配管系の耐震安全性評価に関する研究*

(第1報, 繰り返し載荷を受ける直管の作用荷重レベルと損傷状況の比較)

中村 いずみ^{*1}, 大谷 章仁^{*2}, 白鳥 正樹^{*3}Study on the Estimation of Safety Margin of
Piping System Against Seismic Loading
(1st Report, Damage Observations of the Straight Pipes Subjected to
Cyclic Load Amplitudes of Various Levels)Izumi NAKAMURA^{*4}, Akihito OTANI and Masaki SHIRATORI^{**} National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention,
3-1 Tenno-dai, Tsukuba-shi, Ibaraki, 305-0006 Japan

Fatigue failure accompanied by ratchet deformation is well known as one of the failure modes of pressurized pipes under high-level cyclic load. In this research, the process of failure of such pipes was investigated based on the experimental result in which a straight pipe failed by repeatedly increasing cyclic input displacement amplitude in stages. The strain behavior, moment-deflection relationship, and observed damage were compared with the stress level used in the seismic design of the piping system. As a result, no significant damage was observed and the moment-deflection relationship remained almost linear within the primary stress limit of $3S_m$, although the strain showed elastic-plastic behavior at some measurement points. In the experiment, damage was observed at the applied load levels of approximately $5S_m$ of the primary stress, and 0.15 and more of the fatigue damage index, i.e., the usage factor based on the design. The test results showed that there is a certain time margin before failure occurs to actual piping systems, compared with its designed stress limitation.

Key Words: Straight Pipe, Low Cycle Fatigue, Observed Damage, Seismic Load, Allowable Stress, Damage Evaluation

1. 結 言

2007年7月に発生した新潟県中越沖地震では, 柏崎刈羽原子力発電所で設計の想定を超える地震動を記録した。地震後, 炉内を含む施設の点検が実施されているが, 2009年8月時点において, 耐震重要度の高い機器・構造物等に対する損傷は報告されておらず, これらの構造物の耐震性能にはある程度の裕度が存在していると考えられる。しかし, 設計上の想定を超えた入力を受けた機器類の地震後健全性評価の手法は確立されておらず, 施設の安全性判断に対し多くの議論が継続されている。

内圧を荷重した配管において, 地震を想定した高レベルの繰り返し荷重下における損傷形態は主に疲労損

傷であること, 内圧と作用荷重のレベルによっては配管外径の増加するラチェット現象を伴うことが既往研究によって明らかにされているが⁽¹⁾⁽³⁾, 疲労き裂貫通により配管がその機能を喪失するまでに検出される損傷の兆候を, 配管への負荷荷重との対比により調査した例はまだ少ない。本稿では, 内圧を荷重した直管に対し段階的に繰り返し変位を増加させ疲労損傷を生じさせた直管に対する載荷試験結果から, 載荷における応力レベル, 外観観察, 外径計測から得られる損傷調査, ひずみ履歴の変化を対照させた結果について述べる。

2. 直管に対する繰り返し載荷試験⁽⁴⁾

実験は直管に対する変位制御の繰り返し4点曲げ載荷である。試験体には高圧配管用炭素鋼管 STS410を使用し, 供試部の配管は100Asch80(外径:114.3mm, 肉厚:8.6mm)とした。また, 4点曲げ試験装置の支点部分における局所変形を防止するため, 供試部の両端

* 原稿受付 2009年9月3日。

^{*1} 正員, (独)防災科学技術研究所(〒305-0006 つくば市天王台3-1)。^{*2} 正員, (株)IHI(〒235-8501 横浜市磯子区新中原町1)。^{*3} 正員, フェロー, 横浜国立大学安心・安全の科学研究教育センター(〒240-8501 横浜市保土ヶ谷区常盤台79-7)。

E-mail: izumi@bosai.go.jp

には100Asch160 (外径: 114.3mm, 肉厚: 13.5mm) の配管を溶接した。試験体部分の長さは400mmであり、溶接する補強管の長さを調節して全体の長さを3,010mmとした。図1に試験体の形状を、図2に試験装置の外観を示す。4点曲げ試験装置の支持点スパンは2,400mm, 負荷点スパンは800mmである。また、ミルシートによる供試部配管の鋼材の機械的性質は表1の通りである。

試験では、0.2Hzの正弦波5波を1ブロックとした入力波を使用し、損傷までの荷重変形関係と最終損傷状態を取得するため、1ブロック入力ごとに段階的に入力変位振幅を増加させ、最終的に配管に損傷が生じるまで载荷を繰り返した。入力変位波形を図3に示す。

Fig.1 Configuration of the specimen

Fig.2 Four-point bending test equipment

Table 1 Mechanical property by the inspection certificate

σ_y [MPa]	σ_u [MPa]	El. [%]
312	470	38

Fig.3 Input displacement waveform

Fig.4 Crack penetration at the side of the weld

1 ブロックの载荷終了後、変位は強制的にゼロとなるよう制御しているため、試験体に塑性変形が生じると残留反力が生じるが、そのまま後続の試験を実施した。試験は常温で行い、内部に水を満たして水圧により11MPaの内圧を負荷した。内圧により供試部に生じる周方向応力は約68MPaとなる。試験における損傷は配管のき裂貫通に伴う配管内部の水の漏洩で定義した。試験では、入力変位、反力、配管の表面ひずみ等の物理データを計測するとともに、主に2回の载荷ごとに外径計測と外観調査を行った。本試験においては、入力変位振幅 ± 2.5 mm, ± 5 mmの载荷を実施した後、5mmずつ入力変位振幅を増加させた。入力変位振幅 ± 15 mmの载荷については、一部のひずみ計測点において計測レンジをオーバーしたため、アンプの再設定を行い、再度 ± 15 mmの载荷を実施した。最終的には、入力変位振幅 ± 95 mmの载荷5サイクル目で、sch80の試験配管とsch160の補強配管を接合した溶接部近傍でき裂が貫通した。図4にき裂貫通状況を示す。

3. 実験結果

3・1 ひずみ挙動 試験では、管外面の軸方向および周方向ひずみを計測した。ひずみを計測した断面は、供試部の中央断面 (S10 断面), 中央断面より30mm左右に離れた2断面 (S20, S40 断面), 180mm左右に離れた2断面 (S30, S50 断面) である。断面周方向の計測は、S10 断面では 0° から 45° ごとに8点、そ

(a) Strain measurement section in the axial direction

(b) Strain measurement points in the circumferential direction

Fig.5 Strain measurement position

他の断面では90°ごとに4点計測した。図5にひずみ計測位置を示す。試験の荷重方向は図5(b)の90°-270°方向、中立軸は0°-180°方向であり、曲げ応力は90°および270°において最大となる。

図6に、±10mm、±15mm (1回目)、±20mmの荷重について、S10、S40、S50断面の、0°、315°、270°の位置における計測ひずみの時刻歴波形を示す。図6は、各荷重における計測開始時のひずみをグラフ描画時の基点(ゼロ)にしてプロットされており、内圧による発生ひずみや先行する荷重において生じた残留ひずみ等の、各荷重開始前に記録されている残留ひずみは加算されていない。図中の凡例は各計測点におけるひずみの計測方向を示しており、Axialは軸ひずみを、Hoopは周ひずみを意味する。実験では、計測ひずみで1,500μ以上を塑性域到達の判断基準とした。

図6に示したように、±10mmの荷重よりS50断面の、曲げ応力の最も大きくなる270°に位置する計測点で塑性挙動が確認され始め、±15mmの荷重では、全ての計測断面の270°の計測点に、また、±20mmの荷重では、中立軸となる0°以外のほとんどの計測点に塑性域が広がっていったことが確認される。図6において、±20mmの荷重のひずみ履歴では、中立軸に相当する0°の計測点でもひずみのドリフトが確認されるが、これは、3.3で述べるように、荷重に伴い供試部が変形してくる影響が現れているものと考えられる。S10からS50のひずみ計測断面は、すべて荷重により生じるモーメントが一定の領域にあるが、塑性ひずみの発生は各断面で一律に生じるのではなく、溶接線近傍のS30、S50から始まり、その後他の断面の荷重方向に位置する計測点で塑性ひずみが発生していった。さらに荷重を継続すると、荷重方向から中立軸寄りの計測点まで塑性変形領域が拡大していったことがわかる。溶接線近傍であるS30、S50で先に塑性ひずみが確認されることは、最終的な損傷形態(S50側の

溶接線近傍でのき裂貫通)にも一致していた。

S10断面の、0°、45°、90°で計測されたひずみについて、各荷重における3サイクル目のひずみ範囲を図7(a)に、各荷重終了時点で生じた残留ひずみを累積したグラフを図7(b)に示す。図7に示すように、±25mm以降の荷重では、入力変位振幅の増加に伴いひずみ範囲と残留ひずみがともに増加していった。ひずみ範囲は曲げ応力が最大となる90°位置の軸ひずみが、また、残留ひずみは90°位置の周ひずみが大きく、中立軸に位置する0°ではひずみ範囲、残留ひずみともに小さいことが分かる。残留ひずみの累積は、全ての計測点で単調増加の傾向を示しており、試験においてラチェット変形の生じていることがひずみデータから確認できる。図7(b)に示すように、残留ひずみの発生は、全体的には±15mm程度までは顕著ではなく、±20mmの荷重以降は荷重ごとに残留ひずみが累積していった。90°位置の軸ひずみ(図中■)を例にとると、最終的には、ひずみ範囲で4%程度、累積残留ひずみで約2%超に達した。

3・2 モーメント-入力変位関係 ±10mm～±20mm、±35mm、および、最終的に試験体の損傷を生じた±95mmについて、試験で得られた曲げモーメント(M)-入力変位(δ)関係を図8に示す。図中に記載した細い直線は弾性計算から得られたM-δ関係であり、本試験の場合、図9に示すようなモーメントと入力変位、供試部配管の剛性分布であることを考慮し、面積モーメント法を用いて算出すると、以下の式(1)で与えられる。

$$M = \frac{6E}{l^2} \left\{ \frac{I_1 \cdot I_2}{\left(5 - \frac{l_a}{l}\right) \cdot I_1 + \frac{3l_a}{l} \cdot I_2} \right\} \times 10^{-6} \delta = 1.890 \delta \quad (1)$$

(a) Range of strain at the third cycle of each input

(b) Cumulative data of residual strain

Fig. 7 Strain behavior through the test at S10 section, 0° - 90°

ただし, M : 曲げモーメント[kN-m], δ : 入力変位[mm],
 E : 縦弾性係数[MPa], l : 載荷装置の支点間距離[mm],
 本試験体では 800mm, l_a : sch80 の配管長さ[mm], 本
 試験体では 400mm, I_1 : sch80 管の断面 2 次モーメント
 [mm⁴], I_2 : sch160 管の断面 2 次モーメント[mm⁴]

3.1 で述べたとおり, 入力変位振幅 ± 10 mm で供試部
 の補強管との溶接部位に近い断面 (S30 および S50)
 の一部で, また, ± 15 mm ではひずみを計測していた
 全ての断面の載荷方向に位置する計測点でひずみが塑
 性域に到達したことが確認されたが, 図 8 より, $\pm$
 15 mm までの M - δ 関係はほぼ線形関係を維持してい
 たことがわかる. ± 15 mm の入力, 1 回目の載荷で一
 部の計測点においてひずみが測定レンジを超えたため,
 アンプを再設定して 2 回目の載荷を行ったが, M - δ 関
 係は 1 回目と 2 回目ではほとんど違いがなかった. M - δ
 関係が塑性化に伴うループを描くようになるのは, 載
 荷直交方向以外のほとんどの計測点で計測ひずみの塑
 性挙動が確認された ± 20 mm の載荷以降であった. $\pm$
 95 mm の載荷では入力 5 サイクル目 (図 8 (f)の菱形の
 点で表された位置) でき裂が貫通したが, M - δ 関係は
 き裂貫通前後でも安定した形状を示していた.

(a) Test specimen

(b) B.M.D.

(c) Deflection of
the specimen(d) Distribution of
the stiffness(e) Fictitious
distribution load
for moment area method

P : Reaction force, $M=Pl$

Deflection at point A, δ , is obtained as a fictitious moment M_A^* when the fictitious distribution load (e) apply on the test specimen (a).

Fig.9 Procedure to obtain the M - δ relation by the moment area method

Fig.8 Moment - input displacement relationship

3・3 外径計測結果および外観観察結果

外径計測は、供試部である sch80 の配管中央部 (以下 A 断面、ひずみゲージ貼付箇所を避けて計測)、および補強管である sch160 の配管との溶接部近傍の sch80 側 2 ヶ所 (以下 B1, B2 断面) の計 3 ヶ所で実施し、荷重方向 (90° - 270° 方向) と荷重直交方向 (0° - 180° 方向) の 2 方向の外径をノギスにより計測した。図 10 に、外径計測結果を示す。図 10 には、比較のため、別途実施した単調荷重による曲げ試験⁽⁴⁾に供した試験体の中央断面で計測した外径計測結果も合わせて示した (凡例で Monotonic と記載しているもの)。図中、横軸と水平に引いている 2 本の点線は、JIS 規格⁽⁵⁾における STS410 の外径許容差である。図 10 より、単調荷重試験に供した試験体の外径計測結果では、入力変位 25mm 以降において、初期値と比較すると 0° - 180° 方向では外径が増加、 90° - 270° 方向では外径が減少する傾向となっており、入力変位の増加に伴い、断面の扁平化が生じていることがわかる。一方、繰り返し荷重を実施した試験体では、入力変位を増加させて荷重を繰り返すに従い、外径の計測位置により増加量は異なるものの、全ての計測位置で外径の増加が生じており、ラチェット変形の発生が認められる。初期計測データと比較すると、 $\pm 15\text{mm}$ の荷重から若干の外径増加傾向が確認できる。このときの外径増加量は $0.1 \sim 0.25\text{mm}$ ($0.09 \sim 0.2\%$) 程度であった。外径計測を行った 6 ヶ所のうち、1 ヶ所でも JIS 規格における許容差範囲を超えたのは、 $\pm 35\text{mm}$ の入力による荷重以降であった。最終的な外径増加量は約 $2.2 \sim 6.4\text{mm}$ ($1.9 \sim 5.6\%$) であった。外観観察では、 $\pm 25\text{mm}$ の入力終了時に配管外表面の黒皮 (酸化被膜) にしわが寄っているのが確認され、その後、入力変位を増加させた荷重の繰り返しのに伴い細かく剥がれ落ちていった。

Fig. 10 Increase of the outer diameter with loading

4. 応力レベルと観測された損傷

4・1 実験における発生応力の算出

発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針は 2006 年 9 月に改訂された。これを受けて原子力発電所耐震設計技術指針も改訂手続きが取られ、原子力発電所耐震設計技術規程として発刊準備されている。以下の検討では、改訂された原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)⁽⁶⁾に準拠した応力レベルと実験において確認された損傷について述べる。

JEAC4601-2008 において、第 1 種管 (直管) の一次応力 S_{pm} [MPa] は式 (2) で与えられる。

$$S_{pm} = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i} \quad (2)$$

ここで、 B_1, B_2 : 応力係数、直管の場合、 $B_1=0.5, B_2=1.0$ ⁽⁷⁾, P : 内圧 [MPa], D_0 : 配管外径 [mm], t : 配管肉厚 [mm], M_{ip} : 管の機械的荷重 (地震による慣性力を含む) によるモーメント [N-mm], Z_i : 管の断面係数 [mm³]

JEAC4601-2008 では曲げによる一次応力の制限はなくなったが、改訂前の原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987) では、 S_m を設計応力強さとし、許容応力状態 IV_AS において $3S_m$ 以下に制限されていた⁽⁸⁾。

また、一次・二次応力範囲 S_n [MPa] は式 (3) で、ピーク応力 S_p [MPa] は式 (4) で、繰り返しピーク応力強さ S_i [MPa] は式 (5) で与えられる⁽⁶⁾。

$$S_n = \frac{C_2 M_{is}}{Z_i} \quad (3)$$

$$S_p = \frac{K_2 C_2 M_{is}}{Z_i} \quad (4)$$

$$S_i = \frac{K_e S_p}{2} \quad (5)$$

ここで、 C_2, K_2 : 応力係数、直管の場合、 $C_2=0.5, K_2=1.0$ ⁽⁷⁾, M_{is} : 地震動のみによる慣性力と相対変位により生じるモーメントの全振幅 [N-mm]。 K_e の値は、 S_n が $3S_m$ 以下の場合は 1 であり、 $3S_m$ 以上の場合は、日本機械学会の発電用原子力設備規格設計・建設規格 (以下 JSME 建設規格)⁽⁷⁾の規定に従って算出される。 K_e は $K=S_p/S_n$ の大きさにより算出方法が異なるが、今回の試験体の場合、 $K=K_2=1.0$ であること、また、使用している配管が炭素鋼であることから、以下の式 (6), (7) で算出される。

$$(a) \frac{S_n}{3S_m} < \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q-1)}}{2A_0}$$

の場合

$$K_e = 1 + A_0 \left(\frac{S_n}{3S_m} - \frac{1}{K} \right) \quad (6)$$

$$(b) \frac{S_n}{3S_m} \geq \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q-1)}}{2A_0}$$

の場合

$$K_e = 1 + (q-1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n} \right) \quad (7)$$

ここで, q, A_0 は JSME 建設規格で定められる値で, 炭素鋼の場合, $q=3.1, A_0=0.66$.

実験における応力レベルは, 試験体の弾性を仮定し, 実験での入力変位に対する仮想弾性モーメント (以下 M_f) を求め, 求められた M_f を (2) 式の M_p として用いることにより一次応力を求めた⁹⁾. 図 11 に, M_f を求める手順を模式的に示す. また, 一次+二次応力は, 地震により発生するモーメントの両振幅を使用するため, (3), (4) 式の M_b を $2M_f$ とし, 応力を算出した.

4.2 一次応力レベルと観測された損傷 STS410 の設計応力強さ S_m に JSME 建設規格における規格値 137N/mm^2 を使用し, 本試験で使用した配管形状と試験での負荷内圧を考慮すると, 式(1), (2)より, 弾性を仮定すると, S_{pm}/S_m と 4 点曲げ試験装置の入力変位 δ [mm] の関係は式(8)で与えられる.

$$\frac{S_{pm}}{S_m} = 0.27 + 0.196\delta \quad (8)$$

Fig. 11 Schematic illustration to obtain the fictitious elastic moment, $M_f^{(9)}$

入力変位量を基準とし, 弾性を仮定して仮想的に求めた一次応力と実験で確認された損傷を比較すると, 旧指針 (JEAG4601-1987) における一次応力制限に最も近い $\pm 15\text{mm}$ ($3.2S_m$) の入力では, 配管の一部のひずみで塑性挙動を示すものの, M - δ 関係はほぼ弾性挙動を示しており, 塑性化の影響は M - δ 関係に表れるほどではないことが伺える. ひずみで確認される塑性領域が中立軸 (0° および 180°) 以外の全ての計測点まで広がり, M - δ 関係に非線形挙動が確認され始めた $\pm 20\text{mm}$ の載荷は, 約 $4.2S_m$ に相当する. 外径の増加は $\pm 15\text{mm}$ の入力から確認され始めるが, JIS 規格での外径の許容差を超えているデータを外径増加の判断基準にする場合, $\pm 35\text{mm}$ (約 $7.1S_m$) 以降で検出された. 外観観察で異状が確認できたのは, $\pm 25\text{mm}$ (約 $5.2S_m$) の入力以降であった.

4.3 一次+二次応力, ピーク応力の評価 式(3)より, 前項と同様の手順で一次+二次応力 S_n を算定すると, S_n が, JEAG4601-2008 で定められているクラス 1 配管の供用状態 C_s, D_s ⁶⁾ における許容応力である $3S_m$ に到達する入力変位は 7.6mm となる. 実験において, この制限に最も近い入力変位は $\pm 10\text{mm}$ ($3.9S_m$) となるが, 第 3 章で述べたように, このときのひずみは一部を除いて弾性域にとどまっており, 残留ひずみもほとんど生じていない. また, M - δ 関係はほぼ線形範囲にあった. 実験での各入力変位における繰り返しピーク応力強さ S_f , JSME 建設規格で定められている炭素鋼の設計疲労線図¹⁰⁾ から得られる許容繰返し回数 N_f , N_f と実際の繰返し数の比を累積して得られる疲労累積係数 UF を表 2 に示す. ここで, UF は式(9)で与えられ, $UF=1.0$ が設計における制限値である.

$$UF = \sum \frac{5}{N_f} \quad (9)$$

Table 2 UF at the end of each input displacement

Input disp. [mm]	S_f [MPa]	N_f	UF
5	137	102200	0.00
10	410	2516	0.00
15	836	357	0.03
20	1261	133	0.07
25	1686	66	0.14
30	2111	39	0.27
35	2537	26	0.47
40	2962	18	0.74
45	3387	14	1.10

ただし, N_f : 各入力変位に対応する繰り返しピーク応力強さに対する許容繰り返し回数

UF を求めるにあたり, 文献⁽¹⁰⁾の添付 4-2, 項目 3 において, 炭素鋼においては式(5)で求めた S_f に対し, $2.07 \times 10^5/E$ を乗じることとなっているため, 表 2 の S_f はその補正を行ったあとの値を記載している. $\delta=2.5\text{mm}$ および $\delta=50\text{mm}$ 以上については, 実験から得られる S_f が文献⁽¹⁰⁾で値が規定されている S_f の範囲外となるため, 表には記載していない. 表 2 の UF は, 該当する入力変位の载荷が終了した時点での UF であり, $\pm 15\text{mm}$ の入力については, 2 回载荷を行ったことを考慮して算出している. 表 2 から, 設計上の疲労評価を行う場合, $\pm 45\text{mm}$ の入力では UF が 1 に達し, 設計評価上では破損に至ることになるが, 実験における実際の破損は $\pm 95\text{mm}$ の入力で生じた. 3.3 で述べた外径計測, 損傷観察結果から, 外観観察で異状の確認された $\pm 25\text{mm}$ の入力後は, UF は 0.14 程度であった. また, 設計上の疲労評価により $UF=1.0$ を超えた段階 ($\pm 45\text{mm}$ 入力後) では, JIS 規格の規定を超えた外径の増加や酸化皮膜の剥がれなどの異状が確認される状態であると考えられる.

入力変位量を基準として第 3 章の実験結果と設計における応力制限を比較すると, 一次+二次応力制限, 疲労制限, 旧指針の一次応力制限ともに, 実際の配管では設計の想定に対し機能を喪失するような損傷までには 5 倍程度, 疲労累積係数では 2 倍程度の裕度を有していると考えられる.

5. 結 語

内圧を負荷し, 段階的に繰り返し変位を増加させて疲労損傷を生じさせた直管に対する载荷試験結果より, 外観観察, 外径計測結果, ひずみ履歴の変化, モーメント-入力変位関係を比較し, 損傷の経過を調査した. また, 線形を仮定して求めた応力レベルと実験により得られた損傷状況を対比した. その結果, 設計指針における一次応力および一次+二次応力の制限内では, 配管の一部が塑性化するがモーメント-入力変位関係はほぼ線形関係を維持していること, また, 外観観察や外径計測ではほとんど異状が確認されない程度であることがわかった. 本試験の結果では, 外観観察または外径計測により目視での異状や JIS 規格での許容差以上の外径変形が確認されるのは, 一次応力で約 $5S_m$ 程度以上, または設計における累積疲労損傷度で 0.15 程度以降であった. 入力変位量

を基準として実験結果と設計における応力制限とを比較すると, 実際の配管において配管内部の水の漏洩という機能損失を生じるまでには, 5 倍程度, 累積疲労損傷度では 2 倍程度の裕度があることが確認された.

謝 辞

本研究で引用した実験は, 科学技術庁国立機関原子力試験研究費により実施されたものである (平成 8 年度~平成 12 年度, 課題名: 機器・配管系の経年変化に伴う耐震安全裕度評価手法の研究, 実施期間: 防災科学技術研究所). 当該研究の実施にあたっては, 実験実施委員会 (略称: AP 委員会, 委員長: 白鳥正樹横浜国立大学教授) を組織し研究内容について議論を行った. 関係各位に記して感謝します.

文 献

- (1) Tagart, S. W. Jr., Tang, Y. K., Guzy, D. J., Ranganath, S., Piping dynamic reliability and code rule change recommendations, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 123 (1990), pp. 373-385.
- (2) Yoshino, K., Endou, R., Sakaida, T., Yokota, H., Fujiwaka, T., Asada, Y., Suzuki, K., Study on Seismic Design of Nuclear Power Plant Piping in Japan Part 3: Component Test Results, *ASME PVP* Vol. 407 (2000), pp. 131-137.
- (3) Fujita, K., Shiraki, K., Kitade, K., and Nakamura, T., Vibration Damaged Experiments of Curved Piping for Investigating the Seismic Ultimate Strength, *Transactions of the Japan Society of Mechanical Engineers*, Vol. 44 - 386 (1978), pp. 3437 - 3445.
- (4) Nakamura, I., Otani, A., Shiratori, M., Study on Estimation Method of Seismic Safety Margin of Aged Piping System and Equipment, *Technical Note of the National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention*, No. 220 (2001).
- (5) Japanese Industrial Standards Committee, *Carbon steel pipes for high pressure service*, JIS G3455 (2004)
- (6) Japan Electric Association, *Codes for Aseismic Design of Nuclear Power Plants* (in Japanese), JEAC4601-2008 (2009)
- (7) The Japan Society of Mechanical Engineers, *Codes for Nuclear power Generation Facilities - Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants - JSME S NC1-2005*. (2005)
- (8) Japan Electric Association, *Technical Guidelines for Aseismic Design of Nuclear Power Plants*, JEAG4601-1987 (1987)
- (9) Hasegawa, K., Miyazaki, K., Nakamura, I., Failure Mode and Failure Strength for Wall Thinning Straight Pipes and Elbows Subjected to Seismic Loading, *Transactions of ASME, Journal of Pressure Vessel and Technology*, Vol. 130 (2008), pp. 011404-1-011404-8.
- (10) The Japan Society of Mechanical Engineers, *Codes for Nuclear power Generation Facilities - Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants - JSME S NC1-2007*. (2007)