

極限荷重に対する原子炉建造物の破損メカニズム解明と 破局的破壊防止策に関する研究開発

(受託者) 国立大学法人東京大学 (研究代表者) 笠原直人 工学系研究科
(再委託先) 独立行政法人防災科学技術研究所, 株式会社テプコシステムズ,
伊藤忠テクノソリューションズ株式会社
(研究期間)平成24年度～27年度

1. 研究開発の背景とねらい

福島原子力発電所事故の教訓として、「事故が起こらないように設計する」から「事故が起こることを前提とした設計と対策」への明瞭な意識の転換が必要となっている[1]。それを具体化するため、深層防護の「第1層から第3層(設計)」に加えて「第4層(設計を超える状態)」への重点的な取り組みが要求されている。第4層において取り得る有効な対策を立案するには、壊れる場所、順番、破損モードの特定と各破損モードに対する最適強度評価を介した現実的な事故シナリオを描く必要がある[2]。

本研究では先ず、シビアアクシデントや過大地震時に原子炉で想定される、過温過圧および強震動荷重下の原子炉建造物の破損メカニズムを、基礎的な破壊試験と数値解析を組み合わせる研究し整理する。次に、その結果に基づいて、強度の支配因子とその不確実性を考慮した解析による限界強度評価法を提示する。さらに、以上の結果から得られる破損メカニズムに関する知見と限界強度評価法を応用して、過温過圧および強震動荷重に対する原子炉建造物の破局的破壊防止策を提案する。

2. これまでの研究成果

2.1 極限荷重の性質と破損メカニズムの解明

国内外の原子力設備破損事故と事故に関連した研究開発の調査、福島第一原子力発電所事故のシビアアクシデント解析および地震動解析に基づき、設計想定を越える条件での、想定破損箇所と破損モードを調査した。事故の起回事象は種類が多く、これらを全て網羅することは難しいことから、住民の健康と環境への影響の大きい破損箇所と破損モードを先ず考え、そこから遡って荷重モードとその起回事象を整理することを試みた。シビアアクシデントおよび過大地震荷重による代表的な想定破損箇所、および従来基準に基づく破損モードと試験研究で観察された破損モードを図1に示す [3]。

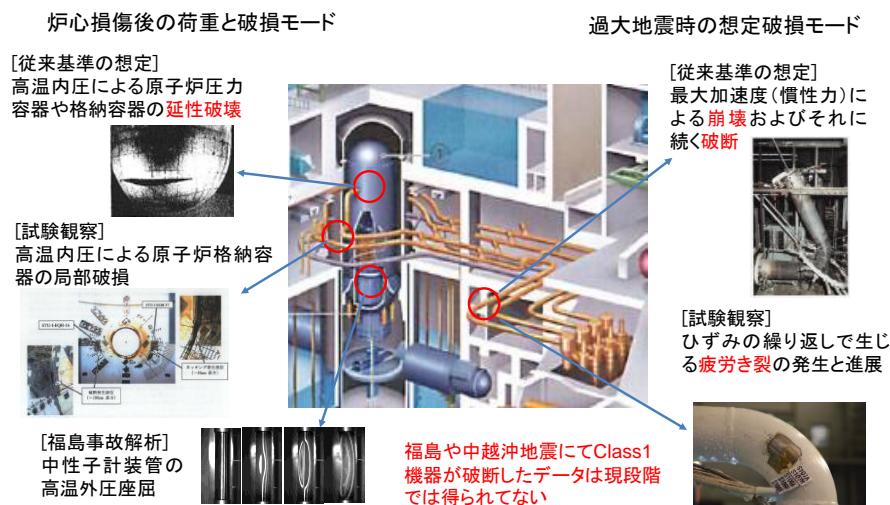
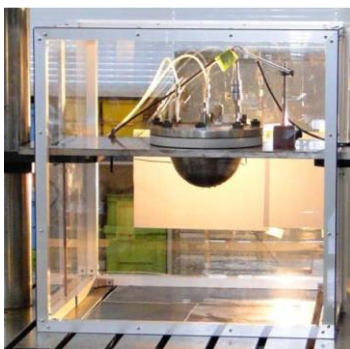


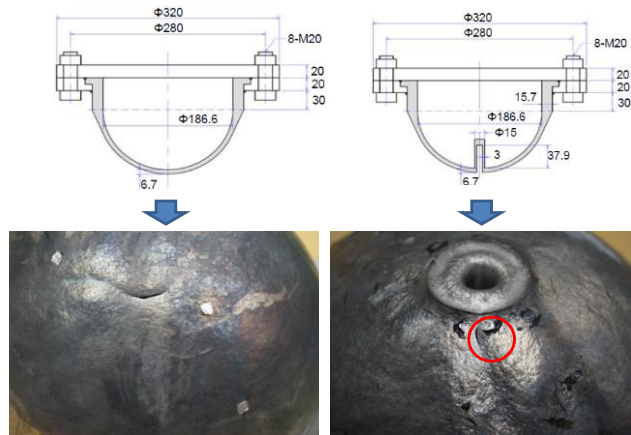
図1 設計時及び設計を越える極限荷重下で考えられる破損モードの違い

シビアアクシデント時に、原子炉容器や格納容器が受ける 1000 度近くまでの高温内圧荷重による破損メカニズムを解明するための試験研究を行っている。ここでの課題は、バウンダリ破損に至る破損モードは、延性破壊(大域的な負荷により構造全体に大きな塑性変形を伴って生じる破壊)と局部破損(塑性変形が拘束された局部にて静水圧応力成分の影響によって生じるカップアンドコーン型破損)のいずれが卓越するのかわかる。高温内圧荷重下における構造不連続部の破壊挙動(延性破壊か、局部破損か)を明らかにするために、局部破損の要因と考えられる三軸拘束の大きさをノズルの有無で差別化した原子炉容器高温高压破壊試験を実施した。その結果、高温内圧荷重下による破損モードは、一般部では延性破壊(Mises の相当応力が支配)、構造不連続部では局部破損(Mises の相当応力と静水圧応力が支配)であることが解明できた。

原子炉容器高温高压破壊試験



小規模構造物試験
(模擬材料 純鉛 使用)
容器底一様加熱 内圧



50°C 0.57MPa 4.2h で破断
平滑部で延性破壊

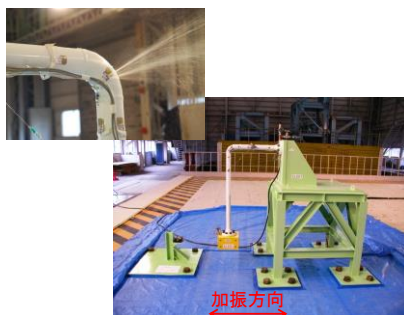
50°C 0.57MPa 3.8h で破断
構造不連続部で局部破損

図2 荷重モード毎の破損メカニズム解明 — 高温高压荷重

過大地震荷重による破損モードとメカニズムについて解明するための実験を実施した。実機材料(STS410、SUS304)を用いたエルゴ振動試験では、設計での崩壊レベルを大きく超える(約 20 倍)入力でも疲労破損のみが発生した。このため、模擬材料による平板試験体を使用して、重力による一定の曲げ荷重と、振動加速度による曲げ荷重が重畳する試験を実施したところ、降伏応力の約 30 倍を超える場合にラチェット後の崩壊が生じ、重力による応力が大きく、また加振周波数が低いと強度が低下することが分かった。

実機材料によるエルゴ振動試験

設計での崩壊レベルを大きく超える(約20倍)入力でも疲労破損のみが発生した。



模擬材料によるエルゴ試験

降伏応力の約30倍を超える場合にラチェット後の崩壊が生じた。



図3 荷重モード毎の破損メカニズム解明 — 過大地震荷重

2.2 解析による限界強度評価法の開発

軽水炉および次世代炉の代表的鋼種であるSUS304及びSTS410について、過大地震荷重と1000度近くまでの高温に適用できるように最新の非線形構成モデルを拡張し、国産の汎用解析コードFINASに実装した(図4)。これにより、現段階で破損に対する最も重要な強度因子と考えられる非弾性ひずみを、単調荷重および繰返し荷重下で精度良く予測できるようになる。また、開発したプログラムを、配管エルボ及び配管体系の非線形地震応答ベンチマーク解析や配管エルボ試験解析に適用して検証した。

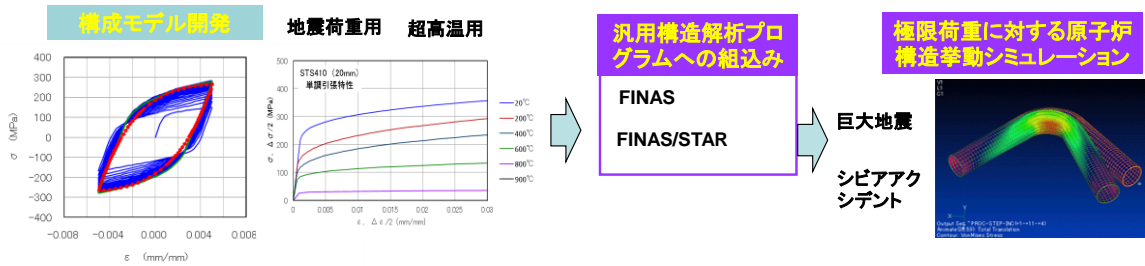


図4 大規模非線形解析法の開発

上記研究成果に基づき設計基準事象(深層防護1層~3層)とは異なる、極限荷重(深層防護4層)に対する限界強度評価法の枠組みを提案した(表1)。

試験研究の成果に基づき、支配破損モードを判定する破損モードマップを提案した。図5は、von Mises の相当応力と静水圧応力の2つの指標によって、延性破壊と局部破損の2つの破損モードを判定するマップの例である。破損モードマップに基づき荷重と形状から破損モードを判定する。例えば地震荷重であれば、地震荷重と機械荷重の組合せと形状から、疲労、ラチェット崩壊、破断の判定を行う。次に、モードを特性することで強度支配因子を特定し、その解析を実施する。ここで、多くのモードに対する支配因子が非弾性ひずみであることから、開発した大規模非線形解析法でそれらを精度良く計算できる。

表1 設計基準事象(深層防護1層~3層)と極限荷重(深層防護4層)の評価法比較

荷重モード	設計基準事象(1層~3層) 全ての破損モードを保守的に評価			極限荷重(4層) 実際に起こる破損モードを破損モードマップで判定		
	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア
高温内圧	延性破壊	弾性解析による応力	許容応力	延性破壊	非弾性解析による弾塑性ひずみ(仮想ポイド)	真破断ひずみ
	クリープ破断	弾性解析による応力	許容応力	クリープ破断	非弾性解析によるクリープひずみ(応力履歴)	時間消費則または延性消耗則(Dc)
				局部破損	非弾性解析による弾塑性クリープひずみ、多軸度	多軸度を考慮した真破断ひずみ
高温外圧	弾塑性座屈	弾性解析による応力	許容応力	弾塑性座屈	座屈荷重	構造不安定変形開始荷重
				クリープ座屈	座屈荷重、時間、温度	構造不安定変形開始条件
				座屈後破断	非弾性解析による弾塑性クリープひずみ	真破断ひずみ
過大地震	(低サイクル疲労)	弾性解析による応力	応力範囲、繰返し数	低サイクル疲労	非弾性解析による弾塑性ひずみ	疲労損傷係数(Df)
	塑性崩壊	弾性解析による応力	許容応力	塑性崩壊	非弾性解析による変形	構造不安定開始荷重
	延性破壊	弾性解析による応力	許容応力	延性破壊	非弾性解析による弾塑性ひずみ	真破断ひずみ

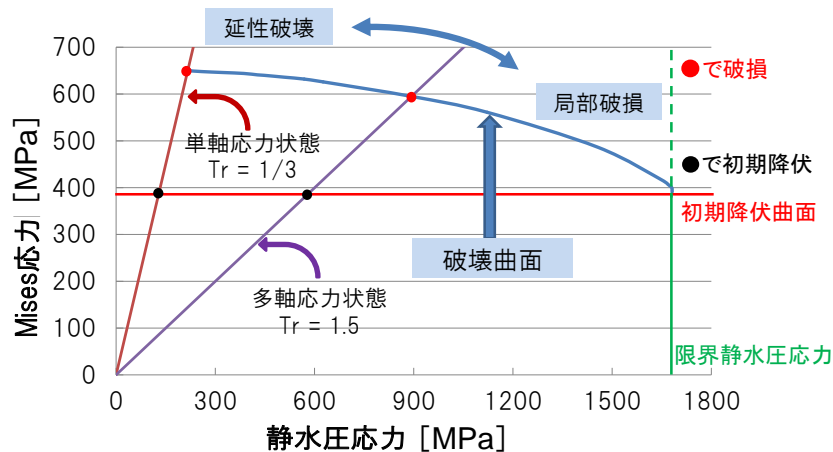


図5 延性破壊から局部破損まで遷移状態を説明する破壊モードマップの提案

2.3 破局的破壊防止策

現在の原子力の設計は、設計基準内において保守的に設計しており新規基準によりさらに厳しい条件に耐える剛な設計を志向している。しかし、こうした構造は荷重をまともに受けて限界を超えると破局的な破壊に至る可能性がある。このため最悪の状況に陥ることを避けるためには、限界を越えても周辺から徐々に壊れていくことで荷重エネルギーを散逸させ、肝心な部分を護るようにする破壊制御(Fracture Control)の考え方が有効である。本研究の成果である破損モードマップと限界強度評価法限界強度評価法に基づき、大規模放射性物質放出に繋がらない場所と範囲を先に破損させて荷重を減衰させ、破局的な破壊を防止するアイデアを提示した。

3. 今後の展望

深層防護の「第1層から第3層(設計)」と明確に異なる「第4層(設計を超える状態)」に関する新しい構造強度評価の枠組みを提示した。これを実際の規制に反映するための第一歩として、世界の構造規格の方向性に対して大きな影響を与えている米国機械学会(ASME)の2016年圧力容器会議(PVP2016)にて設計基準外事象セッションを立ち上げたところ、ASME 原子力規格委員会の前主査、カナダの規制委員など多く参加者があった。2017年圧力容器会議にても設計基準外事象セッションを企画する。

現在の原子力の設計は、設計基準内において保守的である反面、限界を超えると破局的な破壊に至る可能性が考えられる。第4層(設計を超える状態)を強化するため、本研究成果を展開し、限界を越えても周辺から徐々に壊れていくことで荷重エネルギーを散逸させ、肝心な部分を護るようにする破壊制御(Fracture Control)の考え方を実用化していきたい。

4. 参考文献

- [1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、最終報告書、2012年7月
- [2] IAEA SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements(2012)
- [3] Naoto KASAHARA, Izumi NAKAMURA, Hideo MACHIDA, Chuanrong JIN, Koji OKAMOTO, Takuya SATO, Structural analysis approach for risk assessment under BDBE, ASME, PVP2016-63416 (2016)