

平成25年度実績概要

圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

平成26年5月29日

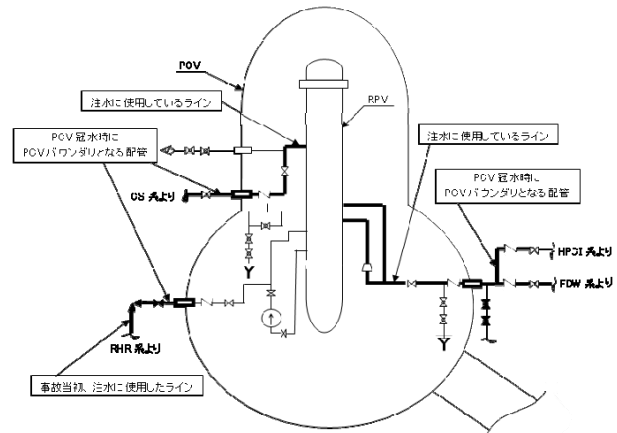
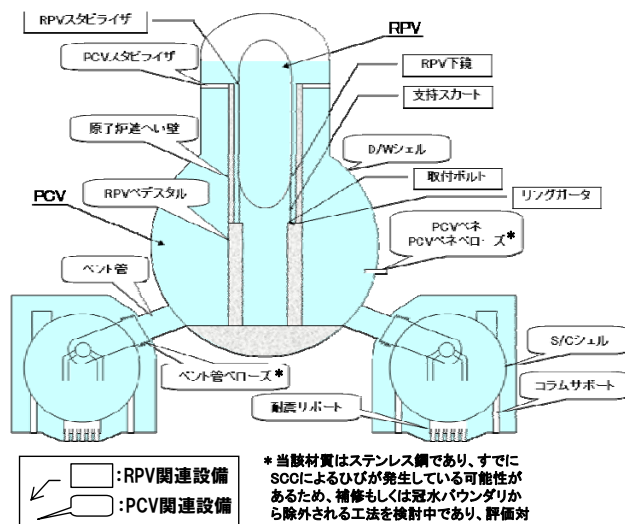
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

無断複製・転載禁止 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

1

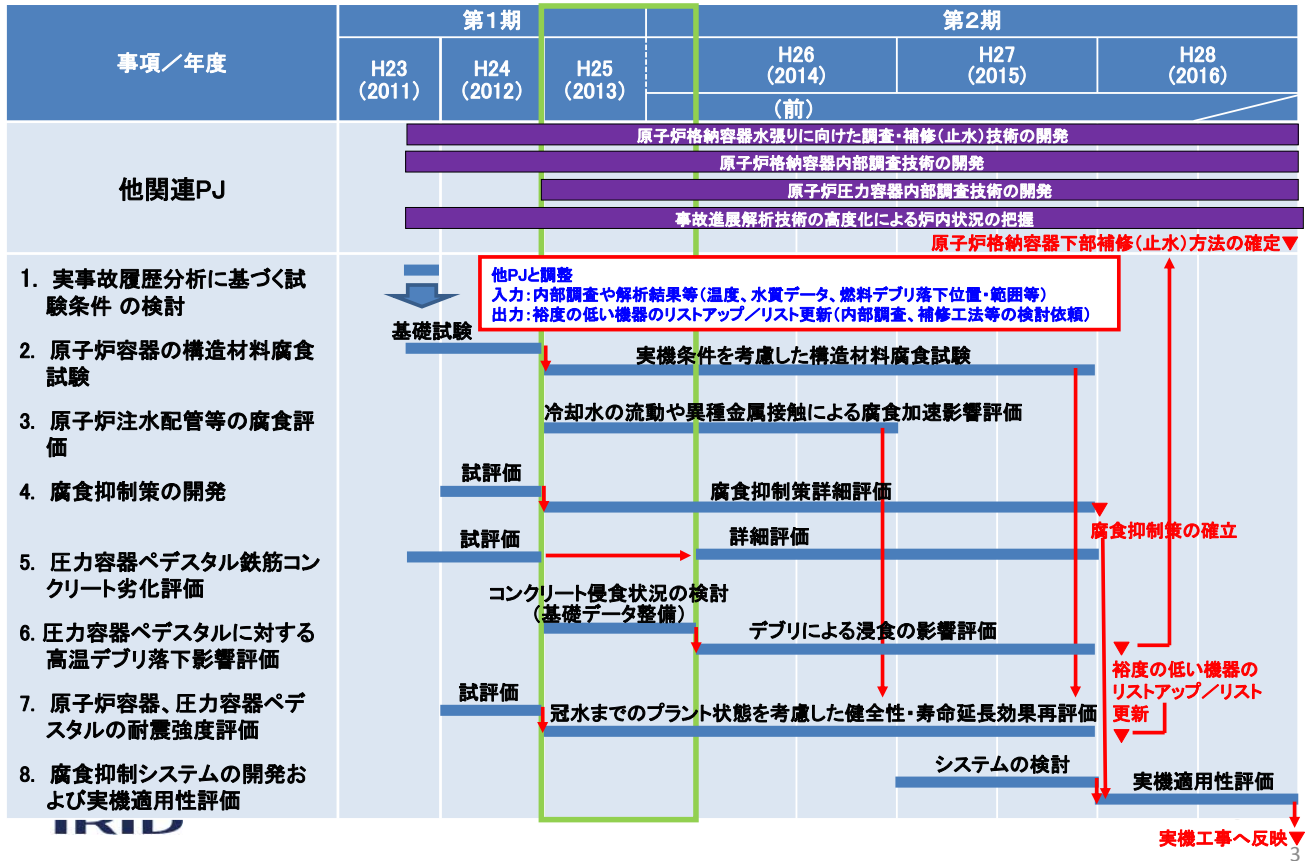
1. 研究目的

- シビアアクシデント後の福島第一原子力発電所(1F)原子炉圧力容器(RPV)／格納容器(PCV)、RPVペDESTAL及び原子炉注水配管について、腐食速度等に関する定量的データを取得し、長期間の腐食減肉を考慮した耐震強度評価を実施する。
- 長期構造健全性確保のための腐食抑制策の検討と効果確認、実機適用性の評価を行い、燃料取り出しまでの機器健全性維持に資する。

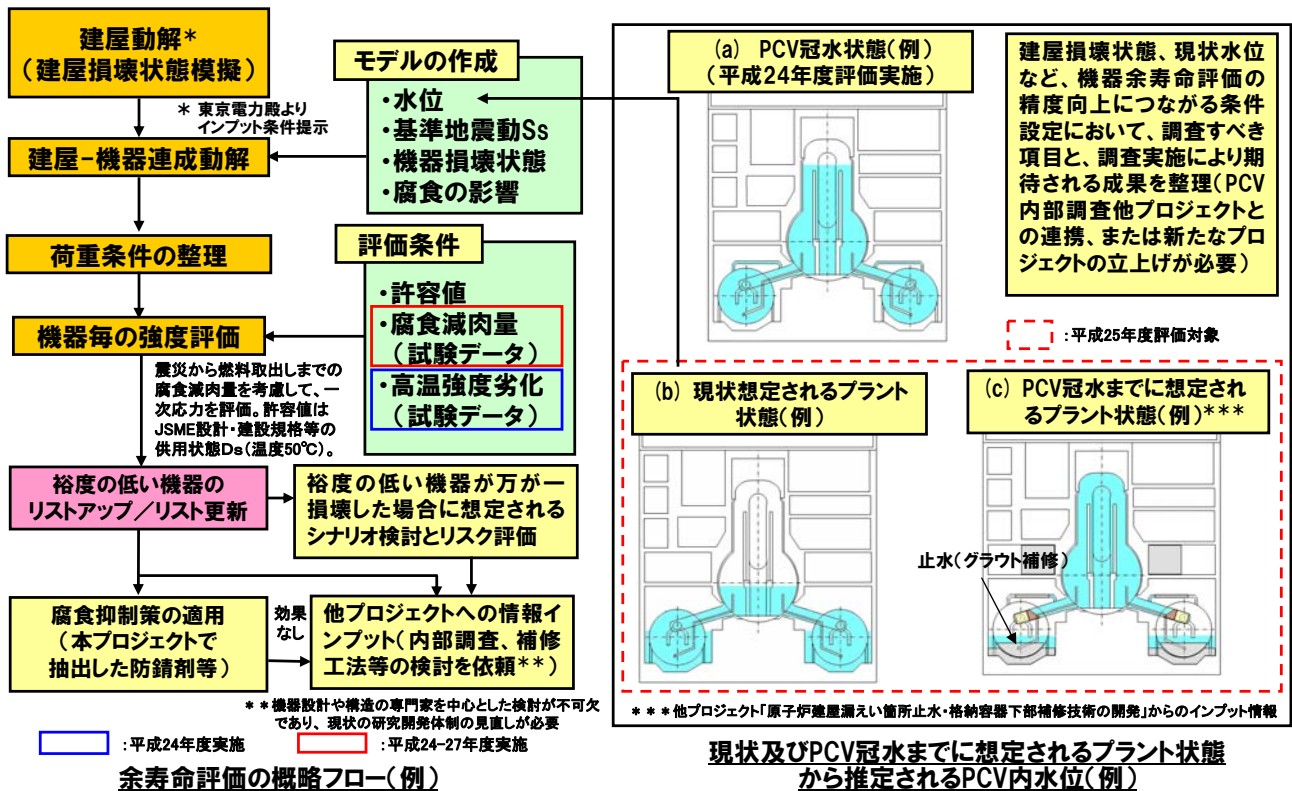


健全性評価(余寿命評価)対象部位(例)

2. 本研究の全体工程



3. 本研究の全体計画



4. 平成25年度実施項目

● 実機条件を考慮した際の残存課題に対する腐食試験

(妥当性・保守性の確認)

- 防食塗装の劣化による腐食への影響評価
- 気液界面の腐食への影響評価
- 長浸漬時間の腐食への影響評価
- 溶存酸素濃度の腐食への影響評価
- 原子炉注水配管等の流動下での腐食評価

☐: 詳細報告

● 腐食抑制策の開発

- 防錆剤として亜硝酸ナトリウム又はタングステン酸ナトリウムを添加した腐食試験

● RPVペDESTALに対する高温デブリ落下影響評価

- コアコンクリート反応 (MCCI) に係る文献調査

● 原子炉容器、RPVペDESTALの耐震強度評価

- 実機の状態をより詳細に考慮した耐震評価
- 今後想定されるプラント状態における耐震裕度の低い機器の特定

5. 腐食抑制策の開発－亜硝酸ナトリウム添加試験結果－

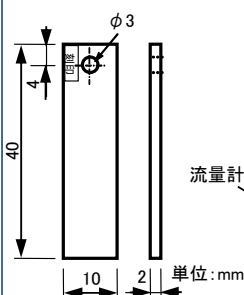
● 腐食抑制策確証試験 (亜硝酸ナトリウム添加試験)

目的

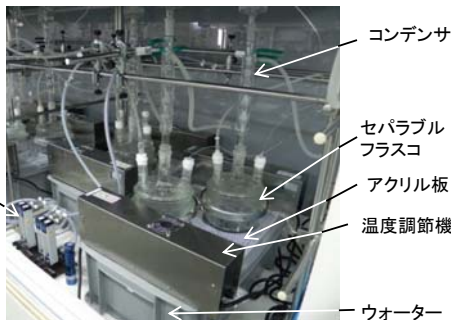
原子炉容器構造材料等(PCV材炭素鋼SGV480)に対する腐食抑制効果を確認するため、実機プラントにおいて軸受冷却水系に使用実績のある亜硝酸ナトリウムを用いて腐食抑制策確証試験を実施し、定量的データを取得する。また、得られたデータから実機への適用において適切と考えられる添加濃度について検討する。

亜硝酸ナトリウム添加試験マトリクス (50℃、200倍希釈海水、大気飽和)

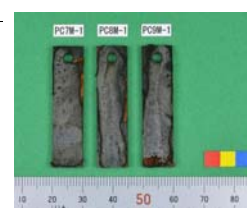
亜硝酸ナトリウム濃度 (ppm)	気液環境	試験時間			
		50h	100h	500h	2000h
濃度①(200)	液相	●	●	●(1)	—
濃度②(400)	液相	●	●	●(2)	●
濃度③(2000)	液相	●	●	●	—
濃度②(400)	気液界面	●	●	●(3)	—



試験片形状



腐食試験状況



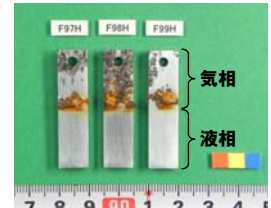
防錆剤なし (液相)



(1) 200ppm添加 (液相)



(2) 400ppm添加 (液相)



(3) 400ppm添加 (気液界面)

試験後試験片の外觀観察結果 (一例)

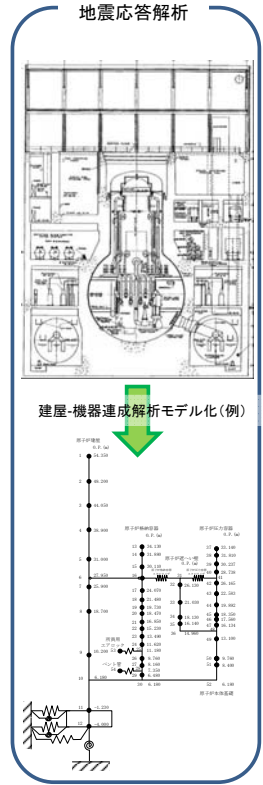
- 亜硝酸ナトリウムを400ppm以上添加した場合、液相部の腐食は防止された。
- 試験片の下半分を液相に浸漬した条件 (気液界面) では、液相部の腐食は防止されたが、気相部に腐食が認められた。

6. 耐震強度評価

6.1 評価方針

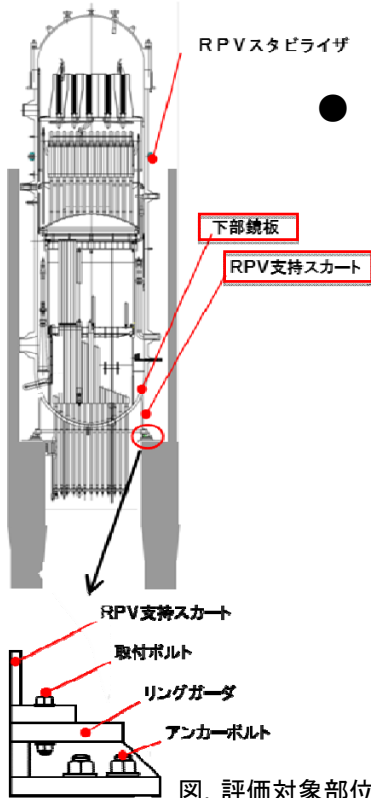
デブリ取出し工法を検討する上で優先順位の高い想定プラント状態（各プラント3ケース）について、地震応答解析による荷重から各機器の強度評価を実施。

プラント /ケース	1F-1	1F-2	1F-3
H25-1	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 ・建屋損傷 ・D/W水位：約2.9m ・S/C内：満水 ・ペント管内：満水 ・真空破壊管内：満水 ・トラス室水位：OP3680 	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 ・建屋健全 ・D/W水位：約0.6m ・S/C内：OP3100 ・ペント管内：底部流水 ・トラス室水位：OP3200 	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 (事故後約3年) ・建屋損傷 ・D/W水位：約6.5m ・S/C内：満水 ・ペント管内：満水 ・トラス室水位：OP3200
H25-2	<ul style="list-style-type: none"> ○トラス室水位制御 ・建屋損傷 ・オベフロ階付加設備：約5100t ・D/W水位：約2.9m ・S/C内：満水 ・ペント管内：満水 ・真空破壊管内：満水 ・トラス室水位：OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV部分冠水 ・オベフロ階付加設備：約5500t ・小部屋埋設 ・D/W水位：約5m ・S/C内：コンクリートOP1900 ・ペント管内：補修考慮 ・トラス室水位：OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV部分冠水 ・オベフロ階付加設備：約3900t ・小部屋埋設 ・D/W水位：約6.5m ・S/C内：コンクリートOP1900 ・ペント管内：補修考慮 ・トラス室水位：OP-300
H25-3	<ul style="list-style-type: none"> ○S/C補強 ・建屋損傷 ・オベフロ階付加設備：約5100t ・D/W水位：約0.3m ・S/C内：コンクリートOP3570 ・ペント管内：空気 ・真空破壊管内：空気 ・トラス室水位：OP-300、コンクリートOP-485 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV冠水 ・オベフロ階付加設備：約5500t ・小部屋埋設 ・D/W水位：約35m ・S/C内：コンクリートOP1900 ・ペント管内：補修考慮 ・トラス室水位：OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV冠水 ・オベフロ階付加設備：約3900t ・小部屋埋設 ・D/W水位：約35m ・S/C内：コンクリートOP1900 ・ペント管内：補修考慮 ・トラス室水位：OP-300



6.2 RPV構造健全性評価結果(例)

他の評価部位 (RPVスタビライザ、取付ボルト、リングガーダ及びアンカーボルト)の結果も同様な傾向



● RPV構造物 プラント状態を踏まえた強度評価

支持スカート(一次応力) (MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	58	360	39	360	38	360
25-2	59		40		39	
25-3	59		71		61	

支持スカート(圧縮)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	座屈評価値※	許容値	座屈評価値※	許容値	座屈評価値※	許容値
25-1	0.188	1	0.113	1	0.112	1
25-2	0.192		0.118		0.115	
25-3	0.191		0.213		0.182	

※:座屈不等式左辺 = $\alpha B(P/A)/fc + \alpha B(M/Z)/fb$ (出展:JEAC4601-2008)

下部鏡板(一次応力)

(MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	195	540	105	540	130	540
25-2	227		110		133	
25-3	227		104		124	

※:本表の応力強さは工認記載の応力強さを基にプラント状態を考慮して係数倍した値を示す。

全ての評価対象部位において、発生応力が許容値を下回った。

6.3 PCV構造健全性評価結果(例)

評価結果(1号機)

評価設備: 図1参照

評価条件: 耐震条件: Ss波
 評価温度: 50°C
 供用状態: Ds
 腐食減肉量: 右記表参照

<評価ケースについて>

ケース25-1: 腐食10年後相当
 ケース25-2: 腐食15年後相当
 ケース25-3: 腐食15年後相当

評価結果:

② ベント管(評価部位: ベント管とD/W胴の接合部)
 一次応力評価結果

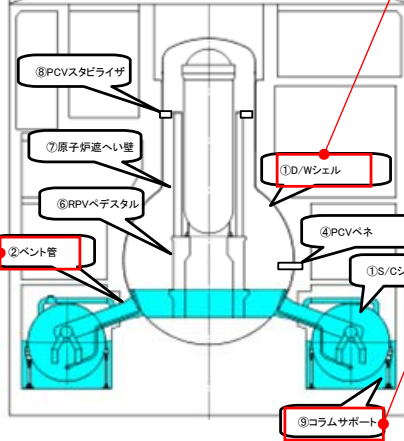
評価ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	117	423	3.61
25-2	142	423	2.97
25-3	144	423	2.93

1号機 ドライウェル推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	2.15	2.44

1号機 サプレッションチェンバ 推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.09	1.36



①-1 D/Wシェル(評価部位: サンドクッション部)
 一次応力評価結果(腐食量両面考慮)

評価ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	124	423	3.41
25-2	140	423	3.02
25-3	128	423	3.30

⑨ コラムサポート(評価部位: 外側コラムサポート)
 一次応力評価結果

評価ケース	組合せ応力(圧縮+曲げ) $\sigma_c/f_c + \sigma_b/f_b$	許容値	裕度
25-1	1.083	1	0.92
25-2	0.946	1	1.05
25-3	2.354	1	0.42

図1 評価設備(例: ケース25-1)

注: コラムサポートの許容値(f_c 及び f_b)は常温でF値をSu値とし評価(圧縮に対してはF値を1.2Sy値とした)

PCVバウンダリ機能としての評価部位においては発生応力が許容値を下回ったが、サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。これらについては、詳細評価や補強(トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど)対策の検討を進め、今後の方針を判断していく。

Institute for Nuclear Decommissioning

6.3 PCV構造健全性評価結果(例)

評価結果(2号機)

3号機の結果も同様な傾向

評価設備: 図1参照

評価条件: 耐震条件: Ss波
 評価温度: 50°C
 供用状態: Ds
 腐食減肉量: 右記表参照

<評価ケースについて>

ケース25-1: 腐食10年後相当
 ケース25-2: 腐食15年後相当
 ケース25-3: 腐食15年後相当

評価結果:

①-1 D/Wシェル(評価部位: サンドクッション部)
 一次応力評価結果

評価ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	75	424	5.65
25-2	91	424	4.65
25-3	191	424	2.21

⑦ 耐震サポート(評価部位: ラグプレート D部溶接部)
 一次応力評価結果

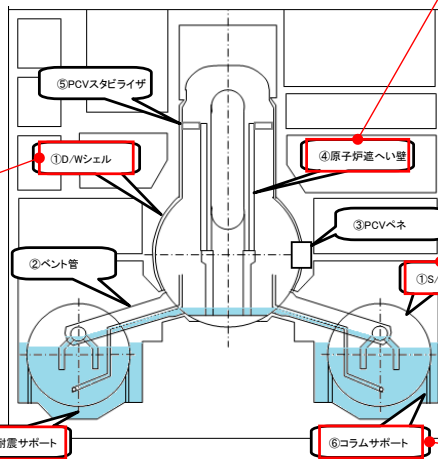
評価ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	235	258	1.09
25-2	461*	258 (400)	0.55 (0.86)
25-3	465*	258 (400)	0.55 (0.86)

2号機 ドライウェル推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.35	1.64

2号機 サプレッションチェンバ推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.23	1.50



④ 原子炉遮へい壁(評価部位: 開口集中部)
 一次応力評価結果

評価ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	219	235	1.07
25-2	251*	235 (394)	0.93 (1.56)
25-3	354*	235 (394)	0.66 (1.11)

注*: ケース25-2及びケース25-3では許容状態Dsの許容値を上回るが、許容値に()内のSu値を用いた場合、許容値を下回る。

①-2 S/Cシェル(評価部位: 補強リング部)
 一次応力評価結果

評価ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	227	424	1.86
25-2	269	424	1.57
25-3	270	424	1.57

⑥ コラムサポート(評価部位: クレビス)
 一次応力評価結果

評価ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	313	467	1.49
25-2	577*	467 (490)	0.80 (0.84)
25-3	579*	467 (490)	0.80 (0.84)

図1 評価設備(ケース25-1)

注*: ケース25-2及びケース25-3では許容値に()内のSu値を用いた場合においても許容値を上回る。

PCVバウンダリ機能としての評価部位においては発生応力が許容値を下回ったが、サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。これらについては、詳細評価や補強(トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど)対策の検討を進め、今後の方針を判断していく。

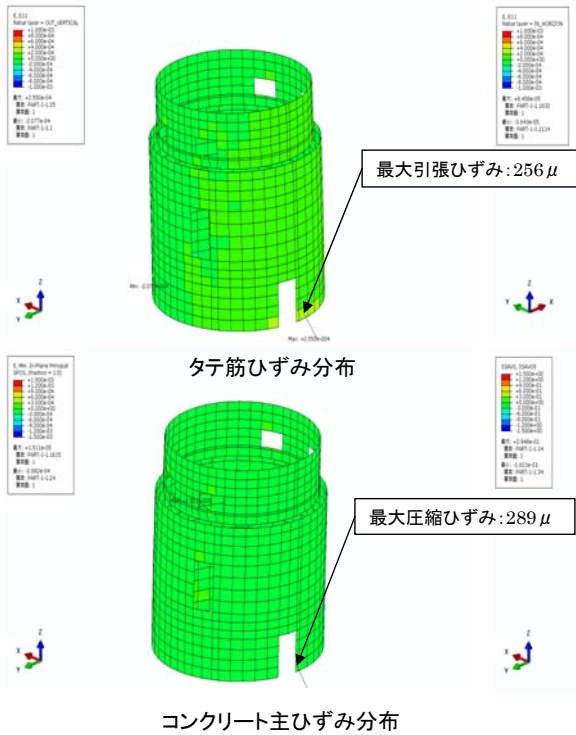
注*: ケース25-2及びケース25-3では許容値に()内のSu値を用いた場合においても許容値を上回る。

6. 4 RPVペDESTAL健全性評価結果(例)

評価結果(1号機)

1号機は、2、3号機に比べ、事故直後、より高温域に晒されたため、コンクリート劣化や鉄筋腐食量が大きく、厳しい評価結果となるため、1号機を例として表示。(2、3号機も評価基準を下回ることを確認済)

・全ての評価項目において、発生応力・ひずみが評価基準値を下回った。
 ・ただし、現状では落下した熔融燃料デブリによる侵食等の影響が考慮できておらず、今後、侵食影響をどのように想定するかも含め、検討が必要。



評価結果(ケースH25-2)

評価項目	発生応力・ひずみ	評価基準 ^{*1}
コンクリートひずみ	289×10^{-6}	3000×10^{-6}
鉄筋ひずみ	256×10^{-6}	5000×10^{-6}
面外せん断力	354N/mm	1823N/mm

*1: 評価基準は、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 JSME S NC1-2003」に基づき算定

7. まとめ・考察(1/2)

●実機条件を考慮した際の残存課題に対する腐食試験

平成24年度に検討した腐食減肉量予測手法における不確定要因（塗膜劣化、気液界面、長期間腐食挙動等）について追加検討を行い、当該手法が概ね妥当であることを確認した。

●腐食抑制策の開発

防錆剤として、亜硝酸ナトリウム又はタングステン酸ナトリウムを添加した腐食試験を実施した結果、塩化物イオン濃度と等モル以上の添加で腐食を抑制できることを確認した。（特に1.5～2倍モル以上の防錆剤の添加でより効果的な腐食抑制効果を確認）

●RPVペDESTALに対する高温デブリ落下影響評価

コアコンクリート反応（MCCI）に係る文献調査等を行い、コンクリート侵食状況の推定に資する基礎データを整備した。

7. まとめ・考察(2/2)

● 原子炉容器、RPVペDESTALの耐震強度評価

現状及びPCV冠水までに想定されるプラント状態において、地震応答解析結果から得られる荷重に対して一次応力を評価した。

- ・ RPV及びRPVペDESTALでは、発生応力が許容値を下回ることを確認した。
→ RPVペDESTALでは、現状、落下した溶融燃料デブリによる侵食等の影響が考慮できておらず、今後、侵食影響をどのように想定するかも含め、検討が必要。
- ・ PCVバウンダリ機能としての評価部位においては、発生応力が許容値を下回ったが、サブレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。
→ これらについては、詳細評価や補強（トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど）対策の検討を進め、今後の方針を判断していく。
- ・ 原子炉遮へい壁については、開口集中部で裕度が小さい結果となったが、許容値に対しては満足する結果となった。
→ 有限要素解析を実施して評価精度を上げる等の検討も必要。

8. 国内外叡智、人材育成の具体的取り組み

- 腐食評価を中心とした本プロジェクトの前年度成果を腐食防食学会「第60回材料と環境討論会」にて発表し、腐食専門家からレビューいただき、ご意見、コメント等をいただいた。本討論会では、20代の若手技術者に発表を経験させ、技術レベル向上と技術伝達を図った。(平成25年9月:コラツセ福島)
- 文部科学省、IRID共催「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発計画と基盤研究に関するワークショップ第7回(北陸地域)」にて、本プロジェクトの研究開発状況と基礎基盤研究課題ニーズを紹介し、学術関係者からのご意見、コメント等をいただいた。若手研究者をはじめ、学生にも参加いただき、関心をもってもらう啓発活動を実施した。(平成25年12月:福井大学)
- 腐食評価を中心とした本プロジェクトの前年度成果を原子力学会英文論文誌(Journal of Nuclear Science and Technology - Special Issue -)に投稿し、海外への情報発信を図った。(本年7-8号掲載予定)
- 使用済み燃料・PCV/RPVの健全性評価に関する専門部会(第1回、第3回)にて、本プロジェクトの計画及び成果について、専門家(東北大・渡邊先生、明石先生、東工大・瀧口先生、名古屋大・山本先生)からご意見、コメント等をいただいた。(平成26年1月、5月:IRID)