

東海第二発電所 運転期間延長認可申請の概要について

平成29年12月26日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は防護情報の観点から公開できません。

目次

1. 運転期間延長認可申請について	3-3
2. 運転期間延長認可申請に必要な評価	3-4
3. 特別点検の実施結果	3-6
4. 劣化状況評価の結果	3-15
5. 保守管理に関する方針の概要	3-26
6. 今後の取り組み	3-27

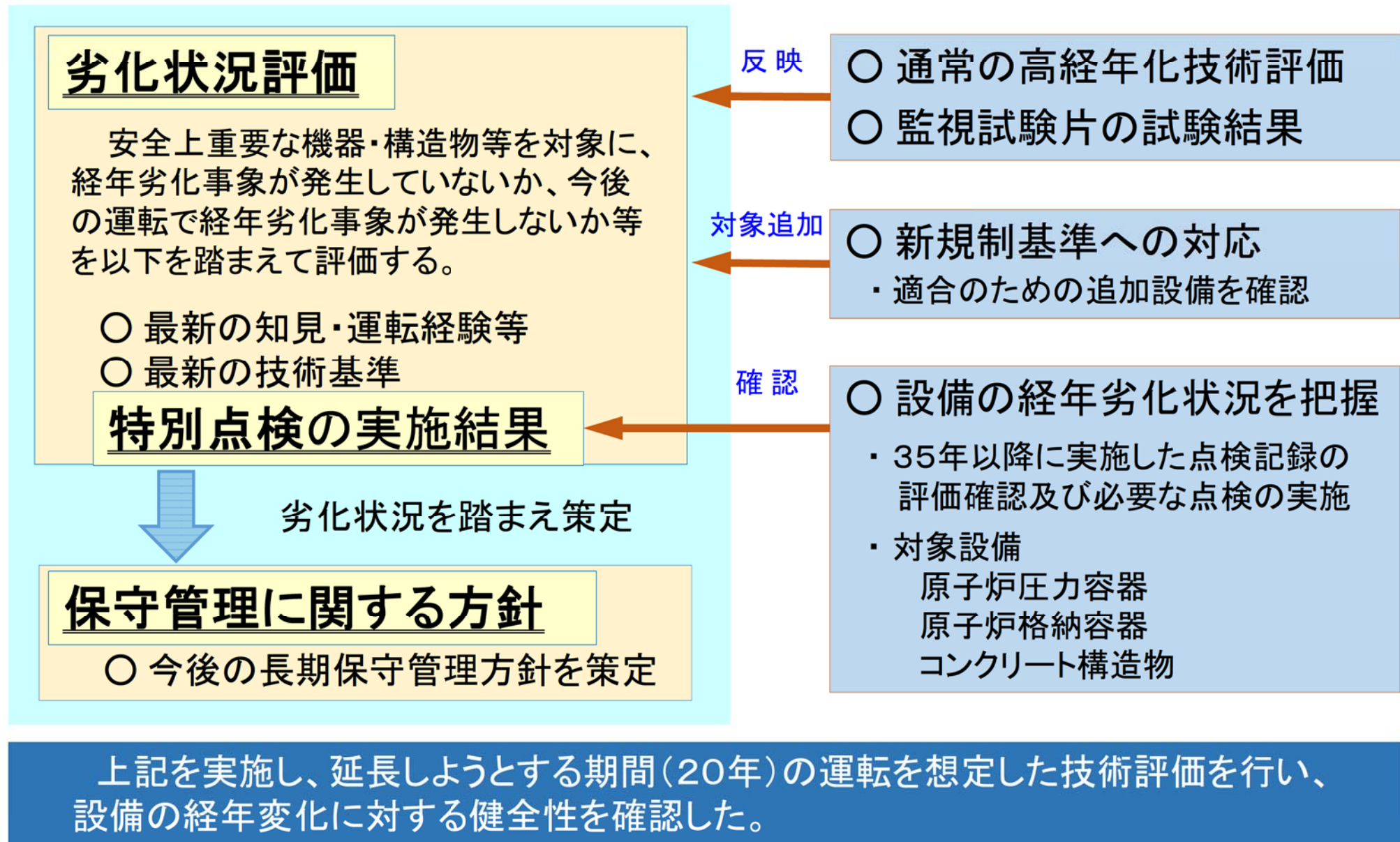
1. 運転期間延長認可申請について

- ・東海第二発電所は、1978年11月28日に営業運転開始し、2018年11月28日に運転開始後40年を迎える。
- ・核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の32第4項に基づき、2017年11月24日に20年の運転期間の延長認可申請を実施。
- ・今般の運転期間延長認可申請は、現在進んでいる新規制基準への適合性確認審査と同様に、安全審査の一環として行うものであり、東海第二発電所の今後20年における安全上重要な設備の健全性評価（劣化状況評価）と保守管理に関する方針を 規制委員会に確認頂くものである。

運転期間延長認可申請書（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第113条）

- ・ 本文 四 延長しようとする期間：20年（2038年11月27日まで）
- ・ 添付書類一 特別点検結果報告書
- ・ 添付書類二 劣化状況評価書
- ・ 添付書類三 保守管理に関する方針書

2. 運転期間延長認可申請に必要な評価



高経年化技術評価実施工程

		2014			2015			2016			2017						2018		
		10	11	12	1	..	12	1	..	12	2	4	6	8	10	12	1	2	3
保安規定 (*1)	高経年化技術評価 (PLM)																		
延長認可申請に必要な評価 (*2)	劣化状況評価																		
	特別点検																		
	保守管理に関する方針																		

*1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第82条に基づく技術評価

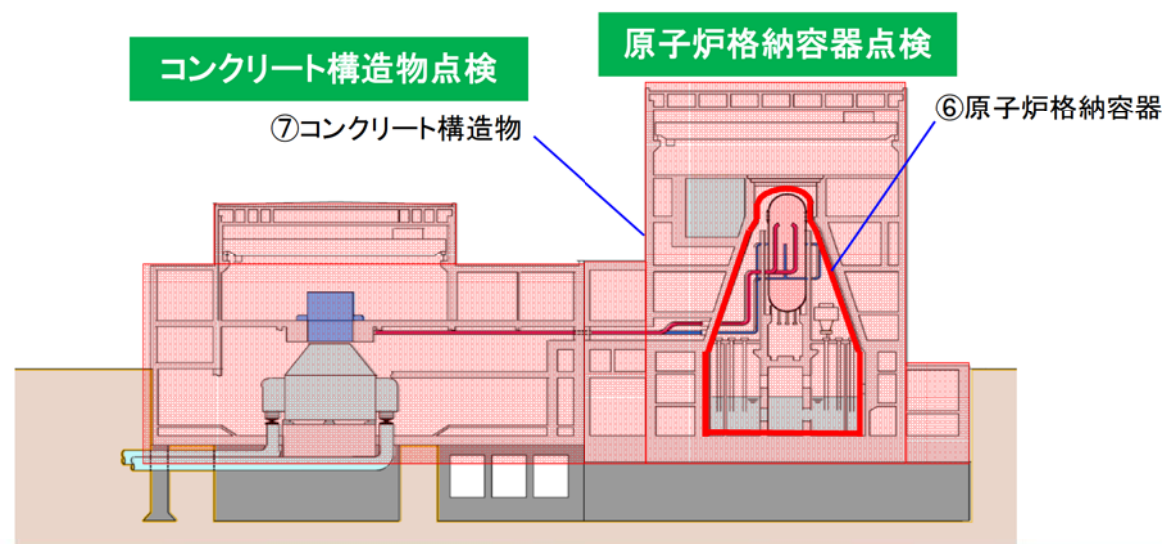
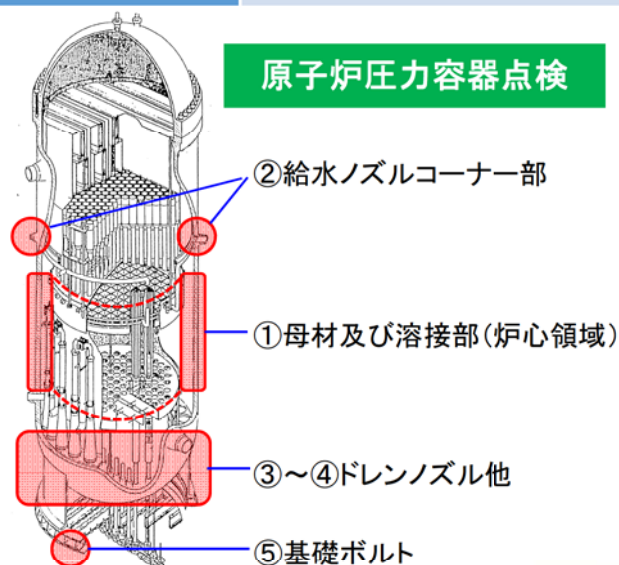
*2 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第113条に基づく申請に必要な評価

3. 特別点検の実施結果

特別点検の実施結果

実用発電用原子炉の運転期間延長申請に係る運用ガイド(原子力規制委員会 H25.6.19制定)に基づき点検を実施。

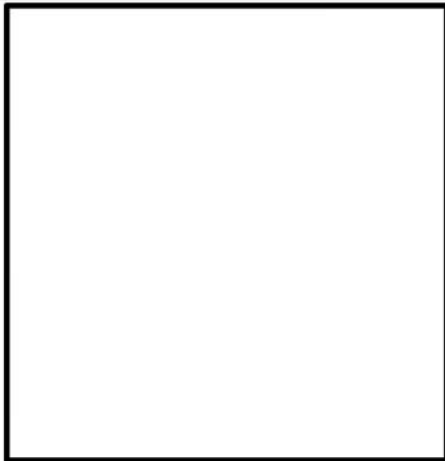
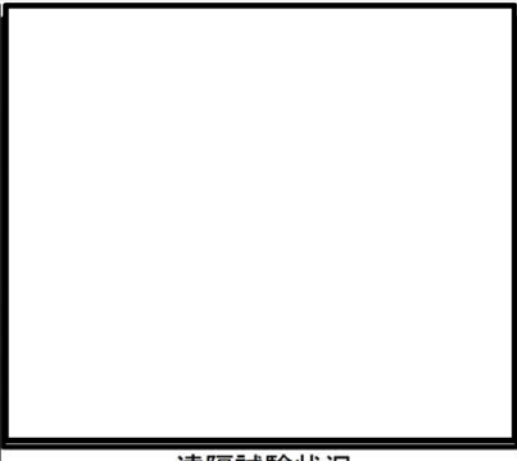
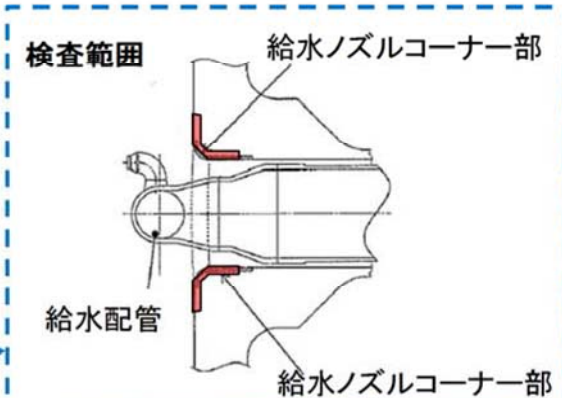
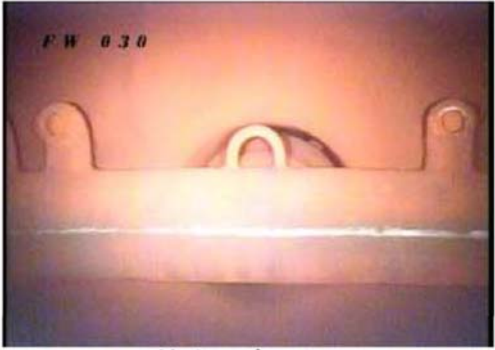
対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目／点検結果
原子炉圧力容器	①母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。 (点検期間：5/22～10/2)
	② 給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。 (点検期間：5/22～10/2)
	③ 制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング、 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視点検の結果、炉内の溶接部等に欠陥等の異常はなかった。 (点検期間：5/22～10/2)
	④ ドレンノズル	腐食	目視点検の結果、欠陥等の異常はなかった。 (点検期間：5/22～10/2)
	⑤ 基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。 (点検期間：5/22～10/2)
原子炉格納容器	⑥ 原子炉格納容器鋼板	腐食	目視点検の結果、塗膜の状態に異常はなかった。 (点検期間：5/19～10/25)
コンクリート構造物	⑦ コンクリート (原子炉建屋、取水構造物等)	強度低下及び 遮蔽能力低下	採取したコンクリートのコアサンプルによる各種試験の結果、強度や遮蔽性能等に異常はなかった。 (点検期間：7/19～10/13)



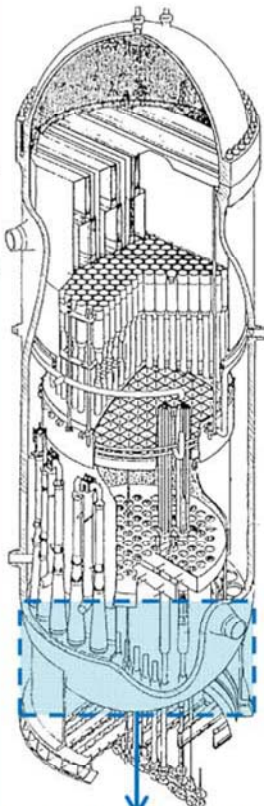
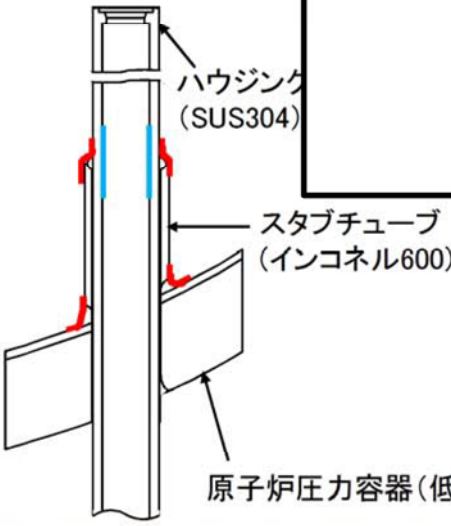
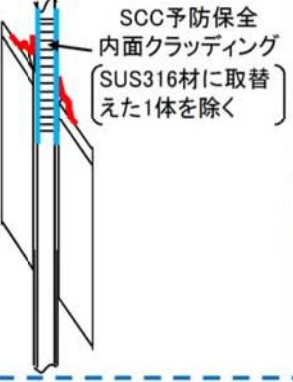
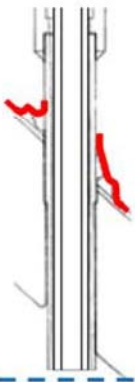
原子炉圧力容器の特別点検結果(1/5)

点検部位	母材及び溶接部 ・ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部を含む ・蒸気乾燥器, 気水分離器, ジェットポンプビーム及びインレットミキサーを取り外した状態で点検可能な炉心領域の全て	検査範囲 ：炉心領域 ●：①低圧注水管台 (3箇所) ●：②計装管台 (4箇所) ■：③ジェットポンプライザーブレースパッド部 (RPV内面20ヶ所) ■：④照射試験片ブラケットパッド部 (RPV内面3ヶ所) 原子炉圧力容器底部より 検査範囲(炉外UT) 原子炉圧力容器底部より 遠隔試験装置 ジェットポンプライザーブレース (炉内UT) ジェットポンプ全景
着目する劣化事象	中性子照射脆化	
点検項目	超音波探傷試験(UT)	
点検方法	遠隔試験装置を用い炉心領域の溶接部及び母材部の超音波探傷試験を炉外より実施 ただし, ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は炉内より実施	
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった	

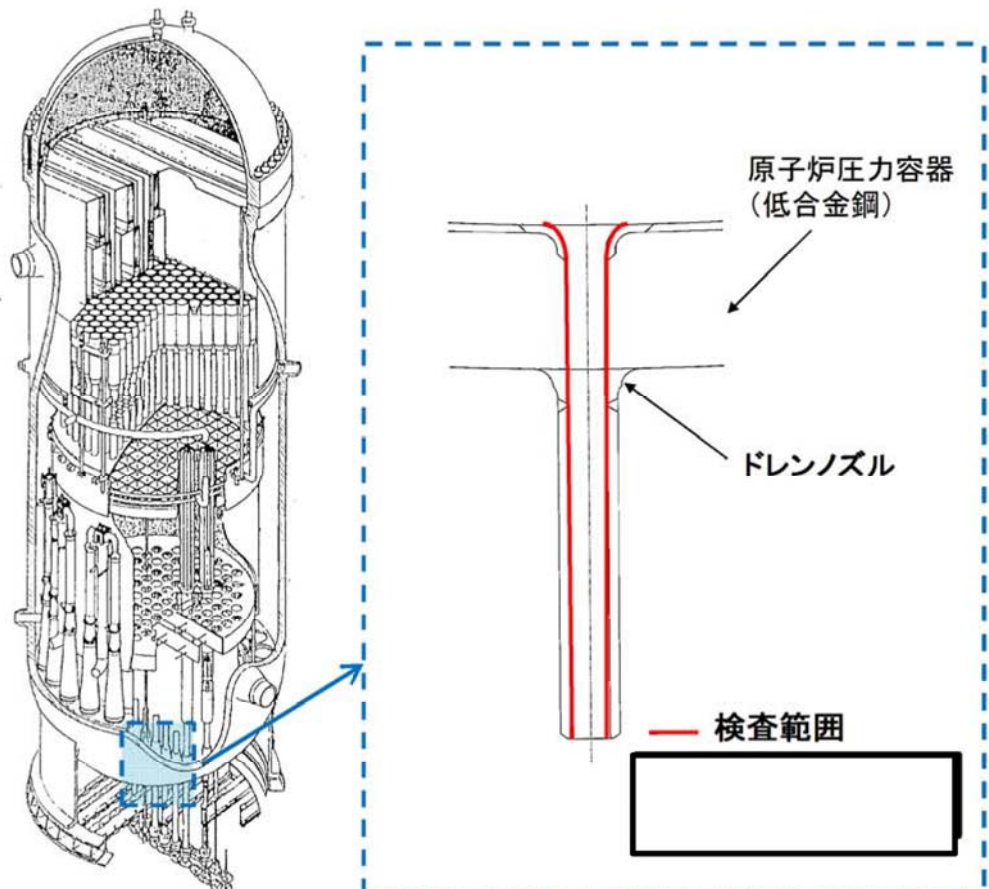
原子炉圧力容器の特別点検結果(2/5)

点検部位	給水ノズルコーナー部 最も疲労損傷係数が高い部位 全数6箇所	 遠隔試験装置鳥瞰図  遠隔試験状況  検査範囲  給水ノズル内面
着目する劣化事象	疲労	
点検項目	渦電流探傷試験(ECT)	
点検方法	遠隔試験装置を用い給水ノズルコーナー部の渦電流探傷試験を実施	
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった	

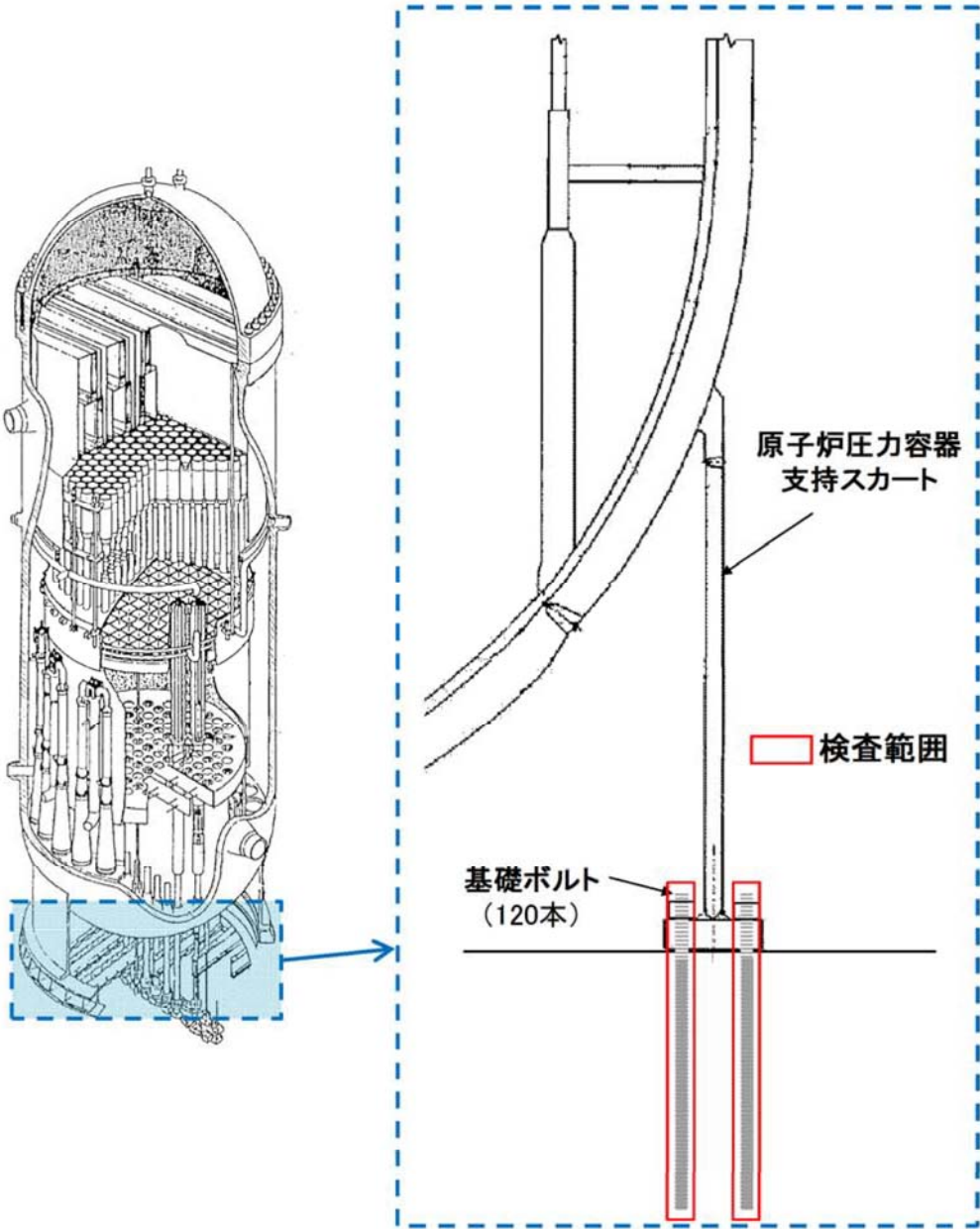
原子炉圧力容器の特別点検結果(3/5)

点検部位	制御棒駆動機構スタブチューブ 制御棒駆動機構ハウジング 中性子束計測ハウジング 差圧検出・ほう酸水注入ノズル		制御棒駆動機構スタブチューブ・ハウジング 185体 	
着目する劣化事象	応力腐食割れ			
点検項目	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)			
点検方法	遠隔試験装置を用い炉内側から溶接部の目視試験を実施 制御棒駆動機構ハウジング及び中性子束計測ハウジング内面の溶接熱影響部は渦電流探傷試験を実施		中性子束計測ハウジング 55体 (SUS304) 	差圧検出・ほう酸水注入ノズル 1体 (インコネル600) 
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで			
点検結果	有意な欠陥は認められなかった		中性子束計測ハウジング 制御棒駆動機構スタブチューブ・ハウジング 差圧検出・ほう酸水注入ノズル — 検査範囲(MVT-1) — 検査範囲(ECT)	

原子炉圧力容器の特別点検結果(4/5)

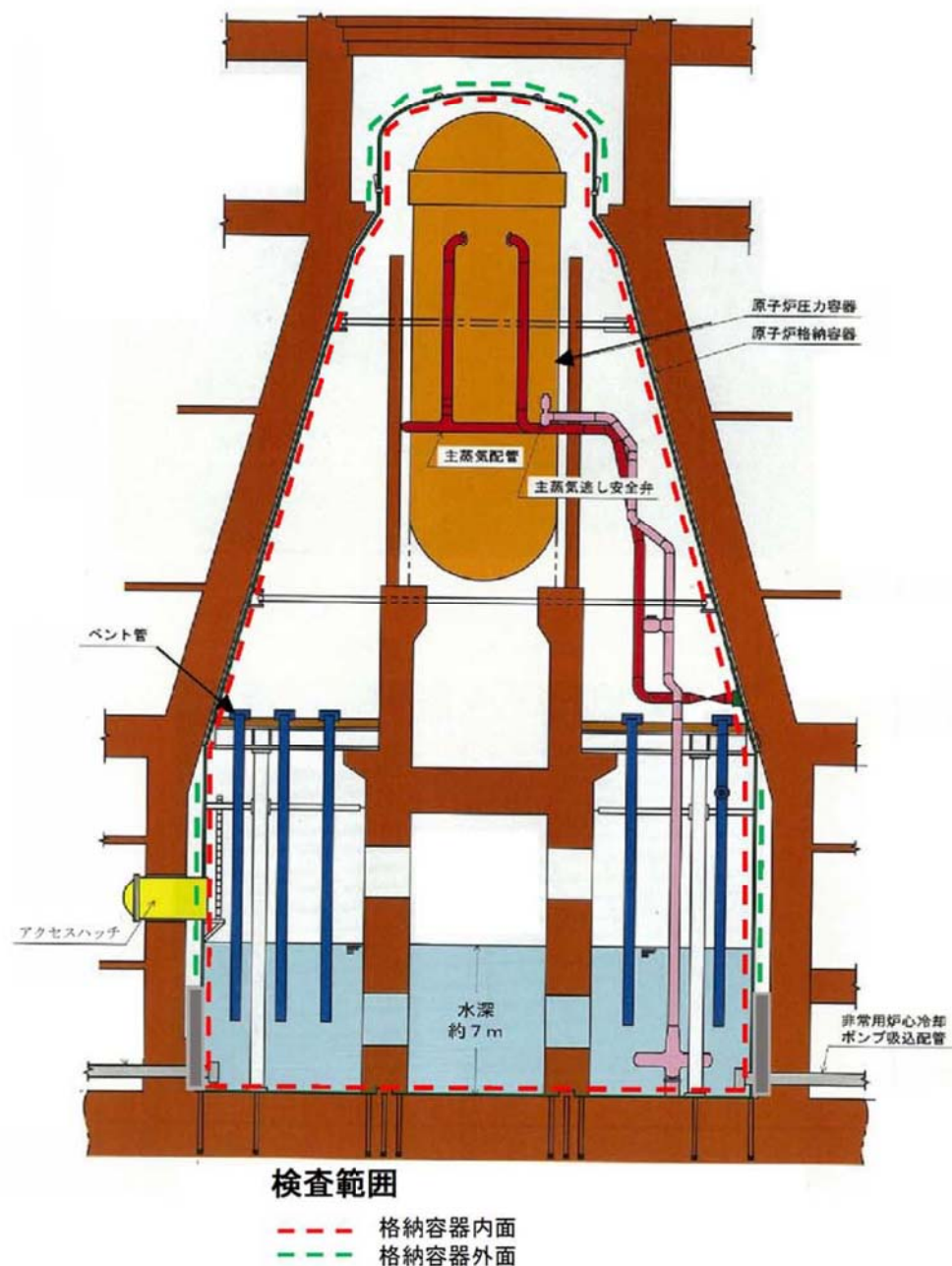
点検部位	ドレンノズル 1箇所	
着目する劣化事象	腐食	
点検項目	目視試験(VT-1)	
点検方法	遠隔試験装置を用い炉内側からドレンノズルの目視試験を実施	
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった	

原子炉圧力容器の特別点検結果(5/5)

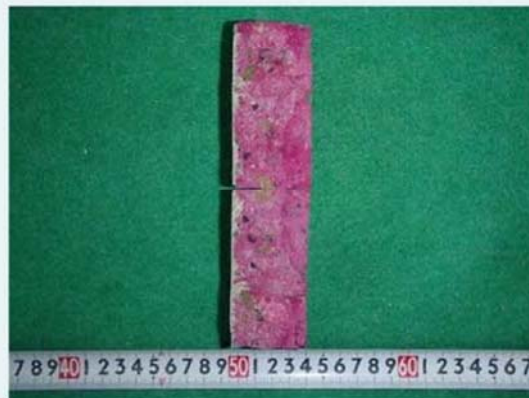
点検部位	基礎ボルト 全数120本	
着目する劣化事象	腐食	
点検項目	超音波探傷試験(UT)	
点検方法	基礎ボルトの超音波探傷試験を垂直法(底面エコー式)により実施	
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった	

原子炉格納容器の特別点検結果

点検部位	原子炉格納容器鋼板 接近できる点検可能範囲の全て
着目する劣化事象	腐食
点検項目	目視試験(VT-4)による 塗膜状態の確認
点検方法	原子炉格納容器内外面の直接 目視試験を実施 水中部はダイバーにより点検を実施
実施期間	2017年 5月19日から 2017年10月25日まで
点検結果	有意な塗膜の劣化や腐食は 認められなかった



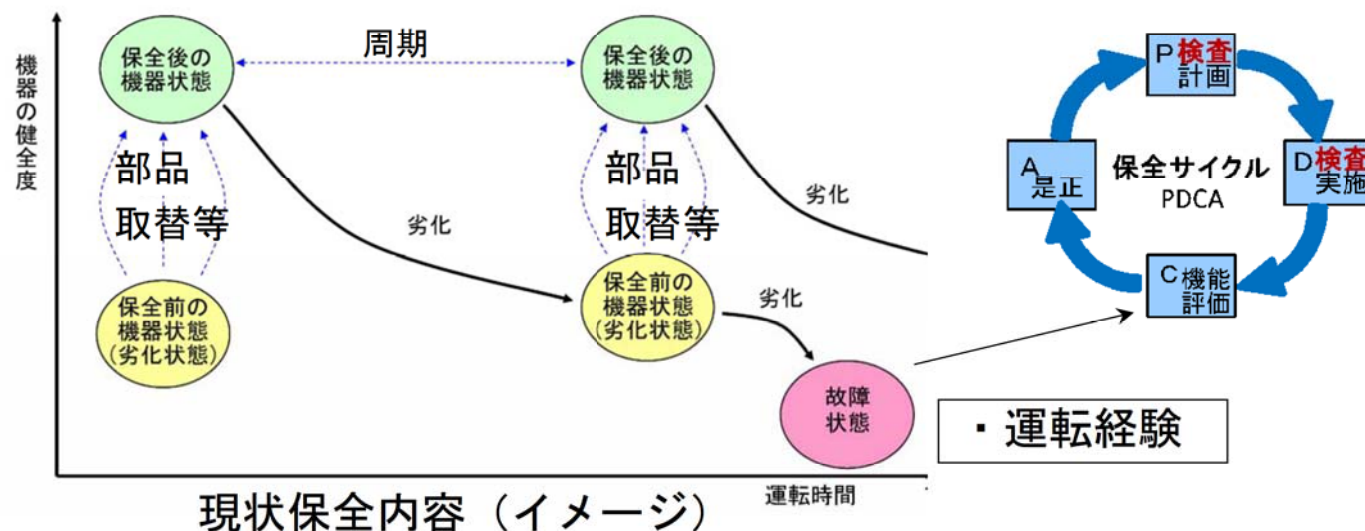
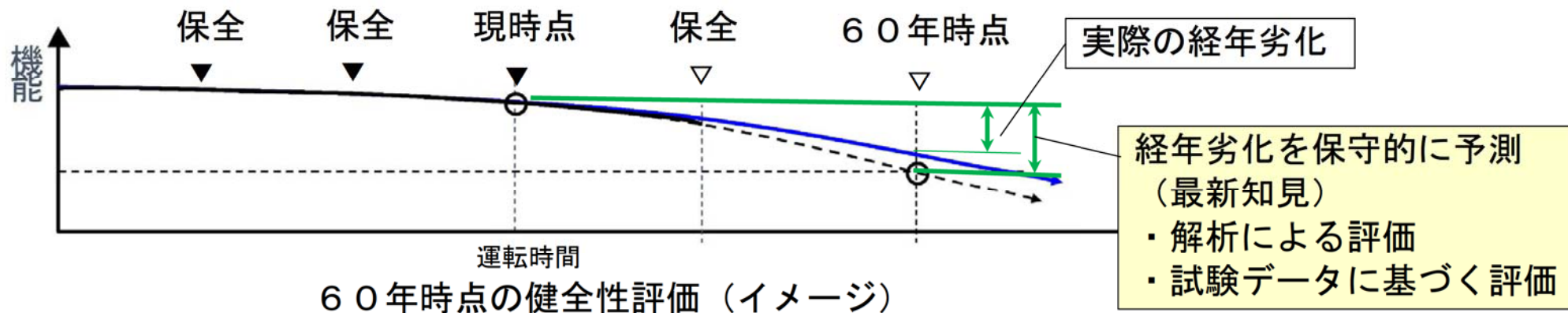
コンクリート構造物の特別点検結果

点検部位	コンクリート					
着目する劣化事象	強度低下及び遮蔽能力低下					
点検項目	採取したコアサンプルによる強度,遮蔽能力,中性化深さ,塩分浸透,アルカリ骨材反応の確認					
点検方法	点検部位	外壁, 内壁, 基礎マット 他				
	点検項目	強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応
		コアサンプルに圧縮力を加えて破壊した時の力を確認する	コンクリートを乾燥させた重さを確認する	コンクリートがアルカリ性を保っているかを試薬による色の変化の範囲により確認する	コンクリート中の塩分の量を確認する	コアサンプルを詳細に観察し, アルカリ骨材反応が生じていないことを確認する
	点検概要	 強度確認の例 (耐圧試験機による圧縮強度試験)		 中性化深さ確認の例 (フェノールフタレイン溶液による確認)		
実施期間	2017年7月19日～2017年10月13日					
点検結果	コンクリート構造物の健全性に影響を与える恐れのある劣化は認められなかった					

4. 劣化状況評価の結果

劣化状況評価のイメージ

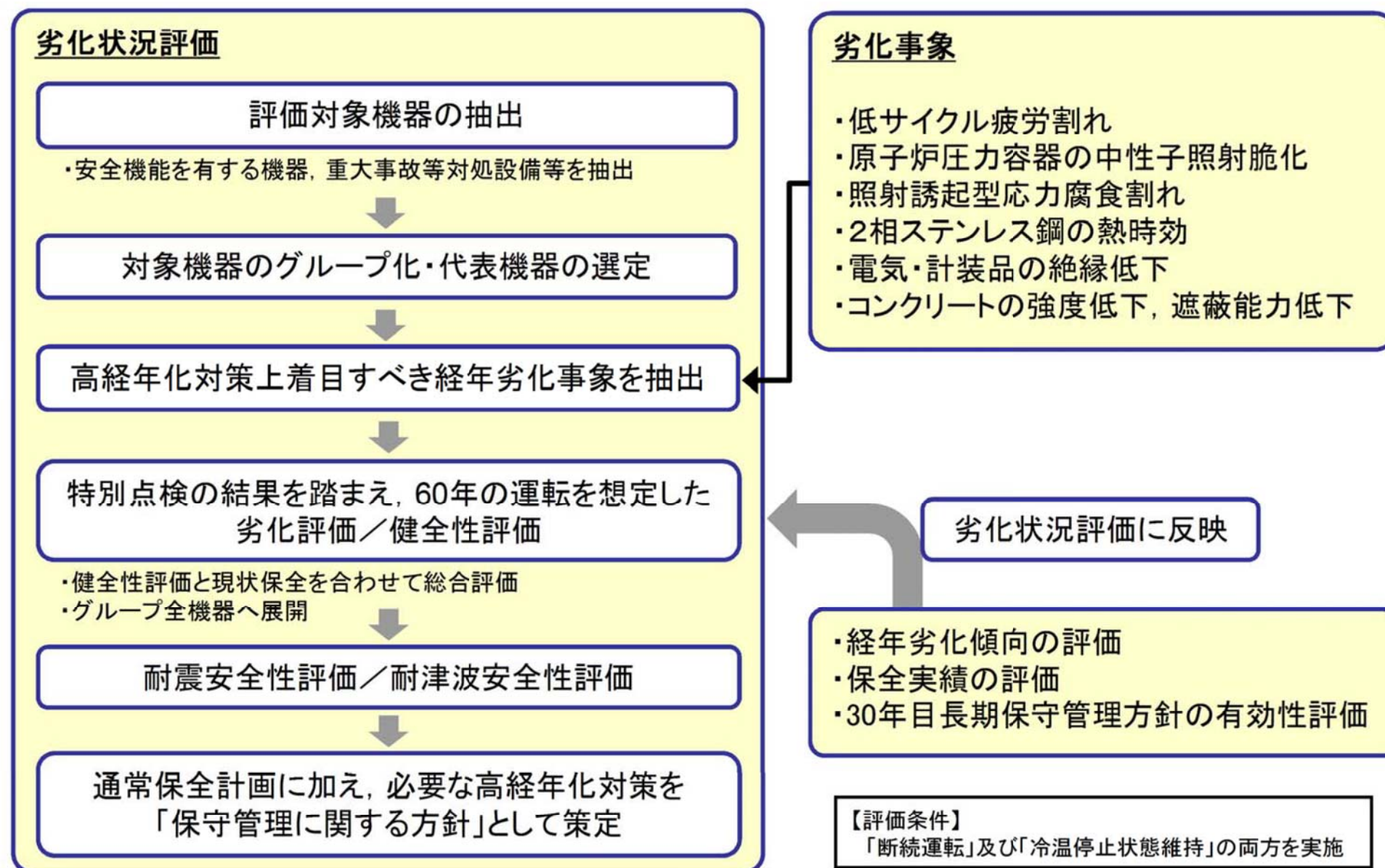
安全機能を有する機器、重大事故対処設備等を対象とし、特別点検の結果とこれまでの運転経験や最新知見等を踏まえ、60年時点の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうかを確認し追加すべき保全策を抽出する。



現状の保全内容が十分かどうかを確認

追加すべき新たな保全策を「保守管理に関する方針」としてまとめた。

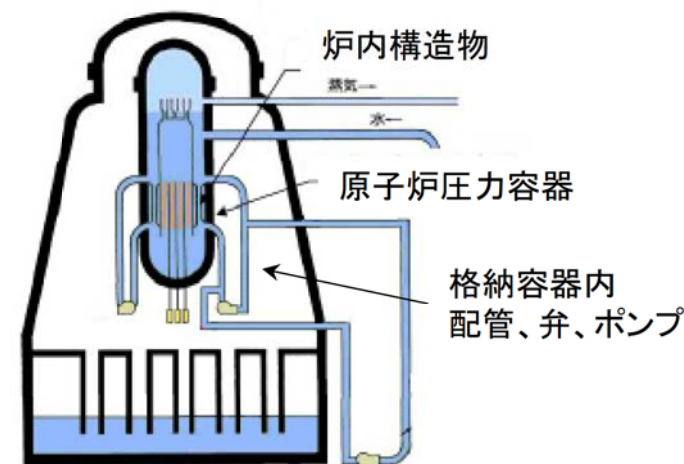
劣化状況評価の方法



評価結果（低サイクル疲労割れ）

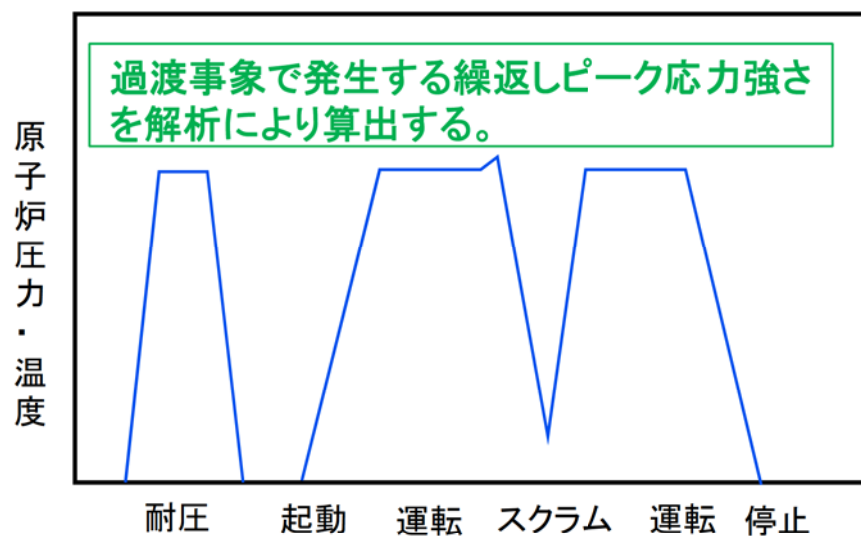
① 低サイクル疲労割れ（原子炉圧力容器，原子炉再循環ポンプ等）

- ・ 原子炉起動，停止等による温度，圧力の変化で，大きな繰返し応力がかかる部位に割れが発生する事象。

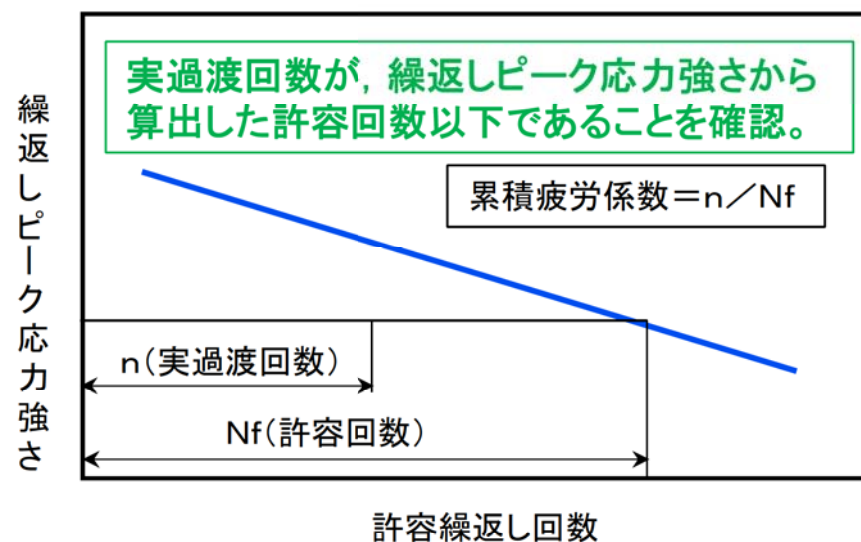


（主な評価結果）

- ・ 60年時点での疲労累積係数を評価した結果，疲労割れは発生しないことを確認した。



実過渡（これまでの回数をカウント）



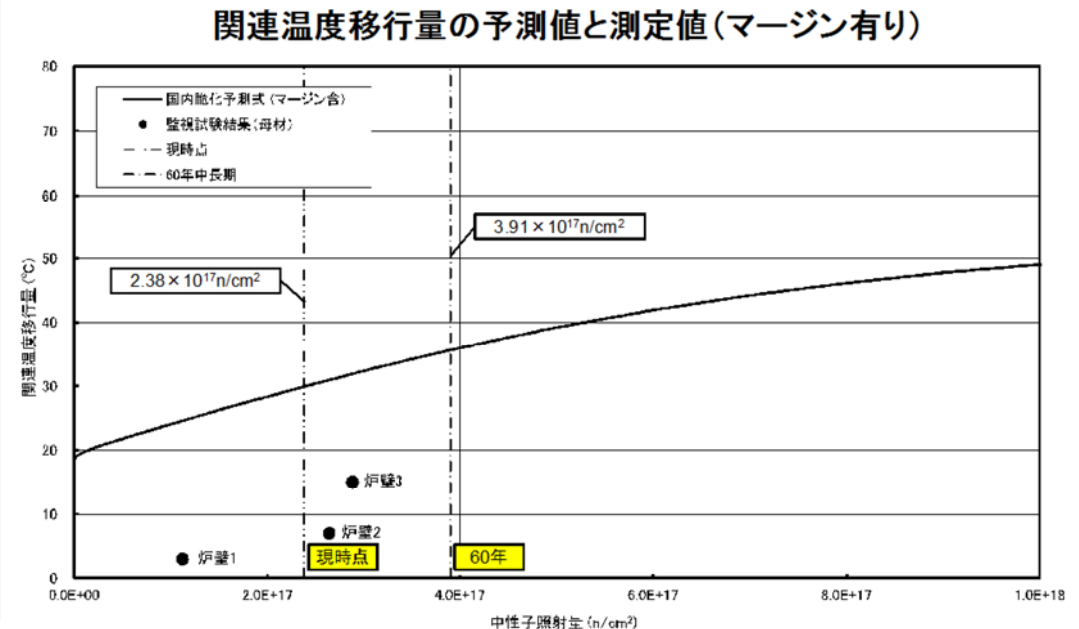
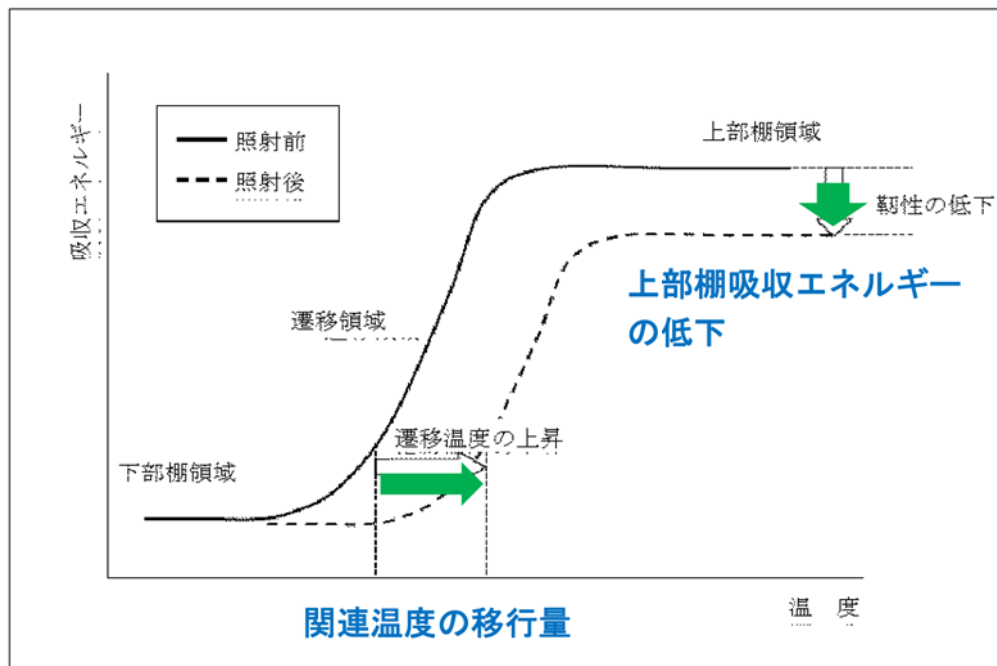
評価結果（原子炉圧力容器の中性子照射脆化）

② 原子炉圧力容器の中性子照射脆化

- ・ 長期間にわたり原子炉圧力容器に中性子が照射されることにより、容器の靱性が徐々に低下（脆化）する事象。

（主な評価結果）

- ・ 監視試験結果より、60年時点の上部棚吸収エネルギーは要求値68 Jを上回る111 Jと評価。
- ・ また、関連温度移行量は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認。
- ・ なお、最低使用温度は運転開始後60年時点で37℃であり、水圧検査時の原子炉冷却材の最低使用温度が設定可能であることを確認。



評価結果(照射誘起型応力腐食割れ)

③ 照射誘起型応力腐食割れ (炉心シュラウド等)

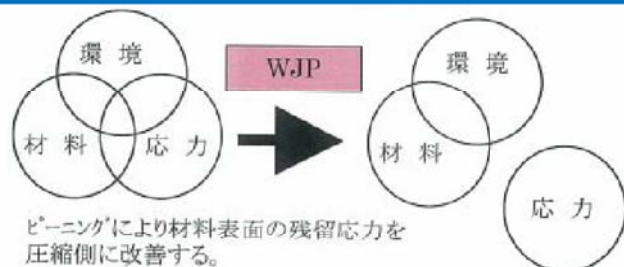
- ・ オーステナイトステンレス鋼等が、引張応力の下で炉水環境にさらされると、ひび割れ(応力腐食割れ)が発生するが、さらに中性子の照射で感受性が高くなる事象。

(主な評価結果)

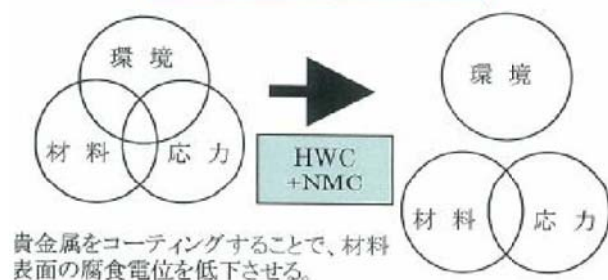
- ・ 炉内構造物は、予防保全(応力や環境の改善)を実施しているため、中性子照射による照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さいことを確認。

予防保全

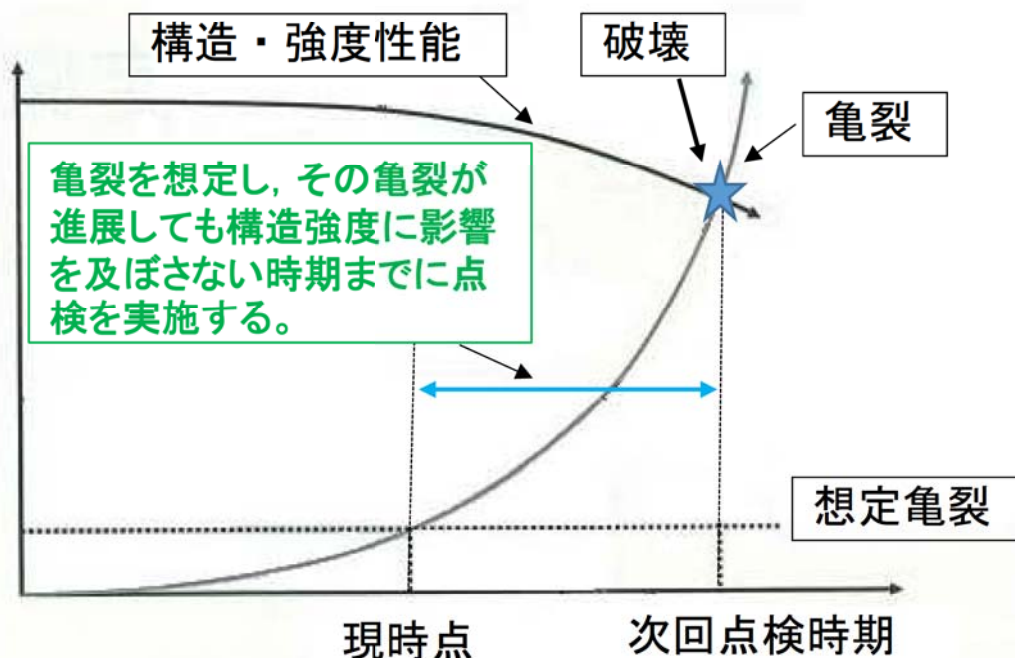
- ・ WJP: ウォータジェットピーニング
- ・ HWC: 水素注入
- ・ NMC: 貴金属コーティング



NMCのSCC効果



点検の考え方



評価結果(2相ステンレス鋼の熱時効)

④ 2相ステンレス鋼の熱時効 (原子炉再循環ポンプ等)

- ・ ステンレス 鋳鋼が高温での長期間使用により靱性低下を起こす事象。

(主な評価結果)

- ・ 原子炉再循環ポンプ等の材料は、BWRの運転温度(約280℃)では靱性低下はない。このため、熱時効による疲労割れが発生する可能性は小さいことを確認。

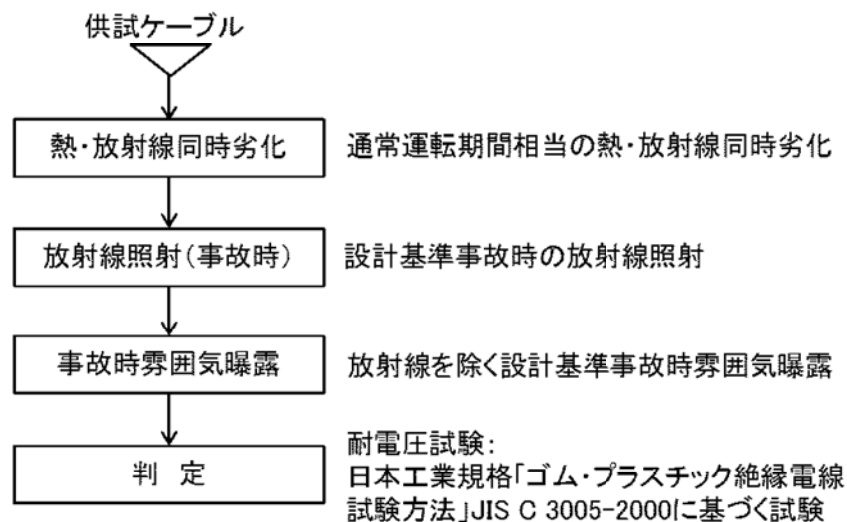
評価結果(電気・計装品の絶縁低下)

⑤ 電気・計装品の絶縁特性低下

- ・ 絶縁物が環境要因等で劣化し、絶縁抵抗が低下する事象。

(主な評価結果)

- ・ 一部、適切な周期で取り替えることで、熱や放射線照射などによる絶縁特性低下が問題ないことを確認。



長期健全性試験手順(ACAガイド)

敷設環境での長期健全性評価結果

敷設区分	敷設環境条件		使用ケーブル	評価期間[年]*1
	温度[°C]	放射線量率[Gy/h]		
原子炉格納容器外	40.0	0.00015	CV	60*2
原子炉格納容器外	40.0	0.00015	難燃CV	60*2
原子炉格納容器内	65.6	0.5	KGB	60*2
原子炉格納容器内	65.6	0.25	難燃PN	15*2*3*4

*1: 稼働率100%での評価期間

*2: 時間依存データの重ね合わせ手法により評価

*3: 評価期間15年を迎える前に取替(一部エリアのケーブルは評価期間約3年を迎える前)

*4: 制御用以外の難燃PNケーブルは28年間

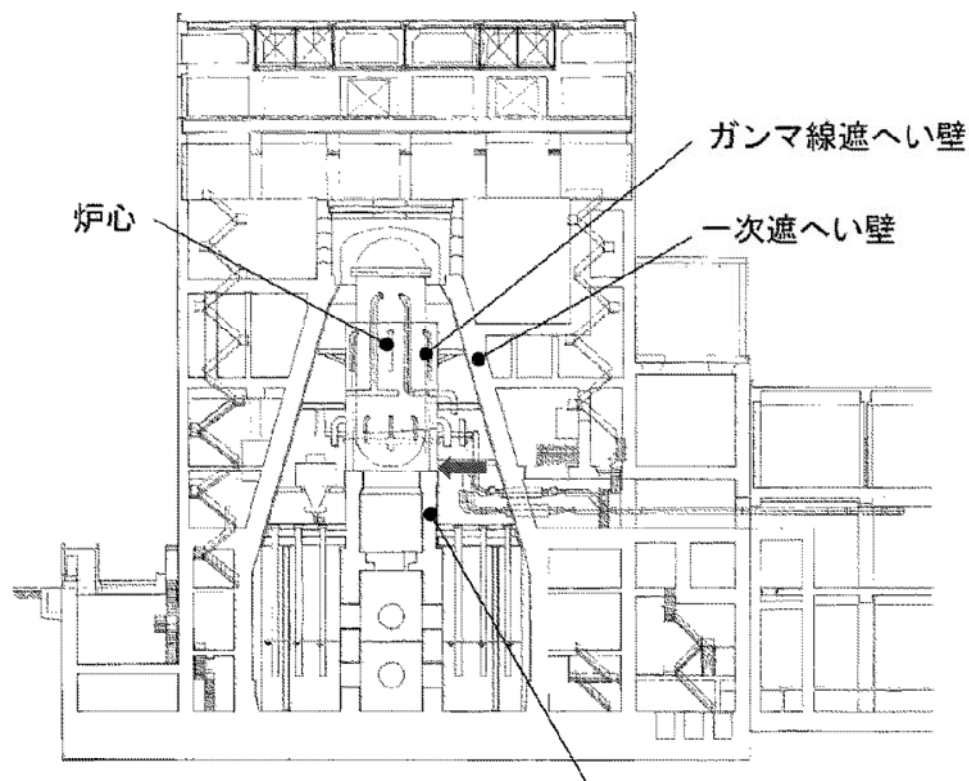
評価結果(コンクリートの強度低下, 遮蔽能力低下)

⑥ コンクリートの強度低下, 遮蔽能力低下

・コンクリートは,「熱」「放射線」「中性化」「塩分浸透」「アルカリ骨材反応」「凍結融解」等により強度低下や遮蔽能力低下が発生する事象。

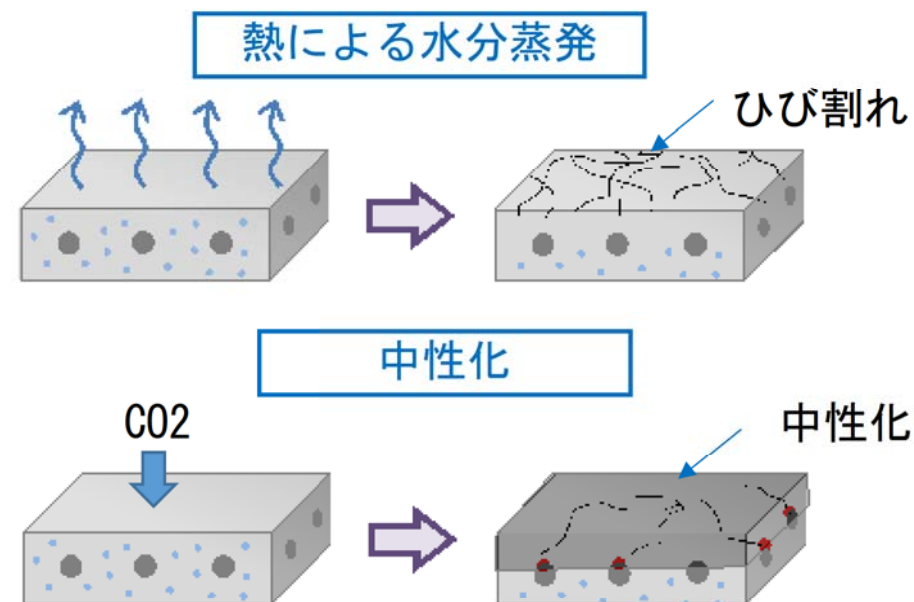
(主な評価結果)

・上記経年劣化事象による強度低下, 遮蔽能力低下が発生しないことを確認。



原子炉压力容器ペデスタル

【 原子炉建屋断面図 】



原子炉压力容器ペデスタルコンクリートの破壊試験結果

評価対象部位	設計基準強度	平均圧縮強度
原子炉建屋 (原子炉压力容器ペデスタル)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)

評価結果(耐震安全性評価)

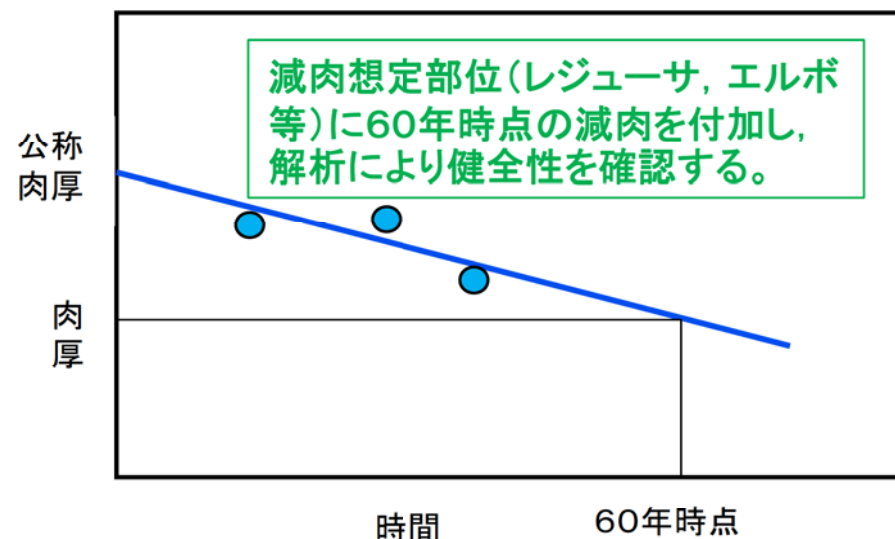
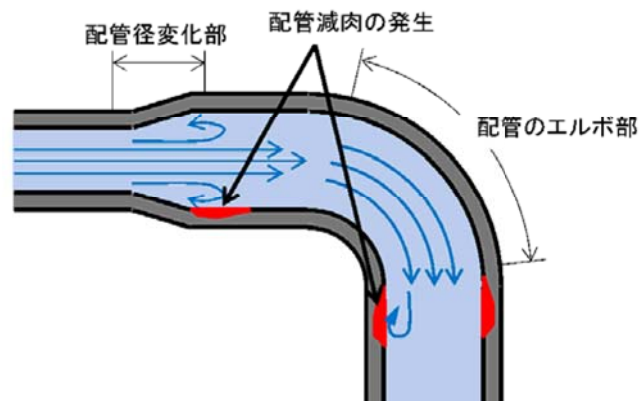
⑦ 耐震安全性評価

- ・ 経年劣化事象を考慮し耐震評価を実施。

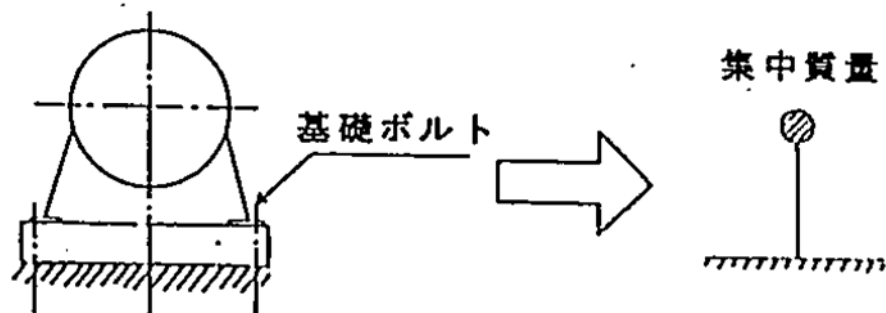
(主な評価結果)

- ・ 経年劣化事象を考慮しても、構造・強度に問題ない結果となった。

○配管、容器の評価の例



○基礎ボルトの評価の例



基礎ボルトに60年時点の減肉を付加し, 解析により健全性を確認する。

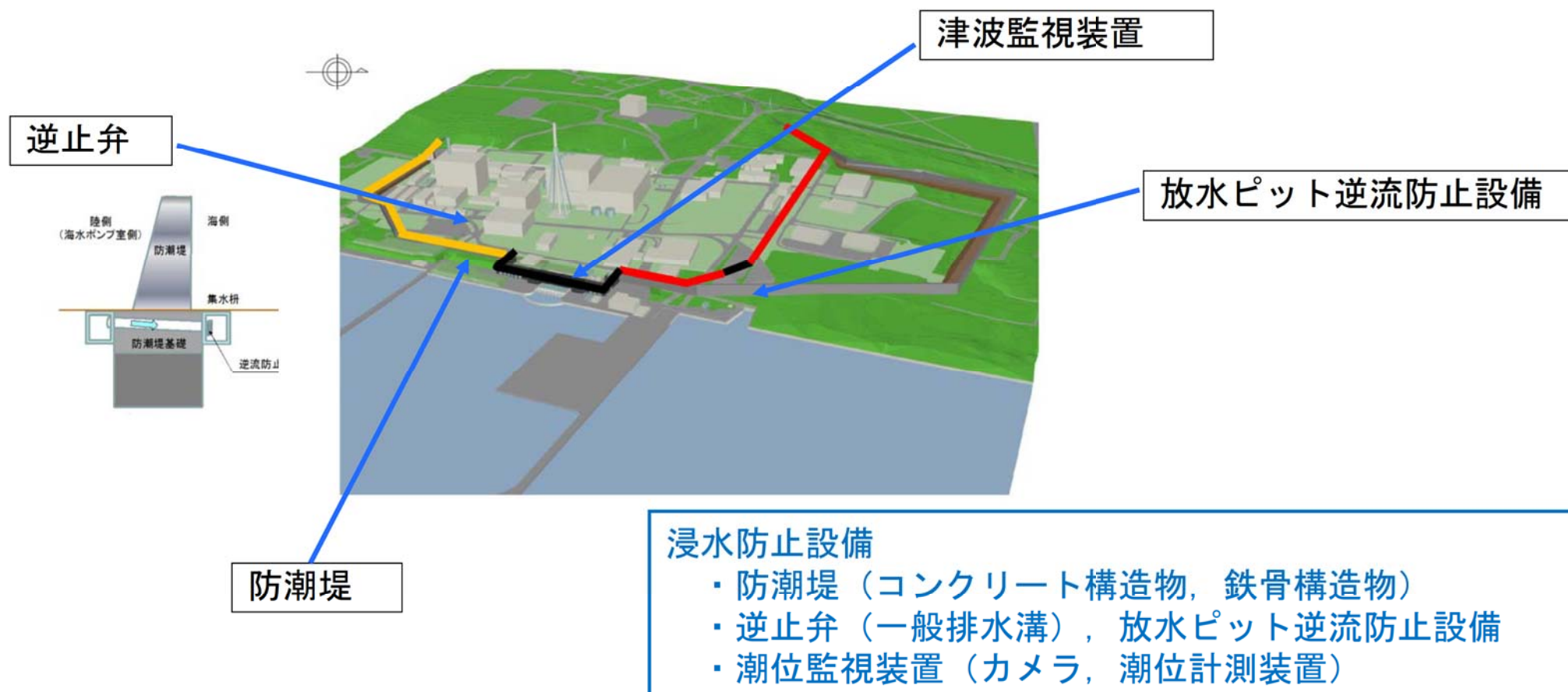
評価結果(耐津波安全性評価)

⑧ 耐津波安全性評価

- ・ 浸水防止設備について、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し、健全性評価を実施。

(主な評価結果)

- ・ 適切な保全対策を行うことで健全性が確保されることを確認。



5. 保守管理に関する方針の概要

現状の保全項目に追加すべき新たな保全策(追加保全策)について、具体的な実施内容、実施方法及び実施時期を保守管理に関する方針※¹として下記の通りとりまとめた。

No.	保守管理に関する方針	実施時期※ ²
1	原子炉圧力容器胴(炉心領域部材)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁低下については、電気学会推奨案*及びACAガイド**に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 * :「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告書第Ⅱ-139号 1982年11月)」 ** :原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	長期
3	同軸コネクタ接続の絶縁低下については、IEEE 323***に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 *** : IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	中長期
4	疲労評価における実績過渡回数 ¹ の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※¹: No.4については、平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※²: 実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。

6. 今後の取り組み

(1) 総合評価

東海第二発電所は、運転開始以降40年を迎えるため、プラントを構成する機器・構造物について、想定される経年劣化事象に対する技術評価を実施した。その結果、大部分の機器・構造物については、現状保全を実施することで健全性を維持することは可能であるとの見通しを得た。

また、一部の機器については、追加保全策を実施していくこととしている。

(2) 今後の取り組み

今回実施した評価は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後、最新知見や運転経験等を踏まえ、見直しを実施していく。

当社は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力発電所・信頼性のより一層の向上に取り組んでいく所存である。