

設計想定を超える事象に対する 構造強度分野からの新しいアプローチ

New approach to beyond design basis events in structural strength field

東京大学	笠原直人	Naoto KASAHARA	Member
東京大学	出町和之	Kazuyuki DEMACHI	Member
東京大学	佐藤拓哉	Takuya SATO	Non-Member
東京大学	一宮正和	Masakazu ICHIMIYA	Non-Member
JAEA	若井隆純	Takashi WAKAI	Member
JAEA	山野秀将	Hidemasa YAMANO	Non-Member
防災科研,現都市大	中村いずみ	Izumi NAKAMURA	Non-Member

The conventional purpose in the field of structural strength has been to prevent damage to design basis events (DBE). For beyond design basis events (BDBE), it is necessary to mitigate the impact on safety on the premise that damage will occur. The authors propose a mitigation method that suppresses the consequence into a fracture mode with a large impact by reducing the load due to a fracture with a small impact on safety. We will introduce the research results for individual component, extend the applicable area to systems of components, and propose a new approach that contributes to improving plant safety.

Keywords: Beyond Design Basis Events, Safety, Mitigation, Fracture Control, Resilience

1. はじめに

リスクには発生頻度が高く被害が小さいものと、頻度は低い被害が大きいものが存在し、Fig.1の赤い曲線のように分布する。緑線のようにリスクを下げようとする、発生頻度が高いものは頻度を下げ、発生頻度は低い被害の大きいものは被害低減が合理的アプローチであり、またその中間領域が存在することが分かる。原子力発電所では、頻度の高い事象を設計基準事象として事故発生を防止し、設計想定を超える中間領域について緊急時対応、それ以上の被害は避難で低減を図るといふ、深層防護の考え方に基づき対応することを基本としている[1]。人は発生頻度の非常に低い事象に対する対策を怠りがちであるが、福島第一原子力発電所事故の教訓から、設計想定を超える事象が起り得ることを前提として、備えることの重要性が認識された。システム安全の分野では、可搬機器の設置などプラントのレジリエンスを向

上させる様々な努力がなされるようになった[2][3]。

これに対して、原子炉構造強度の分野では、従来から設計基準事象 (DBE: Design Basis Events) に対する破損発生防止を目的としてきている。破損発生防止の考え方を設計想定を超える事象 (BDBE: Beyond Design Basis Events) に適用しようとする、コストをかけても限界があり、また荷重想定の高まりを招く。

このため、BDBE (事故時の超高温や過大地震など) に対して破損が生じた場合にその拡大を抑制することにより、安全性に対するレジリエンスを向上させる革新的な構造強度技術を提示することを目的とした研究を進めている。破損が生じたとしても、安全性へ影響する破損モードへの拡大を構造固有の特性により抑制することが出来れば、安全性能低下に対する抵抗性が増す。また、破損箇所を限定することで、アクシデントマネジメントによる回復が容易になる (Fig.2)。ここで、DBE と BDBE の違いを Table1 に整理する。BDBE に対する要求は、破損の影響緩和である。そのため、安全性への影響の大きい破局的破損への進展を評価する指標や、実際の破損モードや生じる順番の予測法 (ベストエスティメート) が必

要となる。筆者らは、影響緩和性能を高める方法として、破壊制御の適用を提案している[4][5]。

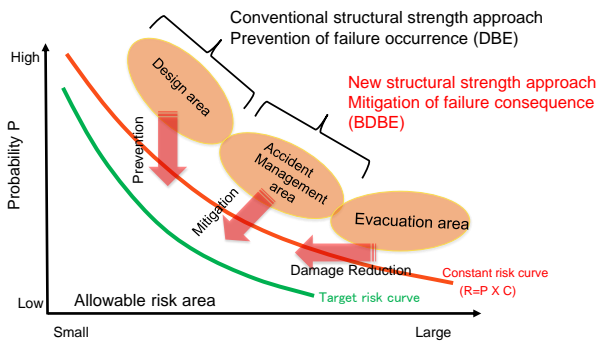


Fig.1 Multi-stage approach for risk reduction

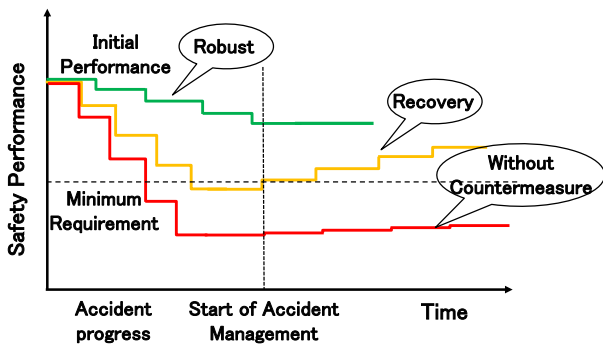


Fig.2 Robust and recovery for resilience against accident

Table 1 Difference between DBE and BDBE

	Design Basis Events	Beyond Design Basis Events
Requirements	Safety, Availability and Serviceability Prevention of failure occurrence	Safety and Resilience Mitigation of failure consequence
Performance Index	Any failure modes not occur. Any parts not failure	Catastrophic failure not occur (Robust). Failure parts are limited (Easy recovery)
Evaluation method	Conservative evaluation (For assumed failure modes) Each component	Best estimation (For actual failure modes) System failure sequence
Performance improvement	Strengthen	Fracture control Combination with accident management

2. 破壊制御の考え方と評価技術

2.1 破壊制御の考え方

破壊制御は、安全性への影響の小さい破損モード（変形や小さなき裂）を先行させることによって荷重やエネルギーを低減させ、安全性への影響の大きい破損モード（崩壊や破断）へ破損が拡大するのを抑制する考え方である。外部からの操作や機器の追加が無くとも、構造固有の特性を活用すれば、破損拡大を自己抑制することができる。

できる。プラント機器に対する応用の考え方を Table2 に示す。圧力荷重の場合は、小さなき裂の貫通が生じると内部流体の流出により圧力が低下して、全体構造の破断を回避することができる。化学プラントにおける実例を Fig.3 に示す[6]。タンクのルーフと側板の接続部の強度は側板や底板より低く制御されている。何らかの原因で内圧が想定を超えた場合に、ルーフと側板の接続部が先行して壊れて圧力がその隙間から抜ける。その結果、側板や底板の圧力による破断と液の流出を抑制できる。原子力における破断前漏えい（LBB）を拡張した概念でもある。自重の場合は、変形により荷重再配分が生じ、他の部材が荷重を受け持つことで、着目部位の荷重が下がり破断を抑制することが出来る。地震荷重の場合は、塑性変形や支持の一部が破損すると固有振動数が低下し、それが入力振動数を下回ると、構造へエネルギーが伝わり難くなり、崩壊や破断を抑制することが出来る。このように原子炉構造に作用する様々な荷重に対して、破損拡大抑制の概念を適用することができる。

Table 2 Application of fracture control to components

Loads	Pressure	Self weight	Earthquake
Prior failure mode (Small impact on safety)	Small crack	Deformation	Deformation, Support failure
Load and energy absorption	Pressure leakage	Load and stress redistribution	Phase delay
Mitigated failure mode (Large impact on safety)	Ductile fracture, Rupture	Ductile fracture, Break	Collapse, Break

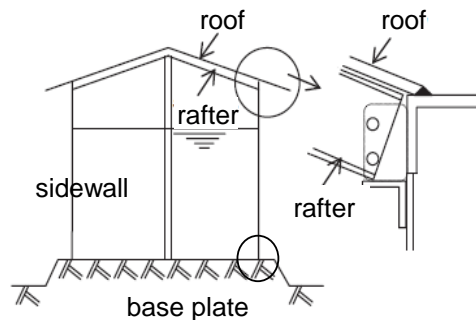


Fig.3 Example of fracture control of cone roof tank

2.2 破壊制御に必要な評価技術

破壊制御を実現するには、破損箇所、破損モード、破損の順番などを予測評価する技術が必要になる。設計用の保守的評価法は必ずしも実現象を予測するものではないことから、実際の破損現象を予測するベストエスティメ

ート技術が必要となる。原子力プラントに対する深層防護の考え方でも、設計想定を超える事象（深層防護第4層）に対してベストエスティメートを求めている[1]。ここで、事故時の荷重は不確定性が大きいこともあり絶対強度予測は難しいが、相対強度が予測できれば破壊制御は成立する。

(1) 高温・高圧荷重を受ける容器の評価技術開発

高温・高圧荷重を受ける容器の破損モードとして、Fig.4に示すように延性破壊（超高温ではクリープ破断）の他に、3軸応力度（静水圧応力/ミーゼス応力）が大きい部位で生じる局部破損が知られている[6]。これに対して、原子力機器の構造設計規格では延性破壊とクリープ破断のみが規定されている[7][8]。このため、高温・高圧荷重に対して、延性破壊（クリープ破断）から、局部破損までの破損モードを連続的に判定可能な破損モードマップを開発した[9]。Fig.5の左図は、弾塑性領域に対するもので、横軸は静水圧応力、縦軸はミーゼスの応力である。両者の組み合わせが破壊曲面の外側にくると破損する。3軸応力度が大きくなるほど、破損モードは局部破損が支配的となる。また、右図はクリープ領域に拡張したマップである。破壊曲面が温度と時間の組み合わせで与えられ、高温・長時間になるほど曲線が原点に近づき破損し易くなる。

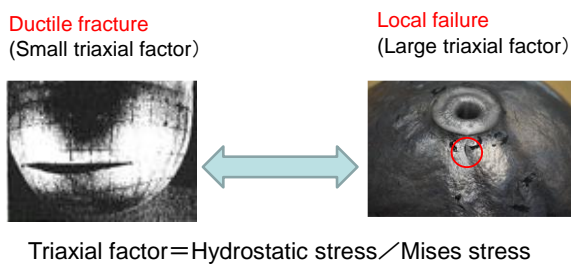


Fig.4 Assumed failure modes of vessels under high temperature and pressure

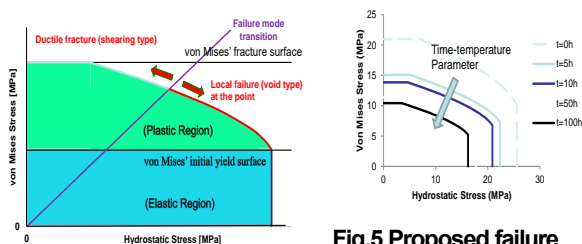


Fig.5 Proposed failure

modes map for ductile fracture, creep rupture and local failure under high temperature and pressure conditions[5]

(2) 過大地震を受ける配管の評価技術開発

過大地震を受ける配管の破損モードとして、Fig.6に示すように崩壊（破断に至る可能性有）とラチェット変形が知られている[4]。静的荷重に対しては、前者は荷重制御型応力で生じ、後者は荷重制御型応力でも変位制御型応力でも生じることが分かっているが、地震荷重は交番性により両者の性質を持つことから、いずれの破損モードが生じるかは明らかではなかった。

このため、過大地震に対して、崩壊とラチェット変形を判定可能な破損モードマップを開発した[10]。Fig.7の上図に示すように、静的荷重に対するラチェット評価に使用される Bree 線図[10]を参考とし、降伏応力で無次元化した自重等による一定応力を横軸 X に、振動加速度による交番応力の振幅（最大加速度と釣り合う応力）を縦軸 Y に、崩壊とラチェットの発生領域を示した。Bree 線図に無い特徴として、振動数比（入力振動数/固有振動数）を第3のパラメータとして導入している。X と Y の組み合わせにより、崩壊やラチェットが生じるが、前者は後者よりはるかに起こりにくい。また、振動数比が1を超えて大きくなると、いずれの破損モードも起こりにくくなる。

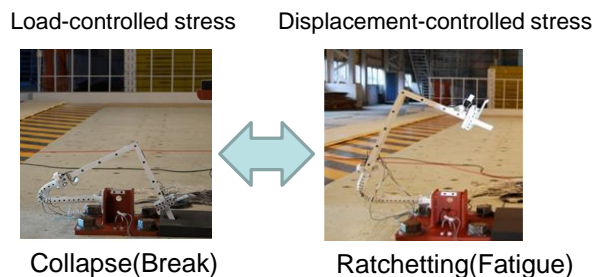


Fig.6 Assumed failure modes of piping under excessive earthquake

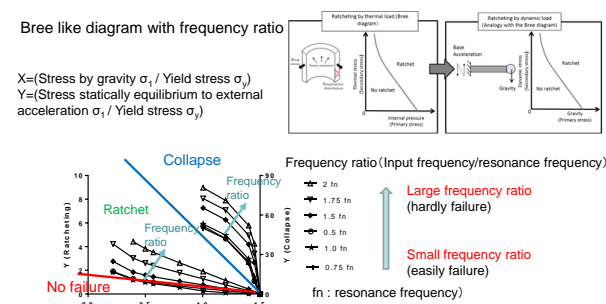


Fig.7 Proposed failure modes map for ratchet and collapse under excessive earthquake[6]

3. 機器単体に対する破壊制御適用例

(1) 高温・高圧荷重を受ける容器への適用例

高速炉で最も重要な想定事故事象の一つとして、炉心溶融事故後の再臨界に伴う高温・高圧エネルギーの発生がある[11]。破壊制御により、事故時に冷却材液面上部の破損が先行することで圧力を開放し、液面以下の容器の健全性を保つことができ、事故後も崩壊熱除去に必要な冷却材を維持できる。

具体的には以下のように破壊制御する。通常の設計でも成立していると考えられることから、意図的な形状変更は行わない。

液面上部(ノズル取付部)強度 < 液面下部(胴部)強度

Fig.8 に示す次世代の高速炉原子炉容器[12]に事故を想定した圧力を加えていき、図に示す液面より上部にある主配管付け根部①、制御棒案内管付け根部②、液面より下部にある容器胴部③の応力の軌跡を、Fig.5 で説明した破損モードマップに表示すると、Fig.9 のようになる。部位①は局部破損により最も早く破損し、次に②は延性破壊する予測である。この結果、荷重が低下して③は破損しない。

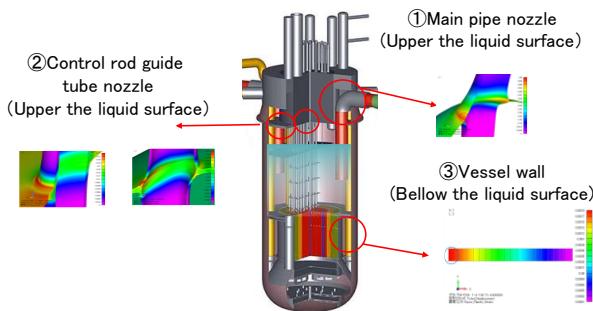
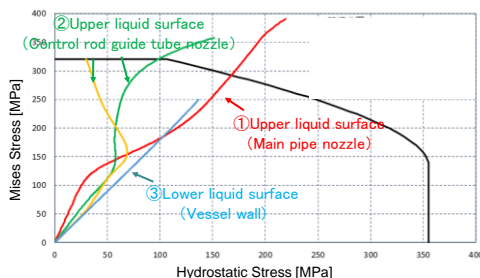


Fig. 8 Example application of fracture control to the fast reactor vessel under high pressure condition



Strength against high temperature and high pressure
Upper part than liquid surface < Lower part than liquid surface

Fig. 9 Demonstration of fracture control of the fast reactor vessel

(2) 過大地震を受ける配管への適用例

軽水炉主蒸気配管を模擬した NUPEC 配管試験体[13]を対象として、過大地震時に配管の振動数比が上昇(固有振動数が低下)するように破壊制御する。

具体的には以下のように破壊制御する。通常の設計でも成立している場合が多い条件と考えられる。

配管支持構造強度 < 配管本体強度

Fig.10において、1次固有振動数7.87Hzの配管系に5Hzの過大地震が加わった時の挙動を、動的弾塑性時刻歴解析する。設計時の配管では最大ひずみ0.19%、最大応力349.7MPaである。地震により支持構造物が一か所(SF3)破損すると固有振動数が5.41Hzに下がり、最大ひずみ2.01%、最大応力483.8MPaに増加する。さらに、支持構造物が二か所(SF3, SF2)破損すると固有振動数が2.19Hzに下がり、振動数比が1を超えて上昇することから、最大ひずみ0.65%、最大応力383.6MPaに減少する。この結果から、支持構造物が破損して、振動数比が1を超えて上昇すると、応力ひずみが低減していき、配管自体の破損を抑制することが分かる。

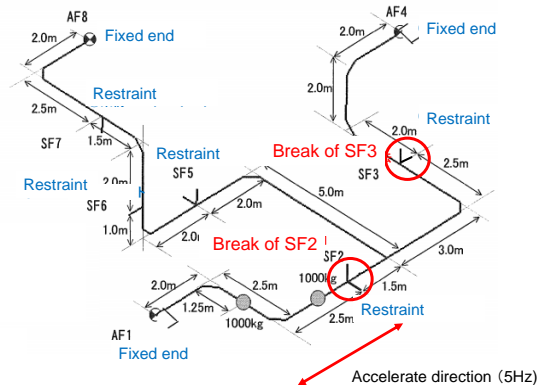
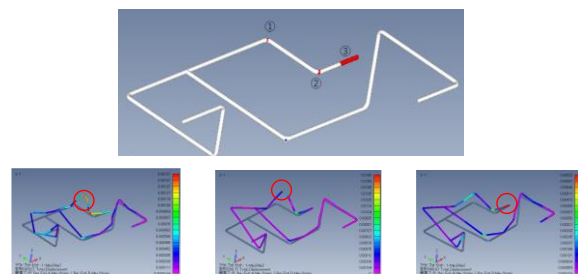


Fig. 10 Example application of fracture control to the piping under excessive earthquake



Model	Original	1 Break	2 Break
Max. Strain(%)	0.19 ②	2.01 ①	0.65 ③
Max. Stress (MPa)	349.7 ②	483.8 ①	383.6 ③

Support structures break mitigate stress and strain

Fig. 11 Demonstration of fracture control of the piping

4. 設備集合に対する適用研究の計画

文部科学省の原子力システム研究開発事業の一つとして、令和2年度から「原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発」を開始した[14]。本研究の目的は、機器単体を対象として開発してきた破壊制御技術をプラントシステムに応用できるように発展させ、構造強度上の対策と、システム上の対策を融合させ、プラントのレジリエンスを向上させることにある。検討に自由度のある次世代炉を対象とした破損拡大抑制技術の例を以下に示す。同様の考え方は既設炉にも適応可能と考えている。現在、検証のための実験的、解析的研究が進められている ([15][16]など)。

(1) 超高温時の破損拡大抑制

次世代高速炉の原子炉容器は Fig.12 に示すように建屋から上吊り支持されている。設計想定を越えて高温となる事故が発生した場合に、応力の高い容器上部 (A 部) が弾塑性クリープ変形で下方向に延び破断に至る可能性がある。ここで、容器下部鏡 (B 部) が床と接触すると、A 部で支持していた荷重が B 部に再配分され、A 部の破断が抑制される。B 部は座屈するが床との接触面積が増えることで局部の応力は緩和することで破断には拡大しにくい。容器内部では重量のある炉心の支持構造が座屈するが底部に接触することで荷重が緩和する。変形による荷重再配分を活用することで、長時間冷却材を維持することができる。高速炉で使用される液体金属は沸点が高く減圧沸騰しないことから、炉心を浸漬させる液位を確保することで、冷却を継続できる。

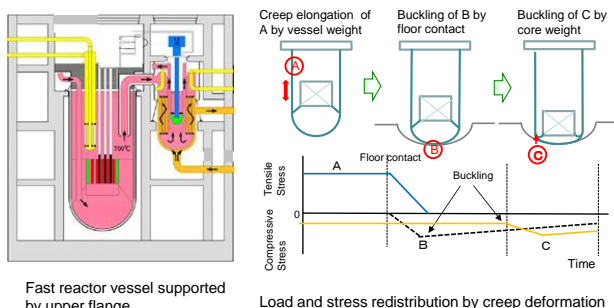


Fig. 12 Mitigation of failure consequence of fast reactor structures under super high temperature conditions

(2) 過大地震に対する破損拡大抑制

高速炉の原子炉容器は薄肉大口径であるため、過大地

震時には Fig.13 のような曲げ座屈やせん断座屈が発生する可能性がある。また、崩壊熱除去配管は、自然循環力を確保するため鉛直方向に長くなることから、地震時の流路機能確保に留意する必要がある。

ここで、座屈が起こると容器の固有振動数が顕著に低下する。また支持構造が破損すると配管の固有振動数が低下する。Fig.13 右側は静的荷重に対する動的荷重の変位応答線図である。横軸は振動数比であり、1を超えると変位応答は静的荷重より低下する。このことから、破損により振動数比が上昇すると自己抑制されることが分かる。

設計では共振 (振動数比 1) に注意が払われるが、設計想定を超える地震では大きな塑性変形が生じ、赤矢印のように共振の山は平坦化される。

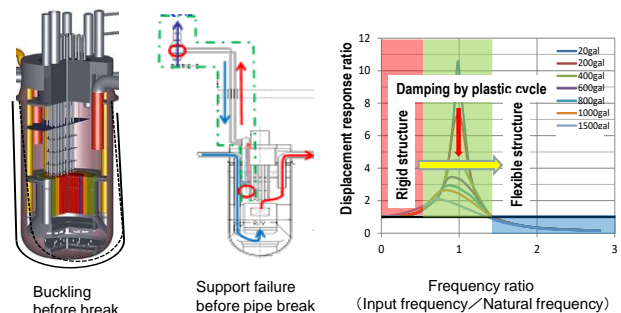


Fig. 13 Mitigation of failure consequence of fast reactor vessel and piping under excessive earthquake

5. まとめ

リスクを合理的に低減するには、発生頻度の高い設計基準事象に対しては発生の防止、発生頻度の低い設計想定を超える事象に対しては影響の緩和と、アプローチを変える必要がある。

従来の構造強度技術は、破損発生防止を目的としており、対象は単一機器の破損発生までであった。このため、本研究では、破壊制御の考え方にに基づき、安全性への破損の影響緩和を目的とし、設備集合のレジリエンス向上を対象とする、構造強度分野からの新しいアプローチを提案した。

また、新しいアプローチを実現するために必要なベストエスティメート技術の例として、高温高压荷重と過大地震に対する破損モードマップを開発した。

次にこれらを機器単体に応用し、過大圧力を受ける容

器と過大地震を受ける配管の破損拡大の例を示した。

最後に、上記技術を設備集合に拡張し、超高温時の建屋・容器と過大地震時の容器・配管の破損拡大抑制の研究計画を示した。

今後、こうした新しいアプローチが社会に受け入れられていくために、発生頻度の非常に低い事象や危険から目を背けるのではなく、自ら危険を知り最悪を避けるための努力を常に続ける考え方[17]が関係各位に広がることを期待する。

謝辞

本報告は、文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業、原子力システム研究開発事業、「破壊制御技術導入による大規模バウンダリ破壊防止策に関する研究」ならびに「原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術開発」の成果に基づいています。ここに謝意を表します。

参考文献

- [1] IAEA, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements, (2012) Rev.1(2016)
- [2] Yotaro Hatamura, Seiji Abe, Masao Fuchigami, and Naoto Kasahara, The 2011 Fukushima Nuclear Power Plant Accident - How and why it happened, Elsevier. (2014)
- [3] IAEA, “The Fukushima Daiichi Accident”, Report by the Director General GC(59)/14, 2015
- [4] Naoto Kasahara, Takashi Wakai, Izumi Nakamura, and Takuya Sato, Research plan and progress to realize fracture control of nuclear components, ASME PVP2019-93454(2019)
- [5] 令和元年度, 文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業, 原子力システム研究開発事業破壊制御技術導入による大規模バウンダリ破壊防止策に関する研究, 成果報告書, 令和2年3月, 国立大学法人 東京大学
- [6] 佐藤拓哉, 圧力設備の破損モードと応力, 日本工業出版 (2013)
- [7] ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Sec.III (2015)
- [8] JSME, 発電用原子力設備規格, 設計建設規格 (2019)
- [9] Takashi Sakaguchi, Mizuki Yoshida, Takuya Sato and Naoto Kasahara, Proposal of the local failure evaluation method with stress parameters, ASME, PVP2018-84222, (2018)
- [10] Jinqi Lyu, Masakazu Ichimiya, Ryunosuke Sasaki, and Naoto Kasahara, Ratcheting occurrence conditions of piping under sinusoidal excitations, JSME, Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.4, Paper No.20-00167 (2020)
- [11] 笠原直人, 高速炉システム設計, オーム社,(2014)
- [12] Eiji Matsuo et.al., Study on Event Progression in PLOHS for JSFR:(1) Numerical simulation of Plant dynamics phase in PLOHS, AESJ, proc. of annual conference, F313 (2012)
- [13] Kenichi Suzuki, H. Abe and Kohei Suzuki, Seismic Proving Test of Ultimate Piping Strength: Ultimate Strength Test, ASME, PVP2004-2954 (2004)
- [14] 笠原直人, 山野秀将, 中村いずみ, 出町和之, 佐藤 拓哉, 一宮正和, 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発 (1) 開発計画, 原子力学会, 春の年会, 2E01, (2021)
- [15] 出町和之, 桑原悠士, 笠原直人, 西野裕之, 小野田雄一, 山野秀将, 破損拡大抑制破壊制御技術によるレジリエンス向上効果のレジリエンス指標を用いた可視化, 保全学会, 第 17 回学術講演会, (2021)
- [16] 長谷川翔, 笹木龍之介, 一宮正和, 笠原直人, 動的荷重を受ける配管の塑性崩壊に関する基礎的研究, 保全学会, 第 17 回学術講演会, (2021)
- [17] 畑村洋太郎, 3 現で学んだ危険学, 畑村創造工学研究所, (2020)