

極限荷重に対する原子炉構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 工学系研究科原子力国際専攻
(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

1. 研究開発の背景とねらい

背景

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]。つまり深層防護の「異常発生防止(第1層から第3層)」に加えて「異常状態の緩和(第4層)」への重点的な取り組みが必要とされている[2]。

第4層の対応を検討する際のリスクアセスメントを可能な限り現実的かつ具体的なものにするには、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適切な(Best Estimate)強度評価が求められる。

これに対して、シビアアクシデントや巨大地震など従来想定していなかった極限荷重に対する、原子炉構造物の壊れ方ははっきり分かっていない。

本研究のねらい

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構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構造物の破局的破壊防止策を提案する。

2. 研究開発成果

2.1 極限荷重の性質と破損メカニズムの解明

(1) 荷重モードと破損モードの調査

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を図1に示す。また、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を図2に示す。極限荷重下では、設計時とは異なる破損モードを想定する必要がある。また、放射性物質に対するバウンダリ破損に結びつく破損モードと、過大変形などのようにバウンダリ破損に直接結びつかない破損モードとを区別する必要がある。従来の設計時の評価では、全ての破損モードについて安全側の評価をすれば十分であり、これらの区別の必要性は高くなかった[3]。

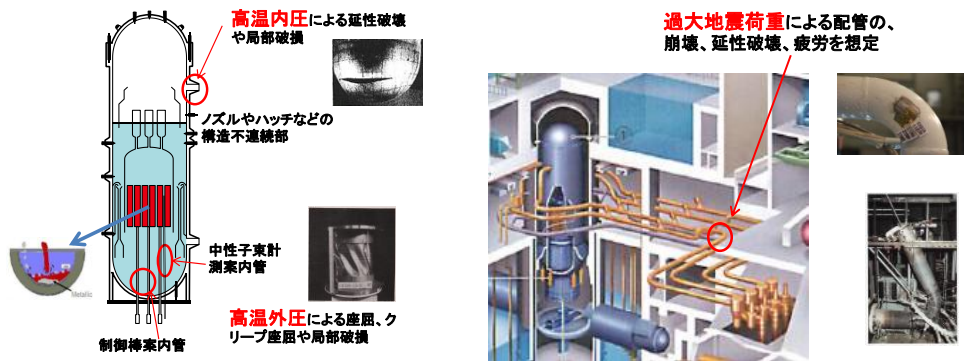


図1 シビアアクシデント及び過大地震荷重による想定破損箇所

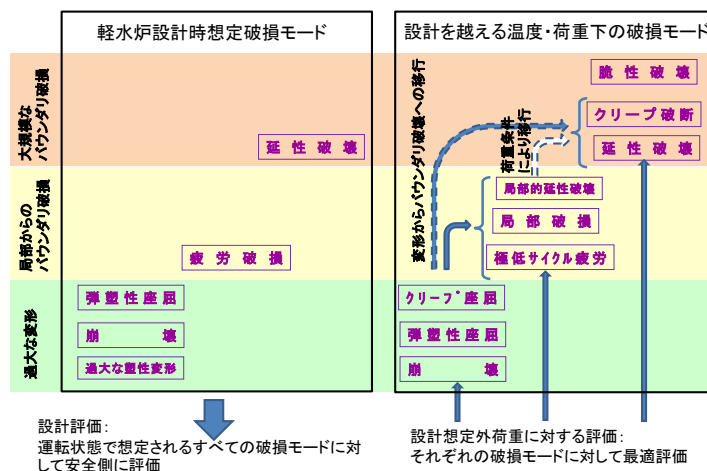


図2 設計時及び設計を越える極限荷重下で考えられる破損モードの違い

(2) 模擬材料による試験の提案と妥当性の確認

シビアアクシデントや巨大地震など従来想定していなかった極限荷重に対する原子炉構造物の破損モードと破損メカニズムを解明するため、事故を想定した超高温や高圧、過大地震荷重に対する破壊試験を実施する必要がある。ここで、事故時の超高温状態や、構造物全体に塑性変形を起こさせる荷重を加えることは、安全管理と装置の容量の両者から困難がある。この問題を解決するため、実機材料の定性的な性質を保ったまま、室温よりわずかに高い温度でクリープを生じ、ヤング率や降伏応力が小さい模擬材料を使用した破損試験技術と解析技術を提案し、その妥当性と適用範囲を確認した。

(3) 高温内圧荷重による破損メカニズム解明

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である。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試験片の切欠き形状と寸法で制御した引張試験を実施した。その結果、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つの破損モードを評価できることを確認した。

(4) 高温外圧荷重による破損メカニズム解明

シビアアクシデント時に、原子炉圧力容器内の中性子束計測案内管や制御棒案内管が受ける高温外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、1000 度近くまでの高温状態での座屈挙動の解明と、座屈などによる過大変形からバウンダリ破損に発展する条件の把握である。超高温における円筒の外圧座屈試験の結果から、座屈挙動は、室温における評価法を 1000 度近くまでの高温域まで拡張することで、同様に評価できることが分かった。また、座屈からバウンダリ破損へ移行挙動については、変形の拘束条件などに敏感であり、予測は容易ではないことが分かった。

(5) 過大地震荷重による配管の破損メカニズム解明

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。これらの結果から、地震荷重により、ラチェット変形、崩壊、疲労の各破損モードが生じる条件について整理している。

2.2 解析による限界強度評価法の開発

(1) 大規模非線形解析法の開発

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。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、配管エルゴ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ゴ試験解析に適用して検証した。

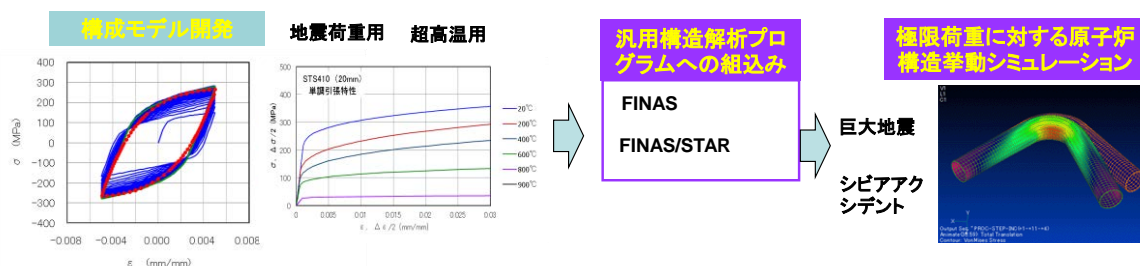


図3 大規模非線形解析法の開発

(2) 破損モードマップと限界強度評価法の提案

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)。

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

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なる破壊制御(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、破損の場所と順番を予測することが可能となる。これを利用して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する。

3. 本研究成果の実用化に向けての国際協力

設計評価(深層防護1層～3層)と明確に異なる極限荷重(深層防護4層)評価に関する新しい考え方や評価枠組みを提示した。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)の国際会議に新しいセッションを設置した。

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, Hitoshi NAKAMURA and Koji OKAMOTO, Identification of failure modes under design extension conditions, ASME, PVP2015-45381 (2015)