

高浜3号機の高経年化技術評価書の概要 (30年目評価)

平成26年1月28日
関西電力株式会社

高浜3号機30年目の高経年化技術評価書の概要

- 運転開始以降に実施した主要機器更新等の状況 2
- 高浜3号機の高経年化技術評価手法の概要 3～5
- 主な経年劣化事象の技術評価の内容および結果 6～12
- まとめ 13

高浜3号機 プラント概要

運転開始	1985年1月17日
電気出力	約870MW
型式	加圧水型軽水炉(PWR)

＜運転実績＞（2012年3月末時点）

- ・累積平均設備利用率：80.3%
- ・計画外停止回数：3回



運転開始以降に実施した主要機器更新等の状況

原子炉容器 上蓋

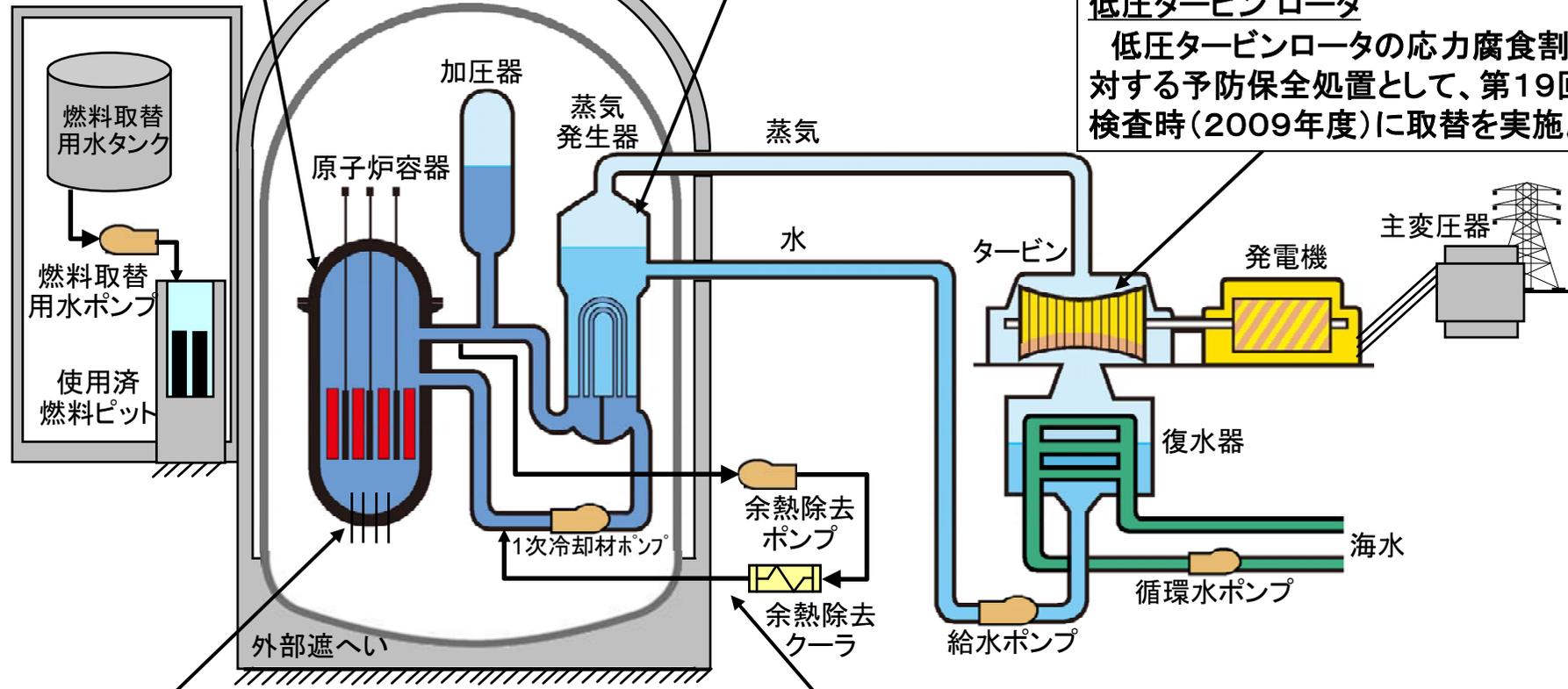
上蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第18回定期検査時(2007年度～2008年度)に取替を実施。

蒸気発生器 伝熱管

伝熱管は600系NI基合金を使用しており、応力腐食割れ対策として、引っ張り残留応力を低減するために第13回定期検査時(2001年度)にショットピーニングを実施。

低圧タービン ロータ

低圧タービンロータの応力腐食割れに対する予防保全処置として、第19回定期検査時(2009年度)に取替を実施。



原子炉容器 炉内計装筒

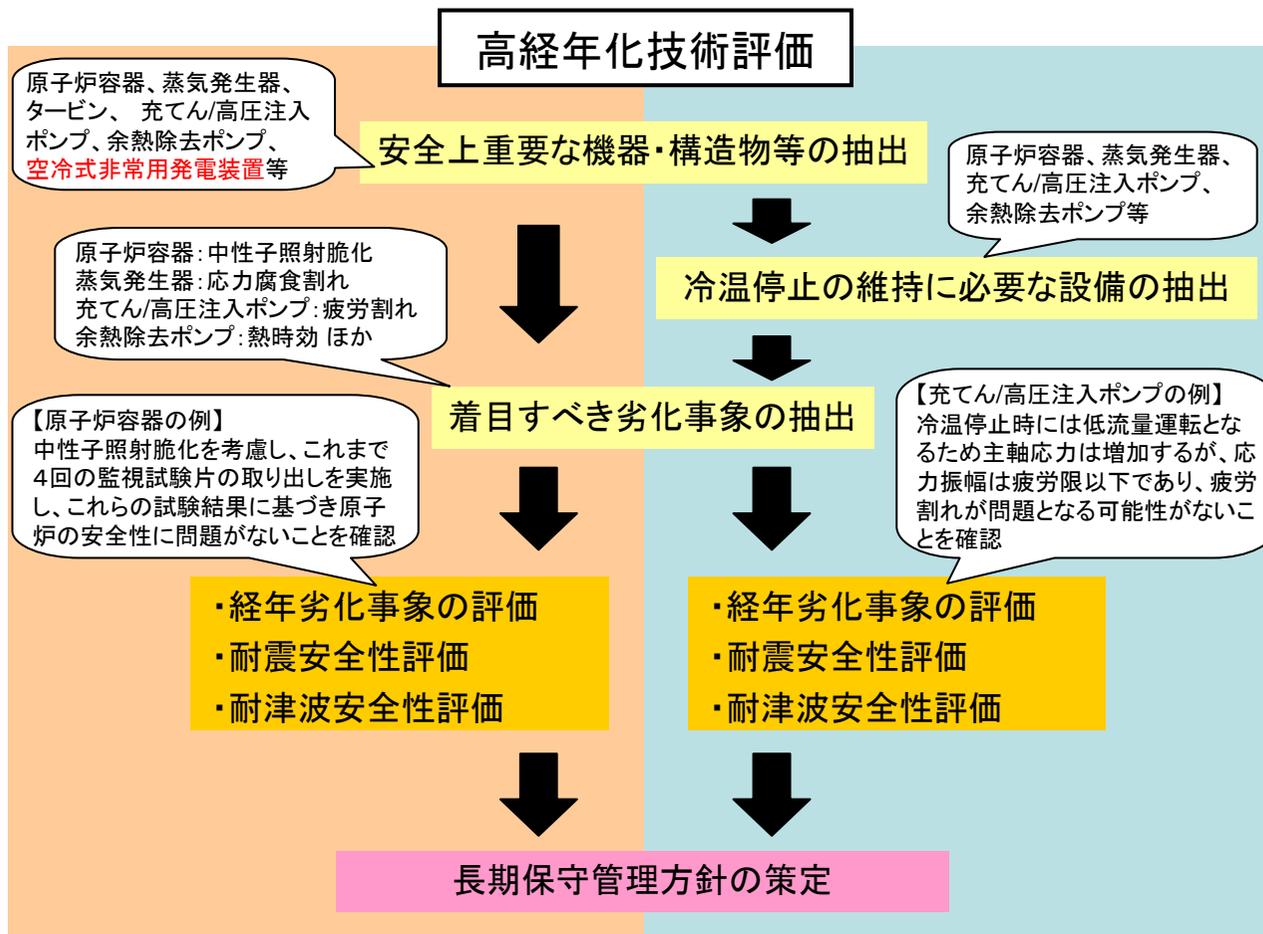
原子炉容器炉内計装筒の応力腐食割れに対する予防保全の観点から、第18回定期検査時(2007年度～2008年度)に母材およびJ-溶接部のウォータージェットピーニング(応力緩和)を施工。また、施工前に母材の渦流探傷試験およびJ-溶接部の目視確認を実施し、異常のないことを確認。

余熱除去系統 配管

余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する予防保全対策として、熱疲労を抑制するために第19回定期検査時(2009年度)にバイパスライン合流部配管のルート変更を実施。

高浜3号機の高経年化技術評価(30年目)

高浜3号機の安全機能を有する機器・構造物等を対象とし、これまでの運転経験や最新知見等を踏まえ、腐食、疲労損傷、減肉等の経年劣化事象が発生していないか、今後の運転で経年劣化事象が発生しないかを検討した。更に、経年劣化事象が発生する可能性のある機器・構造物は、運転開始60年時点の劣化状況を想定し、現状の保全活動で安全性が確保されているかを確認するための評価を行った。

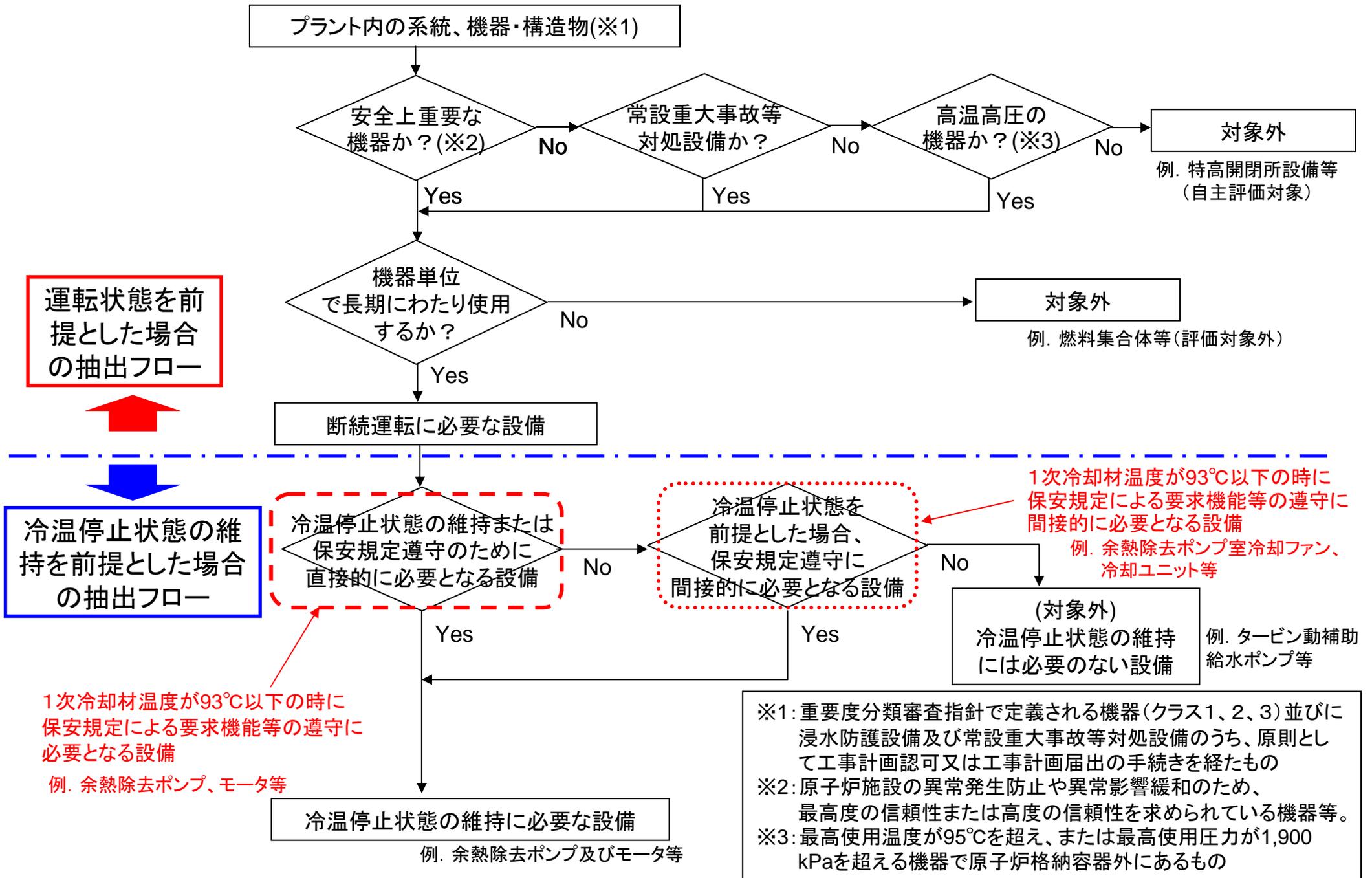


新規制基準による追加要求

- ①新規制基準では、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定義されるクラス1、2の機能を有するもの等(安全上重要な機器・構造物)に加えて**常設重大事故等対処設備、浸水防護施設を審査対象**としている。
- ②運転状態を前提とした評価および**冷温停止状態を前提とした評価の実施を要求**※している。
- ③**耐津波安全性評価の実施を要求**している。

※ 高浜1号機の場合(40年目の評価 H25.11.12申請)、新規制基準適合性の申請を行っておらず、冷温停止状態の維持を前提とした評価のみを行っている。なお、運転延長の際には、特別点検の結果等踏まえ、運転状態を前提とした評価を行うこととなる。

評価対象設備の抽出フロー



評価対象設備の例

ポンプの例

分離基準			機器名称 (台数)	重要度*4	選定基準			冷温停止状態維持に必要な機器 (運転状態)	代表機器の選定	
型式	流体	材料			運転	使用条件			代表機器	選定理由
						最高使用圧力 (MPa) [gage]	最高使用温度 (°C)			
ターボポンプ たて置斜流	海水	ステンレス鋼	海水ポンプ (3)	MS-1、重*6	連続	約 0.7	約 50	○ (連続)	◎	
ターボポンプ 横置うず巻	1次冷却材、 ほう酸水	低合金鋼	充てん/高圧注入ポンプ (3) *1	MS-1	連続 (充てん時) 一時 (高圧注入時)	約 18.8	約 150	○ (連続)	◎	重要度、温度
		ステンレス鋼	燃料取替用水ポンプ (2)	MS-2、重*6	連続	約 1.4	約 95	○ (連続)		
			ほう酸ポンプ (3)	MS-1	連続	約 1.0	約 95	○ (連続)		
			格納容器スプレイポンプ (2)	MS-1、重*6	一時	約 2.7	約 150	○ (一時)		
			余熱除去ポンプ (2)	MS-1	連続 (余熱除去時) 一時 (低圧注入時)	約 4.1	約 200	○ (連続)		
		恒設代替低圧注水ポンプ (1)	重*5	一時	約 1.6	約 60	○ (一時)			
	ヒドラジン水	炭素鋼	原子炉補機冷却水ポンプ (5) *2	MS-1、重*6	連続	約 1.2	約 95	○ (連続)	◎	
	給水	炭素鋼	補助蒸気ドレンタンクポンプ (4) *3	高*5	連続	約 0.5	約 100	—	◎	重要度
		ステンレス鋼	タービン動補助給水ポンプ (1)	MS-1、重*6	一時	約 11.3	約 40	—		
			電動補助給水ポンプ (2)	MS-1、重*6	一時	約 11.3	約 40	—		
			タービン動主給水ポンプ (2)	高*5	連続	約 9.9	約 200	—		
			電動主給水ポンプ (1)	高*5	一時	約 10.2	約 200	—		
			タービン動主給水ブースタポンプ (2)	高*5	連続	約 3.7	約 200	—		
			電動主給水ブースタポンプ (1)	高*5	一時	約 3.7	約 200	—		
復水ブースタポンプ (3)			高*5	連続	約 4.1	約 80	—			
スチームコンバータ給水ポンプ (2)			高*5	連続	約 1.5	約 100	—			
第1段湿分分離加熱器ドレンポンプ (4)			高*5	連続	約 3.1	約 235	—			
湿分分離器ドレンポンプ (2)	高*5		連続	約 2.1	約 200	—				
ターボポンプ たて置うず巻	給水	炭素鋼	低圧給水加熱器ドレンポンプ (3) *2	高*5	連続	約 2.8	約 80	—	◎	

常設重大事故等対処設備を追加
 (「重要度」の項目の「重」と記載した機器)

冷温停止状態に必要な機器を抽出
 (冷温停止版のみに記載)

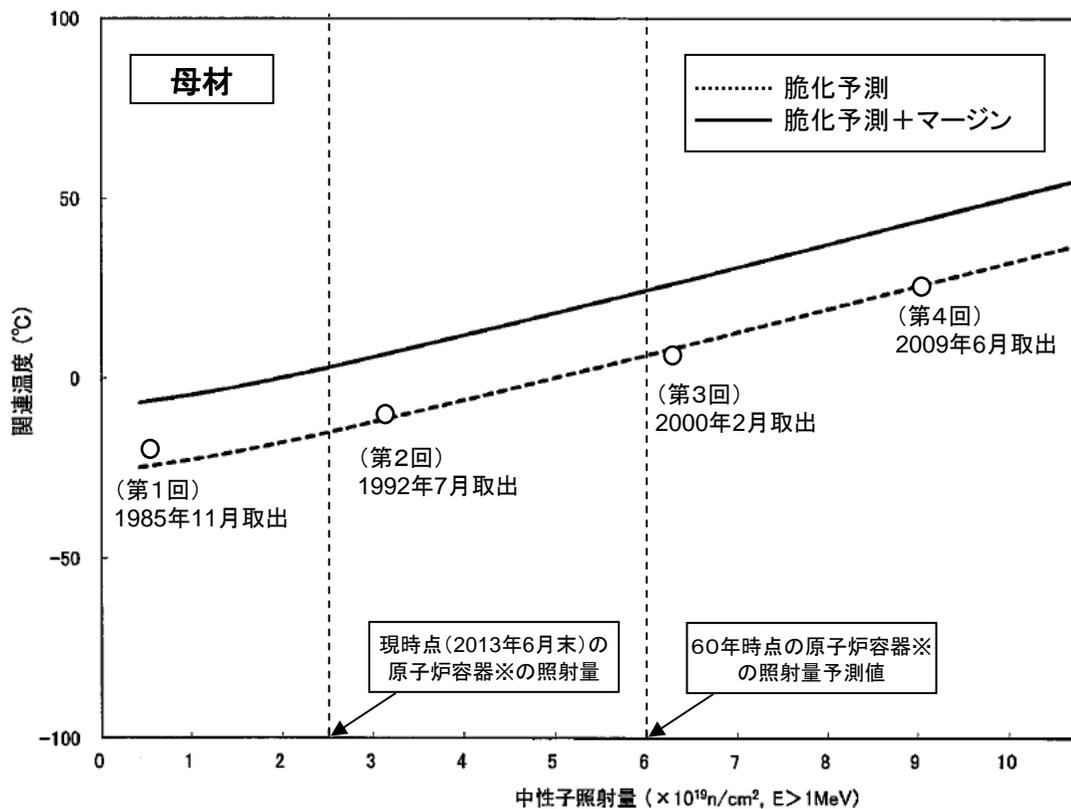
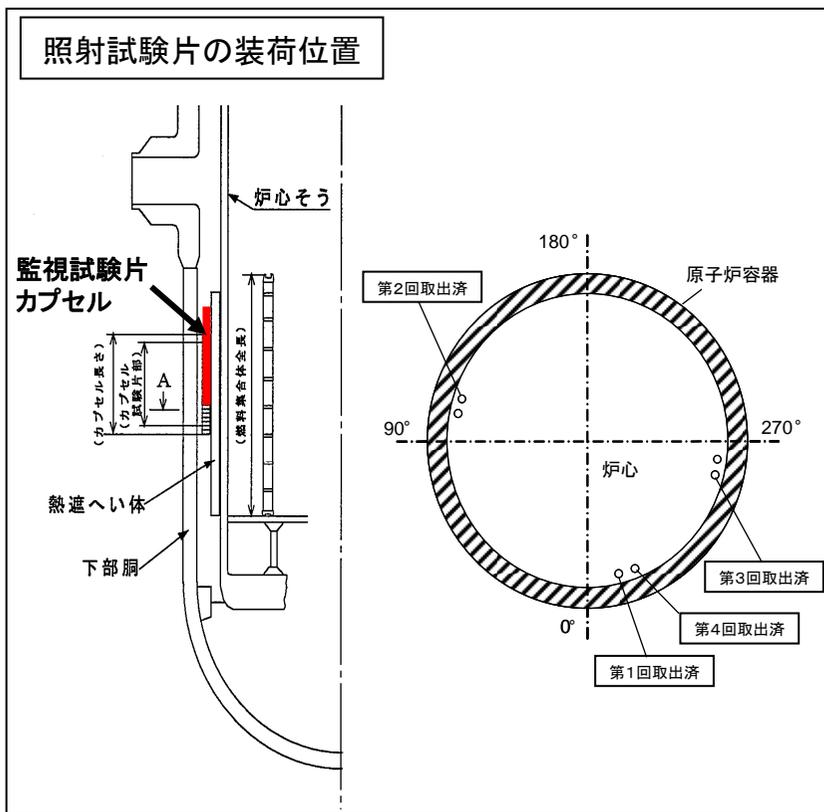
【主要評価結果】

- ① 原子炉容器の中性子照射脆化
- ② 主変圧器コイルの絶縁低下
- ③ 配管の減肉(耐震安全性評価)
- ④ 蒸気発生器伝熱管の応力腐食割れ等

①-1 原子炉容器の中性子照射脆化

健全性評価

○平成25年9月に原子力規格委員会にて審査・承認され、公衆審査を完了した国内脆化予測法 (JEAC4201-2007/2013追補版)による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。



※:原子炉容器内表面から板厚1/4深さの位置

(参考) 中性子の照射を受けると金属材料は非常に微細な欠陥が生じ、靱性(破壊に対する抵抗)の低下が生じる。原子炉容器の炉心領域においては、中性子照射とともに関連温度は上昇する。

①-2 原子炉容器の中性子照射脆化

健全性評価(続き)

- 60年経過時点の加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。
- 上部棚吸収エネルギー予測式による評価を実施し、JEAC4201に基づき68J以上あることを確認した。

現状保全

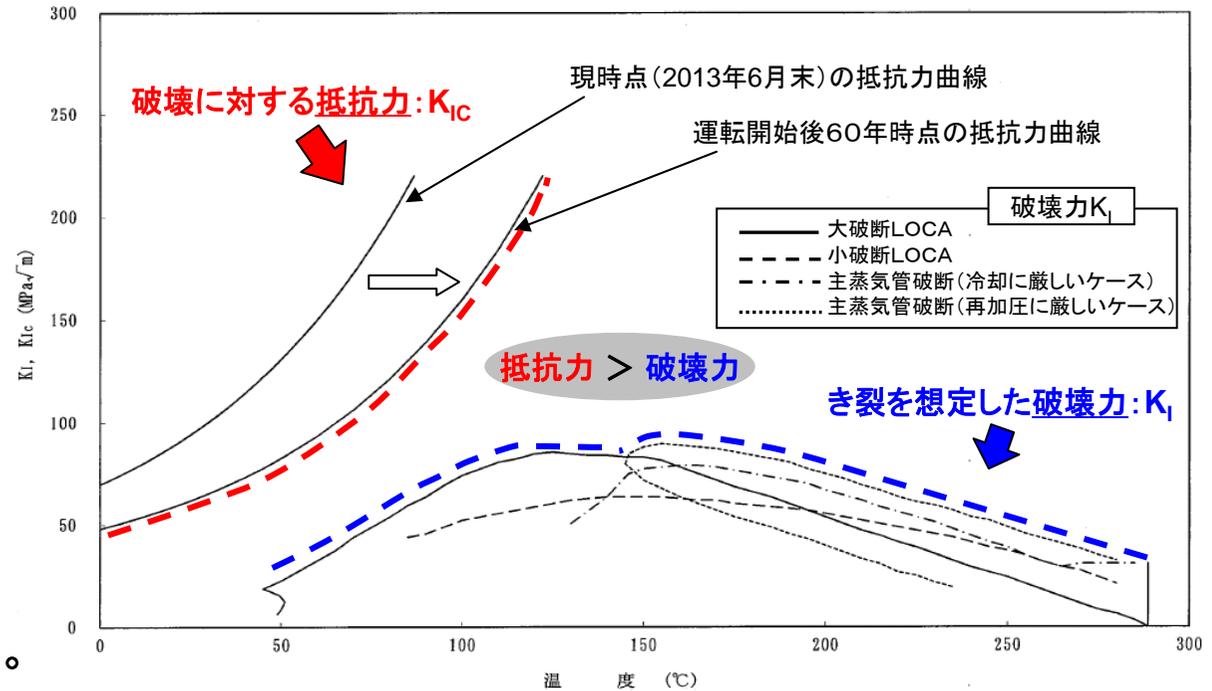
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線および耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

総合評価

炉心領域部の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

健全性評価の結果から原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、健全性評価の妥当性を確認するため、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して第5回監視試験の実施計画を策定する。



上部棚吸収エネルギーの予測値(単位: J)

	方 向	2013年 6月末時点*1	運転開始後 60年時点*1
母 材	L方向*2	200	196
	T方向*3	196	192
溶接金属	溶接線に 直角方向	175	169

*1:板厚tの1/4t深さでの予測値
 *2:試験片の長手方向が圧延方向に平行
 *3:試験片の長手方向が圧延方向に垂直

② 主変圧器コイルの絶縁低下

現状保全

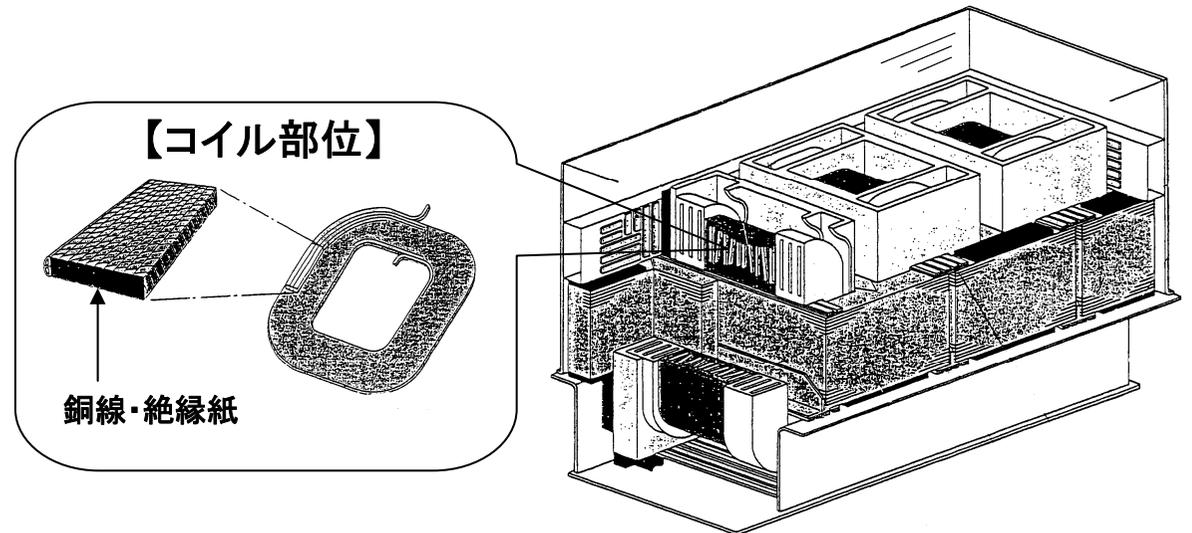
コイルの絶縁低下については、定期的に絶縁抵抗測定、油中フルフラール成分量測定等を実施している。

総合評価

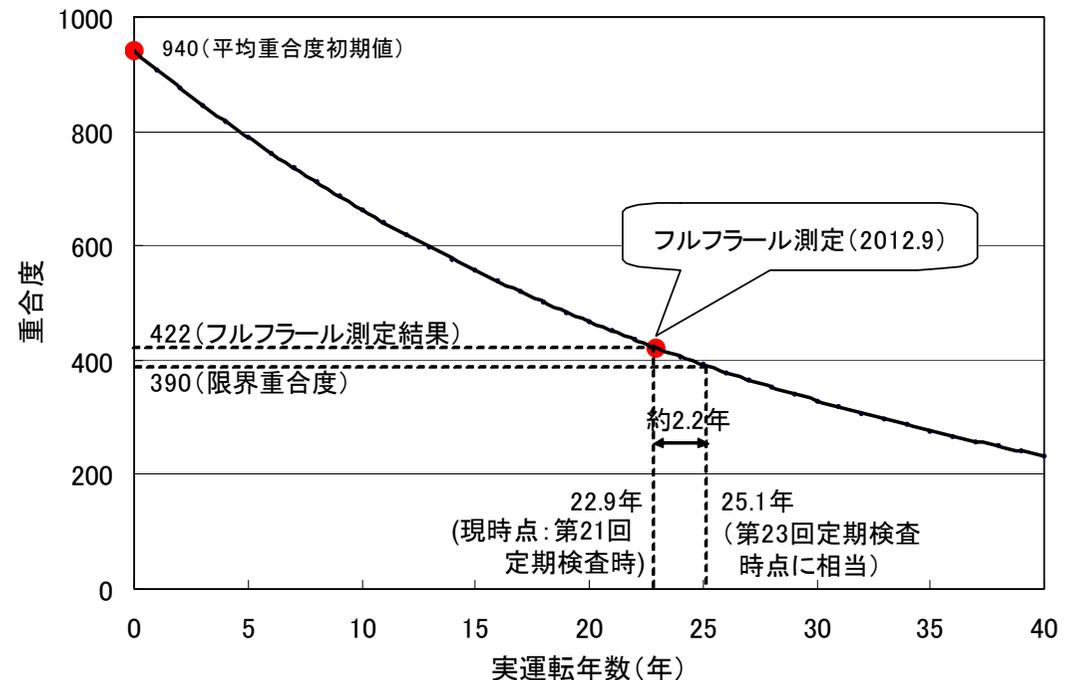
- コイルの導線には絶縁紙が施されており、絶縁紙は運転中の温度上昇により熱劣化するため、コイルの絶縁低下の可能性は否定できない。
- しかしながら、第23回定期検査時まで主変圧器の取替を実施することで運転開始後60年までの健全性を維持することが可能である。
- また、現状保全は点検手法として適切である。

高経年化への対応

コイルの絶縁低下については、現状保全に加えて、第23回定期検査時まで主変圧器の取替を実施する。



主変圧器構造図



絶縁紙ホットスポット部平均重合度の推移

③ 配管の減肉(耐震安全性評価)

現状保全

管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

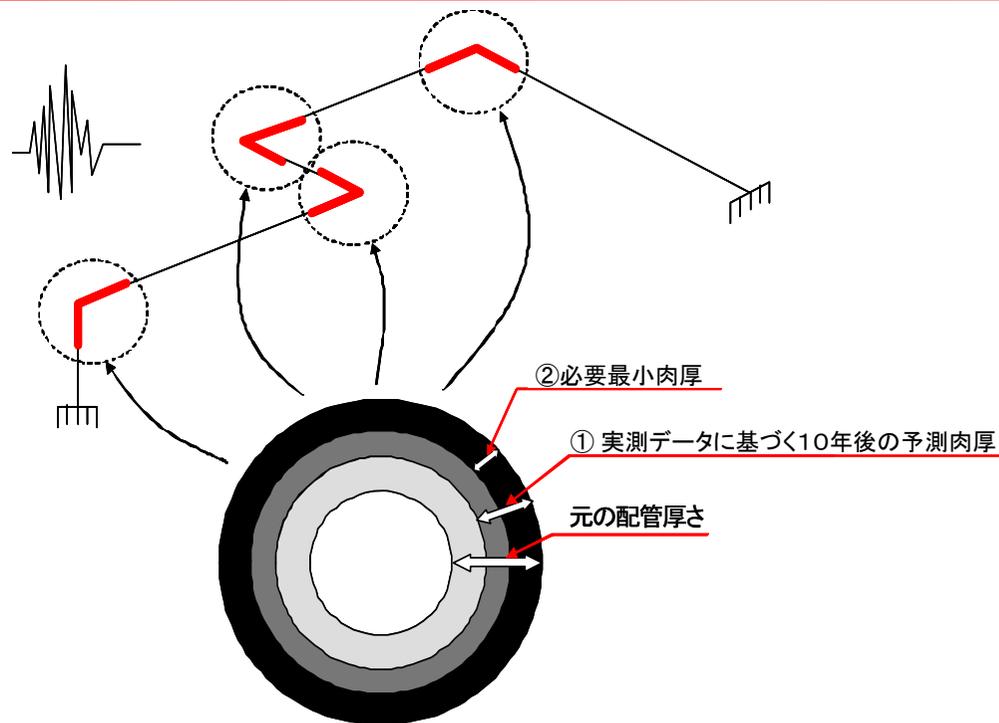
耐震安全性評価

全ての管理対象箇所(減肉の発生し得る、エルボ、レジューサ、分岐、および弁下流部)に①実測データに基づく10年後の予想肉厚 または②必要最小肉厚 まで、周軸方向一様減肉した状態を想定し、耐震安全性評価を実施して、問題ないことを確認している。

高経年化への対応

①実測データに基づく10年後の予想肉厚により耐震安全性を確認したドレン系統配管の一部については、耐震性が確認できる限界肉厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策工事を行う。

また、これを反映し、②必要最小肉厚までの減肉を想定した耐震安全性評価を実施する。



減肉を想定した配管の断面イメージ

湿分分離器ドレンポンプ吐出管(A)の評価結果(例)

	発生応力(MPa)／許容 応力(MPa)	応力比
① 実測データに基づく10年後の予測肉厚による評価	86／178	0.48
② 必要最小肉厚による評価	290／178	1.63



より保守的な「②必要最小肉厚による評価」で、応力比が1以下となるよう、サポート改造等の設備工事を行う

④ 蒸気発生器伝熱管の応力腐食割れ等

概要

高浜3号機の蒸気発生器伝熱管には、600系ニッケル基合金が使用されているため、耐応力腐食割れ特性向上を目的としたショットピーニング(第13回定検時)を実施しており、有意なき裂の発生は著しく低下している。

現状保全

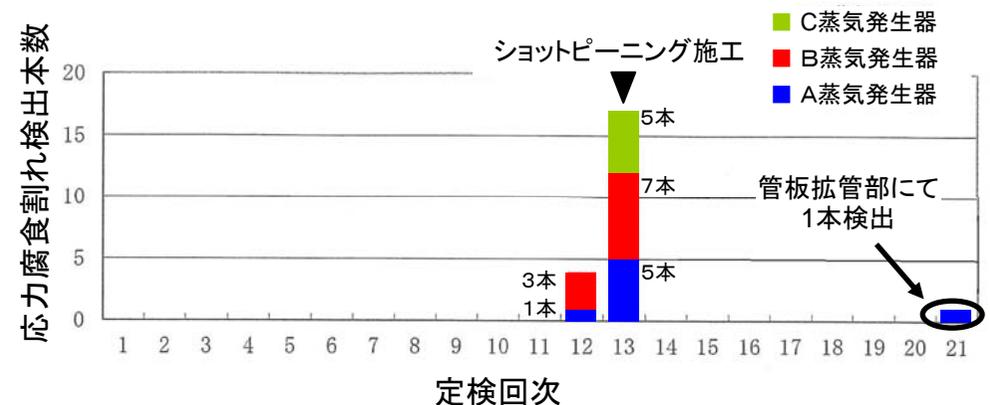
定検毎に全数渦流探傷検査を実施し、健全性を確認している。

総合評価

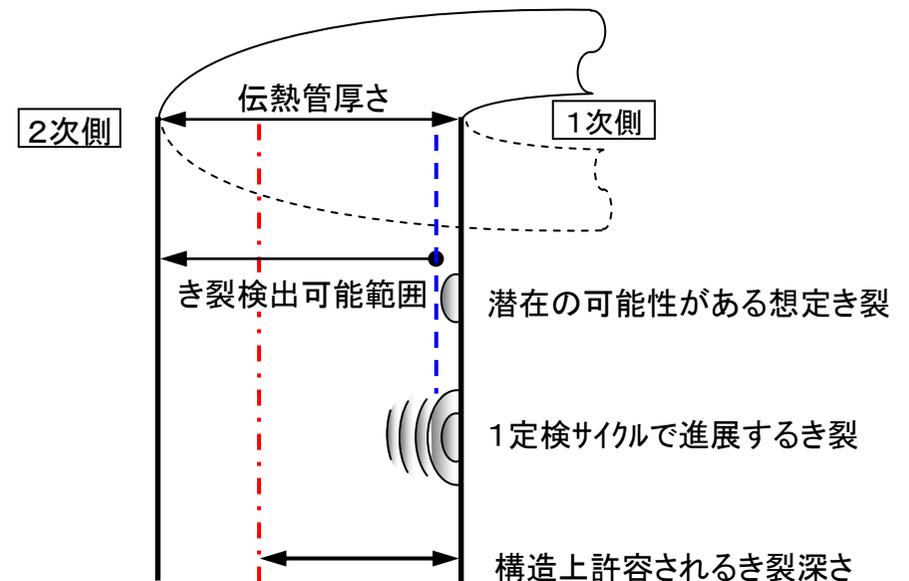
- 振止め金具(AVB)部摩耗、ピitting、管板直上部腐食損傷、フレット疲労、小曲げUバンド部応力腐食割れおよびデンティングについては損傷の可能性は小さい。
- 管板拡管部の応力腐食割れについては、発生が否定できないことから、潜在の可能性のあるサイズの割れが存在し、これが進展したとしても、構造上許容されるき裂深さには達しないことを確認する必要がある。
- 上記き裂は、定検毎の全数渦流探傷検査にて、構造上許容されるき裂深さには達するまでに検知し、施栓等による対応が可能であるため、点検手法として適切である。

高経年化への対応

管板拡管部の応力腐食割れ等の発生が否定できないことから、現状保全項目に加えて、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討していく。



高浜3号機 応力腐食割れ検出本数履歴



き裂進展に許容される時間の算出概念図

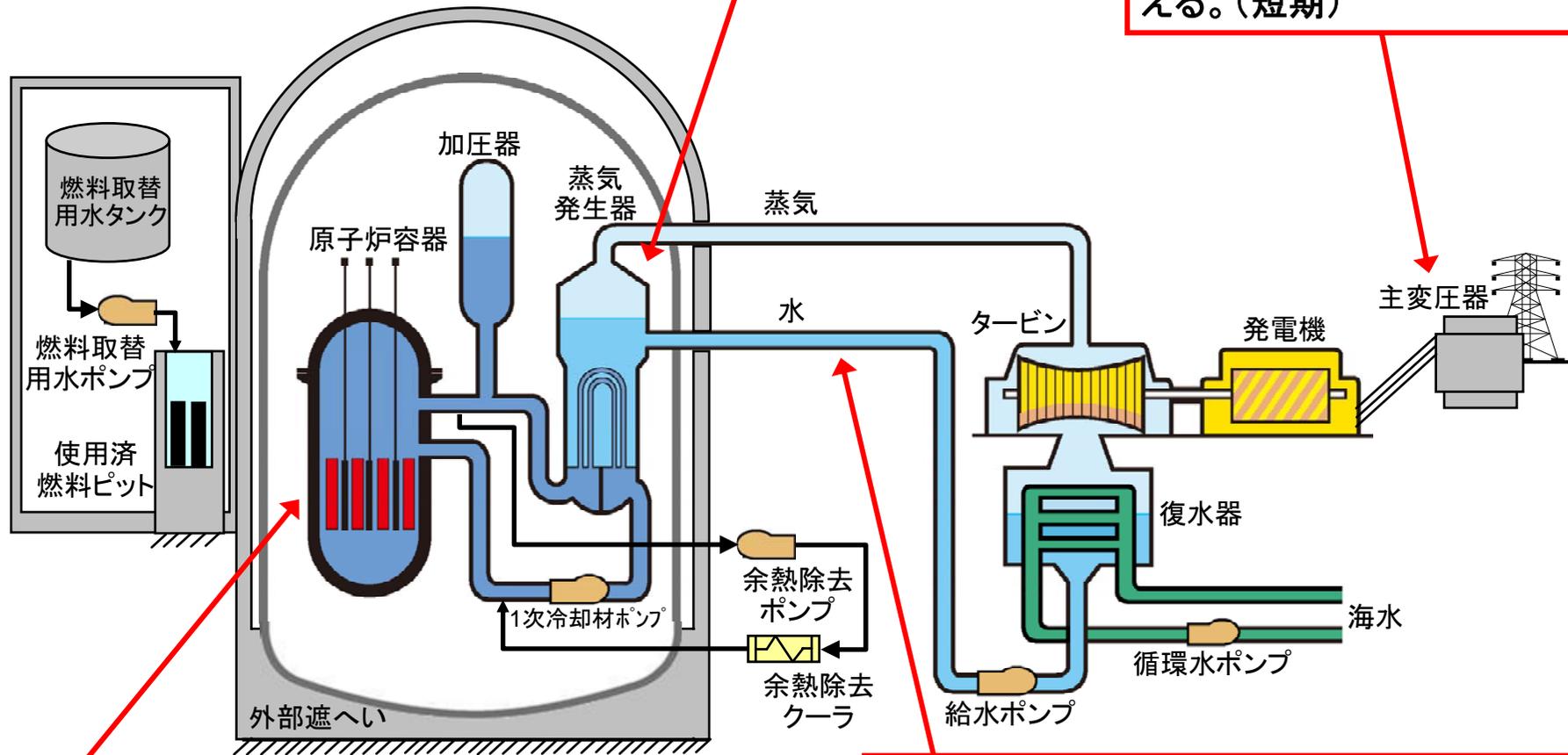
高浜発電所3号機 長期保守管理方針の概要

蒸気発生器 伝熱管

応力腐食割れ等が顕在化することが否定できないことから、長期的対策として蒸気発生器の取替えを含めた保全方法を検討する。(中長期)

主変圧器

コイル絶縁紙の寿命評価に基づき、主変圧器を取替える。(短期)



原子炉容器 監視試験

高照射領域での脆化傾向の知見拡充等のため、第5回監視試験の実実施計画を策定する。(中長期)

2次系ドレン系統 配管サポート

炭素鋼配管の減肉状態を保守的に仮定しても、耐震性が確保できるよう耐震サポート補強工事を実施する。(短期)

評価結果

- 今回実施した高経年化技術評価では、現在行っている保全活動に加えて、一部の機器に対して4件の追加保全策を講じることで、運転開始から30年以降においてもプラントを健全に維持できることを確認した。

今後の予定

- 高経年化技術評価書の記載内容については、今後、原子力規制庁による審査を受けることになる。

【評価結果参考】

- (1) 疲労割れ
- (2) 照射誘起型応力腐食割れ
- (3) 絶縁低下(変圧器以外)
- (4) コンクリートの強度低下
- (5) 熱時効
- (6) 耐震安全性評価

(1) 疲労割れ

健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境を考慮した評価も実施)している。

現状保全

- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施している。

総合評価

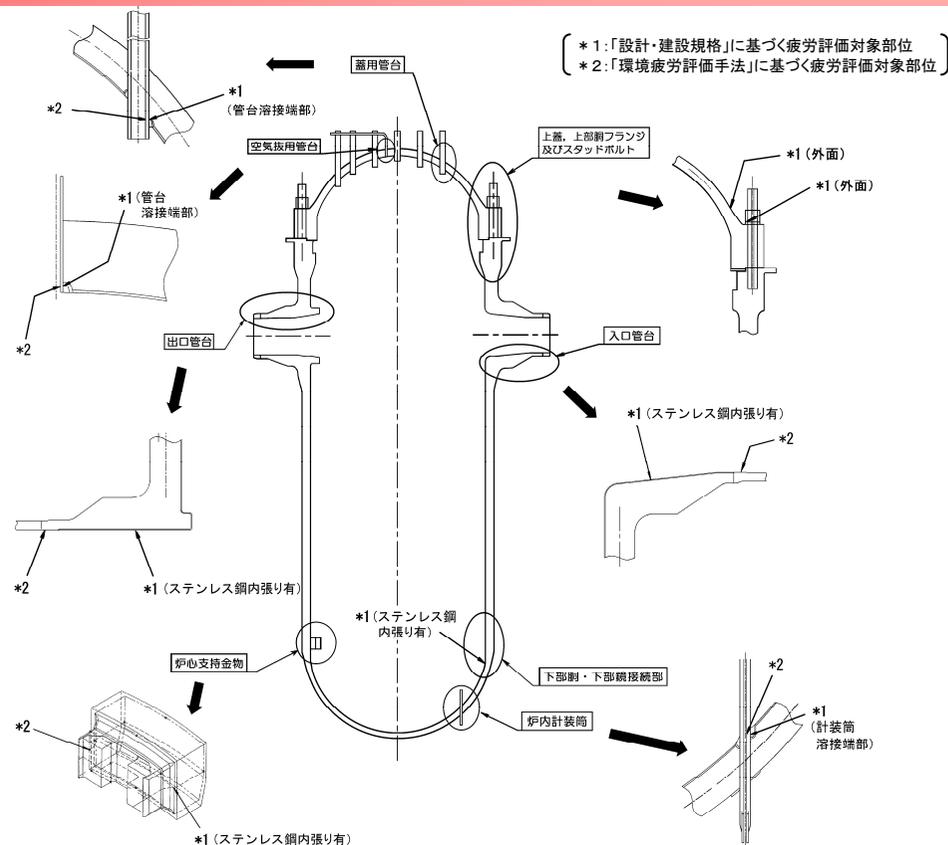
疲労割れが問題となる可能性はないと考える。疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

高経年化への対応

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、現状保全項目として、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。

(参考)

疲労累積係数: 材料に何種類かの応力が組み合わさって作用したときの疲労損傷を示す指標であり、許容値は1以下



原子炉容器の疲労評価結果

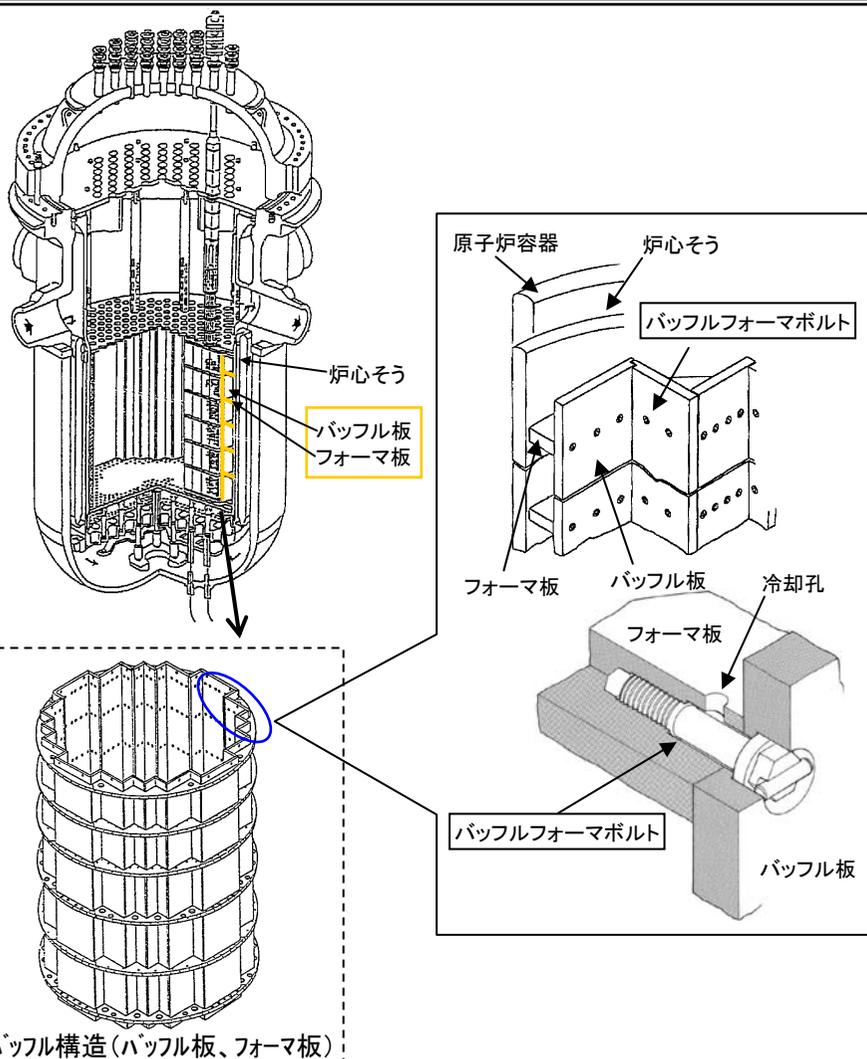
評価対象部位	疲労累積係数(許容値: 1以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.037	0.001*3
冷却材出口管台	0.044	0.001*3
蓋用管台	0.099	0.001*3
空気抜用管台	0.011	0.001*3
炉内計装筒	0.113	0.002*3
上部蓋、上部胴フランジ	0.007	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.004	—*4
炉心支持金物	0.005	0.001*3
スタッドボルト	0.357	—*4

* 3: 炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。

* 4: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

(2) 照射誘起型応力腐食割れ

- ▶ 応力腐食割れ(SCC)の発生要因は①材料、②応力、③環境の3つだが、運転時間が経過し、高い中性子照射量を受けると、材料の経年変化等に伴い応力腐食割れが発生する可能性がある。
- ▶ 中性子照射量の高い炉内構造物の中から、相対的に最も割れが発生する可能性が高く(中性子照射量、応力レベル、及び温度条件が最も厳しい)、海外で損傷事例のあるバッフルフォーマボルトを代表として詳細評価した。



健全性評価

バッフルフォーマボルトについては、最新知見を用いた損傷予測により60年経過時点においてボルト損傷が発生しないことが確認されている。

現状保全

- バッフルフォーマボルトに対して第9回定期検査時(1995年度～1996年度)に超音波探傷検査を実施、有意な指示なし。
- 定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施している。

総合評価

構造強度・機能の健全性に影響を与える可能性は小さい。バッフルフォーマボルトに有意なき裂が発生した場合、超音波探傷検査にて検知可能であり、点検手法として適切である。

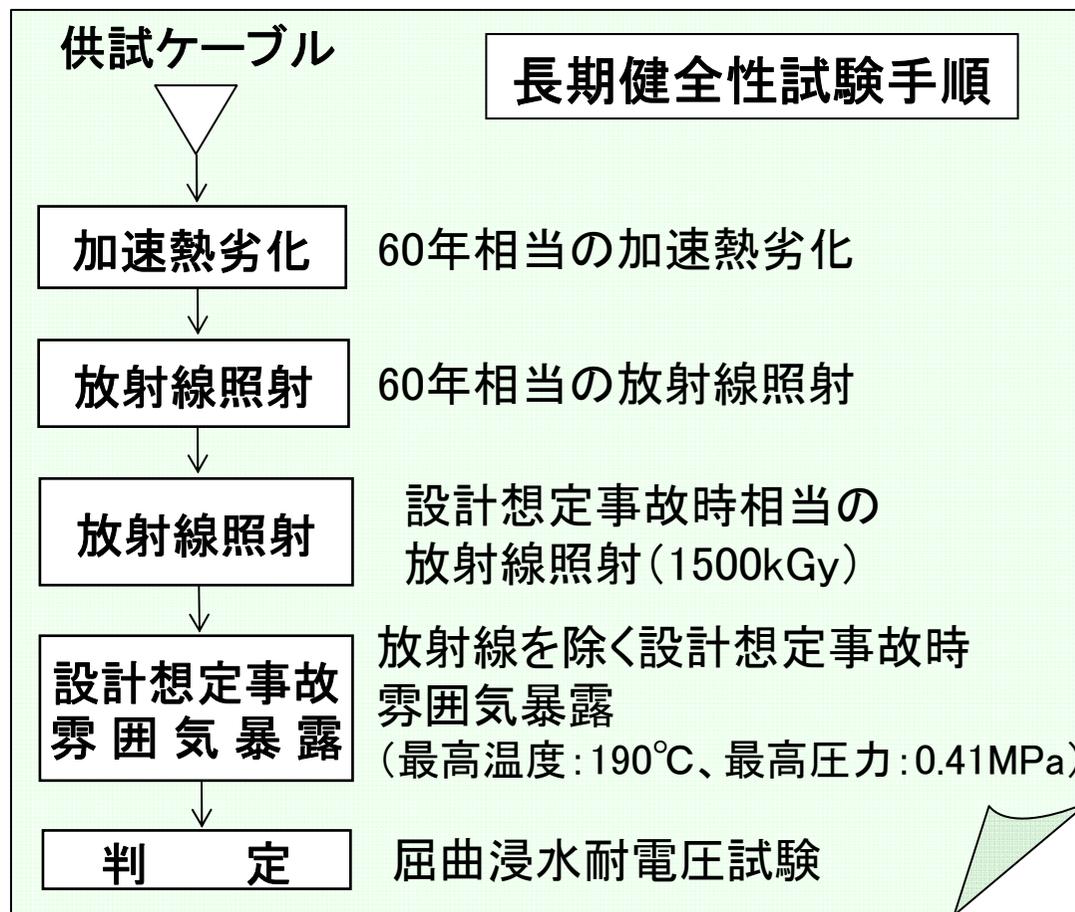
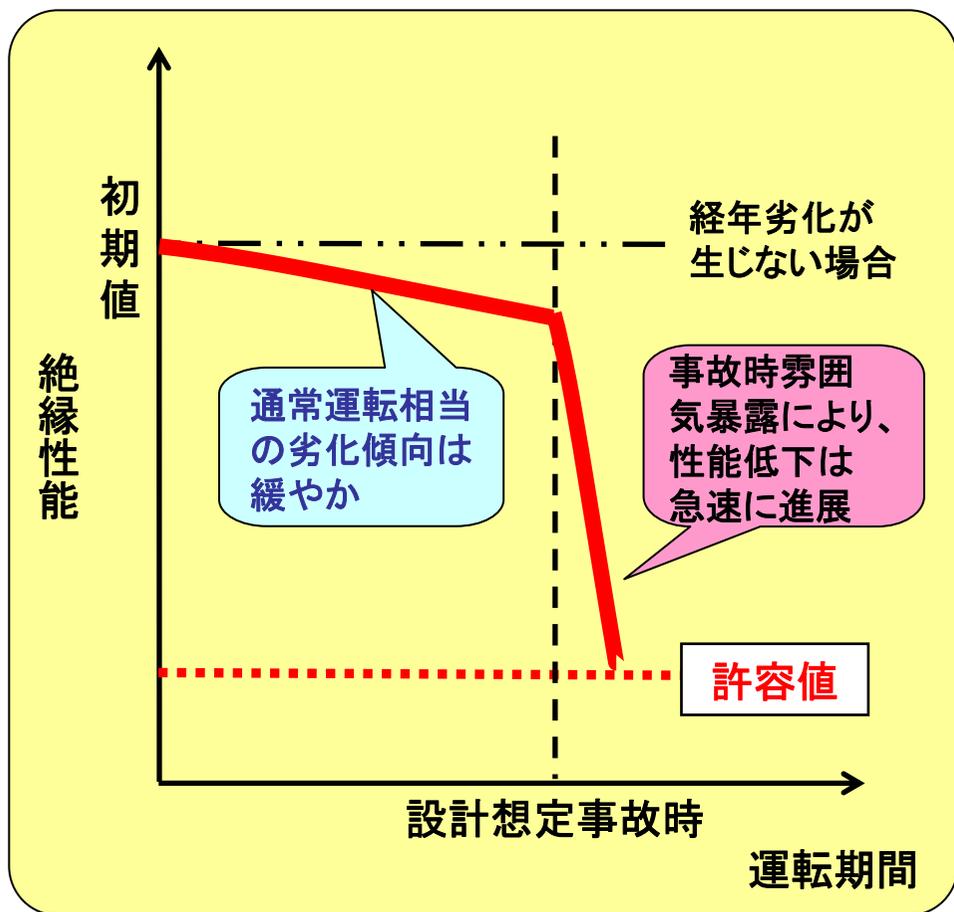
高経年化への対応

冷温停止状態において現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

(3)-1 絶縁低下(変圧器以外)

○ 評価対象機器: 電気配線、弁電動装置、ケーブル等

【評価例】: 低圧ケーブル



事故時雰囲気内で機能要求のある電気・計装設備は、60年間の通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下と、事故時雰囲気内での絶縁低下を模擬した長期健全性試験にて、健全性評価を行なっている。

(3)-2 絶縁低下(変圧器以外)

例：難燃PHケーブルの長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件
通常運転相当	温度	140℃-9日	115℃-9日 (=59℃*-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy	200kGy
設計想定事故相当	放射線 (集積線量)	1500kGy	675kGy
	温度	最高温度: 190℃	最高温度:約132℃
	圧力	最高圧力: 0.41MPa[gage]	最高圧力: 約0.28MPa[gage]

※ 原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約49℃)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定した。

結論

試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間を想定した劣化条件を包絡している。

健全性評価

電気学会推奨案に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。

現状保全

定期的に系統機器の動作確認、又は絶縁抵抗測定を行い異常のないことを確認している。

総合評価

現時時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化の観点から追加すべきものはない。

(4) - 1 コンクリートの強度低下

健全性評価

コンクリートの強度について考えられる劣化要因について評価した。

要因	評価	説明
熱	○	温度制限値(一般部分65°C、局部90°C)以下
放射線照射	○	・運転開始後60年後の中性子照射量は強度低下が無いとされている $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 以下 ・運転開始後60年後のガンマ線照射量は強度低下が無いとされている $2 \times 10^{10} \text{rad}$ 以上の $2.34 \times 10^{10} \text{rad}$ であるが $2 \times 10^{10} \text{rad}$ を超える1次遮へい壁の範囲は深さ方向に最大で8cm程度であり1次遮へい壁厚さ(300cm)に比べて小さいことから問題とならない。
中性化	○	・運転開始後60年後の中性化深さは鉄筋が腐食し始める時の深さ以下
塩分浸透	○	・運転開始後60年後の塩分による鉄筋腐食減量はかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量以下
アルカリ骨材反応	—	・使用材料は反応性骨材でないことが確認できていることから評価すべき事象ではない
機械振動	○	・原子炉補助建屋(非常用ディーゼル発電機基礎)等の振動を受ける部位には有害なひびわれなし
凍結融解	—	・地域的に凍害危険度が極めて低いことから評価すべき事象ではない

現状保全

- 定期的にコンクリート、塗膜を目視確認し、必要に応じ塗装の塗り替え等を実施している。
- 非破壊検査等を実施することにより健全性を確認している。

総合評価

コンクリート強度は設計基準強度を上回っており、有意な欠陥がないことから保全方法は適切である。

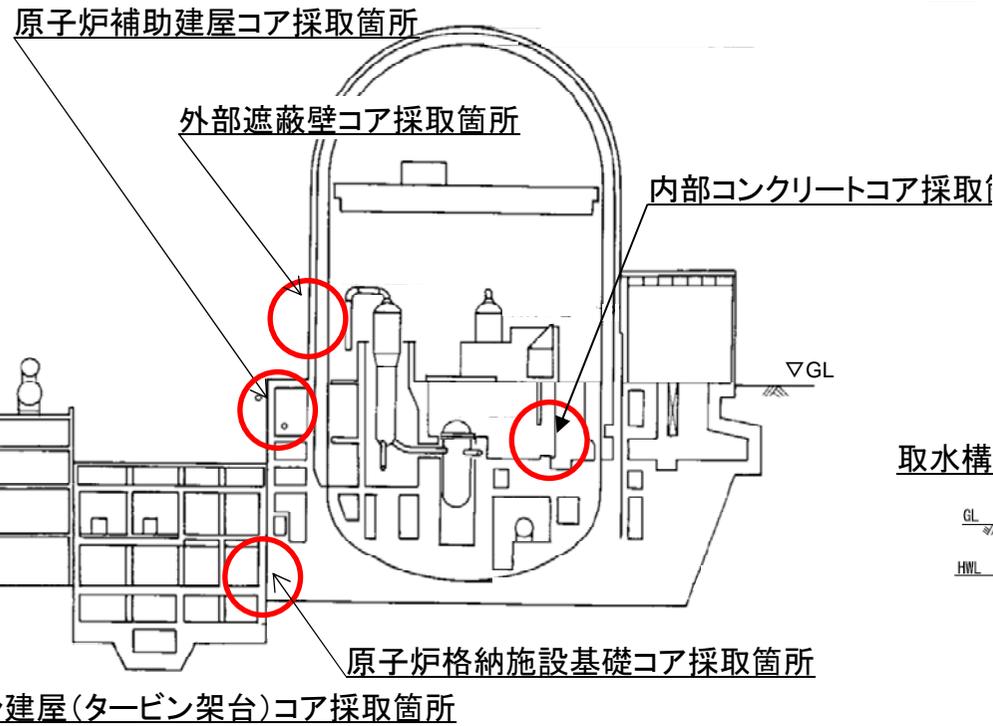
高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下に対しては、現状の保全方法により健全性を確認していく。

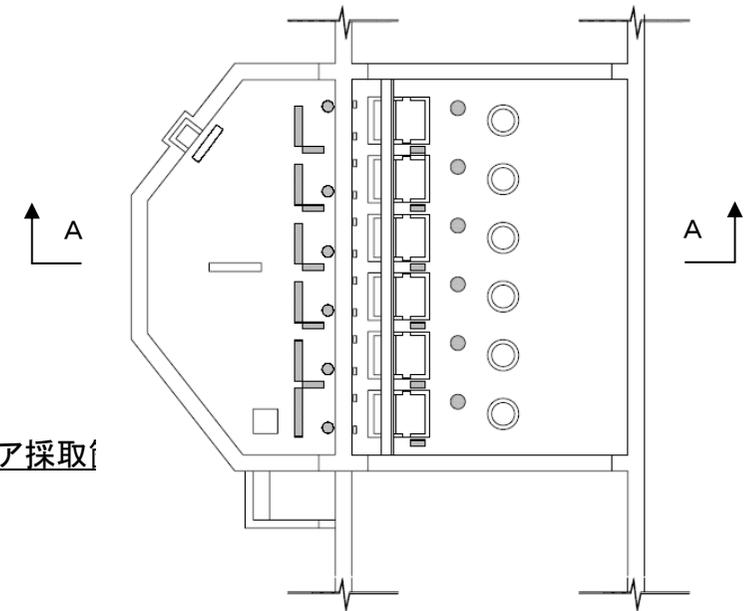
コンクリート強度の破壊試験結果(単位: N/mm²)

構造物	外部遮蔽壁	内部コンクリート	原子炉格納施設基礎	原子炉補助建屋	タービン建屋	取水構造物
設計基準強度	24.5	24.5	24.5	24.5	20.6	23.5
2007-2012年の試験結果	53.0	39.3	42.0	34.1	48.9	41.0

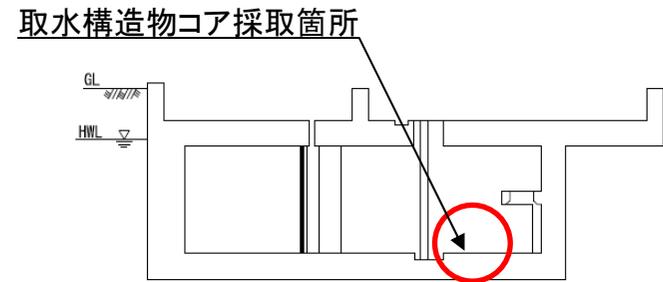
(4) - 2 コンクリートの強度低下



高浜3号炉 建屋断面図



取水構造物 平面図



取水構造物 A-A断面図

コンクリート強度の破壊試験用コア採取箇所

(5) 熱時効

評価対象

一次冷却材配管および一次冷却材ポンプケーシングを対象としている。

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料の J_{mat} と J_{app} の交点において J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはない。また、ケーシングはフェライト量および応力が配管のそれよりも低いため不安定破壊することはない。

現状保全

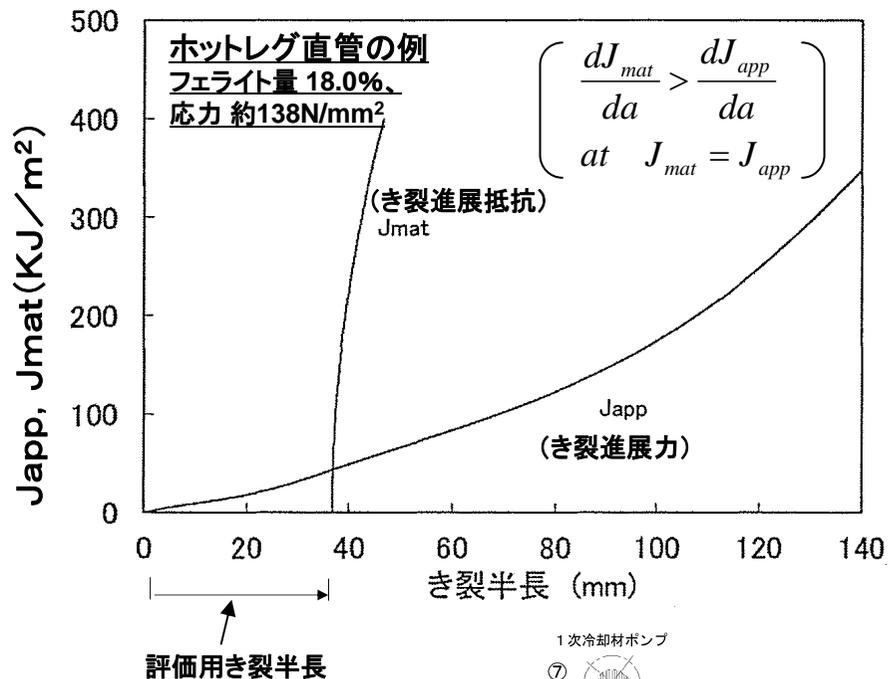
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施している。また、ケーシングは目視確認を実施している。

総合評価

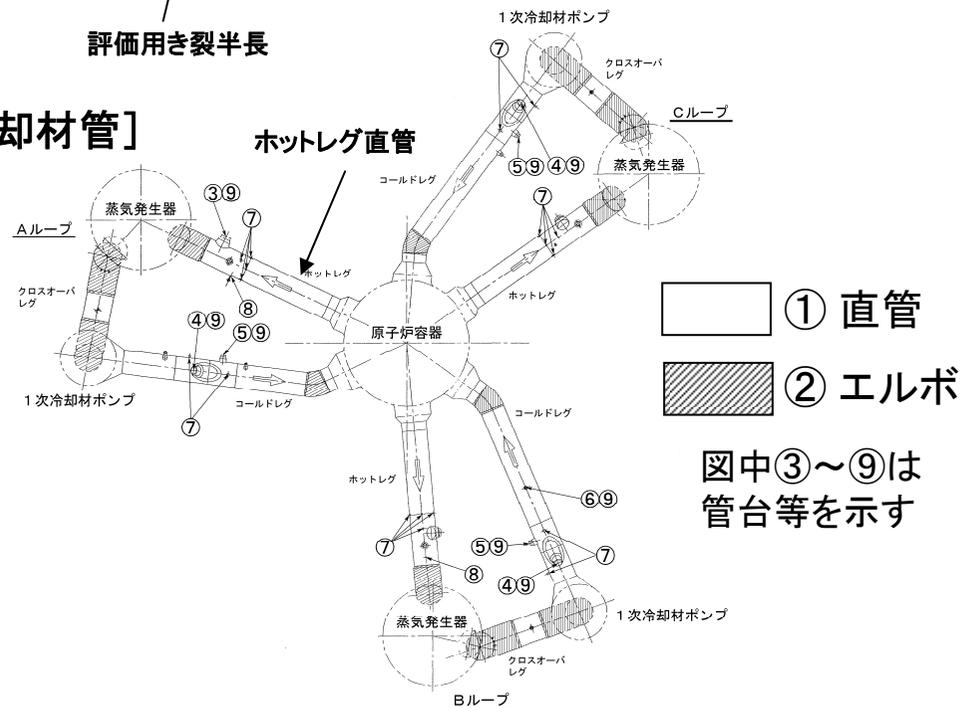
現時点の知見においては問題となる可能性はない。また、点検手法は適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に追加すべきものはない。



[一次冷却材管]



(6) 耐震安全性評価(概要一覧)

参考-8

○ 保守的に劣化状態を想定したうえ、耐震安全性評価※を実施した

※耐震Sクラス設備の評価用地震動は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日)」に基づき策定したSs地震動

経年劣化事象	評価結果(例)の概要
摩耗 (重機器支持構造物)	ヒンジ摺動部に摩耗を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
腐食 (配管、熱交換器)	現状保全で管理される厚さまでの減肉を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
腐食 (基礎ボルト)	基礎ボルトのコンクリート直上のネック部に腐食による断面減少を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
疲労割れ (配管、弁、炉心そう等)	実過渡回数から算出した運転開始後60年時点での運転による疲労累積係数と、地震による疲労累積係数の合計が1を上回らないことを確認
応力腐食割れ、高サイクル疲労割れ (配管、熱交換器等)	保守的なき裂を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、き裂安定限界応力を上回らないことを確認
照射誘起型応力腐食割れ (バップルフォーマボルト)	保守的に、9段設置されているうち2段目～8段目のバップルフォーマボルト(全体の7/9の本数)が折損したと仮定して、残るバップルフォーマボルトに生じる地震時の発生応力を算出し、許容値を上回らないことを確認
熱時効 (1次冷却材管)	保守的なき裂を想定して、当該部位における地震時のき裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗値を上回らないことを確認
中性子照射脆化 (原子炉支持構造物、炉心そう)	保守的なき裂を想定して、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射をうけた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認