601 原子力施設の免震技術の開発（その 1） 渡り配管加振試験

Development for Seismic Isolation Engineering of Nuclear Power Plant (Part 1) Tri-axial Shaking Table Test of the Scale-down Main Steam Piping Model

○正 大豊 晃祥 (IHI) 正 大谷 章仁 (IHI)
 正 笹島 圭輔 (三菱重工) 平井 秀男 (東芝) 飯泉 博英 (東芝)
 今岡 哲男 (日立GE) 尾西 重信 (中部電力)

Teruyoshi OTOYO, Akihito OTANI, IHI Corporation, 1, Shin-nakahara-cho, Isogo-ku, Yokohama 235-8501
 Keisuke SASAJIMA, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.
 Hideo HIRAI, Hirohide IIZUMI, Toshiba Corporation
 Tetsuo IMAOKA, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.
 Shigenobu ONISHI, Chubu Electric Power Co, Inc.

The Japanese government accepted utilizing seismic isolation technology for nuclear power plants with the 2006 revision to the Nuclear Power Plant Seismic Design Review Guidance. The public-private sectors formed a team in 2010 to begin development of a seismically isolated nuclear plant using the existing lead rubber bearing. There exist two different types of installation for seismic isolation systems. The first option is to isolate the whole structure, the second is to isolate only part of it. In the latter case, some structures located between isolated and non-isolated parts, such as pipes, are shaken and deformed by the different motions of those parts. In this study, the authors tested 1/10 scaled main steam piping models by using tri-axial shaking table, and validated by FEM analysis. The analysis results were in good agreement with the test results, and were able to reproduce the location of damage in the pipe.

Key Words: Seismic Isolation, Shaking Table Test, Finite Element Method, Nuclear Power Plant, Piping Systems

1. 緒言

免震構造を採用する軽水炉の概念設計では、原子炉建屋とタービン建屋を共に免震する案と、原子炉建屋のみを免震する案がある。原子炉建屋のみを免震する場合、原子炉建屋-タービン建屋間の境界を各種の配管が渡る。地震により異なる振動が生じる免震及び非免震建屋に固定された配管の振動応答を求め、その健全性を評価するためには、多点入力での地震応答解析^{(1),(2)}が適切と考えられる。

本研究では、図1に示す原子炉建屋を単独免震する場合の主蒸気系渡り配管の地震応答及び破損形態を把握するため、1/10 縮小モデルによる振動台実験および FEM によるシミュレーションを行なった。その結果、渡り配管の損傷形態は、低サイクル疲労破壊であり、損傷に至るレベル及び寿命は、設計レベルに対して十分余裕のあることが確認できた。解析結果は実験での応答とほぼ一致し、実験での破損箇所を再現できることを明らかにした。

Fig.1 Concept of Base Isolated Nuclear Power Plant

2. 試験体

実機主蒸気配管を用いた加振試験は、振動台の加振能力を考慮すると実施困難である。そこで相似則に基づき、実機主蒸気配管の縮尺比を 1/10 とした試験体を設計した。表 1 に相似則を示す。この相似則は、質量を調整し加速度比率が 1 になるよう調整したものである。

図2に振動台上に設置した試験体を示す。実機配管と同様の内圧 8.6MPa を水圧で負荷した。同形状の 2 体の配管試験体（試験体 1 及び 2）を製作し、加振実験を行なった。また、実機免震建屋の応答を模擬するために、10ton の鋼製錘、天然系積層ゴムおよび油圧ダンパを用いた「免震模擬体」を製作した。表 2 に試験体の振動特性を示す。

Table 1 Similarity Law for Scale Model

Parameters	Ratio, Model / Actual Piping
Length	1/10
Mass	1/10 ²
Frequency	$\sqrt{10}$
Time	1/ $\sqrt{10}$
Displacement	1/10
Velocity	1/ $\sqrt{10}$
Acceleration	1

Fig.2 Configuration of Test Model

3. 加振試験結果

加振試験ケース及び試験結果を表3に示す。検討用地震波によるタービン建屋応答波を用いた。また、試験体により大きな応答が生じるよう、フィルタ処理した地震波も用いた。

地震波加振 160%での免震模擬体に生じる最大変位振幅は37mm、フィルタ処理した地震波加振 250%の最大変位振幅は54mm、1200Galの正弦波加振での最大変位振幅は125mmとなった。縮尺比が 1/10 で実機に想定される免震建屋の相対変位振幅は 400mm であるので、実機における振幅以上の地震波を 5 回繰り返しても破損に至らず、その倍以上の負荷条件となる正弦波加振で疲労損傷に至る結果となった。

Table 2 Measured Vibration Modes

Part	Mode	Piping Model 1		Piping Model 2	
		Natural Frequency (Hz)	Damping Ratio	Natural Frequency (Hz)	Damping Ratio
Base Isolation	1st	2.86	0.079	2.87	0.074
	2nd	2.92	0.084	2.91	0.086
Pipe	1st	9.48	0.006	9.34	0.003
	2nd	10.46	0.004	10.52	0.011
	3rd	17.16	0.002	17.02	0.002

Table 3 Test Condition and Result

Excitation Wave	Level x Num. of Shakings and Failure Mode	
	Model 1	Model 2
Random, 1-40Hz	Elastic Level	
Seismic Wave	10% and 20% x10 more, 40%, 60% x 2, 80% x 2, 100%, 160%	10% and 20% x10 more, 160%
Filtered Seismic Wave	50%, 100%, 150%, 250% x 5	250%
Sinusoidal Wave 2.81 Hz, 50cycle	100gal, 600gal, 1000gal, 1200gal Fatigue crack penetration at the flank of the lower elbow	1200gal x 3 Fatigue crack penetration at the flank of the upper elbow

4. FEM によるシミュレーション

図3に解析モデルを示す。数値解析は汎用解析コード ABAQUS を用いた。配管部の応力ひずみ関係はバイリニアで近似した。強度上厳しくなる上下エルボはシェル要素とし、その他の配管部はパイプ要素でモデル化した。試験と解析で得られた固有振動数の差異は 1% 以内であることを確認した。表4に解析モデルの固有振動数と試験との比較を示す。

シミュレーションで求めたエルボのひずみを、試験での計測結果と比較して図4に示す。両者は概ね一致しており、試験を良く再現できていると考えられる。

試験での破損箇所違いをシミュレーションにより検証した。試験体1では下部エルボで疲労き裂が貫通し、試験体2では上部エルボで疲労き裂が貫通した。シミュレーションにより上下のエルボにおけるき裂貫通位置内面の周方向ひずみを求め比較した。図5にシミュレーションによる両試験体でのひずみの比較を示す。地震波加振では下部エルボのひずみ範囲が上部エルボのひずみ範囲よりも大きくなった。正弦波加振では、下部エルボの最大ひずみ範囲よりも上部エルボの最大ひずみ範囲が大きくなった。疲労損傷はひずみ範囲の大きさに依存し、実際に損傷した箇所のひずみ範囲がより大きいことをシミュレーションにより再現することができた。

Table 4 Comparison of Natural Frequency

Part	Mode	Analysis Result		Analysis / Test Ratio	
		Natural Frequency (Hz)		Piping Model 1 (%)	Piping Model 2 (%)
Base Isolation	1st	2.86		0.07	0.42
	2nd	2.92		0.06	-0.28
Pipe	1st	9.43		0.51	-0.97
	2nd	10.52		-0.58	-0.01
	3rd	17.01		0.86	0.04

5. 結言

免震 - 非免震建屋を渡る配管の多点入力条件下での地震応答及び破損形態を把握するため、主蒸気渡り配管の 1/10 縮小モデルによる振動台実験および数値解析を行い、以下の結果が得られた。

- 渡り配管の損傷形態が疲労損傷であること及び疲労寿命を試験で確認することができた。
- 多点入力地震応答解析結果は実験での配管部のひずみを再現することができた。
- シミュレーションにより、加振条件の違いによる上下エルボのひずみ範囲の違い、損傷箇所においてひずみ範囲が大きくなることを再現することができた。

謝辞

本開発は、経済産業省の補助事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発」の一環として、中部電力株式会社、日本原子力発電株式会社、北海道電力株式会社、東北電力株式会社、東京電力株式会社、北陸電力株式会社、関西電力株式会社、中国電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、電源開発株式会社、財団法人エネルギー総合工学研究所、株式会社東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社、三菱重工業株式会社による共同研究として遂行し、また、電力共通研究「免震システムの評価手法開発」として実施しています。

首都大学東京 西川孝夫名誉教授、東京大学 藤田隆史名誉教授、東京大学 久保哲夫名誉教授、東京大学大学院 笠原直人教授、(一財) 電力中央研究所 矢花修一氏の御指導を頂いております。

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

参考文献

- ASME B&PV Sec.III, Appendix N
- Satoru KAI, et al., "STUDY ON PIPING RESPONSE UNDER MULTIPLE EXCITATION PART2: VALIDATION FOR MULTIPLE ANALYSIS OF PIPING", ASME PVP2013-97841

Fig.3 Analysis Model

Fig.4 Comparison of Test Results with Analysis Results

Fig.5 Comparison of Damage Points