

東海第二発電所 運転期間延長認可申請の概要

平成29年12月14日

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

○運転期間延長認可申請について	3
○特別点検結果	5
○劣化状況評価	14
○保守管理に関する方針	38

運転期間延長認可申請について

運転期間延長認可申請

東海第二発電所(炉型:沸騰水型軽水炉, 電気出力:約1,100MW)

○営業運転開始: 1978年11月28日

○運転期間終了: 2018年11月27日まで

運転期間延長認可申請

(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項に基づく申請)

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条に基づく)

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 東海第二発電所 特別点検結果報告書

添付書類二 東海第二発電所 劣化状況評価書

添付書類三 東海第二発電所 保守管理に関する方針書

*申請書提出期限:2017年11月28日

高経年化対策(運転開始後40年)に係る保安規定変更認可申請

(実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規制第82条に基づく技術評価, 同第92条に基づく申請)

保安規定変更認可申請書 (実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則第92条に基づく)

変更内容 東海第二発電所 長期保守管理方針 (延長申請書添付書類三と同じ内容)

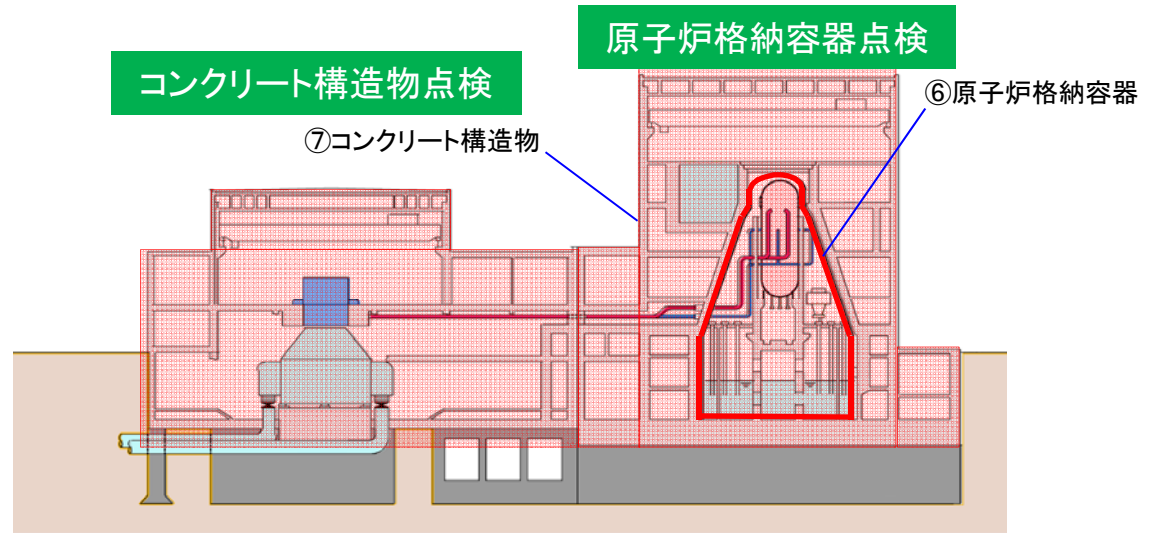
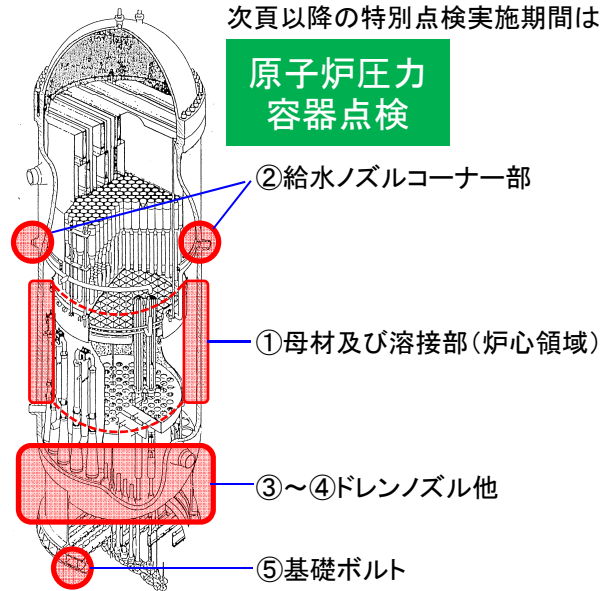
添付書類 東海第二発電所 高経年化技術評価書 (延長申請書添付書類二 共通)

特別点検結果

特別点検の概要

対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検方法／点検項目
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	超音波探傷試験による欠陥の有無の確認
	②給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験による欠陥の有無の確認
	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	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認, 渦電流探傷試験による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の欠陥の有無の確認
	④ドレンノズル	腐食	目視試験による内面の確認
	⑤基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験によるボルト内部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	⑥原子炉格納容器鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	⑦コンクリート構造物(原子炉建屋, 取水口構造物等)	強度低下及び遮蔽能力低下	採取したコアサンプル(試料)により各種試験で強度等の確認

次頁以降の特別点検実施期間は、運転開始後35年以降に実施した点検のデータについて記録確認を実施した期間を示している。



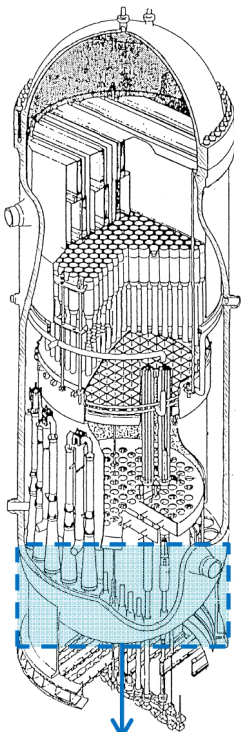
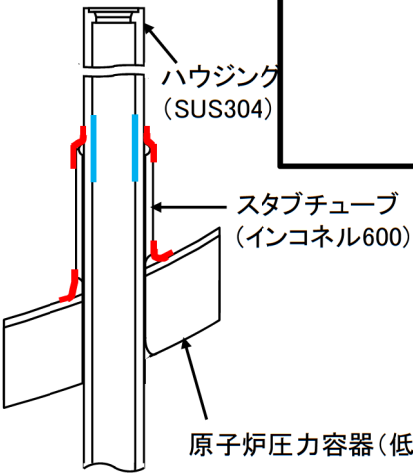
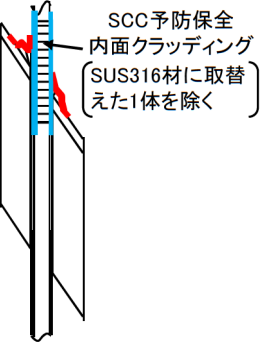
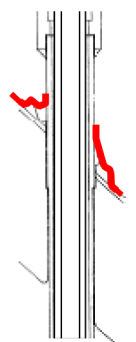
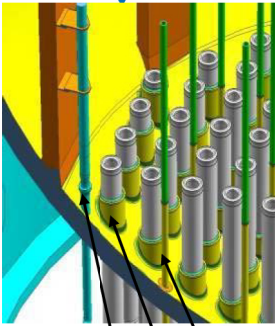
原子炉圧力容器の特別点検結果(1/5)

<p>点検部位</p>	<p>母材及び溶接部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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, ジェットポンプベ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 	<p>検査範囲</p> <ul style="list-style-type: none"> ：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) <p>原子炉圧力容器底部より 検査範囲(炉外UT)</p> <p>原子炉圧力容器底部より</p> <p>遠隔試験装置</p> <p>ジェットポンプ全景</p> <p>ジェットポンプライザーブレース (炉内UT)</p>
<p>着目する劣化事象</p>	<p>中性子照射脆化</p>	
<p>点検項目</p>	<p>超音波探傷試験(UT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>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</p>	
<p>実施期間</p>	<p>2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで</p>	
<p>点検結果</p>	<p>有意な欠陥は認められなかった</p>	

原子炉圧力容器の特別点検結果(2/5)

<p>点検部位</p>	<p>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</p>	
<p>着目する劣化事象</p>	<p>疲労</p>	
<p>点検項目</p>	<p>渦電流探傷試験(ECT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>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</p>	
<p>実施期間</p>	<p>2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで</p>	
<p>点検結果</p>	<p>有意な欠陥は認められなかった</p>	

原子炉圧力容器の特別点検結果(3/5)

<p>点検部位</p>	<p>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</p>	 <div data-bbox="1406 236 2029 798"> <p>制御棒駆動機構スタブチューブ・ハウジング 185体</p>  <p>ハウジング (SUS304) スタブチューブ (インコネル600) 原子炉圧力容器(低合金鋼)</p> </div> <div data-bbox="1406 842 1713 1300"> <p>中性子束計測ハウジング 55体 (SUS304)</p>  <p>SCC予防保全 内面クラディング (SUS316材に取替えた1体を除く)</p> </div> <div data-bbox="1736 842 2029 1300"> <p>差圧検出・ほう酸水注入ノズル 1体 (インコネル600)</p>  </div> <div data-bbox="1126 973 1400 1300">  <p>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</p> </div> <div data-bbox="1713 1332 2029 1412"> <p>— 検査範囲(MVT-1) — 検査範囲(ECT)</p> </div>
<p>着目する劣化事象</p>	<p>応力腐食割れ</p>	
<p>点検項目</p>	<p>目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>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</p>	
<p>実施期間</p>	<p>2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで</p>	
<p>点検結果</p>	<p>有意な欠陥は認められなかった</p>	

原子炉圧力容器の特別点検結果(4/5)

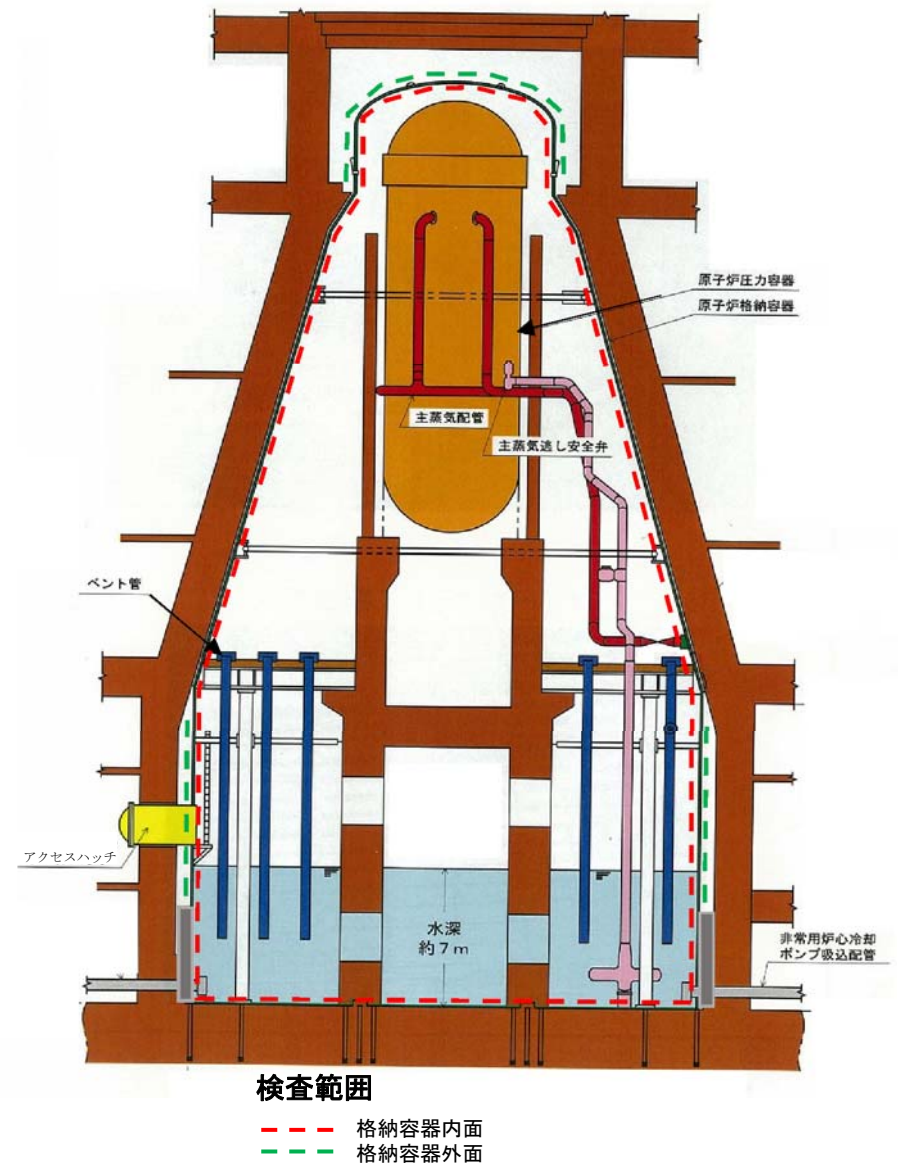
点検部位	ドレンノズル 1箇所	
着目する劣化事象	腐食	
点検項目	目視試験(VT-1)	
点検方法	遠隔試験装置を用い炉内側からドレンノズルの目視試験を実施	
実施期間	2017年 5月22日から 2017年10月 2日まで	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった	

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

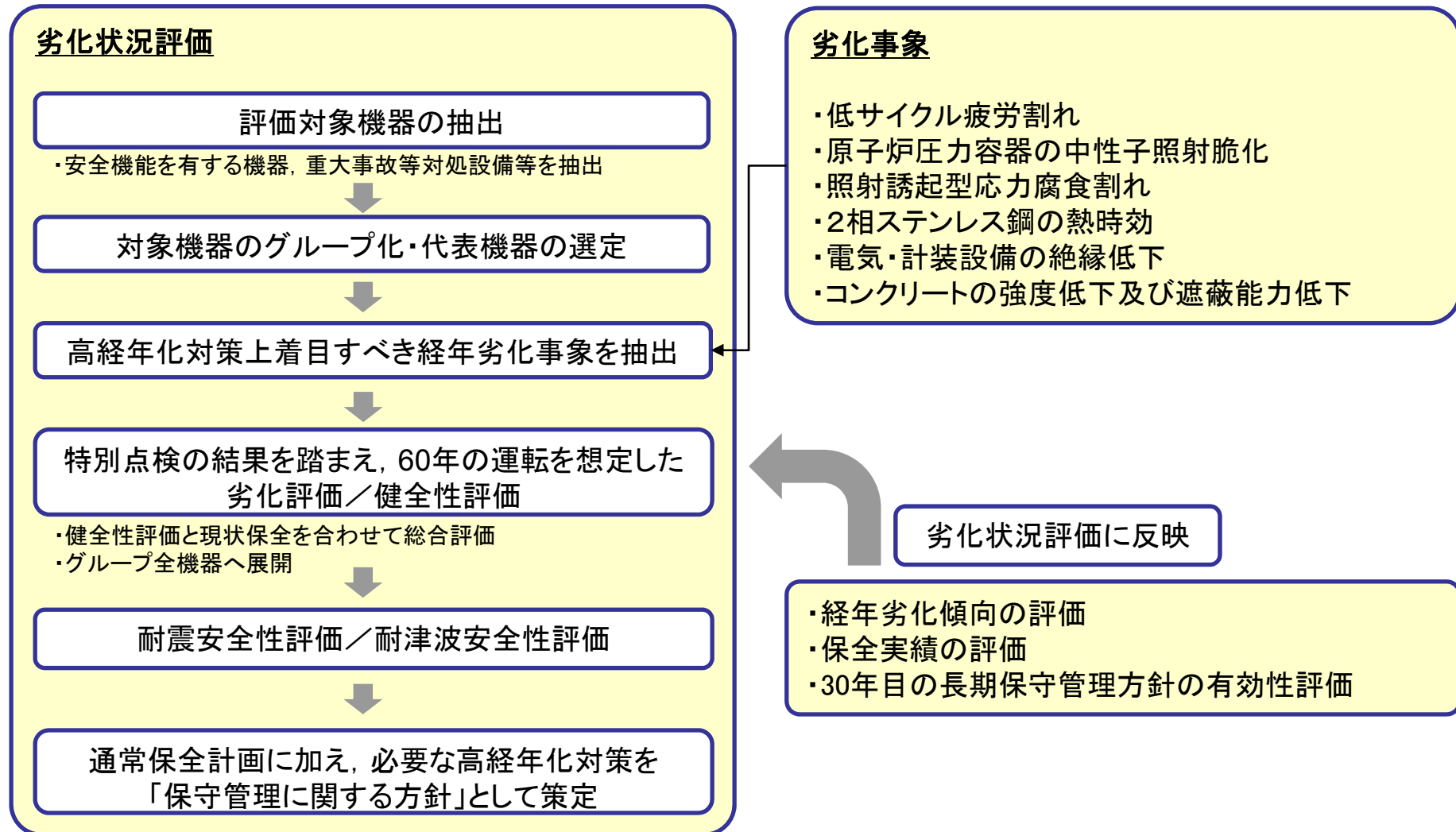
点検部位	コンクリート					
着目する劣化事象	強度低下及び遮蔽能力低下					
点検項目	採取したコアサンプルによる強度,遮蔽能力,中性化深さ,塩分浸透,アルカリ骨材反応の確認					
点検方法	点検部位	外壁, 内壁, 基礎マット 他				
	点検項目	強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応
	点検概要	コアサンプルに圧縮力を加えて破壊した時の力を確認する	コンクリートを乾燥させた重さを確認する	コンクリートがアルカリ性を保っているかを試薬による色の変化の範囲により確認する	コンクリート中の塩分の量を確認する	コアサンプルを詳細に観察し, アルカリ骨材反応が生じていないことを確認する
						
		<p>強度確認の例 (耐圧試験機による圧縮強度試験)</p>		<p>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)</p>		
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					

劣化状況評価

劣化状況評価の流れ

劣化状況評価は、「**実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則**」第113条*等に基づき、以下の流れで実施。

*高経年化技術評価は、同規則第82条に基づく。



主要経年劣化事象の評価結果

- ①低サイクル疲労割れ
- ②原子炉圧力容器の中性子照射脆化
- ③照射誘起型応力腐食割れ
- ④2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤電気・計装設備の絶縁低下
- ⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
- ⑦耐震安全性評価
- ⑧耐津波安全性評価

①低サイクル疲労割れ(その1)

○評価

要求事項*1	健全性評価の結果	総合評価
○健全性評価の結果, 評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ることを。	○プラント実過渡回数から, 60年時点の過渡回数*2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*3し1を下回ることを確認した。	○疲労割れ発生の可能性は十分小さく, 現状の保全は点検手法として適切である。 ○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する必要がある。

*1:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

*2: 評価条件として, 平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態にあることを前提とし, 以降の過渡回数発生頻度は運転実績の1.5倍を想定。

*3: 以下の規格にて評価を実施した。

- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)」
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 JSME S NF1-2009」

○保守管理に関する方針(高経年化への対応)

機器名	保守管理に関する方針(長期保守管理方針)	実施時期*
疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施したすべての機器	疲労評価における実績過渡回数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

*: 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。

①低サイクル疲労割れ(その2)

評価対象機器	原子炉圧力容器, 炉心シュラウド, 原子炉再循環ポンプ 等
評価例	原子炉圧力容器

- *1:「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位
- *2:「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位

○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し1を下回ることを確認。

○現状保全

定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査、漏えい検査で健全性を確認。

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。

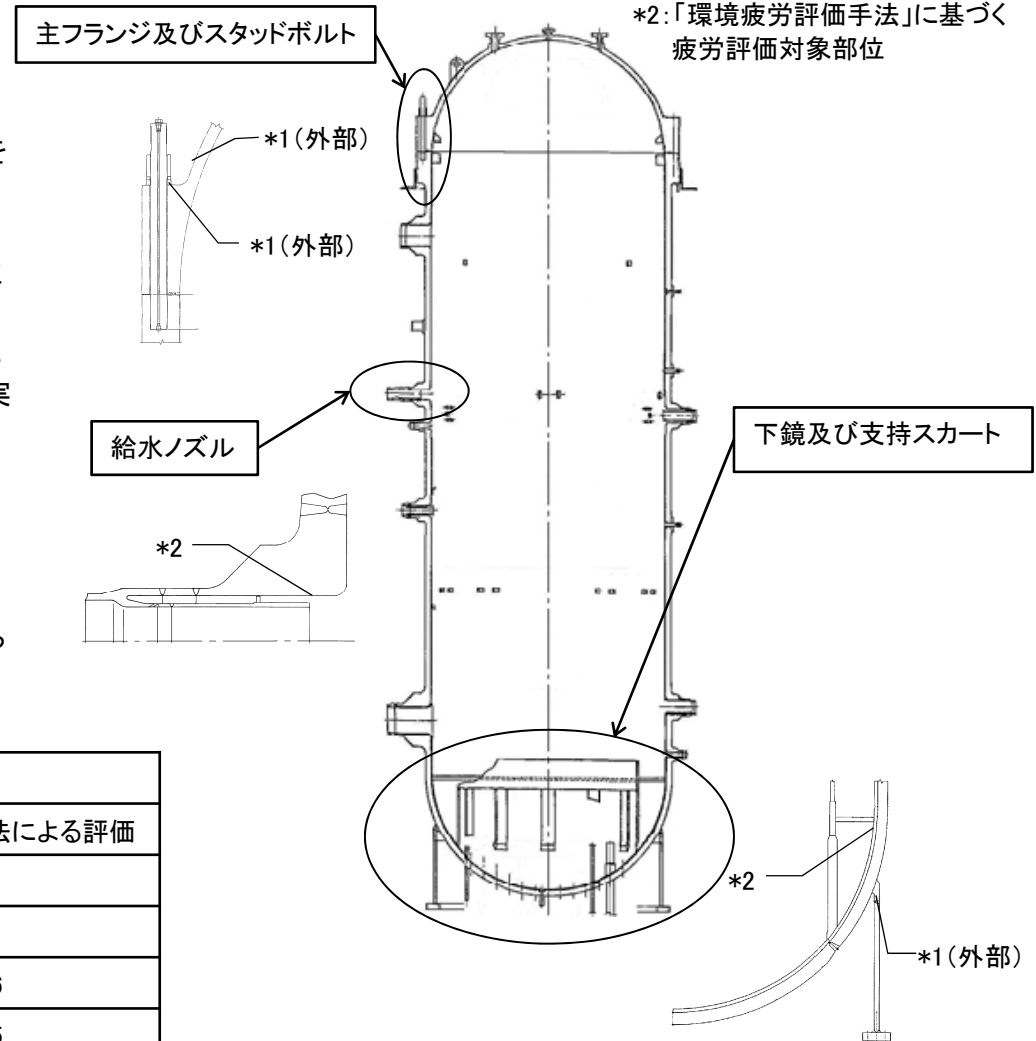
特別点検において、給水ノズルコーナー部の渦電流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

○総合評価

疲労割れ発生の可能性は十分小さく、保全内容も適切である。

○高経年化への対応

原子炉圧力容器の給水ノズル等の疲労割れについては、実過渡回数の確認を行い、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。



原子炉圧力容器の疲労評価対象部位

評価部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による評価	環境疲労評価手法による評価
主フランジ	0.0177	—*3
スタッドボルト	0.2526	—*3
給水ノズル	0.1270	0.6146
下鏡	0.0416	0.4475
支持スカート	0.5691	—*3

*3: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

原子炉圧力容器の疲労評価結果

②原子炉圧力容器の中性子照射脆化(その1)

○評価

要求事項*	健全性評価の結果	総合評価
○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。	○BWRプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力温度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧(高い応力がかかった状態)のまま低温になることはなく、BWRプラントでは実施する必要がない。	—
○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りではない。 <small>・延性亀裂進展評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。</small>	○上部棚吸収エネルギーの低下について、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007(2013年追補版を含む)」(以下、「JEAC4201」という)に基づいて、2016年11月時点及び運転開始後60年時点の評価を実施した結果、いずれの場合も、要求されている68Jを満足していることを確認した。	○原子炉圧力容器胴(炉心領域部材)の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。 ○今後も適切な時期に監視試験を実施し、破壊靱性の変化を把握するとともに、JEAC4201の脆化予測式に基づき、漏えい検査温度を管理していくことにより、健全性を確保していくことは可能であると考えられる。 ○炉心領域部材の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことを超音波探傷試験及び漏えい検査により確認していることから、保全内容として適切である。
○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。	○監視試験結果より、JEAC4201により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、国内脆化予測式(マージン含む)の範囲内にあることを確認した。 ○最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン26℃を考慮すると、2016年11月時点で31℃、運転開始後60年時点で37℃となる。	

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

○保守管理に関する方針(高経年化への対応)

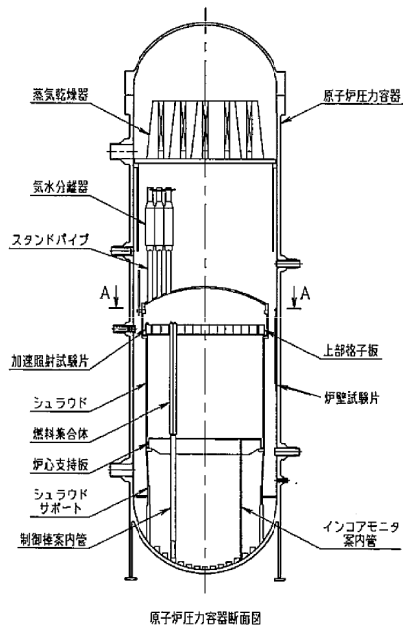
機器名	保守管理に関する方針	実施時期*
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期

*: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。

②原子炉圧力容器の中性子照射脆化(その2)

○健全性評価

監視試験結果より、原子炉圧力容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測式(日本電気協会JEAC4201-2007/2013追補版)による予測の範囲内であることを確認した。



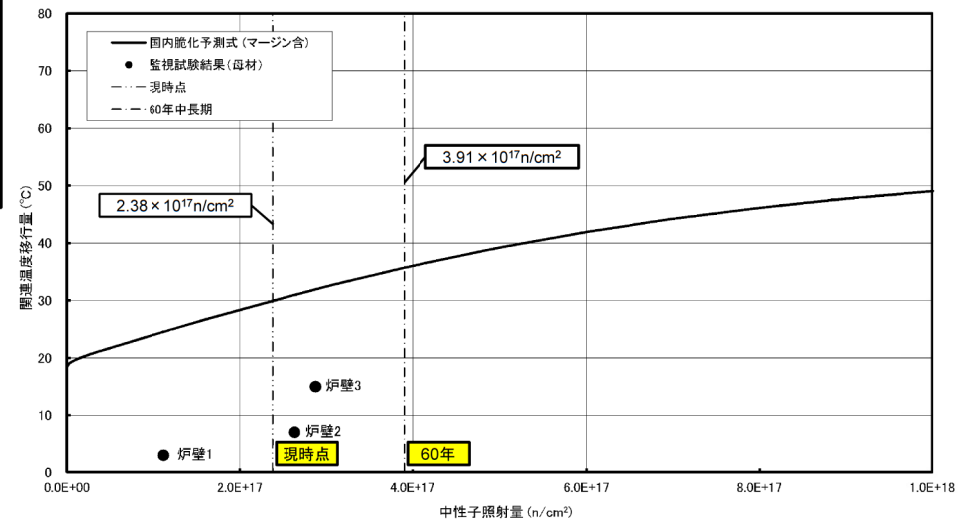
監視試験片の装荷位置

東海第二の監視試験片結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{19}$ n/cm ²) (E > 1 MeV)	関連温度及び関連温度移行量 (°C)						上部棚吸収エネルギー (J)		
		母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
関連温度 初期値	0	-25		-25		-25		202	188	205
第1回 (加速)	0.053 (29.9 EFPY*)	関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	関連温度	220	212	218
		4	-21	2	-23	11	-14			
第2回 (炉壁1)	0.011 (5.36 EFPY*)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	0.026 (14.6 EFPY*)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	0.029 (23.7 EFPY*)	15	-10	2	-27	-5	-30	220	215	240

* : 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を100%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

関連温度移行量の予測値と測定値(マージン有り)



②原子炉圧力容器の中性子照射脆化(その3)

○健全性評価(続き)

関連温度は2016年11月時点で5℃程度、運転開始後60年時点で11℃程度となる。その際の胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージン26℃を考慮すると、2016年11月時点で31℃、運転開始後60年時点で37℃となる。

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて60年経過時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した結果、JEAC4206で要求している68Jを満足している。

○現状保全

JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し定期的に超音波探傷検査を実施している。

監視試験結果から、JEAC4206に基づき漏えい検査温度を設定している。

特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

○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く、保全も適切である。

○高経年化への対応

健全性評価の結果から炉心領域部の中性子照射脆化が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、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。

関連温度の予測値

評価時期	材 料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン (°C)	胴の最低使用 温度 (°C)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11		37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

*：原子炉圧力容器内表面から板厚1/4深さでの予測値

上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位：J)

	初期値	2016年11月時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	202	111*	111*	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113*	112*	

*：JEAC4201-2007 SA-3440に基づきL方向からT方向への補正を行っている

③照射誘起型応力腐食割れ(その1)

○評価

要求事項*	健全性評価の結果	総合評価
<p>○健全性評価の結果, 評価対象部位において照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性が認められる場合は, 照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても技術基準規則に定める基準に適合すること。</p>	<p><炉内構造物> ○炉心シュラウド(中間胴)の溶接熱影響部には, ウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を図るとともに, 溶接部及び熱影響部には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして, 局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため, 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。 ○上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく, 運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低いことから, 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。</p>	<p>○炉心シュラウド, 上部格子板については, 維持規格及びガイドライン等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。</p>
	<p><制御棒> ○照射量の観点からは, 照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できず, 東海第二においては, 1999年及び2011年に照射誘起型応力腐食割れと推定されるひびが発見されている。このため, 新制御棒について不純物管理を徹底するとともに, 構造を見直したSCC対策品の制御棒に取替を実施している。 なお, 本事例は局部的なひびであり, 主要部位には発生しておらず制御棒の機能上問題となるものではない。</p>	<p>○運用基準に基づく制御棒の取替, 定期検査毎の原子炉停止余裕検査, 制御棒駆動水圧系機能検査等を実施していくことで, 機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。 ○新制御棒について不純物管理を徹底するとともに, SCC対策品の制御棒に取替を実施することで, 照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性を低減できると考える。</p>

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

○高経年化への対応

照射誘起型応力腐食割れに対しては, 高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく, 今後も現状保全を継続していく。

③照射誘起型応力腐食割れ(その2)

評価対象機器	炉内構造物, 制御棒
評価例	炉内構造物(上部格子板)

○健全性評価の結果

上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく, 運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低いことから, 照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

○現状保全

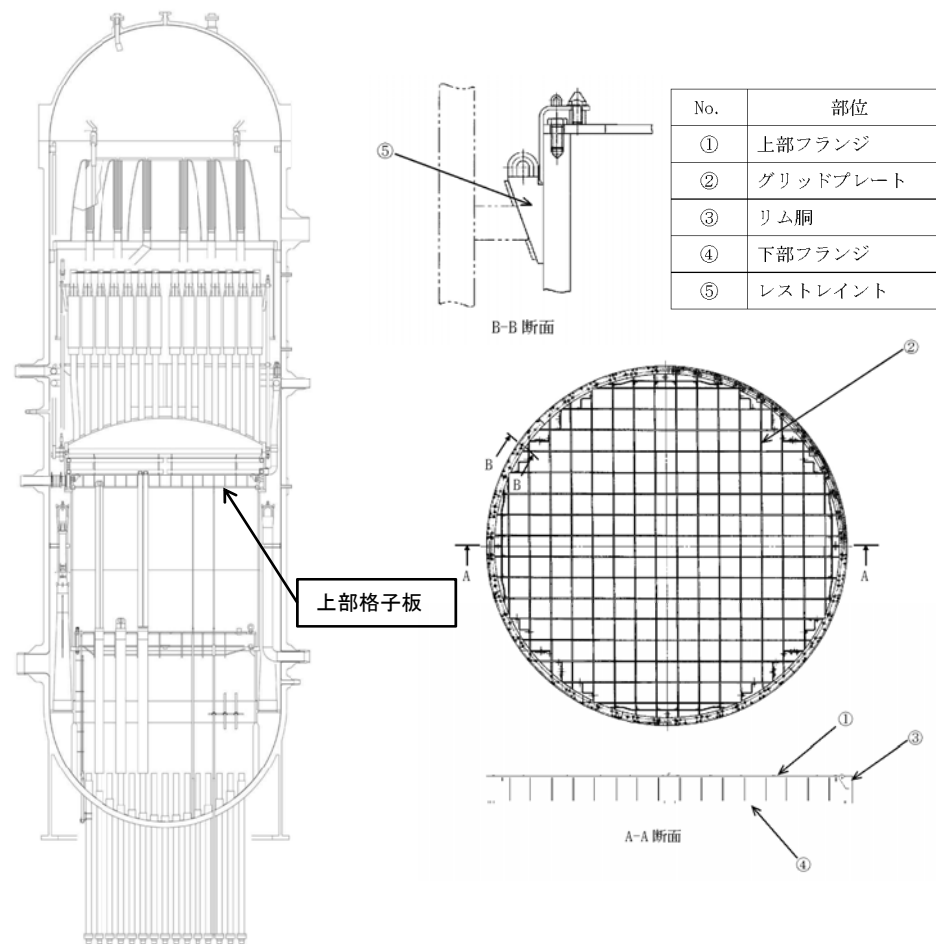
計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており, 有意な欠陥は確認されていない。

○総合評価

維持規格及びガイドライン等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。

○高経年化への対応

高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく, 今後も現状保全を継続していく。



上部格子板構造図

④2相ステンレス鋼の熱時効(その1)

○評価

要求事項*	健全性評価の結果	総合評価
<p>○延性亀裂進展性評価の結果, 評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。</p> <p>○亀裂不安定性評価の結果, 評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。</p>	<p>○靱性が低下した状態で亀裂が存在する場合には不安定破壊を引き起こす可能性があるが, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている疲労割れに対する疲労評価の結果, 疲労割れが発生する可能性は小さい。</p>	<p>○健全性評価の結果より, 高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが, 目視点検により亀裂がないことを確認しており, 熱時効が問題となる可能性は小さい。</p> <p>以上により, 要求事項である延性亀裂進展性評価及び亀裂不安定性評価は不要であると判断した。</p>

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

○高経年化への対応

熱時効に対しては, 高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく, 今後も現状保全を継続していく。

④2相ステンレス鋼の熱時効(その2)

評価対象機器	原子炉再循環ポンプ, 原子炉再循環ポンプ出口弁 等
評価例	原子炉再循環ポンプ出口弁

○健全性評価

靱性が低下した状態で亀裂が存在する場合には不安定破壊を引き起こす可能性があるが、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている弁箱の疲労割れについて技術評価した結果、亀裂の原因となる疲労割れが発生する可能性は小さい。

○現状保全

分解点検時の目視点検により亀裂の有無を確認しており、亀裂は確認されていない。

○総合評価

高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが、目視点検により亀裂がないことを確認しており、熱時効が問題となる可能性は小さい。

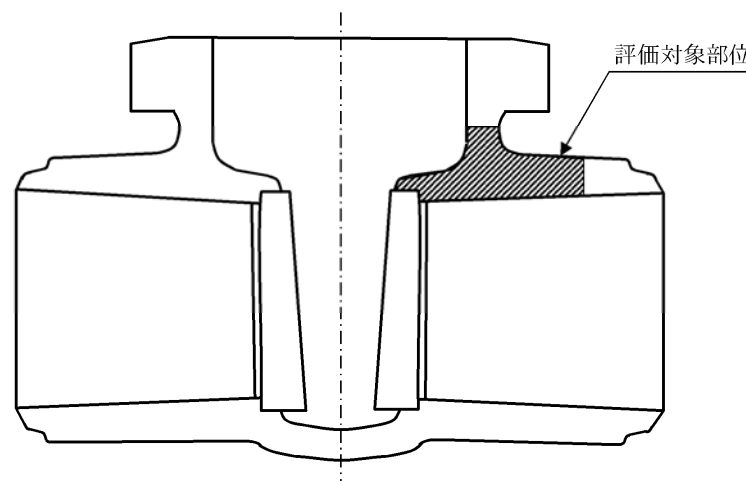
○高経年化への対応

原子炉再循環ポンプ出口弁の熱時効については、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。

原子炉再循環ポンプ出口弁疲労評価結果

評価部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による評価	環境疲労評価手法による評価
弁箱	0.0015	0.0338

原子炉再循環ポンプ出口弁疲労評価対象部位



⑤電気・計装設備の絶縁低下(その1)

○評価

要求事項*1	健全性評価の結果	総合評価
○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。	○絶縁体は、有機物であるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性があるが、系統機器の点検時に実施する絶縁抵抗測定、絶縁診断(高圧機器)及び動作試験において絶縁特性低下の無いことを確認している。	○系統機器の点検時に実施する絶縁抵抗測定、絶縁診断(高圧機器)及び動作試験において、絶縁特性低下は把握可能である。
○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。	○電気・計装設備の絶縁特性低下の可能性のある機器については、「ACAガイド*2」、「電気学会推奨案*3」等をもとに健全性評価した結果、一部のケーブル及び同軸コネクタを除き60年間の通常運転期間及び事故時雰囲気(設計基準事故、重大事故等)において絶縁性能を維持できると評価する。また、60年の健全性が確認できなかったケーブル及び同軸コネクタについては、確認された評価期間内に取替えることで運転開始後60年時点においても絶縁性能を維持できると評価する。	○健全性評価結果から判断して、 絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さい。

*1:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

*2: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」

*3:「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 第Ⅱ-139号 1982年11月)」

○保守管理に関する方針(高経年化への対応)

機器名	保守管理に関する方針(長期保守管理方針)	実施時期*1
低圧ケーブル 同軸ケーブル	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案*2及びACAガイド*3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。	長期
ケーブル接続部	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323*4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。	中長期

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

*2:「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 第Ⅱ-139号 1982年11月)」

*3: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」

*4:IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」

⑤電気・計装設備の絶縁低下(その2)

評価対象機器	ケーブル, 電気ペネトレーション, 電動弁用駆動部 等
評価例	低圧ケーブル

○健全性評価

設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「ACAガイド」という。), 重大事故等時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、「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」に従い評価した結果, 評価期間内に一部のケーブルは取替えることで, 運転開始後60年時点においても絶縁性能を維持できるものと評価する。

○現状保全

系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。また, 系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

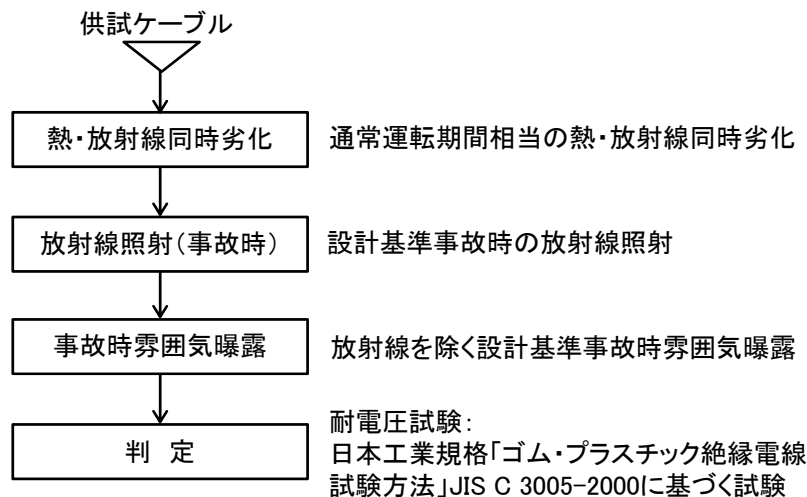
なお, 有意な絶縁特性低下が認められた場合には取替を行う。

○総合評価

絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は低く, 絶縁特性低下は系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考える。

○高経年化への対応

低圧ケーブルの絶縁特性低下については, 今後も点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより, 絶縁特性低下を監視していくとともに, 必要に応じて取替を行うこととする。一部のケーブルは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。



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

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下(その1)

○評価

評価対象事象 又は評価事項		要求事項*	健全性評価
コン ク リ ー ト 構 造 物	コン ク リ ー ト の 強 度 低 下	熱	○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値(貫通部は90℃, その他の部位は65℃)を超えたことがある場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認した。
		放射線 照射	○評価対象部位の累積放射線照射量が, コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認した。 ○運転開始後60年時点で予想される評価対象部位の中性子照射量($E>0.1$ MeV)の解析結果は 4.10×10^{15} n/cm ² であり, コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある 1×10^{20} n/cm ² を超えないことを確認した。 ○運転開始後60年時点で予想される評価対象部位のガンマ線照射量の解析結果は 7.80×10^6 radであり, コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある 2.0×10^{10} radを超えないことを確認した。
		中性化	○評価対象部位の中性化深さが, 鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認した。
		塩分浸 透	○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ることを確認した。

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下(その2)

○評価(つづき)

評価対象事象 又は評価事項		要求事項*	健全性評価
コンクリート 構造物	コンクリートの 強度低下	アルカリ骨材反応 ○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは確認されておらず、試験によりコンクリートの健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認している。また、今後の使用環境が急激に変化することはないことから、アルカリ骨材反応の進展傾向は極めて小さいと考えられるため、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。
		機械振動 ○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○定期的に目視点検を実施し、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性のある欠陥がないことを確認した。
		凍結融解 ○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○東海第二の周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当していることから、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。
	コンクリートの遮蔽能力低下	熱 ○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88℃又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177℃を超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置(変更)許可における遮蔽能力を下回らないこと。	○評価対象部位の周辺温度を確認した結果、約55℃以下とコンクリート温度制限値を下回っていることを確認した。

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下(その3)

○評価(つづき)

評価対象事象 又は評価事項		要求事項*	健全性評価
コン ク リ ー ト 構 造 物	鉄骨の 強度低 下	○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○定期的な目視点検を行い、鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には、補修塗装を施すことによって健全性を確保していることから、想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向などに基づき適切な保全活動を行っているため、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。
	風などによる疲労	○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。	○風などによる繰り返し荷重を継続的に受ける構造部材はないことから、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

総合評価
<p>○強度低下が急激に発生する可能性は小さい。また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。</p> <p>○遮へい能力低下が急激に発生する可能性は小さい。また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視しており、異常の兆候は検知可能である。</p>

○高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対し追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

⑥コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下(その4)

評価対象構造物	原子炉建屋, タービン建屋, 取水口構造物等
評価例	コンクリートの強度低下(熱)

○健全性評価

運転時に最も高温状態となる部位は、原子炉圧力容器支持脚部と原子炉圧力容器ペDESTALコンクリートとの接触面と考えられるが、運転中の周辺温度を確認した結果、最高温度が約55℃以下であり、温度制限値の65℃を下回っている。

また、特別点検における破壊試験の結果、原子炉圧力容器ペDESTALから採取したコアサンプルの平均圧縮強度は、設計基準強度を上回っている。

○現状保全

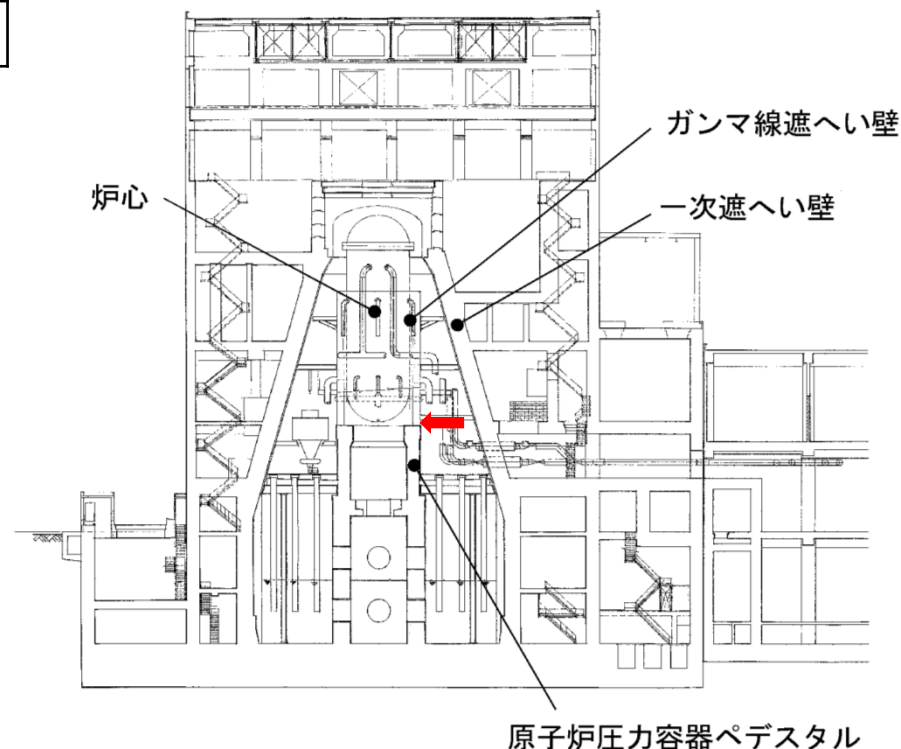
原子炉圧力容器ペDESTALコンクリートについては、鉄板で覆われているため目視点検等は実施していないが、近傍で他の部位より熱の影響を受けていると思われる一次遮へい壁において、定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。

○総合評価

今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さく、保全内容も適切である。

○高経年化への対応

コンクリートの強度低下(熱)については、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。



【 原子炉建屋断面図 】

原子炉圧力容器ペDESTAL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 (原子炉圧力容器ペDESTAL)	22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²)	39.3 N/mm ² (401 kgf/cm ²)

⑦耐震安全性評価(その1)

○評価

要求事項*1	考慮する必要がある経年劣化事象(例)	評価対象機器(例)	評価結果*2
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。	低サイクル疲労割れ	容器(原子炉圧力容器)	考慮する必要がある経年劣化事象に対し、地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価し、許容限界を下回っていることを確認した。
	全面腐食	機械設備(基礎ボルト)	
	流れ加速型腐食	配管(炭素鋼配管)	
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。	中性子照射脆化	原子炉圧力容器	中性子照射脆化と地震を考慮して求めた圧力・温度制限曲線に対し、原子炉圧力容器運転時の飽和圧力-温度線図が十分な安全性を確保していることを確認した。
	照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物	炉心シュラウド中間胴について、中性子照射量の増加による靱性低下を考慮した地震に対する評価を実施し、亀裂が発生しても不安定破壊に至るまでの期間(約5年)より短い周期で亀裂の有無を確認していくことにより耐震安全性は確保できると評価した。
	粒界型応力腐食割れ	炉内構造物	粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認されている炉心シュラウド及びシュラウドサポートについて、第24回定検時の破壊評価*3に用いた地震荷重と現状の基準地震動S _s の地震荷重を比較し評価した結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転開始後60年を超えることを確認した。
○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。	低サイクル疲労割れ、腐食等	地震時に動的機能が要求される機器(ポンプ、弁等)	考慮する必要がある経年劣化事象が現状保全により管理されており、機器の振動応答特性に与える影響が軽微又は無視できることを確認した。 これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでないと考えられる。
○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。	-	-	制御棒挿入性に対し、考慮する必要がある経年劣化事象は抽出されなかった。

*1:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

*2: 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1984, JEAG 4601-1987, JEAG 4601-1991)」等

*3: ひび割れ進展を考慮した地震に対する評価

○保全対策に反映すべき項目の抽出

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される機器・構造物については、現状の保全内容に耐震安全性の観点から追加すべき項目はない。

⑦耐震安全性評価(その2)

○技術評価の結果から経年劣化を考慮し、耐震安全性評価を実施した。

耐震Sクラス機器は、応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動(Ss-D1)、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動(Ss-11~14,Ss-21,22)及び震源を特定せず策定する基準地震動(Ss-31)を考慮した評価を実施。

Ss基準地震動

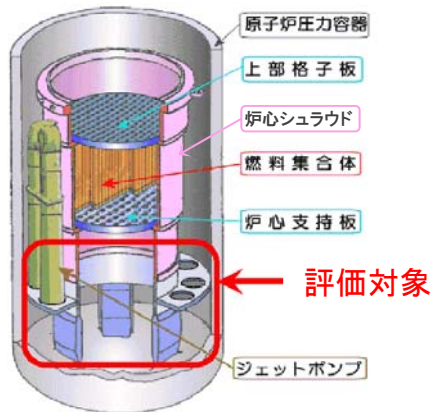
項	目	内	容
基準地震動Ss策定に 考慮した地震	模擬地震波(Ss-D1)	応答スペクトル手法による基準地震動	
	内陸地殻内地震(Ss-11~14)	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震	
	プレート間地震(Ss-21~22)	2011年東北地方太平洋沖型地震	
	震源を特定せず策定する地震動(Ss-31)	2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震	
地震動の最大加速度	Ss-D1	水平(NS・EW) 870 cm/s ²	鉛直 560 cm/s ²
	Ss-11	水平(NS) 717 cm/s ² (EW) 619 cm/s ²	鉛直 579 cm/s ²
	Ss-12	水平(NS) 871 cm/s ² (EW) 626 cm/s ²	鉛直 602 cm/s ²
	Ss-13	水平(NS) 903 cm/s ² (EW) 617 cm/s ²	鉛直 599 cm/s ²
	Ss-14	水平(NS) 586 cm/s ² (EW) 482 cm/s ²	鉛直 451 cm/s ²
	Ss-21	水平(NS) 901 cm/s ² (EW) 887 cm/s ²	鉛直 620 cm/s ²
	Ss-22	水平(NS) 1009 cm/s ² (EW) 874 cm/s ²	鉛直 736 cm/s ²
	Ss-31	水平(NS・EW) 610 cm/s ²	鉛直 280 cm/s ²

⑦耐震安全性評価(その3)

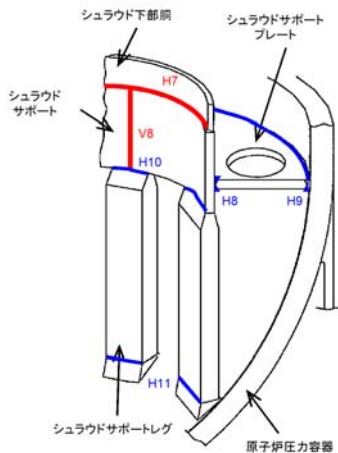
粒界型応力腐食割れ
(炉心シュラウド)

○ひび割れが確認されている炉心シュラウド及びシュラウドサポートについて、第24回定検時の破壊評価※¹に用いた地震荷重と現状の基準地震動S_sの地震荷重を比較し評価した結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転開始後60年を超えることを確認
○技術基準に適合しなくなる時期は、想定した欠陥深さが26.6mmとなる運転開始後約74.5年と評価

※1:ひび割れ進展を考慮した地震に対する評価



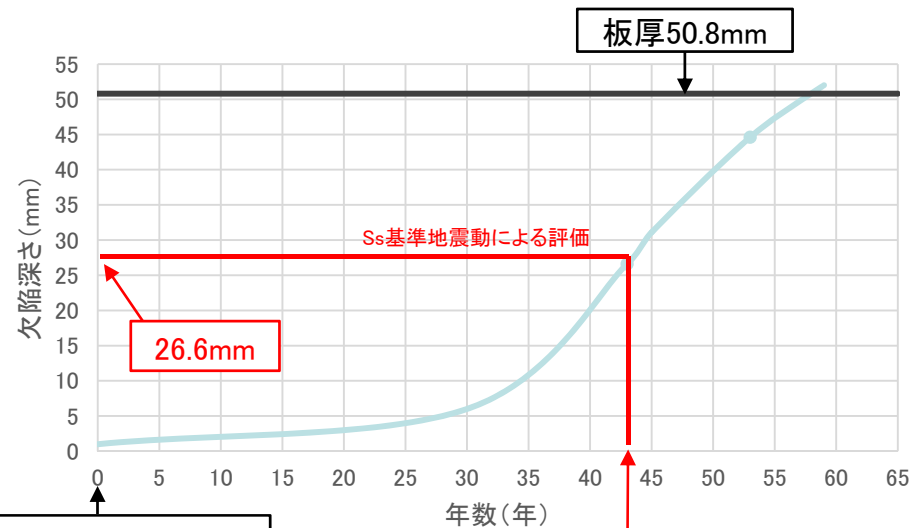
炉心シュラウド概略図



炉心シュラウド・シュラウドサポート溶接部

点検状況

- 21回定検(平成17年) V8外面に3箇所のみ裂
- 24回定検(平成21年) H7,V8内面に約40箇所のみ裂
- 25回定検(平成23年) 継続検査により24回定検時の評価に包絡していることを確認



【運転開始後約31.5年】

43年【運転開始後約74.5年】

技術基準に適合しなくなると見込まれる時期の評価結果

⑦耐震安全性評価(その4)

照射誘起型
応力腐食割れ
(炉心シュラウド)

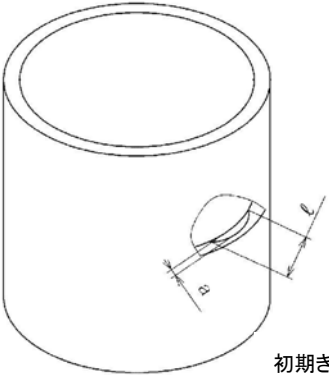
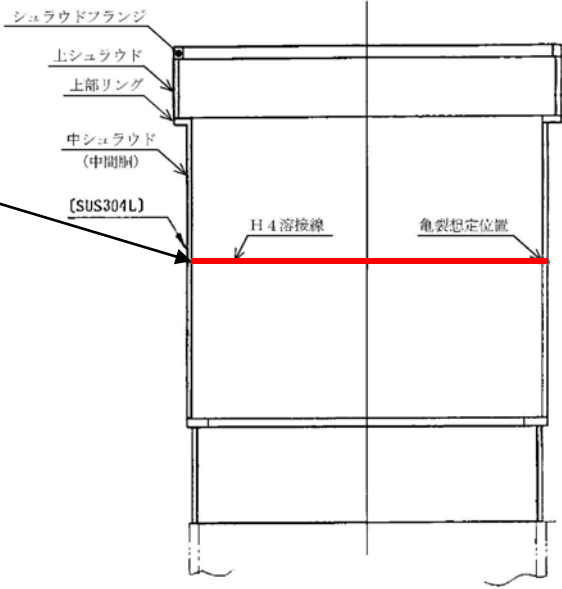
○炉心シュラウド中間胴について、中性子照射量の増加による靱性低下を考慮した地震に対する評価を実施し、き裂が発生しても不安定破壊に至るまでの期間(約5年)より短い周期でき裂の有無を確認していくことにより耐震安全性は確保できると評価

評価対象

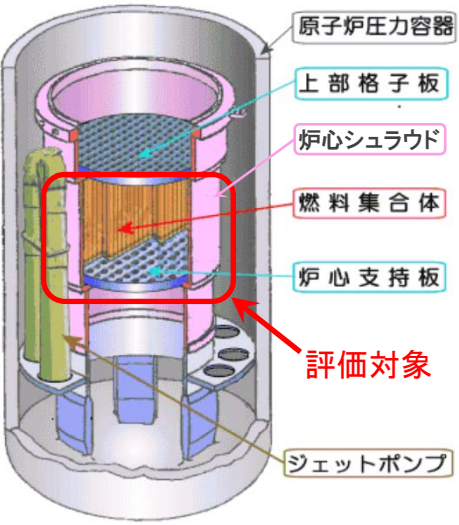
炉心シュラウド中間胴内側の周方向溶接部(H4溶接線)に維持規格に規定される半楕円形の想定き裂を仮定し、き裂進展評価及び破壊評価を実施。

点検状況

24回定検(平成21年)	H4内面	異常なし
25回定検(平成23年)	H4外面	異常なし



初期き裂寸法
き裂深さ: $a_0 = 1.0$
き裂長さ: $l_0 = 10.0$



炉心シュラウド概略図

炉心シュラウド外形図

炉心シュラウドの靱性低下評価結果

評価対象	評価地震力	想定欠陥応力 拡大係数(MPa \sqrt{m})	破壊靱性値*1 (MPa \sqrt{m})
炉心シュラウド (中間胴)	S_s *2	43.1 (き裂進展期間5.23年)	43.2

*1: 発電設備技術検査協会「プラントの長寿命化技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限值(BWR)
*2: 静的地震力及び基準地震動 S_s の最大値

⑧耐津波安全性評価(その1)

○評価

要求事項*	評価結果
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。	対象となる機器・構造物について、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象のないことを確認した。

*:「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される延長しようとする期間における要求事項

○保全対策に反映すべき項目の抽出

浸水防護施設に属する機器・構造物については、現状の保全内容に耐津波安全性の観点から追加すべき項目はない。

⑧耐津波安全性評価(その2)

評価対象 構造物	浸水防護施設に属する機器・構造物
-------------	------------------

設 備			浸水防護施設の区分
弁	逆止弁	浸水防護施設	浸水防止設備
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	コンクリート構造物	防潮堤	津波防護施設
		緊急用海水ポンプピット	
	鉄骨構造物	防潮堤	
		防潮扉	
		放水路ゲート	
		構内排水路逆流防止設備	
		貯留堰	
	浸水防止蓋	浸水防止設備	
計測制御設備	操作制御盤	潮位監視盤※	津波監視設備
		津波・構内監視設備※	
	計測装置	取水ピット水位計測装置	
		潮位計測装置	

※: 基準津波の影響を受ける位置に設置されていないため、耐津波安全性評価対象外とする。

○耐津波安全性上着目すべき経年劣化事象

評価対象構造物における経年劣化事象から「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」を抽出した結果、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。

○高経年化への対応

浸水防護施設に属する機器・構造物については、現状の保全内容に耐津波安全性の観点から追加すべき項目はない。

保守管理に関する方針

東海第二発電所 保守管理に関する方針

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。

東海第二発電所 保守管理に関する方針

No.	保守管理に関する方針	実施時期*2
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子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	<p>低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、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。</p> <p>* :「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 第Ⅱ-139号 1982年11月)」</p> <p>** : 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」</p>	長期
3	<p>同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、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。</p> <p>*** : IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</p>	中長期
4	疲労評価における実績過渡回数を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年を「短期」、平成30年11月28日からの10年を「中長期」、平成30年11月28日からの20年を「長期」とする。

参考資料

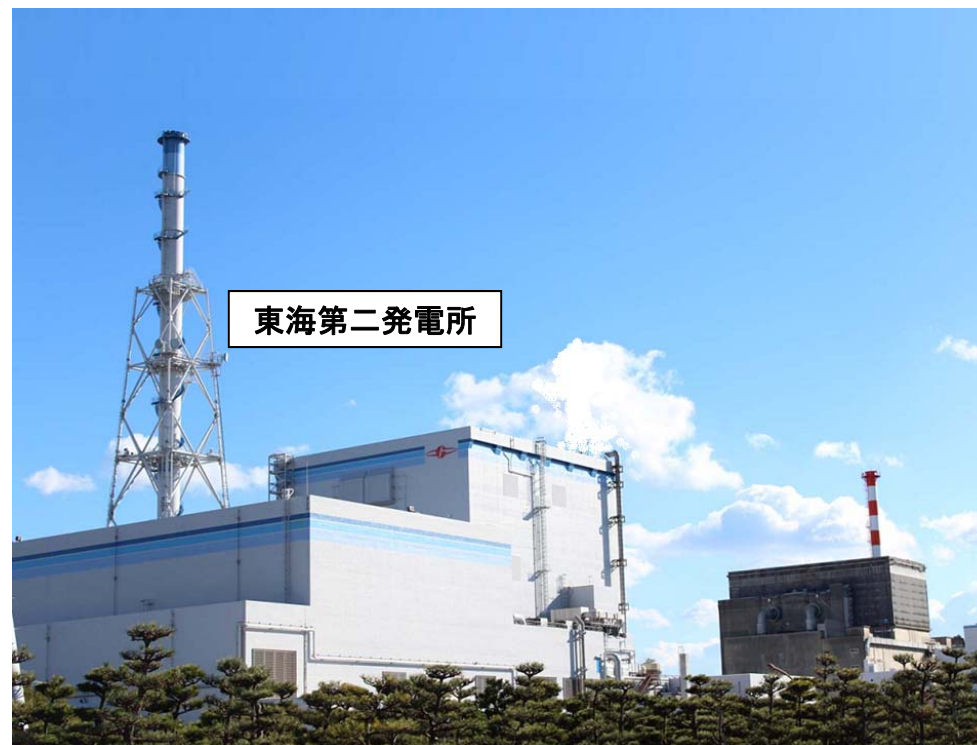
東海第二発電所の概要

東海第二発電所の主要仕様

電気出力 : 約1,100 MW
原子炉型式 : 沸騰水型軽水炉
原子炉熱出力 : 3,293 MW
燃料 : 低濃縮ウラン
(燃料集合体764体)
減速材 : 軽水
タービン : 非再熱式4車室6流排気形

東海第二発電所の主な経緯

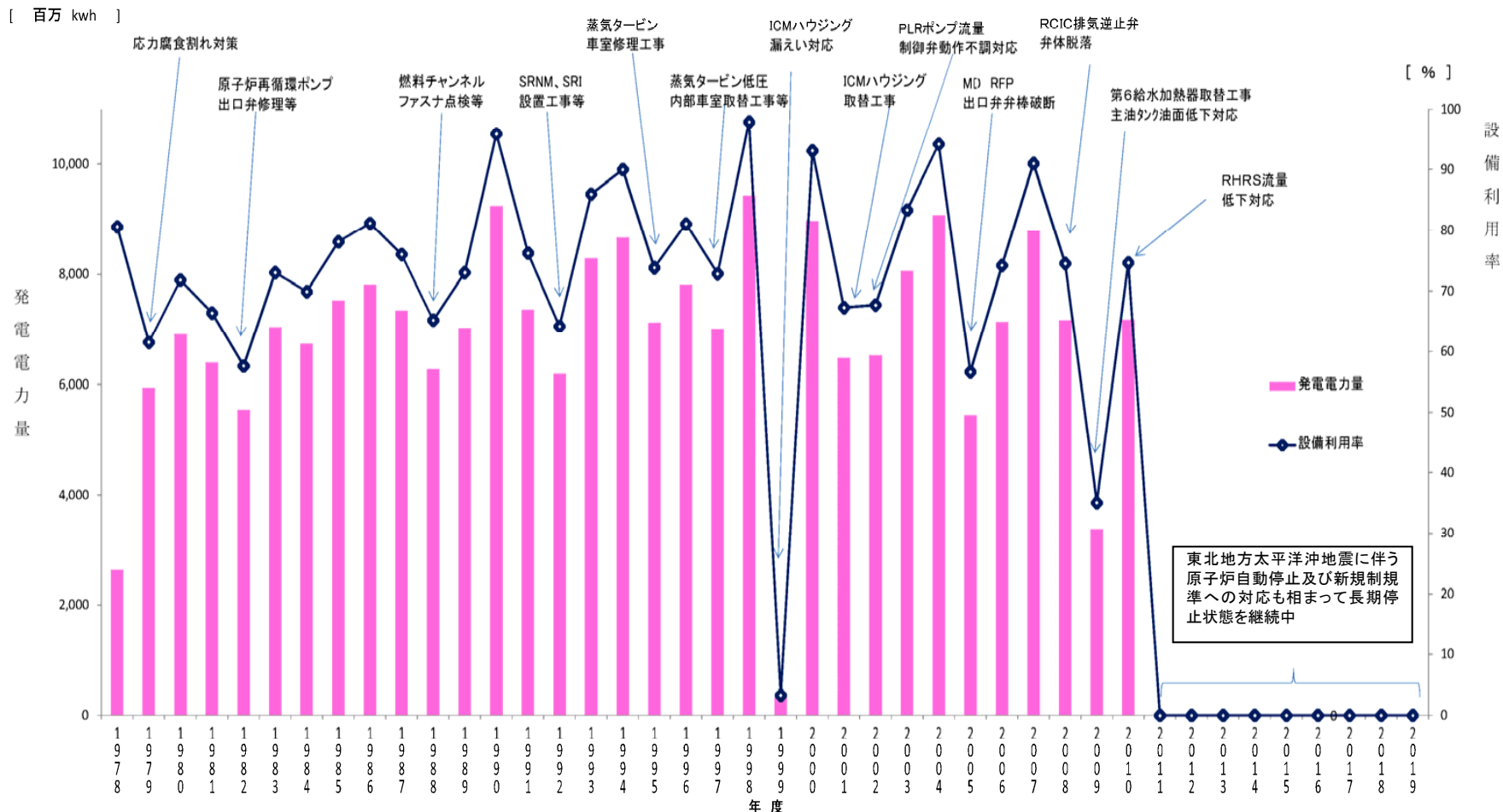
原子炉設置許可 : 1972年12月
建屋基礎工事開始 : 1973年 6月
営業運転開始 : 1978年11月



東海第二発電所運転状況の推移

○発電電力量・設備利用率の年度推移

発電電力量・設備利用率の年度推移は下図のとおりであり、1999年度の中性子計測ハウジングのひび割れ対策等により、設備利用率の低下が見られる。近年においては2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震以降、新規制基準への対応も相まって発電所は長期停止状態となっている。



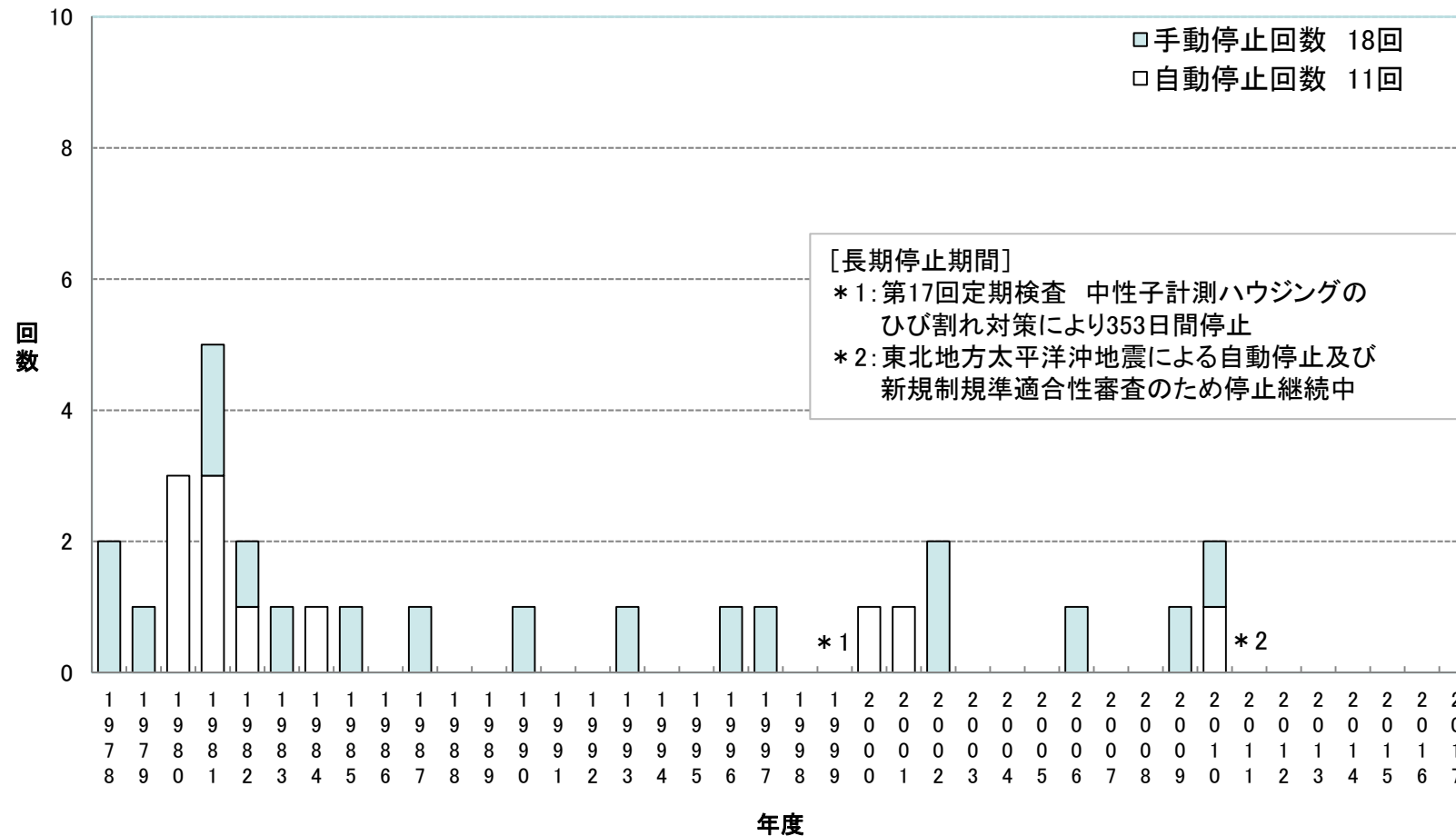
東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

東海第二発電所運転状況の推移

○計画外停止回数の年度推移

計画外停止(手動停止及び自動停止)回数の推移について、供用期間の長期化との間に有意な相関は認められない。

[回]



東海第二発電所 計画外停止回数の年度推移

30年目評価以降に実施した主な改善

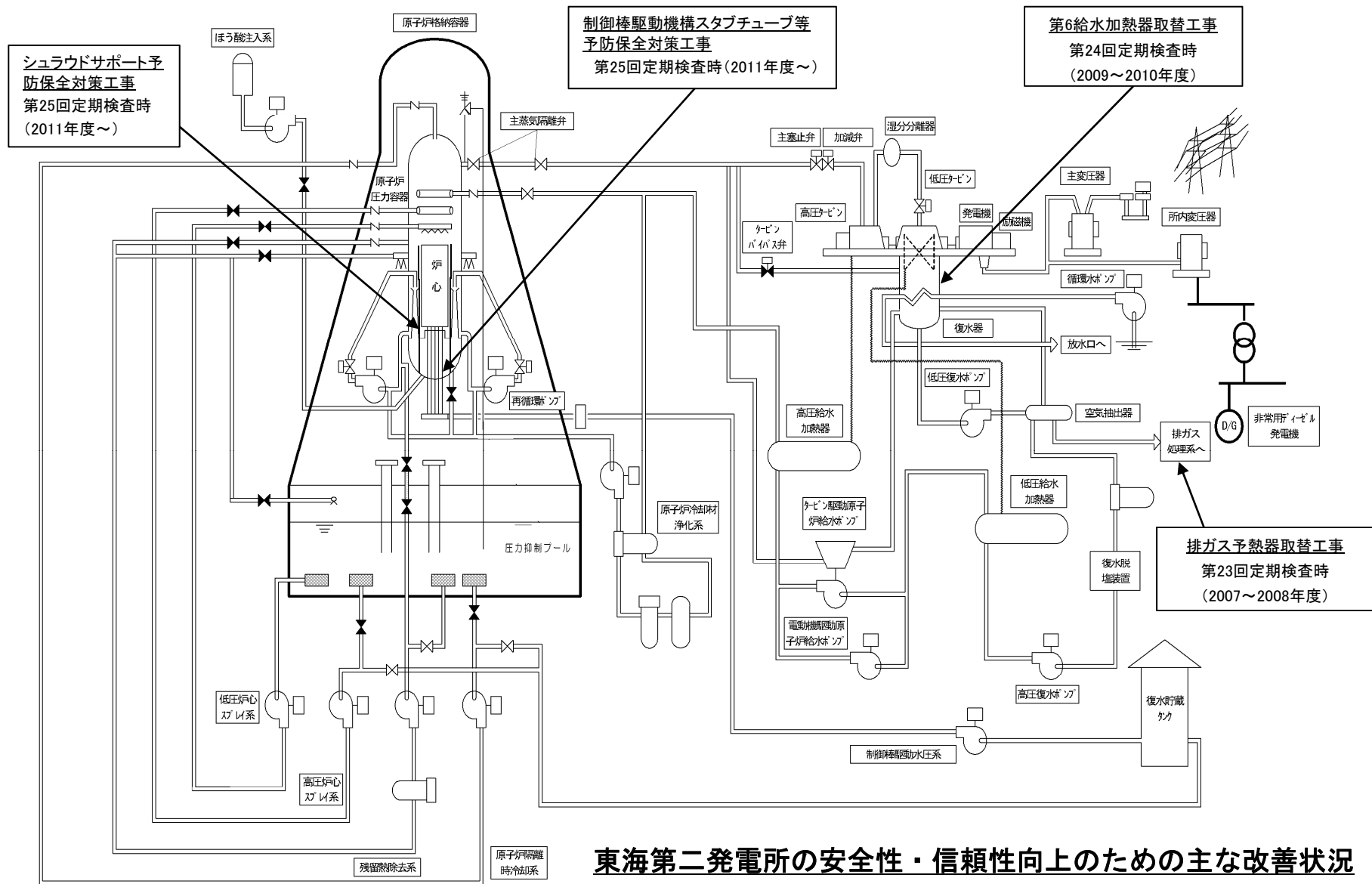
○主要機器更新状況・改善の状況

発電所の安全性・信頼性の向上を図るために、30年目の高経年化技術評価以降に実施した改善工事としては、以下に示すものがある。

工事名	実施時期	内容
第6給水加熱器取替工事	第24回定期検査時 (2009～2010年度)	給水加熱器は、胴側内部流体(抽気蒸気)による流れ加速型腐食のため、炭素鋼製胴体の減肉が確認されたことから、炭素鋼から耐食性に優れた低合金鋼製の胴体に取り替を実施した。
排ガス予熱器取替工事	第23回定期検査時 (2007～2008年度)	応力腐食割れの予防保全対策として、排ガス予熱器の主要材料をSUS304ステンレス鋼から、より鋭敏化特性に優れたSUS316ステンレス鋼に変更した。なお、開放点検を容易に実施できるよう、管側フランジ構造を漏止め溶接を伴う3枚締め構造から平板構造への変更を併せて実施している。
シュラウドサポート 予防保全対策工事 制御棒駆動機構スタブチューブ等 予防保全対策工事	第25回定期検査時 (2011年～)	応力腐食割れが確認されたシュラウドサポート及び炉心シュラウドの溶接部については、健全性を確認しているが、新たな亀裂の発生を抑制するため、ウォータージェットピーニング工法により残留応力低減を図っている。また、制御棒駆動機構スタブチューブ、ICMハウジングと原子炉圧力容器下鏡との溶接部等においても、同工法を適用し、予防保全対策を実施している。

東海第二発電所の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

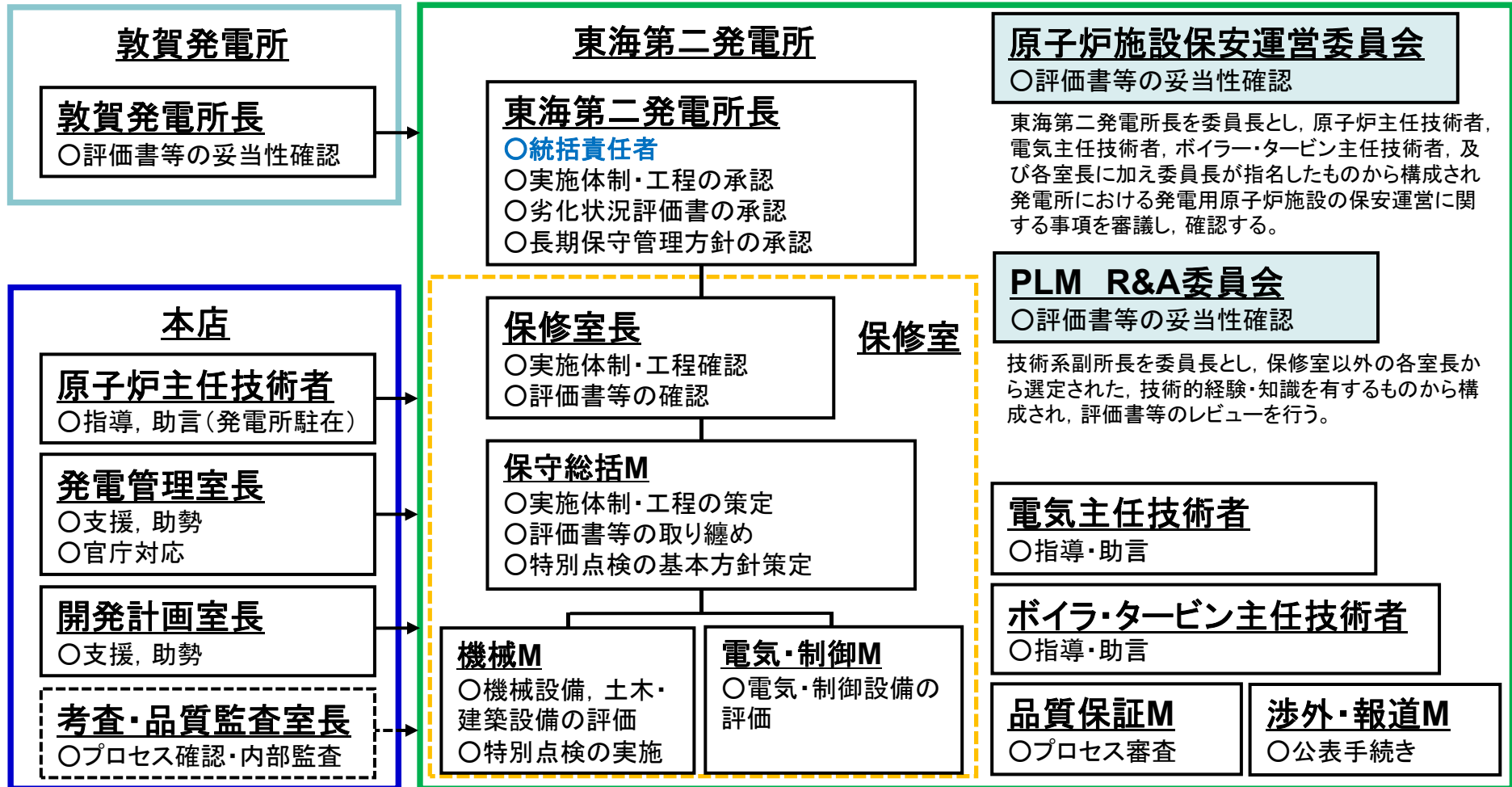
30年目評価以降に実施した主な改善



実施体制

○評価の実施に係る組織

- ・東海第二発電所長を統括責任者として東海第二発電所、本店、敦賀発電所の組織で評価の実施に係る役割を設定。
- ・機械グループ及び電気・制御グループが劣化状況評価書を作成し、保守総括グループがとりまとめを行った。



評価の実施に係る組織

実施工程

○工程管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等に基づき、2017年11月までに運転期間延長認可申請等を行うべく工程管理を実施。

- ・2014年10月30日 実施計画を策定し、技術評価を開始
- ・2017年10月26日 東海第二発電所での評価者以外による技術的な妥当性確認を完了(R&A委員会)
- ・2017年10月27日 敦賀発電所による技術的な妥当性確認を完了
- ・2017年11月 1日 品質保証グループによるプロセス審査を完了
- ・2017年11月 2日 保安運営委員会において評価書の妥当性を審議し確認され東海第二発電所長が承認
- ・2017年11月 2日 本店考査・品質監査室長によるプロセス確認を完了

実施工程

項目	2014			2015			2016			2017												2018				
	10	11	12	1	..	12	1	..	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	..	12		
実施計画作成	▼																									
評価書作成		■																								
所内妥当性確認											■															
敦賀発電所妥当性確認											■															
プロセス審査																									▼	
原子炉施設保安運営委員会																									▼	
プロセス確認														■												

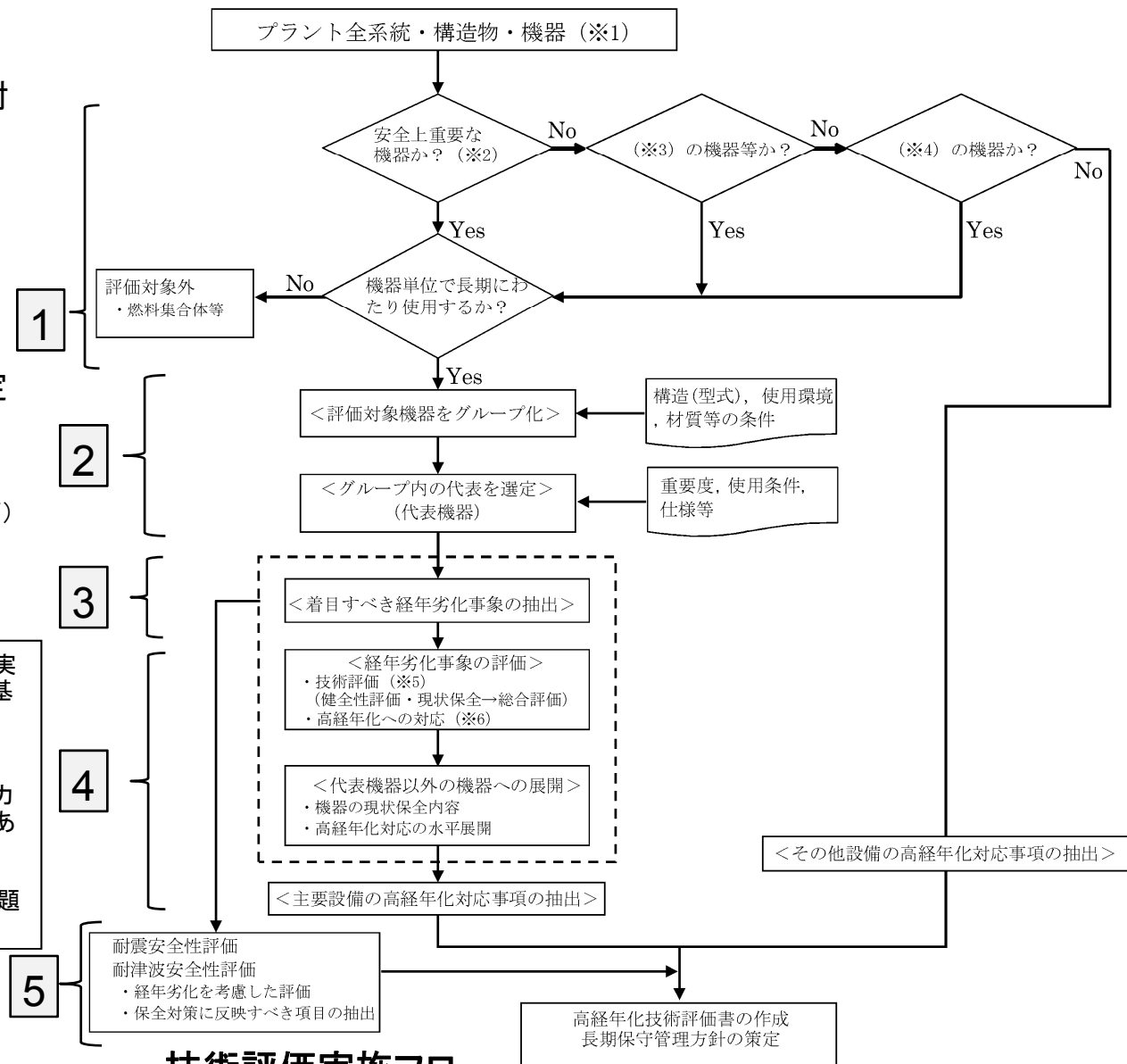
技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 1/7）

○評価の方法

- ・技術評価手法は社内規程「高経年化対策実施手引書」で明確にして実施。
- ・右図に運転を前提とした技術評価フローを示す。
- ・評価は、大別すると下記の流れにて実施している。

1. 技術評価対象機器の抽出
2. 機器のグループ化・代表機器の選定
3. 経年劣化事象の抽出
4. 経年劣化事象に対する技術評価
(特別点検の対象機器はその結果を踏まえ評価)
5. 耐震・耐津波安全性評価

※1: 重要度分類指針で定義される機器(クラス1,2,3), 実用炉則で規定される浸水防護施設及び設置許可基準規則で規定される常設重大事故等対処設備。
 ※2: PS-1,2 MS-1,2
 ※3: 浸水防護施設及び常設重大事故等対処設備。
 ※4: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1,900 kPaを超える機器で原子炉格納容器外にあるもの(冷温停止維持に必要な設備を含む)。
 ※5: 系統レベルの機能確認を含む。
 ※6: 高経年化対応としての保全のあり方, 技術開発課題を検討する。



技術評価実施フロー

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 2/7）

1. 技術評価対象機器の抽出

「高経年化対策実施ガイド等」に従い、東海第二発電所の安全上重要な機器等（「実用炉規則第82条第1項」で定める機器・構造物）を抽出。

- (1)重要度分類指針※¹で定義される機器・構造物（クラス1, 2及び3）、実用炉規則で規定される浸水防護施設に属する機器・構造物及び設置許可基準規則で規定される常設重大事故等対処設備※²に属する機器・構造物とし、保全プログラム、配管計装線図等を基に抽出。
- (2)機器単位で長期にわたり使用しないもの（「学会標準※³ 2008版」6.3.1で除外対象としているもの）は、機器毎評価対象から除外。具体的には、使用により機器単位で消耗する燃料集合体等が該当する。
- (3)供用に伴う消耗があらかじめ想定される部品であって設計時に取替を前提とするもの、又は機器分解点検等に伴い必然的に交換されるものは消耗品として対象から除外。
また、設計時に耐用期間内に計画的に取替えることを前提とする機器であり、交換基準が点検計画により定められているものについても定期取替品として対象から除外。

※1:「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」（1990年8月30日原子力安全委員会決定）

※2:「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（2013年原子力規制委員会規則第5号）
第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備」

※3:日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」をいう

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 3/7）

2. 機器のグループ化・代表機器の選定

- (1)抽出した機器を15機種※¹に分類(カテゴリ化)し機種毎に評価。
- (2)「学会標準 2008版」※²附属書A(規定)に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、評価対象機器を構造(型式等), 使用環境(内部流体等), 材料等により, 対象機器を分類しグループ化。
- (3)グループ化した対象機器から重要度, 使用条件, 運転状態等により各グループの代表機器(以下, 「代表機器」という。)を選定し, 代表機器の評価結果を代表機器以外の機器に水平展開するという手法で評価を実施。

※1:15機種とはポンプ, 熱交換器, ポンプモータ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物, ケーブル, 送受電設備・発電設備, タービン設備, コンクリート構造物及び鉄骨構造物, 計測制御設備, 空調設備, 機械設備, 電源設備, である。

※2:日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」をいう(2010(追補1), 2011(追補2)含む)。以下同じ。

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 4/7）

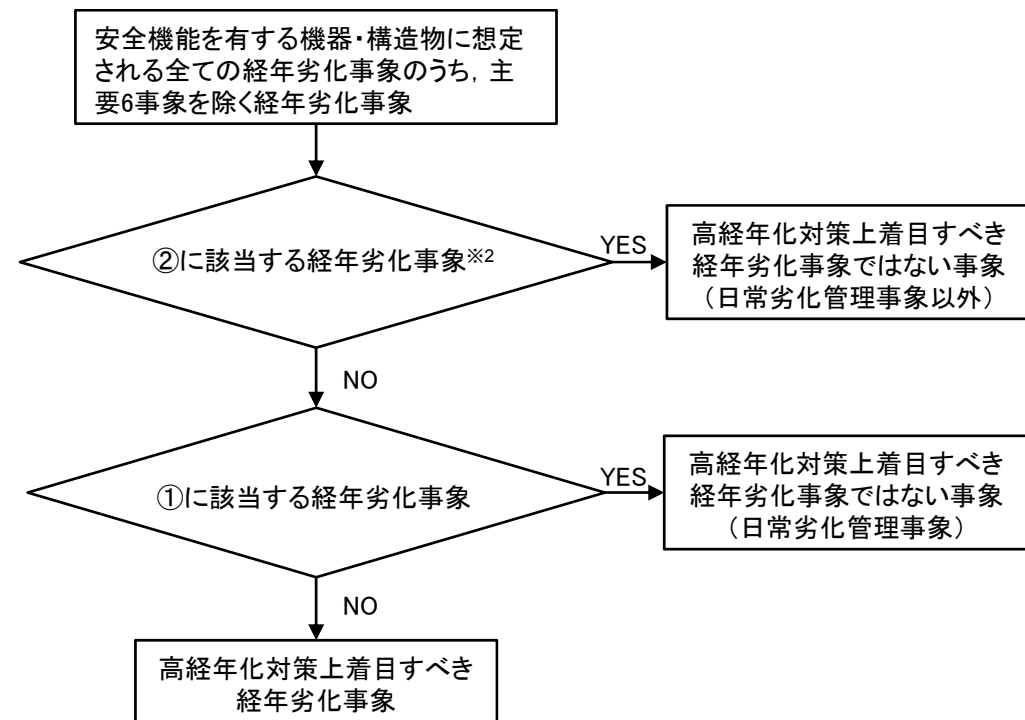
3. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

- (1) 選定された評価対象機器の使用条件(型式, 材料, 環境条件等)を考慮して「学会標準 2008版」附属書A(規定)に基づき, 「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に, 経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出する。
- (2) 抽出された経年劣化事象と部位の組み合わせのうち, 下記①, ②のいずれかに該当する場合は, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として整理。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって, 想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの。*1
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により, 今後も経年劣化の進展が考えられない, 又は進展傾向が極めて小さいと考えられるもの。

*1: ②に該当する経年劣化事象であるものの, 保全によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象を含む。

*2: 保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「NO」に進む。



経年劣化事象の分類

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 5/7）

4. 経年劣化事象に対する技術評価

抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する技術評価を下記の手順・右図のとおり実施する。なお、特別点検を実施した機器は特別点検結果を踏まえた評価を実施する。

また、代表機器の評価結果を代表機器以外の機器に対して水平展開する。代表機器の評価結果を水平展開できない場合は、個別に評価する。

(1)健全性評価

機器毎に抽出した部位・経年劣化事象の組み合わせ毎に60年間使用することを仮定して、傾向管理データによる評価及び解析等の定量評価、過去の点検実績、一般産業で得られている知見等により健全性の評価を実施。

(2)現状保全

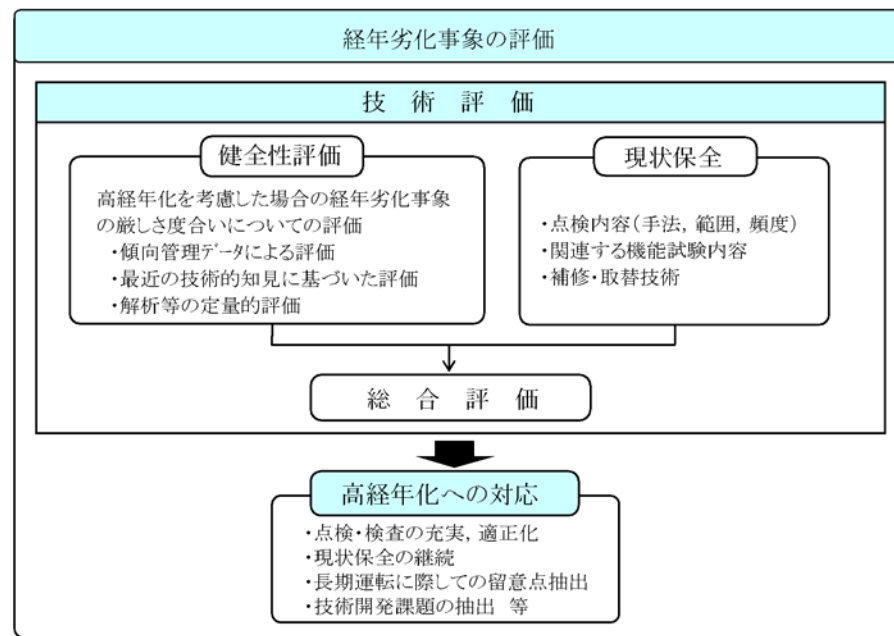
評価対象部位に実施している点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等の現状保全の内容を整理。

(3)総合評価

健全性評価及び現状保全を合わせて現状の保全内容の妥当性等を評価。具体的には、健全性評価結果と整合の取れた点検等が、現状の保全活動で実施されているか、また、点検手法は当該の経年劣化事象の検知が可能か等を評価。

(4)高経年化への対応

60年間の使用を考慮した場合、現状保全の継続が必要となる項目、今後新たに必要となる点検・検査項目、技術開発課題等を抽出する。



技術評価フロー

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 6/7）

5-1. 耐震安全性評価

(1)耐震安全性評価対象機器・構造物の抽出
「技術評価対象機器」の結果を用いる。

(2)経年劣化事象の抽出

技術評価で抽出した機器・構造物に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び日常劣化管理事象が顕在化した場合、振動応答特性又は、構造・強度上、影響が「有意」か「軽微もしくは無視できる」か検討し、「有意」な事象について耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出。

(3)耐震安全性評価

抽出した経年劣化事象毎に、耐震安全性評価を実施。評価に際しては、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」等に準じて実施。

技術評価の実施手順（運転を前提とした評価 7/7）

5-2. 耐津波安全性評価

(1)耐津波安全性評価対象機器・構造物の抽出

技術評価における評価対象機器のうち、津波の影響を受ける浸水防護施設を耐津波安全性評価の対象とした。

(2)経年劣化事象の抽出

技術評価で抽出した高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び日常劣化管理事象が顕在化した場合、強度や止水性への影響が「有意」か「軽微もしくは無視できる」かを検討し、「有意」なものを耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出。

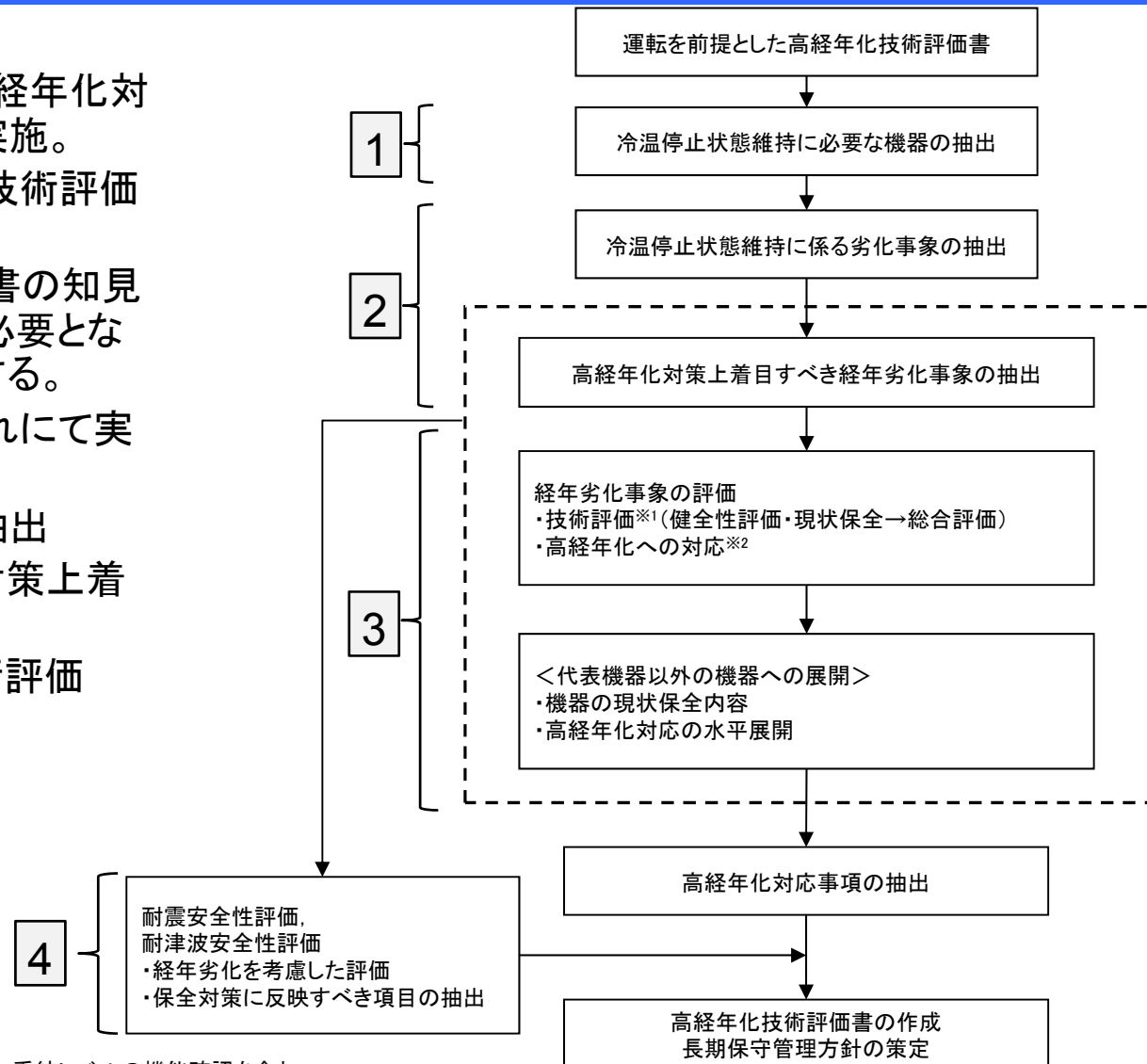
(3)耐津波安全性評価

耐津波安全性評価上考慮する必要のある経年劣化事象が想定される設備に対し、耐津波安全性に関する評価を実施。

技術評価の実施手順（冷温停止を前提とした評価 1/4）

○評価の方法

- ・技術評価手法は社内規程「高経年化対策実施手引書」で明確にして実施。
- ・右図に冷温停止を前提とした技術評価フローを示す。
- ・評価は運転を前提とした評価書の知見を活用し、冷温停止で評価が必要となる事象を抽出し、評価を実施する。
- ・評価は、大別すると下記の流れにて実施している。
 1. 冷温停止に必要な機器の抽出
 2. 冷温停止に係る高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出
 3. 経年劣化事象に対する技術評価
 4. 耐震・耐津波安全性評価



※1: 系統レベルの機能確認を含む。
 ※2: 高経年化対応としての保全のあり方、
 技術開発課題を検討する。

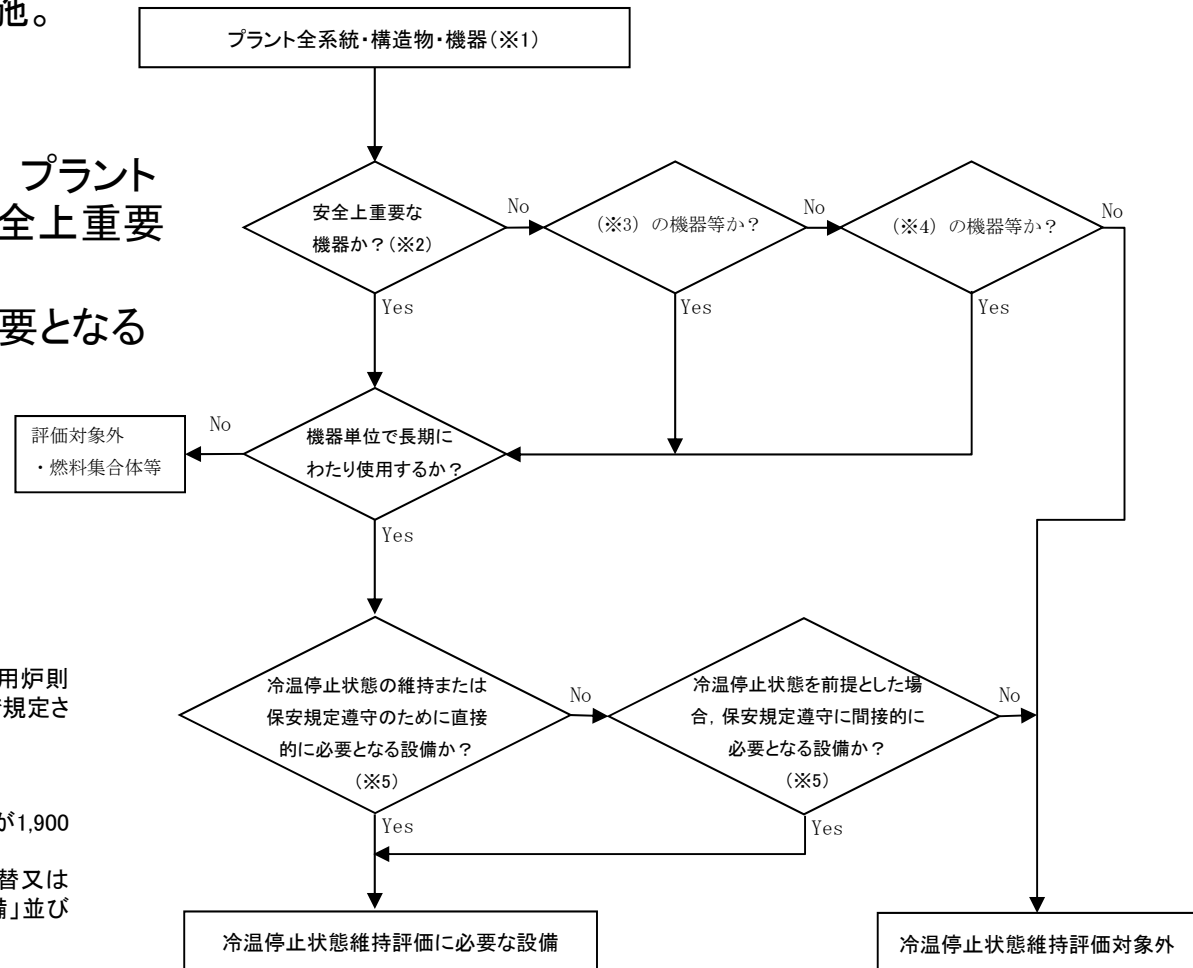
冷温停止状態維持の技術評価フロー

技術評価の実施手順 (冷温停止を前提とした評価 2/4)

1.冷温停止に必要な機器の抽出

対象機器選定は下記の流れで実施。
抽出フローを右図に示す。

- (1) 運転を前提とした評価と同じく、プラント全システム・構造物・機器から、安全上重要な機器等を抽出。
- (2) 保安規定を遵守するために必要となる設備を抽出。



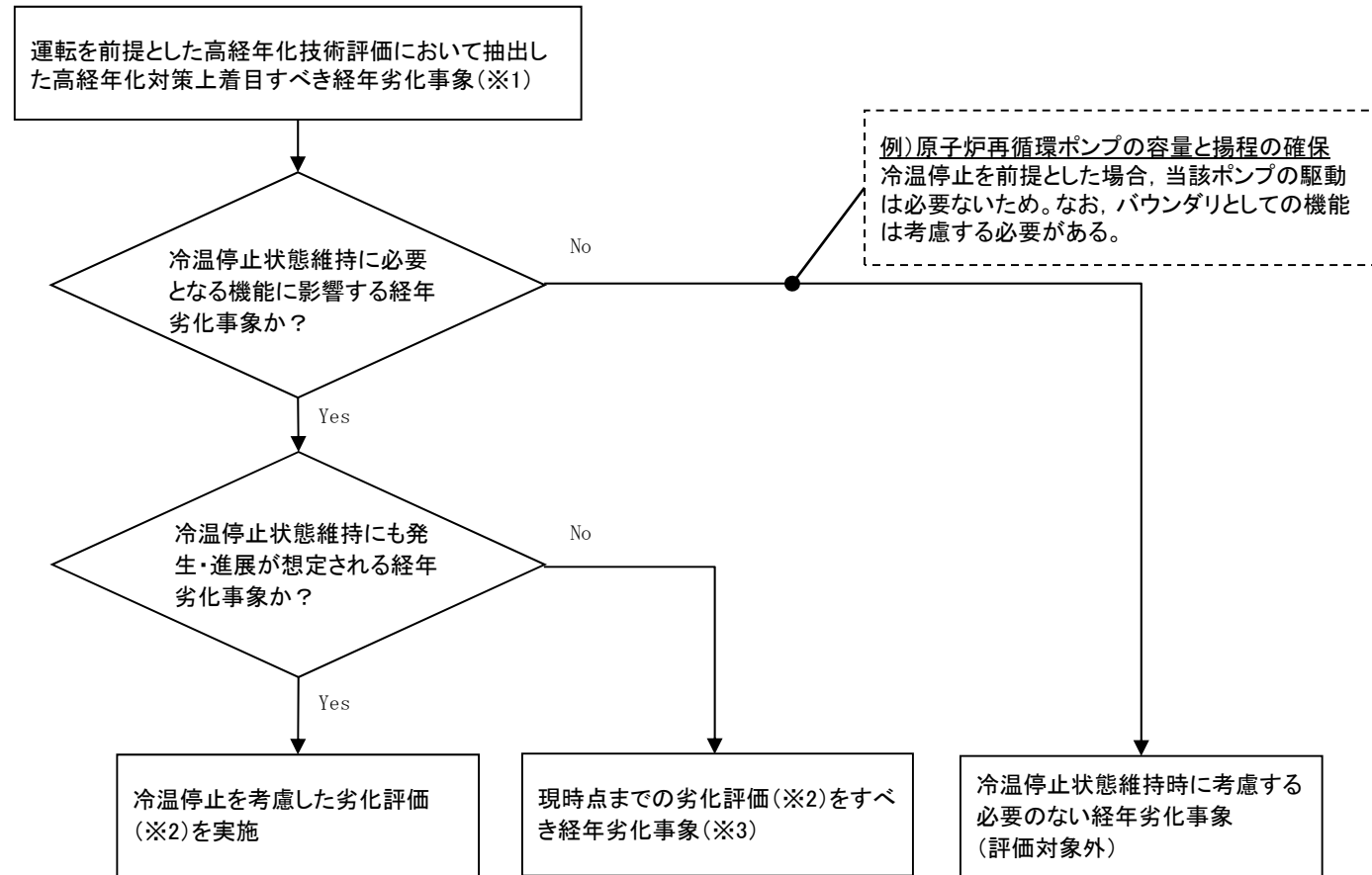
- ※1: 重要度分類指針で定義される機器(クラス1,2,3), 実用炉則で規定される浸水防護施設及び設置許可基準規則で規定される常設重大事故等対処設備。
- ※2: PS-1,2 MS-1,2
- ※3: 浸水防護施設及び常設重大事故等対処設備。
- ※4: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1,900 kPaを超える機器で原子炉格納容器外にあるもの。
- ※5: 保安規定において、「原子炉モードスイッチが燃料取替又は停止及び照射済燃料の移動に対して要求される設備」並びに「運転モードによらず要求される設備」。

冷温停止状態維持に必要な設備抽出フロー

技術評価の実施手順（冷温停止を前提とした評価 3/4）

2.冷温停止に係る高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

運転を前提とした評価において想定される経年劣化事象として抽出された事象から下記観点で抽出。



※1: 運転を前提とした高経年化技術評価において着目すべき経年劣化事象ではない事象が冷温停止維持時に着目すべき経年劣化事象になる場合はそれらも合わせて抽出する。

※2: プラント通常運転時に起き得る設計基準事故時の評価は要しない。

※3: 技術評価対象外の事象であるが、耐震安全性評価の前提条件として必要となるため、現時点までの評価を実施する。

冷温停止状態維持に係る劣化事象の抽出フロー

技術評価の実施手順（冷温停止を前提とした評価 4/4）

3. 経年劣化事象に対する技術評価

前述のフローの結果、「冷温停止状態を前提とした評価を実施する」劣化事象に対して、冷温停止状態が維持されることを仮定して、運転を前提とした評価と同様の健全性の評価を実施する。

それ以外の劣化事象に関しては、運転を前提とした場合と比較して、発生・進展が同程度か以後の発生・進展がない経年劣化事象であるため、運転を前提とした評価の知見を活用することとし、冷温停止を踏まえた評価は実施しない。

4. 耐震・耐津波安全性評価

冷温停止を前提とした耐震・耐津波安全性評価にあたっては、運転を前提とした耐震・耐津波安全性評価結果及び上述における技術評価結果を取り入れることとし、断続運転を前提とした場合と比べ運転条件や環境が厳しくなるおそれがある経年劣化事象について検討し、耐震・耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を行い、抽出された経年劣化事象毎に耐震・耐津波安全性評価を実施する。

最新知見の反映

○ 国内外の新たな運転経験及び最新知見

東海第二発電所の30年目の高経年化技術評価以降から2017年9月30日までの運転経験について事象・原因を分析し、高経年化への影響を判断して反映を実施した。なお、その期間以降においても新規に発生した又は分析が可能となった運転経験については適時分析を行い、評価書への反映を実施している。

1. 運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」「その他情報」を、海外運転経験として、NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出する。

2. 最新知見

スクリーニング対象期間中に発行された原子力規制委員会文書及び日本機械学会、日本電気協会並びに日本原子力学会の規格・基準類を検討し、劣化状況評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。

劣化状況評価で追加する項目

運転開始以降40年目に実施する劣化状況評価においては、高経年化対策実施ガイド等により、30年目で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究等技術的知見をもって検証するとともに、策定された長期保守管理方針において意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これらの結果を適切に反映することとしており、以下の3項目を追加評価項目としている。

1. 経年劣化傾向の評価

40年目の評価は30年目の評価から大きく予測が変わるものではないことを確認した。

2. 保全実績の評価

現状保全の継続による健全性維持の観点から課題はないことを確認した。

3. 長期保守管理方針の有効性評価

長期保守管理方針は有効であり、必要に応じて現状保全に反映されていると評価した。

今後の取組み

今回実施した劣化状況評価は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後以下に示すような運転経験や最新知見等を踏まえ、見直しを実施していく。

- ・材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・関係法令の制定及び改廃
- ・原子力規制委員会からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃
- ・発電用原子炉の運転期間の変更
- ・発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・発電用原子炉の設備利用率(実績)から算出した原子炉圧力容器の中性子照射量
- ・点検・補修・取替の実績

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安全性・信頼性のより一層の向上に取り組んでいく所存である。