

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

(4) 機器・配管系の解析評価事例

Risk Evaluation Method for Faults Displacement by Engineering Approach (4) The Analysis Evaluation of Equipment and Piping System

MHI NS エンジ	佐藤 邦彦	Kunihiko SATO
MHI NS エンジ	鈴木 優	Yutaka SUZUKI
三菱重工	新聞 聡	Satoshi SHINMA
三菱重工	原口 龍将	Ryusuke HARAGUCHI
日本原電	神谷 昌伸	Masanobu KAMIYA
日本原電	小川 勤	Tsutomu OGAWA
日本原電	上屋 浩一	Koichi KAMIYA

The structural integrity of equipment and piping systems to a fault displacement depends on the damage state of a reactor building. When there is no damage in a reactor building, the supporting function of equipment and piping systems is maintained. In this case, FEM analysis can estimate the allowable state of the entire system of the important safety equipment. In this part, an example of the analysis evaluation for the equipment and piping systems, which are important for safety, in the case of loading a fault displacement and the influence on reactor cooling system are discussed. An evaluation by superposition to a fault displacement and an earthquake is not discussed in this report.

Keywords: nuclear safety, fault displacement, equipment and piping systems, FEM analysis

1. はじめに

断層変位に対する機器・配管系の健全性は、建屋・構築物、土木構造物の損傷状態に起因する。

建物・構築物が健全で機器・配管系の支持機能が維持されている場合は、主に決定論での影響分析及び裕度評価にて安全上重要な設備のシステム全体が評価可能である。一方、建物・構築物が広域にわたり崩壊している場合等においては、支持機能の有無を確認した上で安全上重要な設備を機器毎に評価し、それを入力として事故シナリオを整理し、確率論的なリスク評価に繋げることになる。また、建物・構築物への影響が局所的な範囲に限られる場合は、その範囲の支持機能は期待せずに評価することもできる。

本発表では、炉心の安全停止に関連する安全上重要な代表的な機器・配管系に着目し、地震を起因とする断層変位（ずれ）をハザードとして、既存の原子炉建屋の直下に数十 cm の正断層型の縦ずれ変位を仮定した場合の

建屋内の重要機器及び安全系の配管に対する影響程度について、既往の知見^{[1][2][3]}を参照し、決定論的手法に基づき評価した日本原子力学会調査専門委員会の成果報告^[10]の内容の一部を紹介する。

2. 入力条件

断層変位の入力、当該設備の支持構造物である建物・構築物の構造躯体を介して機器・配管系に作用する。

このため、建物・構築物の変形、傾斜等が図1に示すように機器・配管系への入力条件となる。また、建物・構築物の損傷状態から設備の支持機能を有するエリアを特定することができる。

すなわち、機器・配管系への断層変位の影響評価では、断層変位による建物・構築物の応答と損傷状態を入力条件として評価対象機器を選定し、構造健全性評価を実施する。

なお、機器・配管系の支持機能が維持されている場合の影響評価においては、図2に示す事項を考慮する。

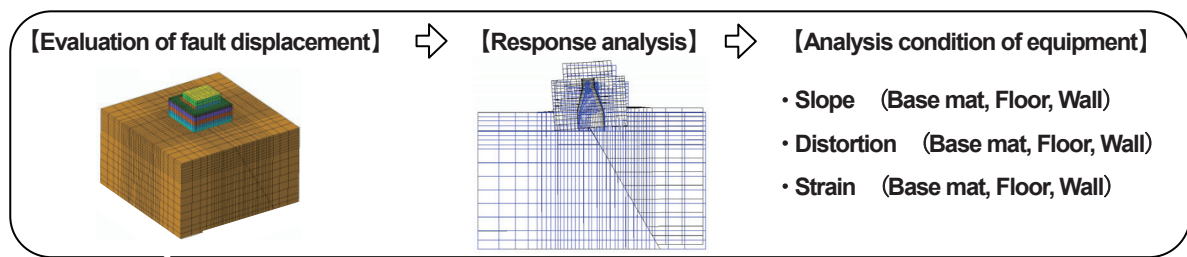


Fig.1 Response analysis condition of equipment and piping systems^[11]

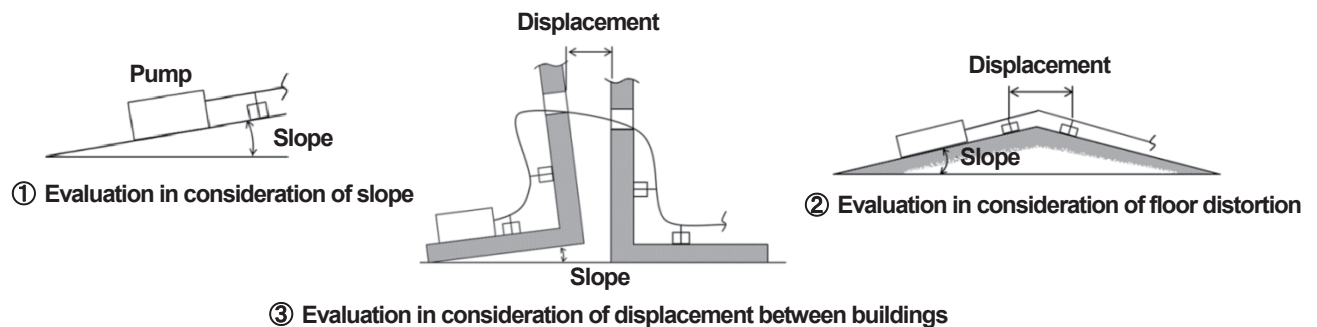


Fig.2 Consideration matter in evaluation of equipment and piping systems^[11]

3. 荷重の組合せ

機器・配管系の影響評価では、短期荷重である断層変位による傾斜、建屋内の変形、建屋間の相対変位を運転時荷重と組み合わせる必要がある。また、地震荷重を同時に考慮する必要がある場合には、国内の規程、規格^{[4][5]}に基づいて、適切にそれらを組み合わせるものとするが、断層変位と地震との重量による荷重組合せは、今後の課題とし、本検討では取扱っていない。

すなわち、本評価では①、②の荷重が同時に作用すると想定する。

- ①断層変位による傾斜、建屋内の変形、建屋間の相対変位
- ②運転時荷重、死荷重

4. 許容限界

4.1 構造損傷

損傷に寄与する応力では、外力とつりあう応力としての一次応力評価に傾斜の影響を考慮する。また、隣接部分の拘束又は自己拘束により生じる二次応力評価に、変形、建物・構築物間の相対変位の影響を考慮する。

一次応力、二次応力の許容限界は、前述の国内の規格・基準^{[4][5]}に基づくものとするが、二次応力は、変形に伴

い応力が再分配されるため、延性破断に対する許容応力は把握できない。このため、建物・構築物の変形、相対変位による延性破断の現実的な評価として弾塑性解析を導入することで、ひずみに対する許容限界を把握することが可能となる。

4.2 機能損傷

断層変位に伴う建屋の傾斜による影響のような長期間継続する可能性がある荷重に対しては、例えば建屋床の傾斜に応じた偏った荷重が機器に作用する。ポンプ等の回転機器の場合には、ラジアル荷重、アキシアル荷重及びその複合荷重が増加することが考えられる。

断層変位発生後、長期間に渡り機能維持が必要となる動的機器の場合には、それらの荷重に対し、軸受部、シール部等の構造強度を評価し、長期許容荷重（定格荷重）との比較により動作機能を確認することが可能である。

なお、非常用ディーゼル発電設備や立形ポンプ等の長尺回転機器の場合には、建物・構築物の変形で生じた荷重による軸受の損傷に注意が必要である。

また、断層変位に伴い、隣接する建屋間で相対変位が生じる場合、両建屋間を跨ぐ渡り配管では、相対変位に対して延性破断等による損傷がないことを確認する必要がある。

5. 解析・評価手法

評価は、機器・配管系の各設備の構造面での特徴を考慮して評価部位を抽出し、国内の規格・基準^{[4][5]}に基づいた適切な評価法を適用する。例えば、配管系のような静的構造物については、建屋の傾斜のような入力条件に対しては影響は軽微であるものの、変位によっては流路閉塞や破断等が発生し、安全機能が喪失するおそれがある。また、ポンプのような動的機器では、傾斜の程度によっては動作機能が失われるおそれがあり、機器定着部を含めた評価を行い、運転性能を確認する必要がある。

このように、設備の配置と損傷状態を考慮して影響評価を行うことを基本的な考え方とする。

6. 解析評価事例

断層変位に対する評価事例として、既設プラントの原子炉建屋等の直下に鉛直方向に 50 cm の断層変位が生じる事象を想定した。図 3 に建屋の 3 次元 FEM 解析結果を示すが、本結果に基づき、床の傾斜、変形及び建屋間相対変位を算定し、機器評価のための入力条件として表 1 にまとめた。機器・配管系の評価事例として、図 4 の機器評価点に示す、①安全系ポンプ、②渡り配管及び③制御棒挿入性に関して、これを入力として評価した^{[6][7]}。

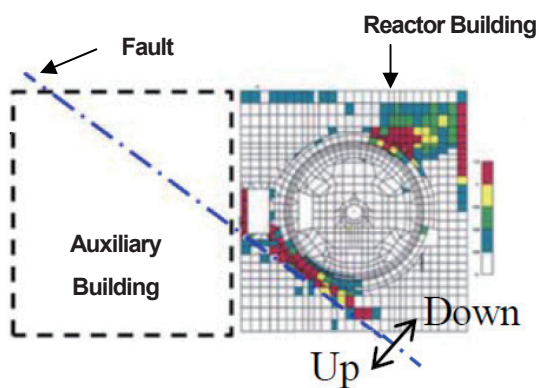


Fig.3 FEM analysis result of reactor building^[11]

Table 1 Analysis condition for evaluation of equipment^[11]

Fault displacement	①Pump	②Piping	③Control Rod
	Slope	Displacement	Slope
50cm	12/1000 (0.67°)	X : -136.6 mm Y : 6.8 mm Z : -212.9 mm	8/1000 (0.44°)

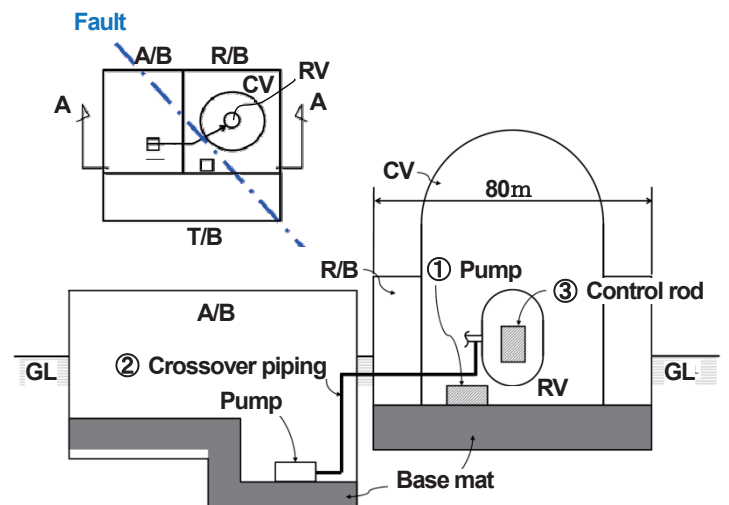


Fig.4 Equipment layout (Section A-A)^[11]

6.1 安全系ポンプの強度評価

断層変位により原子炉建屋が傾斜した場合の安全系ポンプの健全性を評価するため、図 5 に示す構造上クリティカルと想定される基礎ボルトと軸受に着目して影響評価を行った結果、基礎ボルトには有意な応力は発生せず、軸受に生じる荷重も表 2 に示すように小さく、構造損傷、機能損傷には至らないことを確認した。

なお、ポンプの台板を傾斜させた動作実験例では、約 4° (10/145) 程度の傾斜では機能に影響がないことが確認されている^[3]。

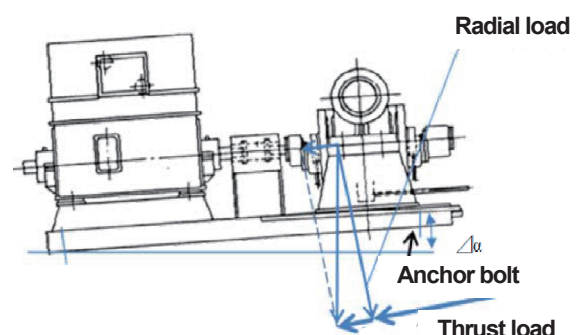


Fig.5 Evaluation of pump^[11]

Table 2 Bearing load by slope (N)^[11]

Fault displacement (cm)	Slope	Thrust load	Allowable load	Radial load	Allowable load	Evaluation
—	0°	12,000	355,000	4,452	16,200	OK
50	0.67°	12,058	355,000	4,452	16,200	OK

6.2 配管の強度評価

断層変位に対して、構造強度上厳しいと想定される原子炉建屋と補助建屋とを跨ぐ、図6の建屋配置図に示す安全系の渡り配管を評価対象として、以下の通り、弾塑性解析を実施した。

(1) 解析条件

- ①建屋床のひずみは2000 μ 以下であり、サポート定着部は固定とする。
- ②建屋間相対変位は、原子炉建屋側の配管サポート点に強制変位として入力する。

(2) 解析モデル

配管応答の厳しい範囲をシェルモデル、その他を梁モデルで構成した図7に示すハイブリッドモデルを採用した。配管仕様を表3に示す。

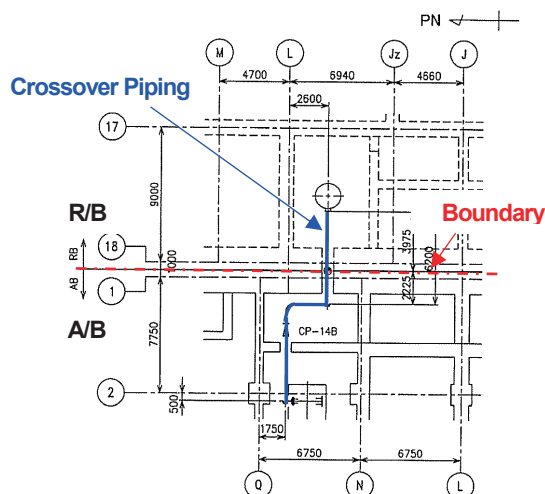


Fig.6 Plant layout and crossover piping^[11]

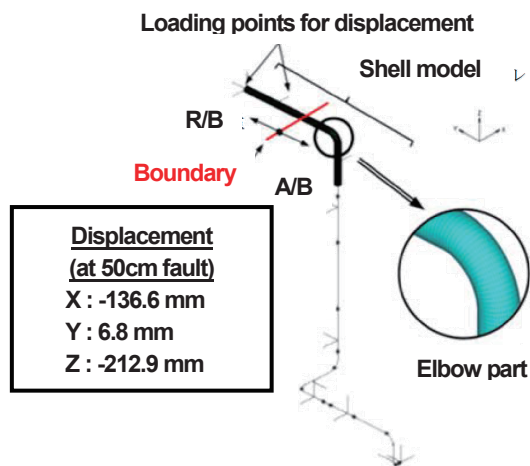


Fig.7 Elasto-plastic analysis model of piping^[11]

Table 3 Specification of piping system (SS)^[11]

Sch.	Thickness (mm)	Temp. (°C)	Pressure (MPa)
14B	11.1	150	2.7

使用コード : ANSYS

主な使用要素 : SHELL181 (シェル要素部)

PIPE288 (はり要素直管部)

ELBOW290 (はり要素エルボ部)

弾塑性モデル : 2直線近似による移動硬化則モデル (図8参照)

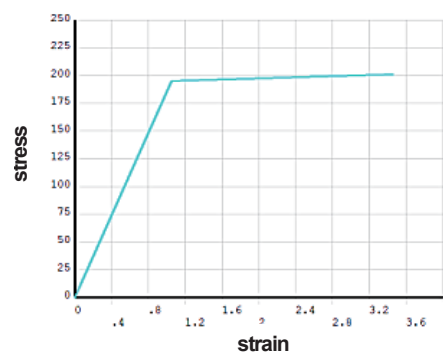


Fig.8 Material property^[11]

(3) 判定基準

弾塑性解析結果により算定される最大ひずみにより、配管材料が延性破断を起こさないことを確認する。延性限界としては、JISに記載されている材料の伸び (22%) を基準とする。

(4) 解析結果

図9及び図10にそれぞれ、変形図及びひずみ分布図を示す。最大ひずみは建屋境界部近傍のエルボ部で2%程度であり、既往のガイドライン^[8]の許容ひずみ8%以下を満足し、またJIS規格の破断伸びは22%以上であることから、延性破断に対して余裕があることを確認できた。

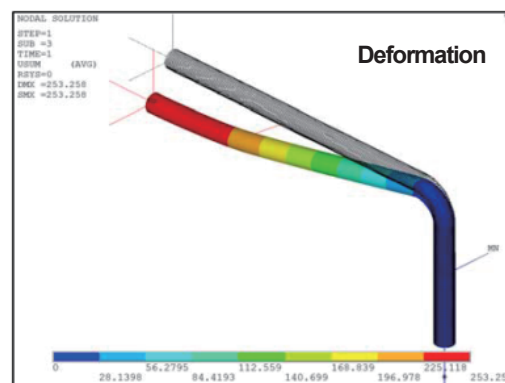


Fig.9 Result of elasto-plastic analysis : Deformation^[11]

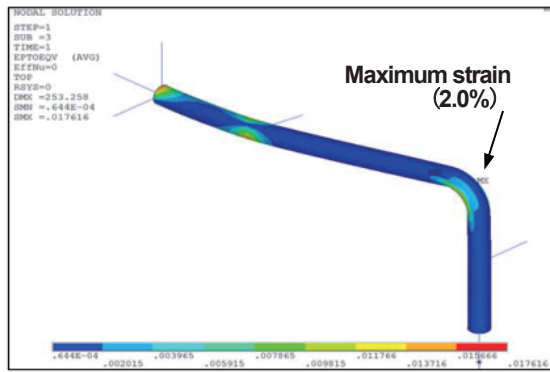


Fig.10 Result of elasto-plastic analysis : Strain^[11]

6.3 PWR の制御棒挿入性評価

制御棒クラスタ及び駆動軸は自重によって円滑に挿入できる構造となっており、軽微な傾斜では制御棒の挿入を阻害することはないが、断層変位によって制御棒の挿入経路が傾斜した場合は、挿入経路との摩擦によって生じる抗力を評価することで挿入性についての評価が可能である。制御棒の挿入経路を図 11 に示す。

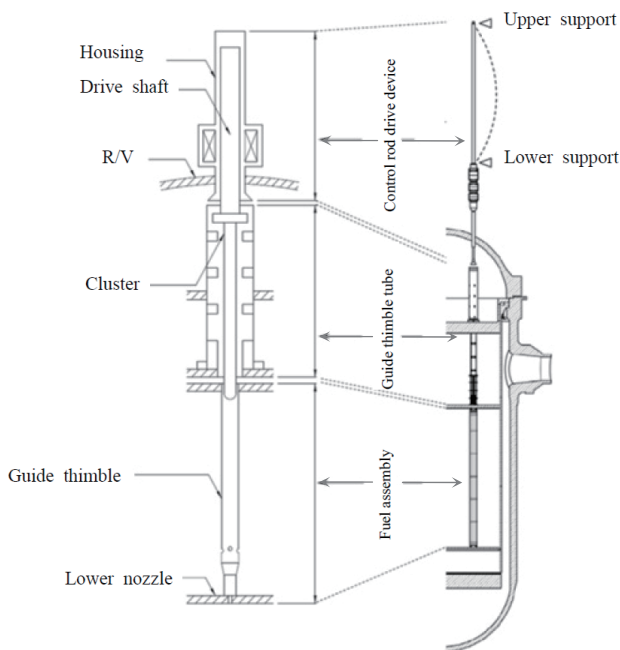


Fig.11 Insertion route of control rod^[11]

原子炉建屋に 8/1000 程度の傾斜を想定した場合、図 12 に示すように、傾斜による自重の分力により燃料集合体（制御棒の挿入経路）は 0.3 mm 程度たわむと考えられるが、たわみに対する制御棒の挿入遅れには、旧原子力安全基盤機構が多度津の振動台で実施した耐震実証試験結果^[9]から、図 13 に示すとおり S2(1) 地震時の最大変位である約 15 mm と比較すれば、十分小さいことがわかる。

$$F = \mu \times M \cdot g \times \sin \theta \quad \dots (1)$$

ここで、 F : 上向きの抗力

μ : 摩擦係数

$M \cdot g$: 自重

θ : 傾斜 ($=0.44^\circ$)

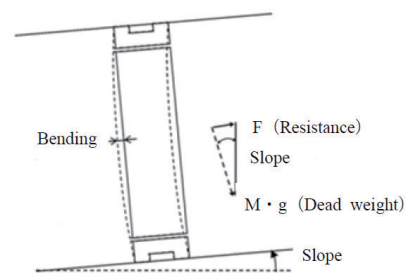


Fig.12 Bending of fuel assembly by slope of RV^[11]

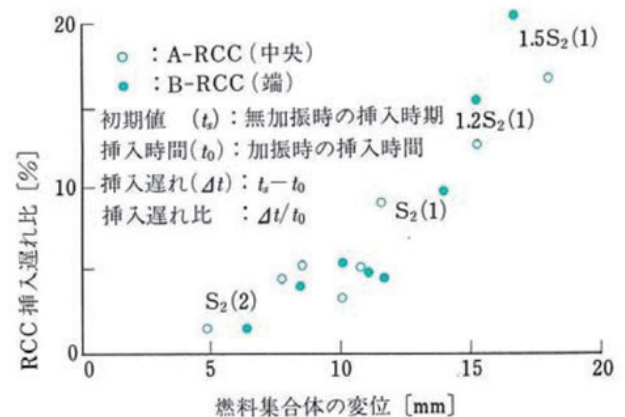


Fig.13 Delay ratio for insertion vs. deformation of RCC^[9]

このことから、建屋床の傾斜が 8/1000 程度であれば、制御棒挿入時間への影響は無視できるほど小さいことが

推測できる。

以上は、PWR の評価事例であるが、炉内構造の異なる BWR においても同様、制御棒の挿入経路の傾斜に対して挿入性は阻害されることはなく、挿入時間についても有意な影響がないことを確認している。

6.4 炉心冷却機能についての考察

原子炉施設における炉心冷却システムの概略図を図 14 に示す。

前述の解析評価事例に示すとおり、仮に 50 cm 程度の断層変位によって原子炉建屋の一部が損傷しても、炉心冷却システムの構成機器である安全系ポンプ、建屋間の渡り配管及び原子炉を安全停止するための制御棒挿入性は機能が確保されており、システムとしての機能は維持できていると考えられる。

なお、ここでは水源の評価事例は示していないが、代替設備として屋外に重大事故対処施設もあり、これら水源の配置が分散されている効果により、いずれかの水源が機能を維持しているとの評価ができることになる。

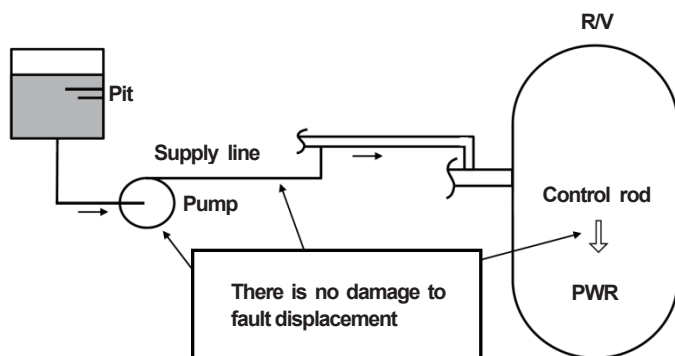


Fig.14 Outline of reactor cooling system^[11]

参考文献

- [1] 神谷昌伸ほか、断層変位に対する工学的なリスク評価 (2) 裕度評価手法の適用性について、日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.
- [2] 神谷昌伸、断層変位に対する原子力安全の基本的考え方、日本保全学会第 13 回学術講演会要旨集(2016), I-1-3-2
- [3] 奈良林直, 岡本孝司, 百々隆, 神谷昌伸: 原子力安全規制関連検討会報告 (5) 断層変位に対する工学的な対策とリスク評価, 保全学, Vol.15, No.4, pp.2-7, 2017 年.
- [4] 日本電気協会: 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008), 2008 年
- [5] 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 (JSME S NC1-2012), 2012 年
- [6] 佐藤邦彦, 原口龍将, 神谷昌伸, 小川勤, 上屋浩一: 断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例 (1) 機器の解析評価事例, 日本原子力学会 2017 年春の大会, 講演番号 3M-02, 2017 年 3 月.
- [7] 新聞聡, 梅本貴広, 神谷昌伸, 小川勤, 上屋浩一: 断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例 (2) 配管の解析評価事例, 日本原子力学会 2017 年春の大会, 講演番号 3M-03, 2017 年 3 月.
- [8] 原子力技術協会: BWR 配管における混合ガス (水素・酸素) 燃焼による配管破損防止に関するガイドライン (第 3 版), 2010 年 3 月.
- [9] 原子力安全基盤機構規格基準部: 原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要 (JNES-SS-0617), 2006 年 11 月.
- [10] 佐藤邦彦, 他: 日本原子力学会誌 10 月号解説シリーズ, 2017 年 10 月 (出版予定).
- [11] 佐藤邦彦, 神谷昌伸, 上屋浩一, 新聞聡, 原口龍将: 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 (3) 機器・配管系の解析評価事例, 日本機械学会第 22 回動力・エネルギー技術シンポジウム, 講演番号 A-124, 2017 年 6 月.