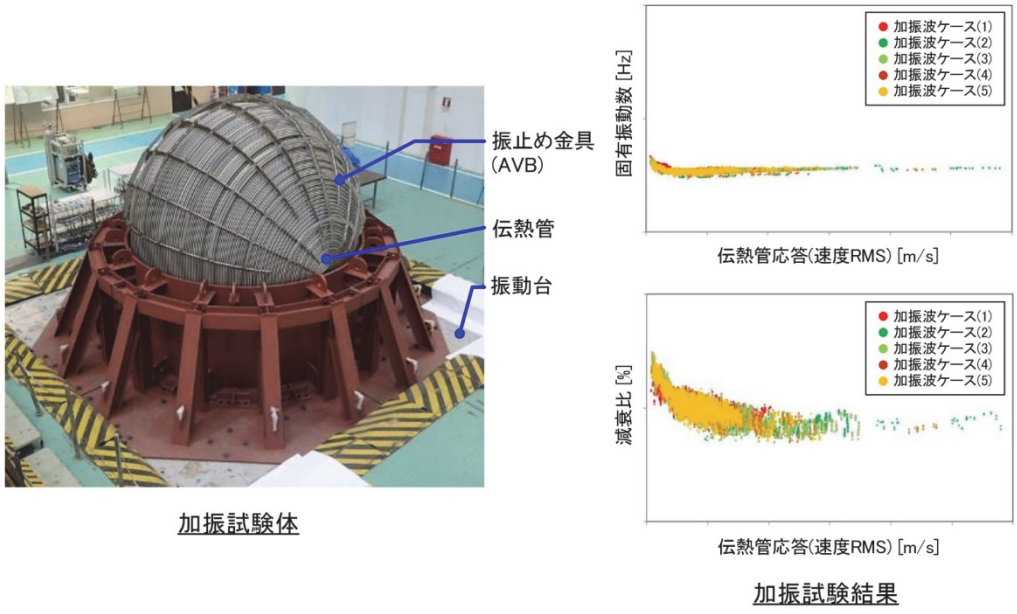


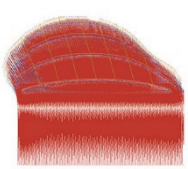
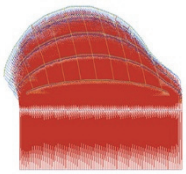
図8　三角配列U字管群加振試験

3.3　高度化耐震評価手法の検証

耐震評価手法の高度化にあたっては，管群の地震時の挙動を精緻に模擬すること，並びに，各伝熱管の応力分布を精度よく模擬することを目的に，伝熱管・AVB 等のU字管群を構成する全ての構造部材（数千点～1万点以上）を個別の梁要素で詳細にモデル化し，AVB 等の接触状況に起因する非線形要素を模擬した伝熱管全数モデル（モデル節点総数：正方配列 約 150 万点，三角配列 約 300 万点）を構築した。このモデルに対して，これまでの加振試験で取得した減衰比を用いて加振試験の再現解析を実施し，加振試験結果との比較により高度化耐震評価手法の妥当性を検証した。

高度化耐震評価用の伝熱管全数モデルによる加振試験の再現解析結果（応力分布）を図9，図 10 に示す。再現解析の結果，各伝熱管の応答応力の分布傾向を精度良く再現できており，従来の簡易モデルによる耐震評価より伝熱管の応力を精緻に評価できる手法であることを確認した。また，固有振動数についても，表1に示す通り高い精度で再現できることを確認した。

表1　固有値解析結果（例：1次モード）

	正方配列	三角配列
固有値解析結果　（固有振動数）	4.7Hz	3.5Hz
（モード形状）		
加振試験結果	約 4.9Hz	約 3.5Hz

高度化耐震評価手法では，全部材を個別要素でモデル化したことによる剛性分布の精緻化，及び，非線形要素を模擬したモデル化により，管群の局所で応力が高くなる傾向は，外周部の比較的曲げ半径の小さい管が管群全体の振動変位で強制的に変形させられるメカニズムによることが理解できた。これにより伝熱管の直管長さや AVB の挿入深さを変更する等，伝熱管や AVB 等のU字管群の構成部材の構造・配置を工夫することで，局所的な応力のピークを低減するような合理的な管群設計が可能となった。

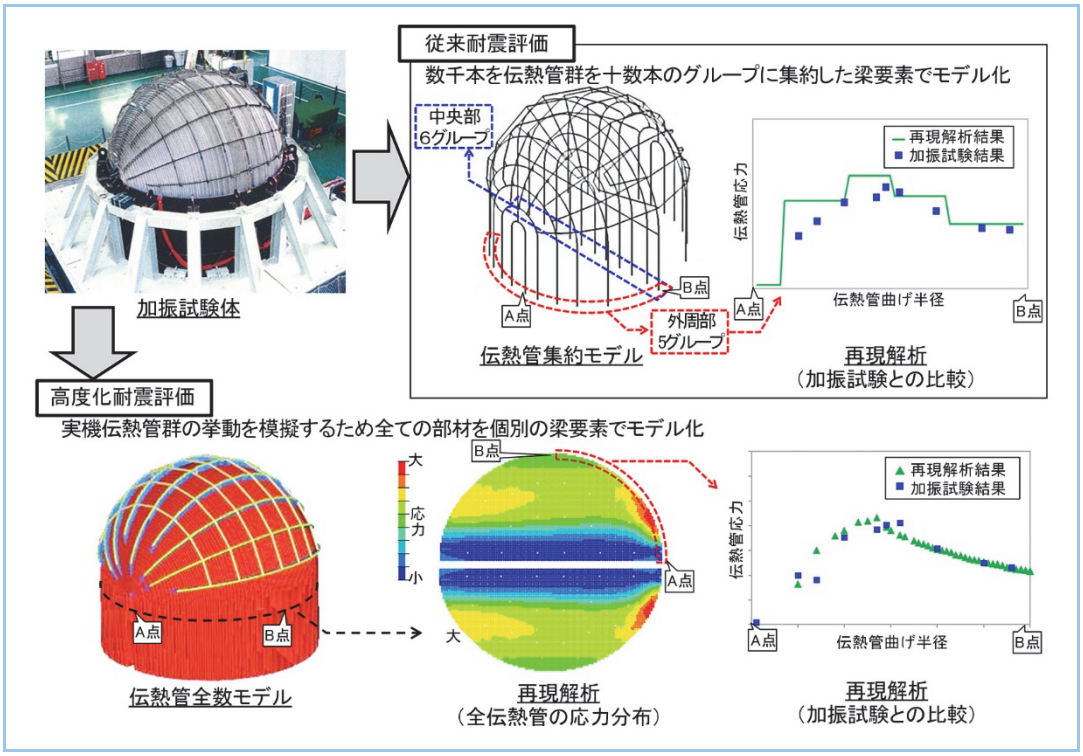


図9 高度化耐震評価モデルによる加振試験の再現結果(正方配列)

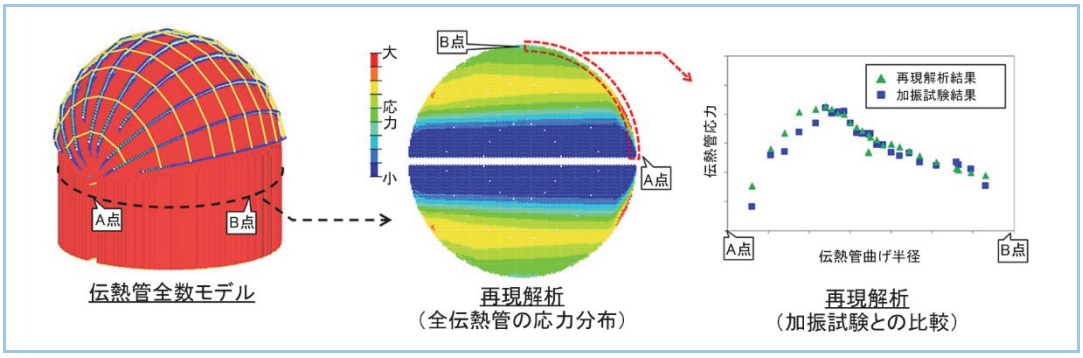


図 10 高度化耐震評価モデルによる加振試験の再現結果(三角配列)

3.4 規格化に向けた取組み

これらの技術開発で得られた以下の知見を規格基準[3]に取り込むために，現在，電気事業者及び学協会等と連携し規格化を推進している。

(1) 伝熱管全数モデルによる高度化耐震評価手法

(2) 三角配列伝熱管群 SG の設計用減衰定数

4. まとめ

当社は，これまでに設計改良及び耐震評価技術の高度化により，PWR 主機の信頼性向上を図ってきた。CI については，予防保全，耐震性向上の観点で設計改良を行い，CI 取替工事を2ループプラントに引き続き，3ループプラントにおいても実現した。また，実寸大 SG 伝熱管群を用いた大規模加振試験により，伝熱管群の応力分布を高精度に評価可能な手法を開発し，既設プラント SG の耐震裕度を精緻に評価できるようになり，また，取替 SG や新設での耐震評価に活用することで高い耐震性を有する SG の開発・設計が可能となった。今後も，原子力プラントの安全性・信頼性の更なる向上に貢献すべく，継続的な技術開発に努める所存である。

参考文献

(1) 内山純一ほか, 短工期・低被ばくで完遂した世界初 PWR 炉内構造物の一体取替え工事(CIR), 三菱重工技報 Vol.43, No.1(2006)
(2) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅰ編 軽水炉規格, 2018 年追補版, JSME S NC1-2018
(3) 日本電気協会, 原子力発電所耐震設計技術規程, 第二版, JEAC 4601-2015
(4) Keita Watanabe, et al, Load Bearing Capacities and Elastic-plastic Behavior of Reactor Vessel Internals, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2017, ICAPP-20170214
(5) 中村友道ほか, 蒸気発生器U字型伝熱管群の高減衰性に関する実験研究, 日本機械学会論文集(C編)65 巻 637 号 論文 No.98-1834, p.89～96