

高浜発電所3,4号炉 運転期間延長認可申請の概要

2023年6月1日
関西電力株式会社

○運転期間延長認可申請について	・・・ 2
○特別点検結果	・・・ 4
○劣化状況評価	・・・ 11
○施設管理方針	・・・ 45

運転期間延長認可申請について

運転期間延長認可申請

高浜発電所 3,4号炉（炉型：加圧水型軽水炉、電気出力：約870MW）

- 営業運転開始 : 3号炉は1985年1月17日、4号炉は1985年6月5日
- 運転できる期間 : 3号炉は2025年1月16日、4号炉は2025年6月4日

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

（3号炉：2045年1月16日，4号炉：2045年6月4日まで）

- | | | |
|--------|------------|-----------|
| 添付書類 一 | 高浜発電所3,4号炉 | 特別点検結果報告書 |
| 添付書類 二 | 高浜発電所3,4号炉 | 劣化状況評価書 |
| 添付書類 三 | 高浜発電所3,4号炉 | 施設管理方針書 |

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、運転等に関する規則第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 | 高浜発電所3,4号炉 | 長期施設管理方針（延長申請書添付書類三と同じ内容） |
| 添付書類 | 高浜発電所3,4号炉 | 高経年化技術評価書（延長申請書添付書類二と同じ内容） |

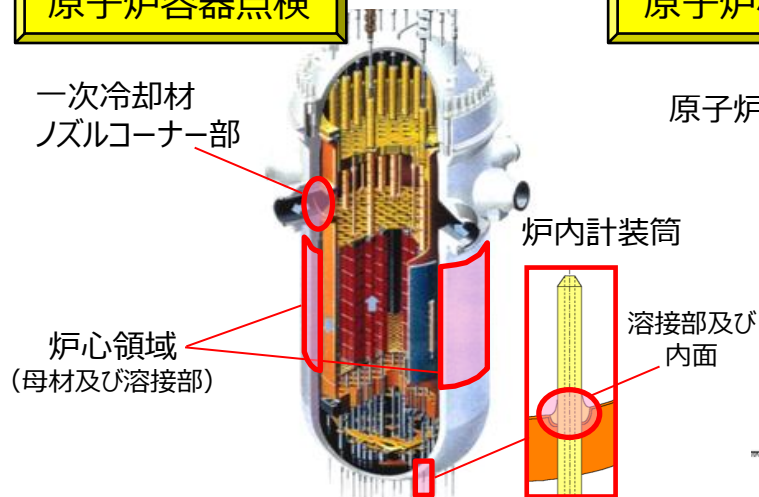
特別点検結果

特別点検の概要

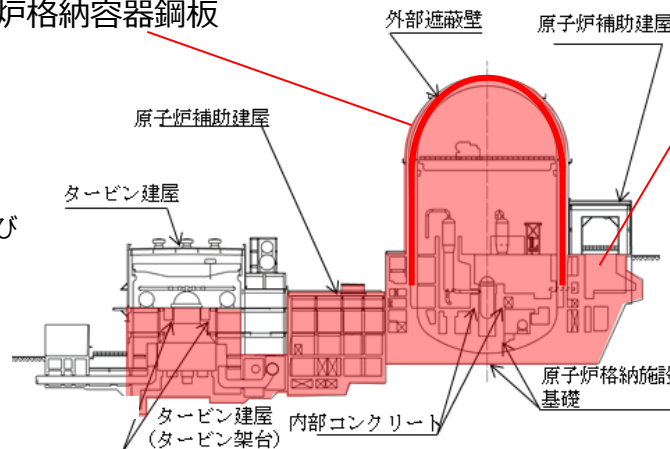
○特別点検の内容

対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部(炉心領域100%)	超音波探傷試験※ ¹ による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズルコーナー部	渦流探傷試験※ ² による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒(全数)	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプル(試料)による強度等の確認

原子炉容器点検



原子炉格納容器点検



コンクリート構造物点検

原子炉格納施設
原子炉補助建屋 等

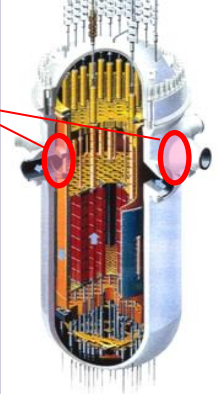
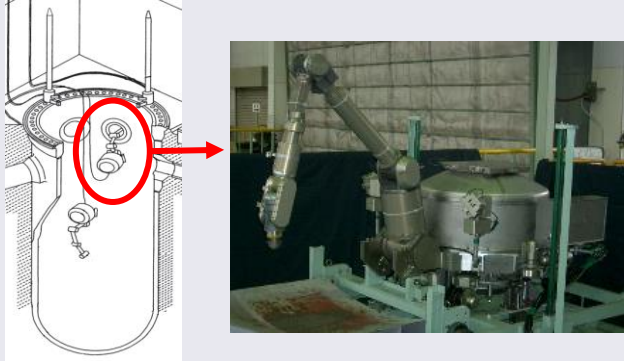
※1: 超音波の反射によって欠陥の有無を確認

※2: 材料に渦電流を発生させ、その電流の変化によって表面欠陥の有無を確認

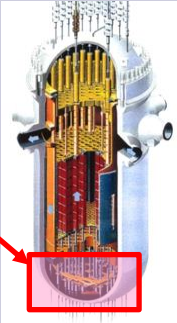
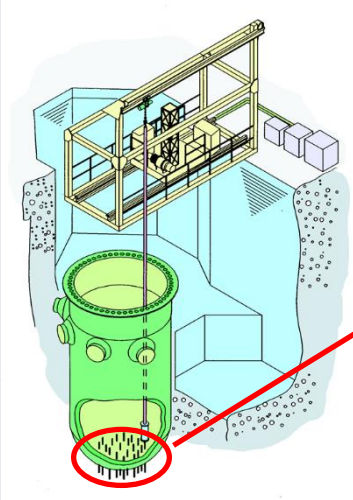
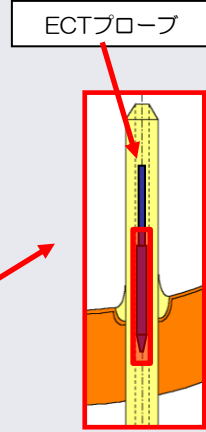
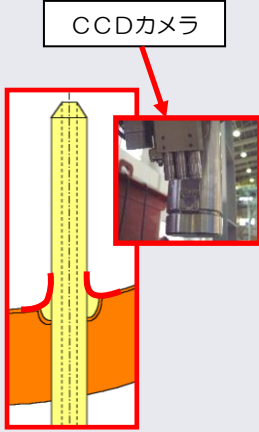
原子炉容器の特別点検結果

<p>点検部位</p>	<p>母材及び溶接部 (炉心領域の100%)</p>	 <p>炉心領域 (母材及び溶接部)</p>
<p>着目する劣化事象</p>	<p>中性子照射脆化</p>	
<p>点検手法</p>	<p>超音波探傷試験(UT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>クラス1 供用期間中検査において原子炉容器溶接部の非破壊検査で使用している検査装置を用いて、原子炉容器の母材及び溶接部の欠陥の有無を確認するために、超音波探傷試験を実施。</p>	
<p>実施期間 ()内はデータ採取日</p>	<p>3号炉:2022.9.26 ~ 2022.9.30(2020.9.17 ~ 2021.1.7) 4号炉:2022.10.11 ~ 2022.10.17(2022.8.13 ~ 2022.10.7)</p>	
<p>点検結果</p>	<p>有意な欠陥は認められなかった。</p>	

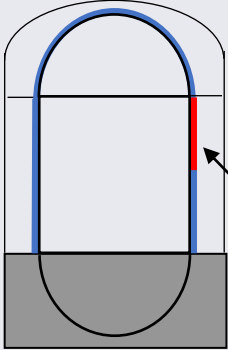
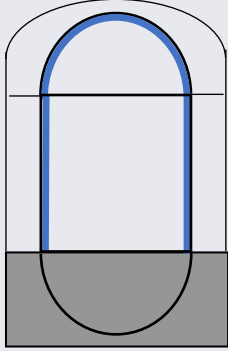
原子炉容器の特別点検結果

<p>点検部位</p>	<p>一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)</p>	<p>一次冷却材 ノズルコーナー部</p> 
<p>着目する劣化事象</p>	<p>疲労</p>	
<p>点検手法</p>	<p>渦流探傷試験(ECT)</p>	
<p>点検方法</p>	<p>クラス1 供用期間中検査において原子炉容器溶接部の非破壊検査で使用している検査装置を用いて、一次冷却材ノズルコーナー部のクラッドの状態(欠陥の有無)を確認するために渦流探傷試験を実施。</p>	
<p>実施期間 ()内はデータ採取日</p>	<p>3号炉:2022.9.26 ~ 2022.9.30(2020.10.7 ~ 2021.1.7) 4号炉:2022.10.11 ~ 2022.10.17(2022.8.23 ~ 2022.10.7)</p>	
<p>点検結果</p>	<p>有意な欠陥は認められなかった。</p>	



原子炉容器の特別点検結果

点検部位	炉内計装筒 (BMI) (全数)	 <p>炉内計装筒</p>	
着目する劣化事象	応力腐食割れ (SCC)		
点検手法	溶接部: 目視試験 (MVT-1) 管内面: 渦流探傷試験 (ECT)		
点検方法	<p>燃料取換クレーンにより装置を吊り下げて、炉内計装筒の欠陥の有無を確認するために、溶接部については目視試験を、管内面については渦流探傷試験を実施。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>(1プラント当り 50本)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>ECTプローブ</p>  <p>管内面ECT検査</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>CCDカメラ</p>  <p>溶接部VT検査</p> </div> </div>		
実施期間 ()内はデータ採取日	3号炉: 2022.9.26 ~ 2022.9.30 (2020.9.3 ~ 2020.10.15) 4号炉: 2022.10.11 ~ 2022.10.17 (2022.7.22 ~ 2022.8.24)		
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

<p>点検部位</p>	<p>原子炉格納容器鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)</p>
<p>着目する劣化事象</p>	<p>腐食</p>
<p>点検手法</p>	<p>目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認</p>
<p>点検方法</p>	<p>接近性を考慮し、直接目視もしくは遠隔目視により点検</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>外面</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>内面</p> </div> </div> <p style="text-align: center;"> — 直接目視 — 遠隔目視 </p> <p style="text-align: center;"> 点検装置による遠隔目視 (4号炉の一部のみ) </p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>(半球部外面)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・歩廊から直接目視 <p>(円筒部外面)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・歩廊や仮設足場から直接目視 ・点検装置による遠隔目視(4号炉のみ) </div> <div style="width: 45%;"> <p>(半球部内面)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ポーラクレーン上の仮設足場等から直接目視 <p>(円筒部内面)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮設足場や搭乗設備から直接目視 ・各フロアの床面から直接目視 </div> </div>
<p>実施期間 ()内はデータ採取日</p>	<p>3号炉:2022.9.26 ~ 2022.9.30(2020.2.10~2020.9.30) 4号炉:2022.10.3 ~ 2022.10.7(2020.10.12~2021.2.3)</p>
<p>点検結果</p>	<p>原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食は認められなかった。</p>

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					
点検手法	採取したコアサンプル※による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認 ※:対象の部位の中で点検項目に照らして使用材料及び使用環境条件が最も厳しくなる場所から採取している。					
点検方法	点検部位	外部遮蔽壁、内部コンクリート、基礎マット 他				
	点検項目	強度	遮蔽能力	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応
	点検方法の概要	コアサンプルに圧縮力を加えて破壊した時の力(圧縮強度)を確認	コンクリートの重さ(保守的に乾燥させた重さ)を確認	コンクリートがアルカリ性を保っているかを確認	コンクリート中の塩分の量を確認	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
						
		強度の点検事例		中性化の点検事例		
実施期間 ()内はデータ採取日	3号炉:2022.10.20(2021.11.18~2022.10.15) 4号炉:2022.10.20(2021.11.16~2022.10.15)					
点検結果	点検の結果、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。					

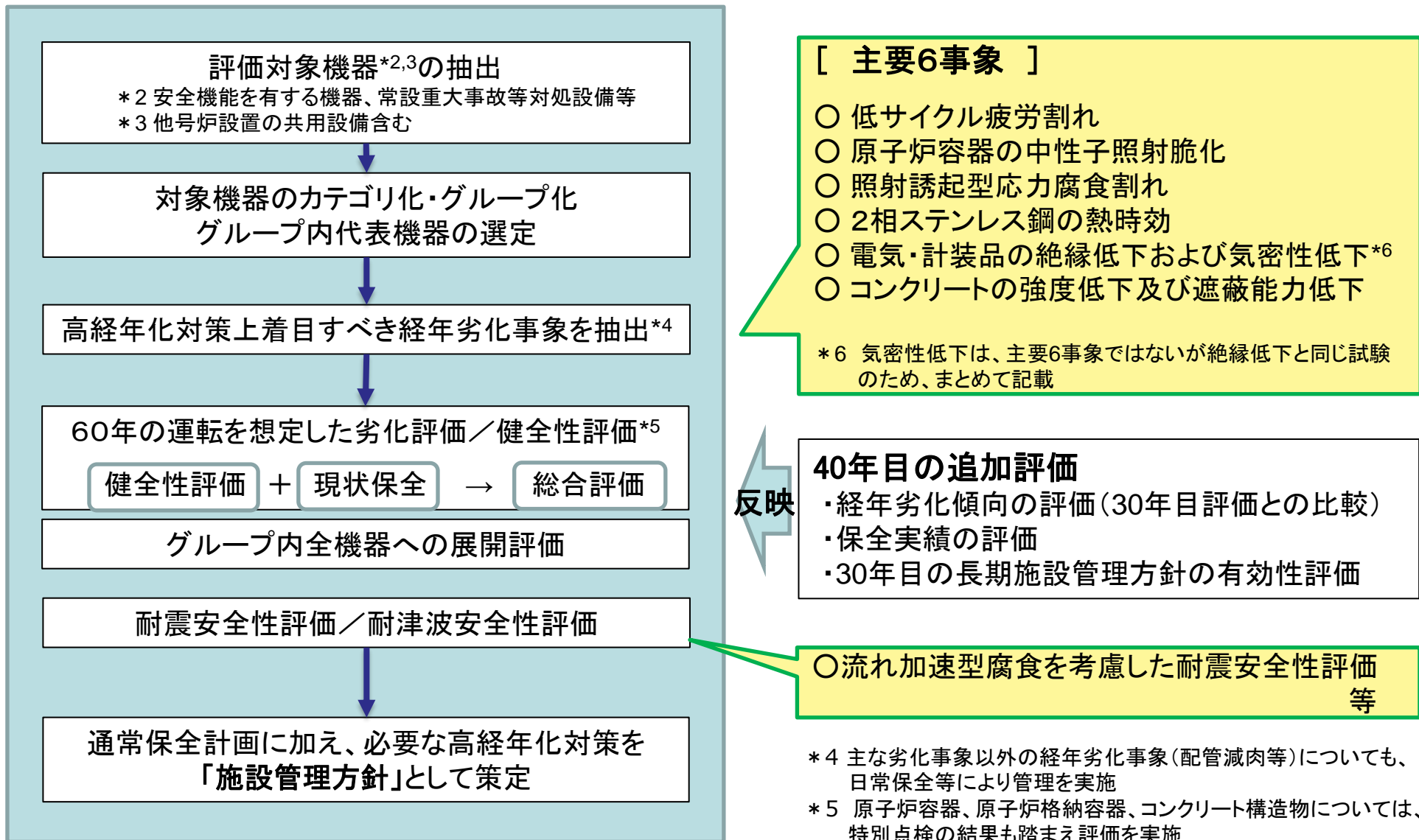
劣化状況評価

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、運転等に関する規則」第113条*1等に基づき、以下の流れで実施。

* 1 高経年化技術評価は、同規則第82条に基づく。

劣化状況評価の流れ



- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 電気・計装品の絶縁低下および気密性低下*
- 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
- ⑨ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

* 気密性低下は、主要6事象ではないが絶縁低下と同じ試験のため、絶縁低下の結果にまとめて記載する。

① 低サイクル疲労

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器、 1次冷却材ポンプ 等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実績過渡回数から、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）。

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。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦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。

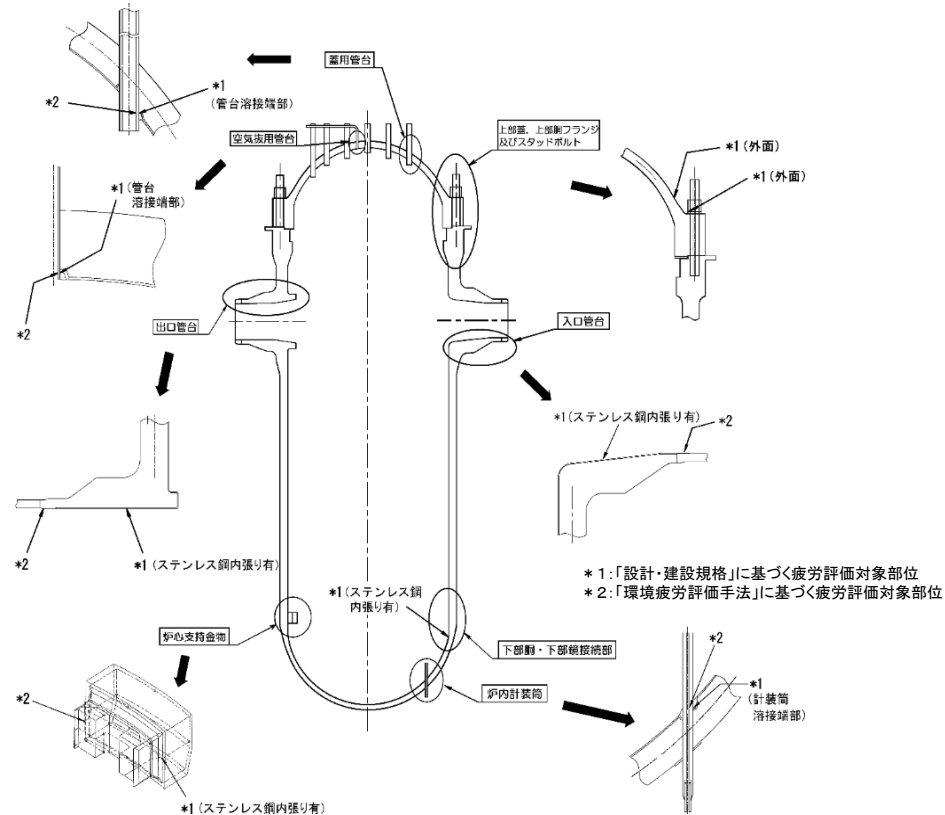
総合評価

疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の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、実績過渡回数に基づく評価を継続的に実施していく。

施設管理方針



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

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	0.045	0.001*3
蓋用管台	0.110	0.001*3
空気抜用管台	0.013	0.001*3
炉内計装筒	0.116	0.002*3
上部蓋および上部胴フランジ	0.008	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	—*4
炉心支持金物	0.006	0.001*3
スタッドボルト	0.363	—*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 中性子照射脆化(その1)

○評価対象機器:原子炉容器

- ・炉心領域部に含まれる範囲は下部胴 (母材、溶接金属、熱影響部)
- ・運転開始後60年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17}n/cm^2$ ($E>1MeV$) を超える範囲に構造不連続部 (ノズルコーナー部等) は含まれない

健全性評価

○監視試験の結果、関連温度の実測値は、日本電気協会規格(JEAC4201-2007/2013追補版)の国内脆化予測法に基づく予測の範囲内であり、特異な傾向は認められない。

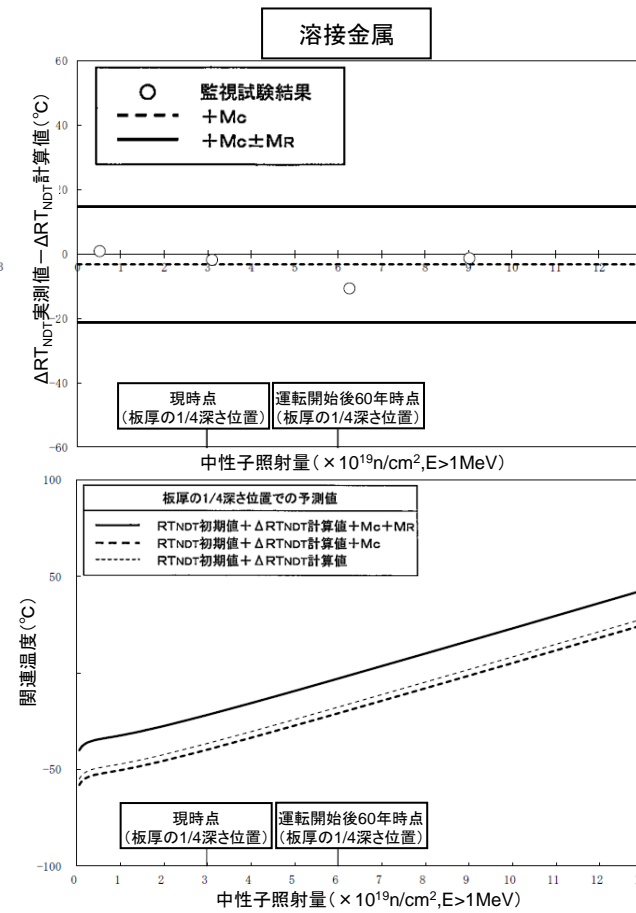
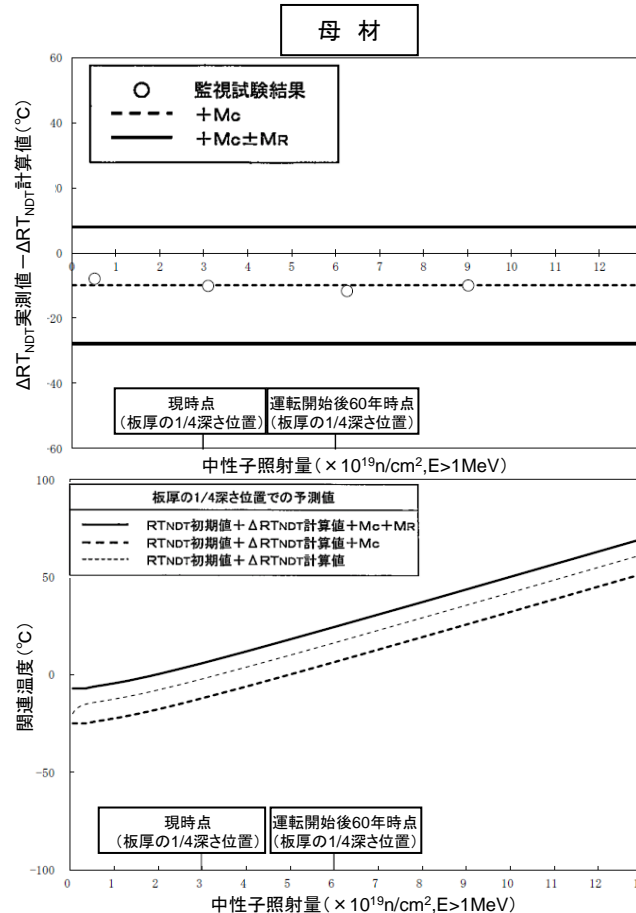
関連温度に係る監視試験結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [$E>1MeV$]	Tr30 (°C)※1		
		母材	溶接金属	熱影響部
初期	0	-39	-50	-114
第1回	0.5	-34	-36	-99
第2回	3.1	-24	-26	-81
第3回	6.3	-7	-16	-57
第4回	9.0	12	11	-7
第5回※2	14.7	34	26	9

※1 シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。
 ※2 第5回監視試験については中性子照射量がJEAC4201の国内脆化予測法の適用範囲を超えるため、適用範囲までの予測結果の傾向と第5回監視試験結果を比較した結果、特異な脆化は生じていないと考えている。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.23	0.007	0.57	0.03	1.39	0.18
溶接金属	0.31	0.008	0.88	0.02	1.25	0.077



原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測と監視試験結果の関係
 原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度と上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [$E>1MeV$]	関連温度*2(°C)			上部棚吸収エネルギー*2(J)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
2021年 3月時点	2.98	6	-21	20	195	174	198
運転開始後 60年時点	5.99	25	-2	38	191	169	194

*1:内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量
 *2:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

② 中性子照射脆化(その2)

健全性評価(続き)

- 60年運転時点での上部棚吸収エネルギーの予測値は、日本電気協会(JEAC4206-2007)で要求している68J以上を満足している。
- 原子炉容器の内面に保守的に大きな亀裂(深さ10mm)を仮定した状態で加圧熱衝撃事象(大破断LOCA等)の発生を想定したとしても、60年運転時点における破壊に対する抵抗力(K_{Ic})が破壊力(K_I)を常に上回り、不安定破壊しないことを確認した。

現状保全

- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施している。
- 定期的に超音波探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉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

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。

高経年化への対応

- 今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。*



施設管理方針

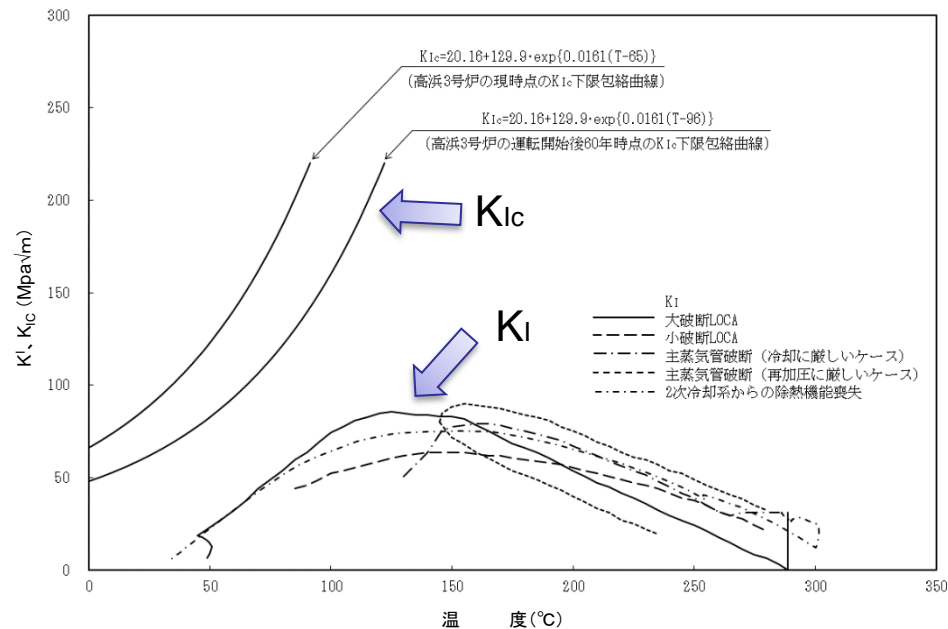
*原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは“運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を長期施設管理方針として定めることが規定されている。

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

	方向	初期値	2021年3月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	213	195	191
溶接金属	溶接線に直角方向	184	174	169

*1:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

*2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直

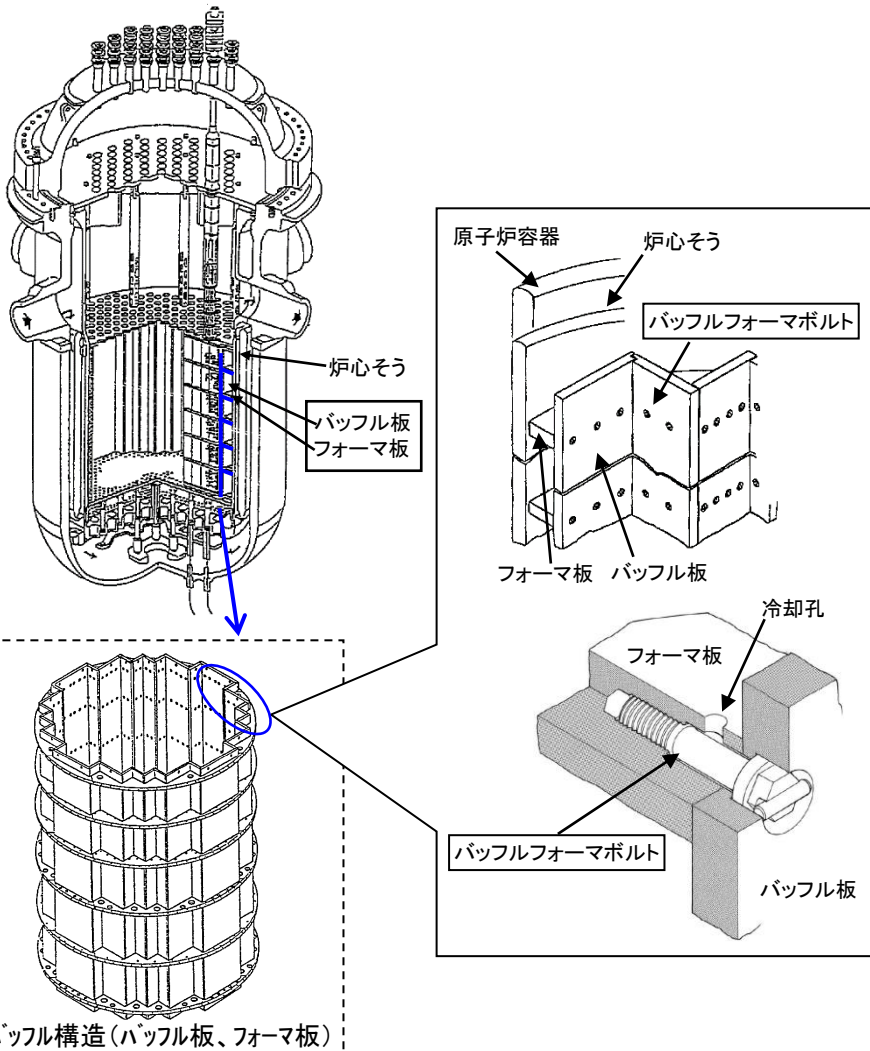


原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

③ 照射誘起型応力腐食割れ

○ 評価対象機器: 炉内構造物(炉心バツフル、炉心そう、バツフルフォーマボルト 等)

【評価例】: バツフルフォーマボルト



バツフルフォーマボルト構造図

健全性評価

バツフルフォーマボルトについては、原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数(全体の20%)以下であり、安全に関わる機能を維持できる。

現状保全

- バツ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、異常(ボルトのゆるみ、脱落等)がないことを確認している。

総合評価

バツフルフォーマボルトの損傷が炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

高経年化への対応

バツフルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。

④ 2相ステンレス鋼の熱時効

○評価対象機器: 1次冷却材管、 1次冷却材ポンプケーシング等

【評価例】: 1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労亀裂進展長さを考慮した評価用亀裂を想定しても、材料の亀裂進展抵抗(Jmat)と亀裂進展力(Japp)の交点においてJmatの傾きがJapp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く、健全性評価上問題とならない。

現状保全

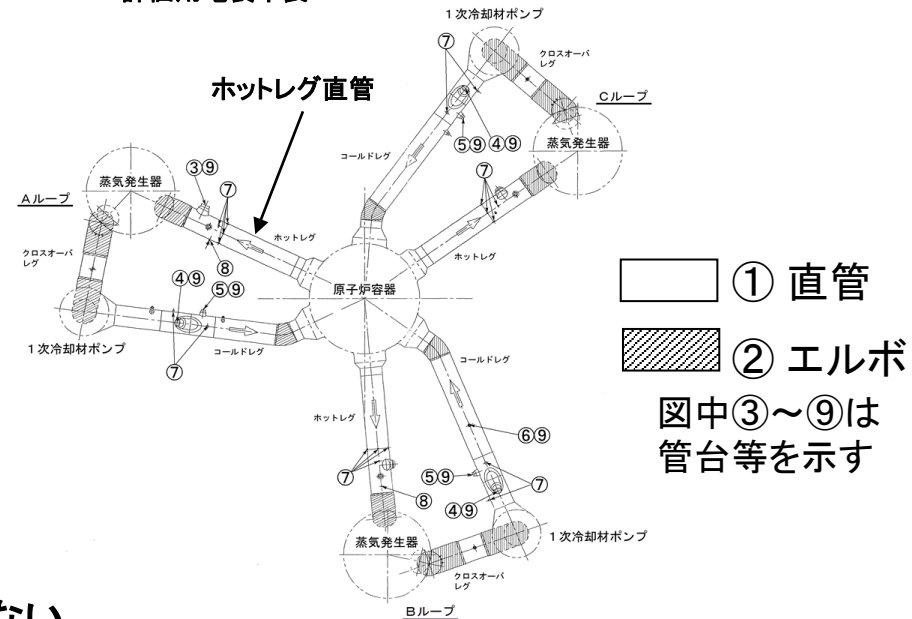
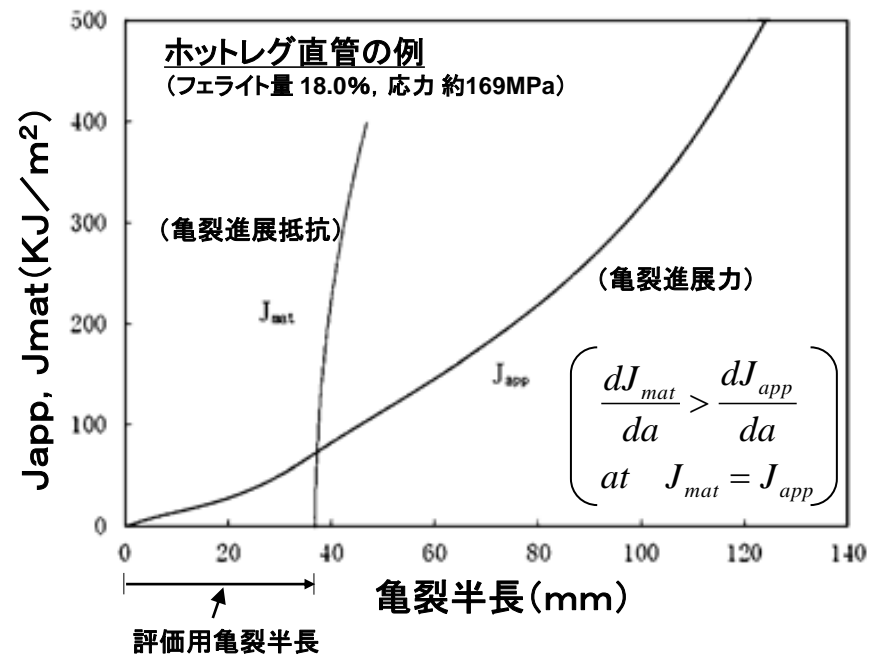
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。

総合評価

1次冷却材管の熱時効が問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

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。

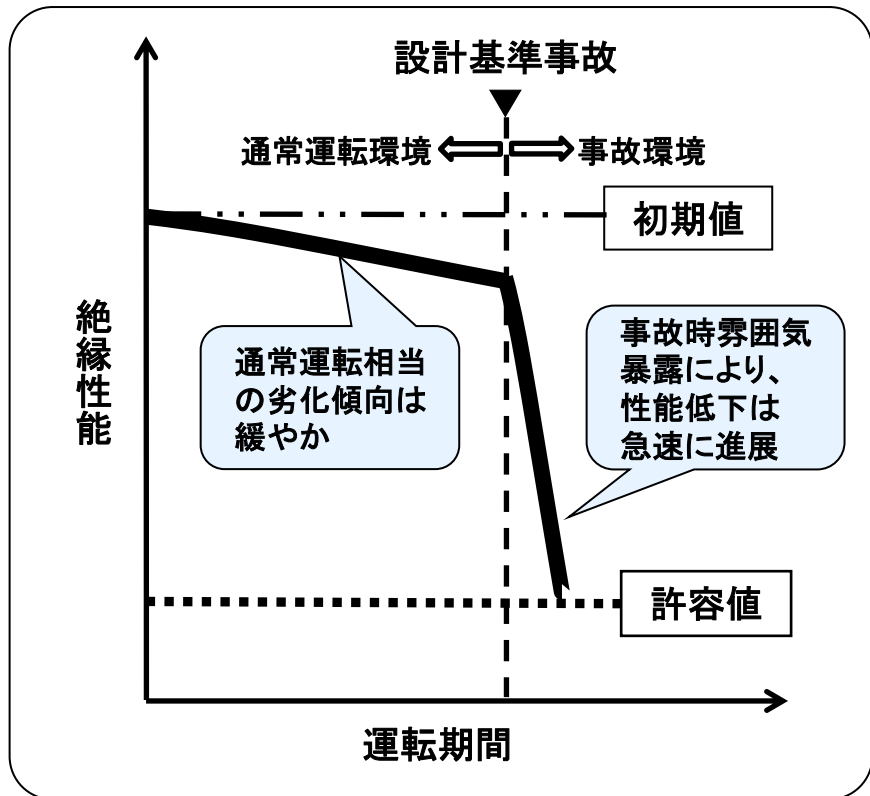


1次冷却材管概要図

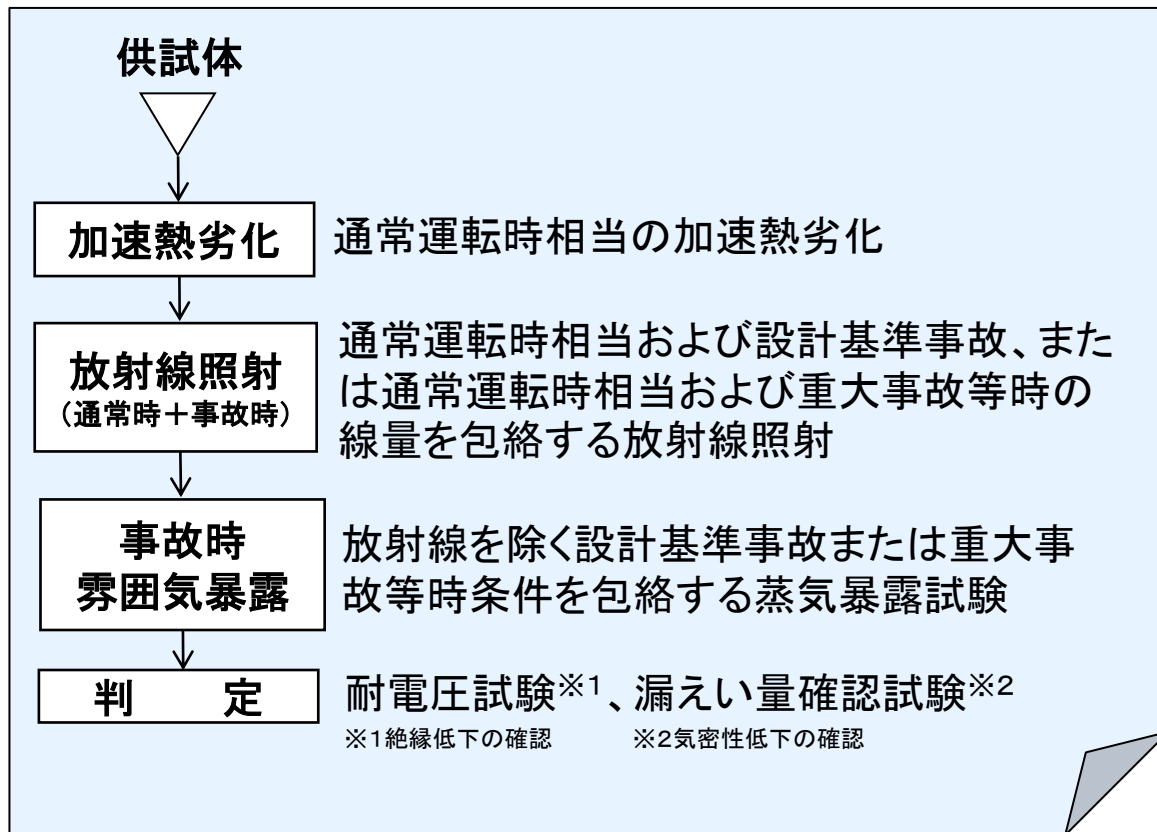
⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 評価対象機器: 電気ペネトレーション、ケーブル等

【評価例(手順)】: 電気ペネトレーション(LV型)



絶縁低下のイメージ図



長期健全性試験手順

事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーション(LV型)は、60年間の通常運転環境とその後の事故時雰囲気内での経年劣化を模擬した長期健全性試験にて、絶縁低下および原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(以下、「気密性低下」という)についての健全性評価を行なっている。

⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その2)

【評価例(結果)】: 電気ペネトレーション(LV型)

長期健全性試験条件

健全性評価

IEEE Std.317-2013に準拠した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年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能ならびに原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性を維持できる。

現状保全

絶縁低下に対しては定期的に系統機器の動作確認またはケーブルを含めた絶縁抵抗測定を行い、機器の健全性を確認している。

気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入しているN₂ガスの圧力確認を行い、機器の健全性を確認している。

総合評価

劣化部位の経年劣化による絶縁低下または気密性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対策の観点から追加すべきものはない。

	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、設計基準事故時・重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化: 110°C-218日間*1 熱サイクル: 71~107°C-20日間	40°C*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当:0.106kGy*3 設計基準事故時線量:675kGy 重大事故等時線量:500kGy
事故時雰囲気暴露	最高温度:190°C 最高圧力: 0.45MPa[gage] 試験時間:7日間	設計基準事故時:約125°C(最高温度) :約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時:約138°C(最高温度) :約0.35MPa[gage](最高圧力)

- *1:熱サイクル試験による劣化(71~107°C-20日間)に、使用条件40°C-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化(110°C-218日間)を加えた。
- *2:電気ペネトレーションの周囲温度(約38°C)に若干の余裕を加えた温度
- *3:原子炉格納容器内電気ペネトレーション近傍で最も放射線レベルが高い区域の空間線量率は0.2mGy/hであり、この値より60年間の平常時の集積線量を評価すると、 $0.2[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.106kGy$ となる。

長期健全性試験結果

項目	試験条件		判定
耐電圧試験	課電電圧: C-1S間 1,500V/1分間 1S-2S間 500V/1分間		良
項目	試験前*4	試験後*5	判定基準
漏えい量確認試験	6.9×10^{-5} cm ³ /sec以下	6.7×10^{-4} cm ³ /sec	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下

- *4: 加速熱劣化前
- *5: 事故時雰囲気暴露後

⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その3)

【評価例(結果)】: 低圧ケーブル(難燃PHケーブル)
(絶縁低下)

健全性評価

電気学会推奨案等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年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に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、また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

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対策の観点から追加すべきものはない。

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、設計基準事故時または重大事故等時の環境条件
通常運転時相当	温度	140℃－9日	111℃－9日 (=56℃※1－60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	231kGy※2
事故時蒸気暴露試験	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	設計基準事故時:675kGy 重大事故等時 :500kGy
	温度	190℃ (最高温度)	設計基準事故時: 約125℃(最高温度) 重大事故等時: 約138℃(最高温度)
	圧力	0.41MPa [gage] (最高圧力)	設計基準事故時: 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時: 約0.35MPa[gage](最高圧力)

※1 設計基準事故または重大事故等を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

※2 $0.4375[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25)[\text{h/y}] \times 60[\text{y}] = 231\text{kGy}$

長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径:11.5mm マンドレル径:400mm 絶縁厚さ:0.8mm 課電電圧:2.6kV/5分間	良

⑥ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価し、要求値を満足していることを確認している。

1. コンクリートの強度低下 【評価例】：中性化

・特別点検による中性化深さの測定結果①を踏まえて、中性化深さを推定する速度式を用いて推定した運転開始後60年経過時点の中性化深さ②は、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ③を下回っている。

コンクリートの中性化深さの評価結果

	中性化深さ(cm)		③鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm)
	①測定値 調査時点	②推定値の 最大値 運転開始後 60年経過時点	
原子炉補助建屋 (基礎マット)	2.4	3.1	6.0
原子炉補助建屋 (内壁及び床)	0.3	4.0	6.0
取水構造物 (気中帯)	0.5	0.7	8.5
原子炉補助建屋(1・2号炉) (基礎マット)	3.5	5.8	10.0
取水構造物(1・2号炉) (気中帯)	0.4	3.0	8.5

2. コンクリートの遮蔽能力低下 【評価例】：熱

・温度分布解析の結果、最高温度は約56°Cで温度制限値(中性子遮蔽88°C、ガンマ線遮蔽177°C)を下回っている。また、特別点検において、より保守的に乾燥単位容積質量を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を担保する値を上回っている。

現状保全

- 定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を実施し、強度に支障をきたす有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。
- コンクリートの強度については、非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

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。

⑦-1 耐震安全性評価(概要一覧)

耐震安全性評価

○技術評価で想定された経年劣化事象のうち、「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない事象」かつ「振動応答特性上又は構造・強度上『軽微もしくは無視』できない事象」を抽出し、保守的に劣化状態を想定した上で運転開始後60年間を評価期間として耐震安全性評価*を実施した。

○耐震安全性評価の概要を以下に例示する。なお、これら以外にも腐食（空調設備等）や高サイクル熱疲労（余熱除去系統配管）などを抽出し、耐震安全性評価を実施している。

*耐震Sクラス設備の評価用地震動は「実用発電用原子炉およびその付属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)」に基づき策定。

経年劣化事象(例)	評価結果(例)の概要
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計が1を上回らないことを確認した。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	評価用亀裂に対し、加圧熱衝撃事象に地震を考慮した応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認した。
熱時効 (1次冷却材管等)	評価用亀裂に対し、当該部位における地震時の亀裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗を上回らないことを確認した。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管、重機器支持構造物等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認した。
	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、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した。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上回らないことを確認した。

○耐震安全性評価を実施した結果、いずれも問題ないことを確認した。

高経年化への対応

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。

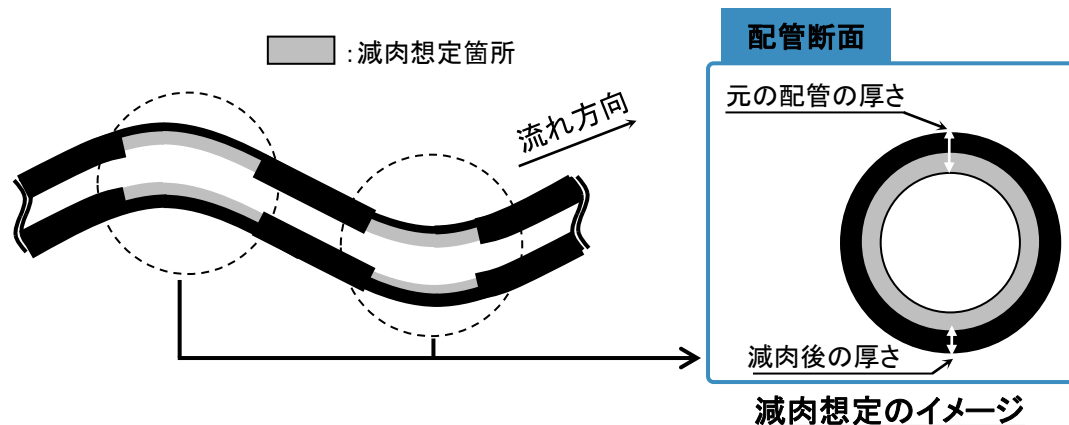
⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

【評価例】：流れ加速型腐食

耐震安全性評価

配管減肉の起こり得る、エルボ部、レジューサ部、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に必要最小肉厚*まで減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上まわらないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上まわらないことを確認した。

* 評価期間として運転開始後60年間で想定した上で、現場の管理基準よりも更に厳しい減肉状態を評価条件として想定。



高経年化への対応

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。

※社内規定である「2次系配管肉厚の管理指針」に基づき超音波を用いた肉厚測定を実施し、減肉の管理を行っている。

耐震重要度Cクラス配管の評価結果

評価対象	応力比 (発生応力/許容応力)
第6抽気系統配管	0.42
第4抽気系統配管	0.47
第3抽気系統配管	0.66
低温再熱蒸気系統配管	0.35
グラウンド蒸気系統配管	0.91
補助蒸気系統配管	0.78
復水系統配管	0.42
ドレン系統配管	0.93

耐震重要度Sクラス配管の評価結果

評価対象	応力比(発生応力/許容応力) ^{※1}		疲労累積 ^{※2} 係数
	一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	0.68	1.06	0.310
主給水系統配管	0.61	0.81	— ^{※2}
蒸気発生器フローダウン 系統配管	0.30	1.18	0.919

※1: SsおよびSd地震力のうち、Ss地震力による評価結果を例示。なお、Sd地震力による評価においても許容値を満足していることを確認している。

※2: 一次+二次の発生応力が許容応力を下回っているため、疲労累積係数は評価不要

⑧ 耐津波安全性評価

評価対象構造物

下記の機器・構造物

機種分類	設備		浸水防護施設の区分	評価対象
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	防潮ゲート(道路部、水路部)	津波防護施設	○
		放水口側防潮堤(防潮扉含む)	津波防護施設	○
	鉄骨構造物	防潮ゲート(水路部)	津波防護施設	○
		放水口側防潮堤(防潮扉含む)	津波防護施設	○
		屋外排水路逆流防止設備	津波防護施設	○
		取水構造物(浸水防止蓋)	浸水防止設備	○
	放水ピット止水板	津波防護施設	○	
計測制御設 備	プロセス計測 制御設備	潮位計	津波防護施設	—※
		潮位計	津波監視設備	○
	制御設備	衛星電話	津波防護施設	—※
		津波監視カメラ	津波監視設備	—※

※：津波監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。また、衛星電話および潮位計(津波防護施設)は、波力及び漂流物の影響を受けない位置に設置するため、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

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。

⑨ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

冷温停止時に厳しくなる劣化事象とその評価内容

(ステップ1) 断続的運転を前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象で、冷温停止状態の維持を前提とした場合において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象となる事象はないことを確認。

(ステップ2) 断続的運転を前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象で、冷温停止状態の維持を前提とした場合に発生・進展がより厳しくなる経年劣化事象を抽出し、冷温停止を踏まえた再評価を実施。



抽出された経年劣化事象の再評価結果(下記1件のみ)

○余熱除去ポンプモータの固定子コイルおよび口出線・接続部品の絶縁低下(高経年化対策上着目すべき経年劣化事象)

断続的運転を前提とした場合と比べ年間の運転時間が長くなるが、機器の運転年数に基づき絶縁診断の周期を短縮することとしているため、冷温停止維持状態を前提とした点検手法としても適切である。したがって、定期的に絶縁診断を実施していくとともに、機器の運転年数と絶縁診断に基づいた取替を実施していくことで、健全性を維持可能。

⇒[高経年化への対応] 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。

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 電気・計装品の絶縁低下および気密性低下*
- 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
- ⑨ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

* 気密性低下は、主要6事象ではないが絶縁低下と同じ試験のため、絶縁低下の結果にまとめて記載する。

① 低サイクル疲労

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器、 1次冷却材ポンプ 等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実績過渡回数から、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）。

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。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦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。

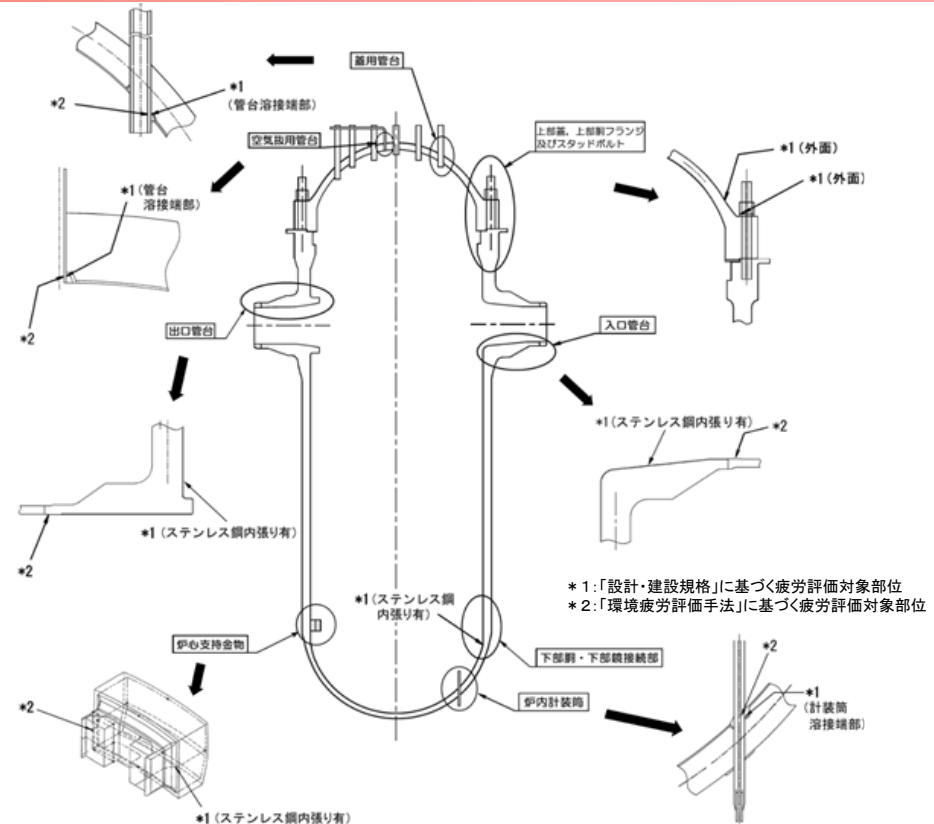
総合評価

疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の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、実績過渡回数に基づく評価を継続的に実施していく。

➡ 施設管理方針



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

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	0.039	0.001*3
冷却材出口管台	0.043	0.001*3
蓋用管台	0.122	0.001*3
空気抜用管台	0.014	0.002*3
炉内計装筒	0.120	0.002*3
上部蓋および上部胴フランジ	0.008	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	—*4
炉心支持金物	0.006	0.001*3
スタッドボルト	0.372	—*4

*3: 炉水環境にある箇所に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 中性子照射脆化(その1)

○評価対象機器:原子炉容器

- ・炉心領域部に含まれる範囲は下部胴(母材、溶接金属、熱影響部)
- ・運転開始後60年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ を超える範囲に構造不連続部(ノズルコーナー部等)は含まれない

健全性評価

○監視試験の結果、関連温度の実測値は、日本電気協会規格(JEAC4201-2007/2013追補版)の国内脆化予測法に基づく予測の範囲内であり、特異な傾向は認められない。

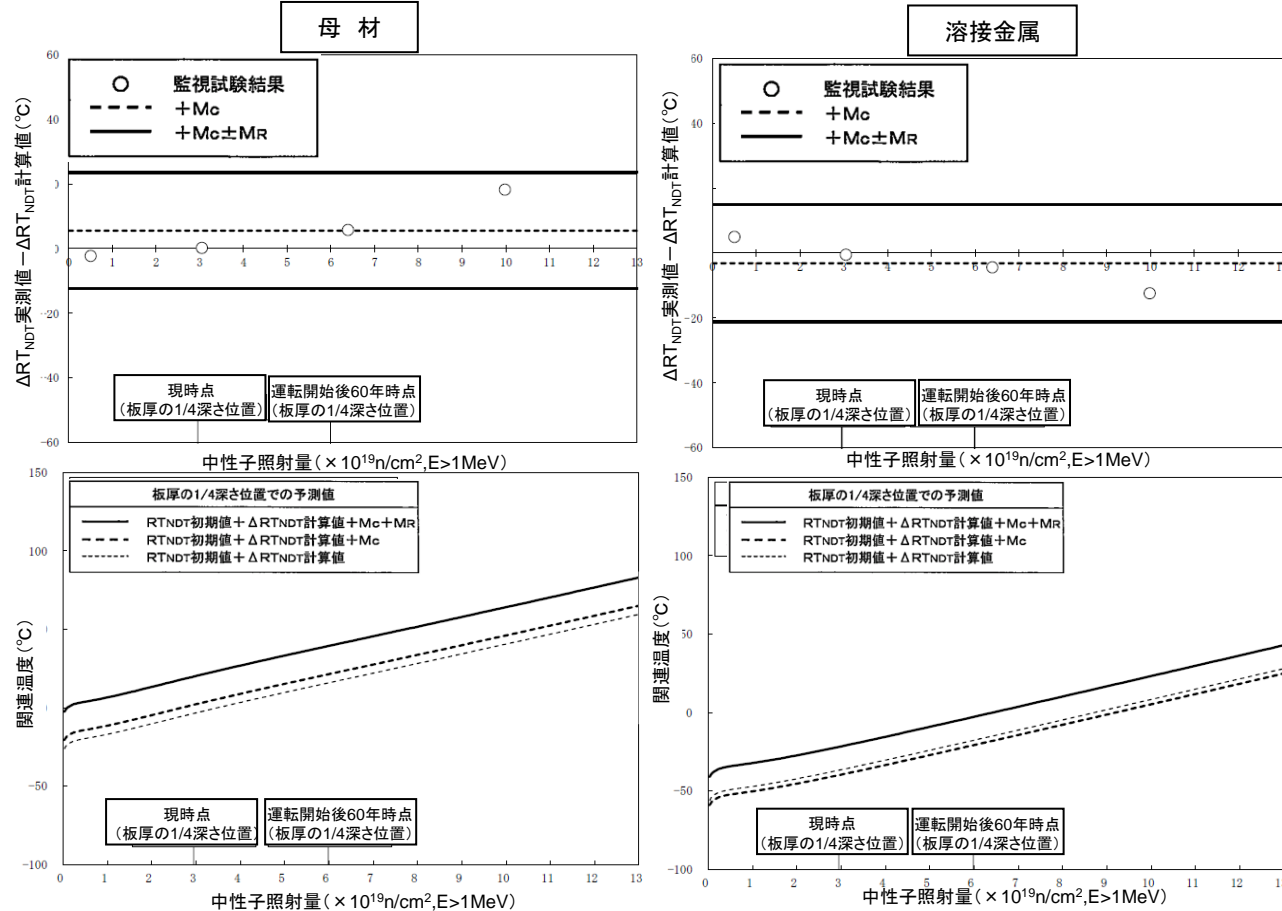
関連温度に係る監視試験結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	Tr30 (°C)※1		
		母材	溶接金属	熱影響部
初期	0	-48	-53	-96
第1回	0.5	-38	-35	-95
第2回	3.1	-21	-28	-87
第3回	6.4	6	-12	-51
第4回	10.0	41	3	-19
第5回※2	14.0	66	28	5

※1 シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。
 ※2 第5回監視試験については中性子照射量がJEAC4201の国内脆化予測法の適用範囲を超えるため、適用範囲までの予測結果の傾向と第5回監視試験結果を比較した結果、特異な脆化は生じていないと考えている。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.26	0.005	0.58	0.050	1.37	0.21
溶接金属	0.29	0.007	0.86	0.014	1.22	0.065



原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測と監視試験結果の関係
 原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度と上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	関連温度*2(°C)			上部棚吸収エネルギー*2(J)		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
2021年 3月時点	2.95	20	-21	3	182	215	228
運転開始後 60年時点	5.99	40	-2	23	179	209	224

*1:内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量
 *2:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

② 中性子照射脆化(その2)

健全性評価(続き)

- 60年運転時点での上部棚吸収エネルギーの予測値は、日本電気協会(JEAC4206-2007)で要求している68J以上を満足している。
- 原子炉容器の内面に保守的に大きな亀裂(深さ10mm)を仮定した状態で加圧熱衝撃事象(大破断LOCA等)の発生を想定したとしても、60年運転時点における破壊に対する抵抗力(K_{Ic})が破壊力(K_I)を常に上回り、不安定破壊しないことを確認した。

現状保全

- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施している。
- 定期的に超音波探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉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

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。

高経年化への対応

- 今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。*



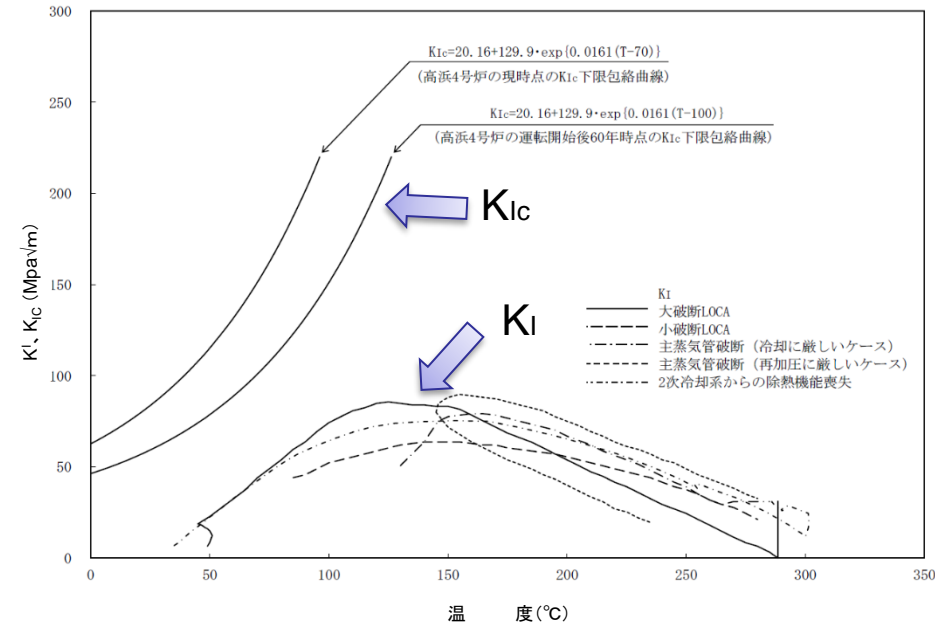
施設管理方針

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

	方向	初期値	2021年3月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	190	182	179
溶接金属	溶接線に直角方向	226	215	209

*1:内表面から板厚の1/4深さでの予測値

*2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直



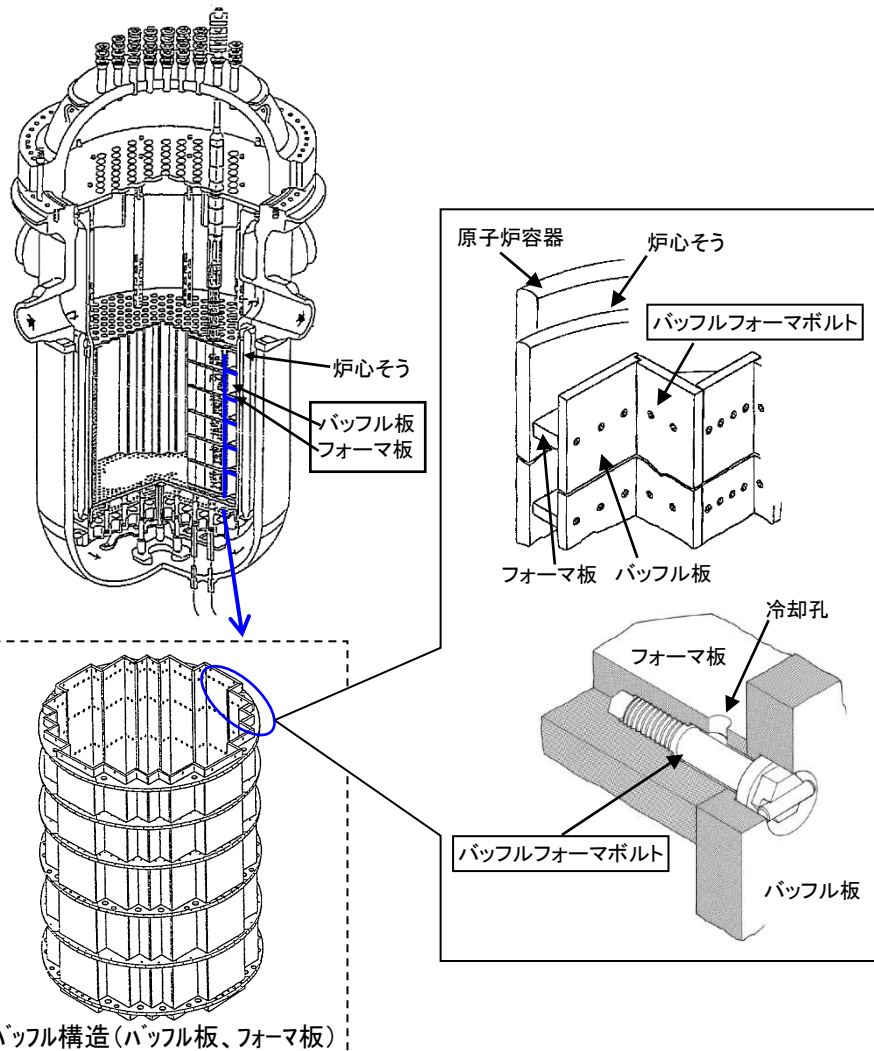
原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

※原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは“運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を長期施設管理方針として定めることが規定されている。

③ 照射誘起型応力腐食割れ

○ 評価対象機器: 炉内構造物(炉心バツフル、炉心そう、バツフルフォーマボルト 等)

【評価例】: バツフルフォーマボルト



バツフルフォーマボルト構造図

健全性評価

バツフルフォーマボルトについては、原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数(全体の20%)以下であり、安全に関わる機能を維持できる。

現状保全

- 高浜4号炉と同一設計の高浜3号炉において、バツ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、異常(ボルトのゆるみ、脱落等)がないことを確認している。

総合評価

バツフルフォーマボルトの損傷が炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

高経年化への対応

バツフルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。

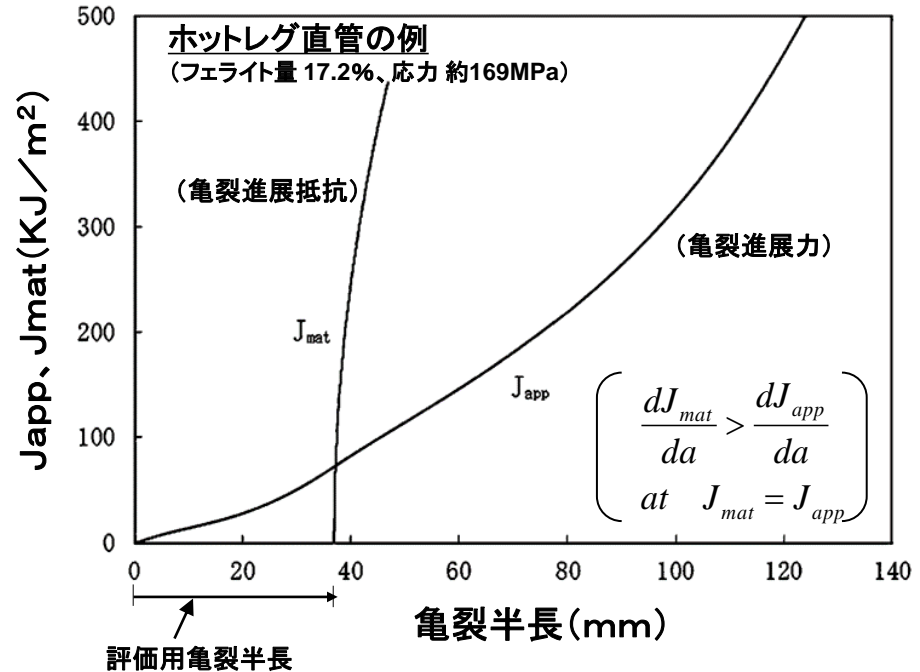
④ 2相ステンレス鋼の熱時効

○評価対象機器：1次冷却材管、 1次冷却材ポンプケーシング等

【評価例】： 1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労亀裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料の亀裂進展抵抗 (Jmat) と亀裂進展力 (Japp) の交点においてJmatの傾きがJapp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く、健全性評価上問題とならない。



現状保全

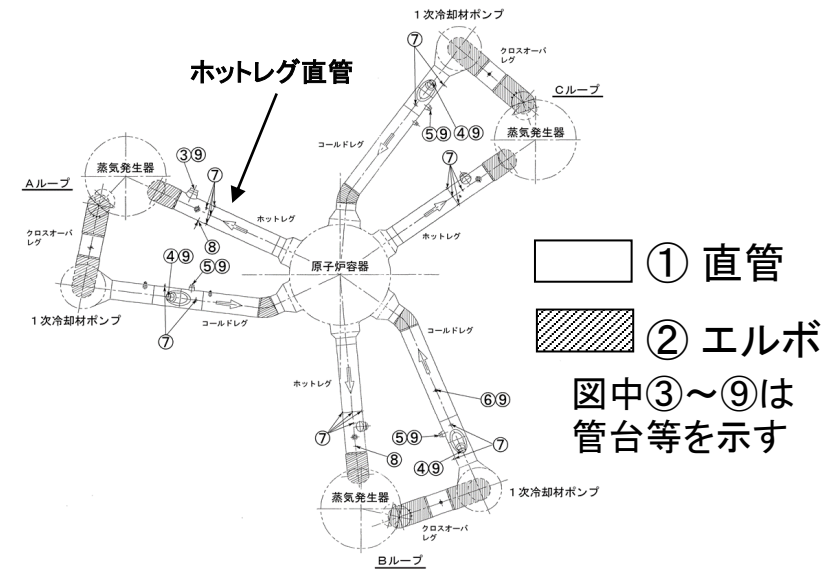
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。

総合評価

1次冷却材管の熱時効が問題となる可能性はない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

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。

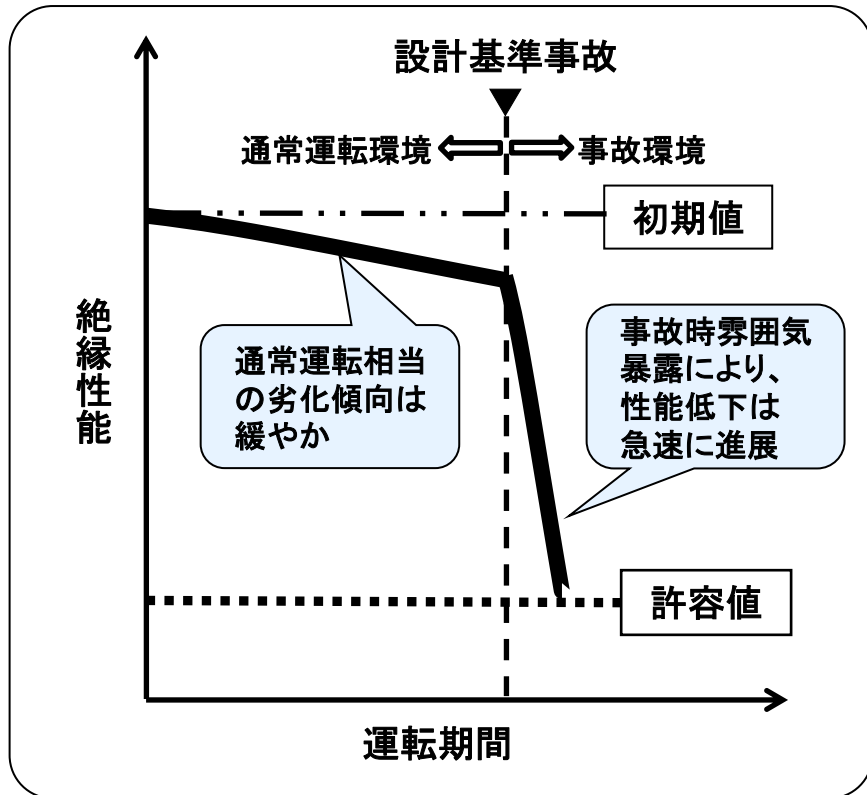


1次冷却材管概要図

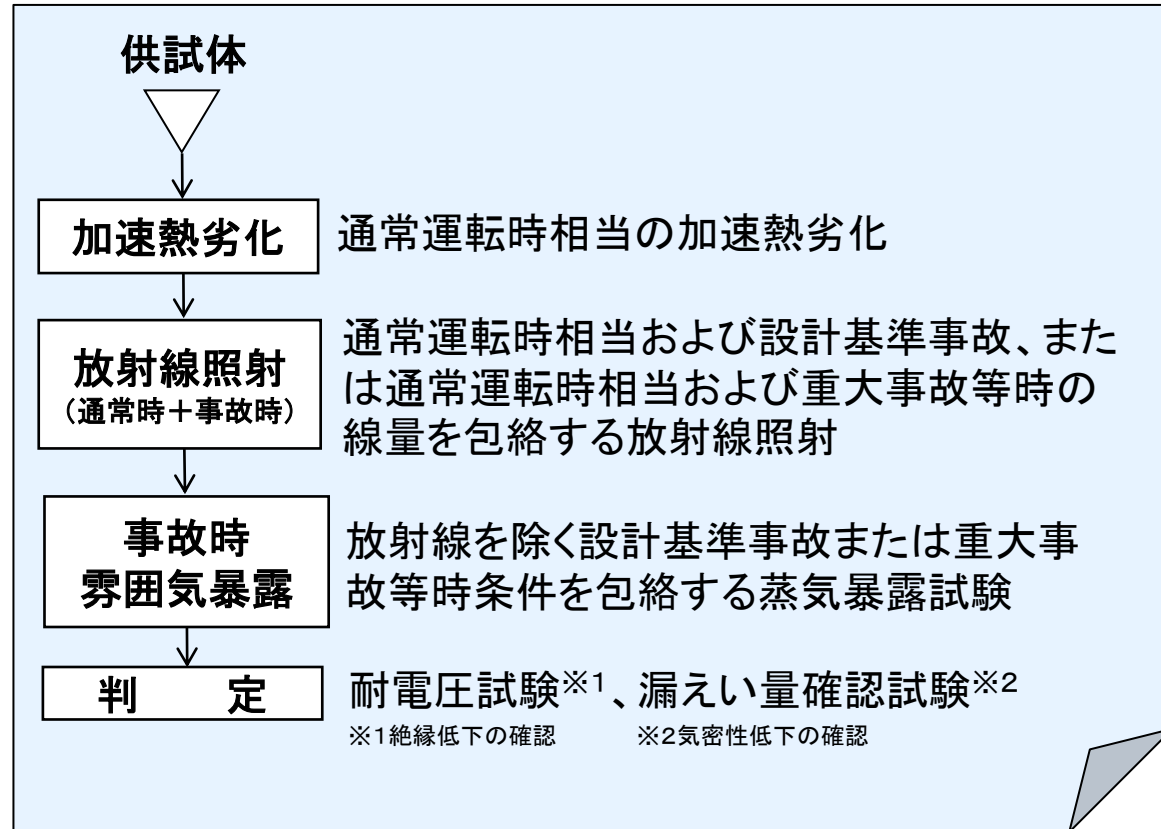
⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 評価対象機器: 電気ペネトレーション、ケーブル等

【評価例(手順)】: 電気ペネトレーション(LV型)



絶縁低下のイメージ図



長期健全性試験手順

事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーション(LV型)は、60年間の通常運転環境とその後の事故時雰囲気内での経年劣化を模擬した長期健全性試験にて、絶縁低下および原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下(以下、「気密性低下」という)についての健全性評価を行なっている。

⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その2)

【評価例(結果)】: 電気ペネトレーション(LV型)

長期健全性試験条件

健全性評価

IEEE Std.317-2013に準拠した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年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁機能ならびに原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性を維持できる。

現状保全

絶縁低下に対しては定期的に系統機器の動作確認またはケーブルを含めた絶縁抵抗測定を行い、機器の健全性を確認している。

気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率試験および電気ペネトレーションに封入しているN₂ガスの圧力確認を行い、機器の健全性を確認している。

総合評価

劣化部位の経年劣化による絶縁低下または気密性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対策の観点から追加すべきものはない。

	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、設計基準事故時・重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化: 110°C-218日間*1 熱サイクル: 71~107°C-20日間	40°C*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当:0.368kGy*3 設計基準事故時線量:675kGy 重大事故等時線量:500kGy
事故時雰囲気暴露	最高温度:190°C 最高圧力: 0.45MPa[gage] 試験時間:7日間	設計基準事故時:約125°C(最高温度) :約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時:約138°C(最高温度) :約0.35MPa[gage](最高圧力)

- *1:熱サイクル試験による劣化(71~107°C-20日間)に、使用条件40°C-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化(110°C-218日間)を加えた。
- *2:電気ペネトレーションの周囲温度(約36°C)に若干の余裕を加えた温度
- *3:原子炉格納容器内電気ペネトレーション近傍で最も放射線レベルが高い区域の空間線量率は0.7mGy/hであり、この値より60年間の平常時の集積線量を評価すると、 $0.7[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.368kGy$ となる。

長期健全性試験結果

項目	試験条件		判定
耐電圧試験	課電電圧: C-1S間 1,500V/1分間 1S-2S間 500V/1分間		良
項目	試験前*4	試験後*5	判定基準
漏えい量確認試験	6.9×10^{-5} cm ³ /sec以下	6.7×10^{-4} cm ³ /sec	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下

- *4: 加速熱劣化前
- *5: 事故時雰囲気暴露後

⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その3)

【評価例(結果)】: 低圧ケーブル(難燃PHケーブル)
(絶縁低下)

健全性評価

電気学会推奨案等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年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に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、また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

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対策の観点から追加すべきものはない。

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、設計基準事故時または重大事故等時の環境条件
通常運転時相当	温度	140℃－9日	105℃－9日 (=51℃※1－60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	90kGy※2
事故時蒸気暴露試験	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	設計基準事故時:675kGy 重大事故等時 :500kGy
	温度	190℃ (最高温度)	設計基準事故時: 約125℃(最高温度) 重大事故等時: 約138℃(最高温度)
	圧力	0.41MPa [gage] (最高圧力)	設計基準事故時: 約0.25MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時: 約0.35MPa[gage](最高圧力)

※1 設計基準事故または重大事故等を考慮する原子炉格納容器内難燃PHケーブル布設箇所周囲の平均温度に、通電による温度上昇等を考慮した各布設エリアの温度を包絡する温度として設定した。

※2 $0.1696[\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25)[\text{h/y}] \times 60[\text{y}] = 90\text{kGy}$

長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水耐電圧試験	供試体外径:11.5mm マンドレル径:400mm 絶縁厚さ:0.8mm 課電電圧:2.6kV/5分間	良

⑥ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価し、要求値を満足していることを確認している。

1. コンクリートの強度低下 【評価例】：中性化

・特別点検による中性化深さの測定結果①を踏まえて、中性化深さを推定する速度式を用いて推定した運転開始後60年経過時点の中性化深さ②は、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ③を下回っている。

コンクリートの中性化深さの評価結果

	中性化深さ(cm)		③鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm)
	①測定値 調査時点	②推定値の 最大値 運転開始後 60年経過時点	
タービン建屋 (タービン架台)	3.9	5.0	8.5
内部コンクリート (ループ室)	0.2	3.0	8.8
取水構造物 (気中帯)	0.5	0.7	8.5
原子炉補助建屋(1・2号炉) (基礎マット)	3.5	5.8	10.0
取水構造物(1・2号炉) (気中帯)	0.4	3.0	8.5

2. コンクリートの遮蔽能力低下

【評価例】：熱

・温度分布解析の結果、最高温度は約56°Cで温度制限値(中性子遮蔽88°C、ガンマ線遮蔽177°C)を下回っている。また、特別点検において、より保守的に乾燥単位容積質量を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を担保する値を上回っている。

現状保全

- 定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化などの目視確認を実施し、強度に支障をきたす有意な欠陥がないことを確認し、必要に応じて塗装の塗替えなどの補修を実施している。
- コンクリートの強度については、非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

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。

⑦-1 耐震安全性評価(概要一覧)

耐震安全性評価

○技術評価で想定された経年劣化事象のうち、「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない事象」かつ「振動応答特性上又は構造・強度上『軽微もしくは無視』できない事象」を抽出し、保守的に劣化状態を想定した上で運転開始後60年間を評価期間として耐震安全性評価*を実施した。

○耐震安全性評価の概要を以下に例示する。なお、これら以外にも腐食（空調設備等）や高サイクル熱疲労（余熱除去系統配管）などを抽出し、耐震安全性評価を実施している。

*耐震Sクラス設備の評価用地震動は「実用発電用原子炉およびその付属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)」に基づき策定。

経年劣化事象(例)	評価結果(例)の概要
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計が1を上回らないことを確認した。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	評価用亀裂に対し、加圧熱衝撃事象に地震を考慮した応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認した。
熱時効 (1次冷却材管等)	評価用亀裂に対し、当該部位における地震時の亀裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗を上回らないことを確認した。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管、重機器支持構造物等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認した。
	保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、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した。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上回らないことを確認した。

○耐震安全性評価を実施した結果、いずれも問題ないことを確認した。

高経年化への対応

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。

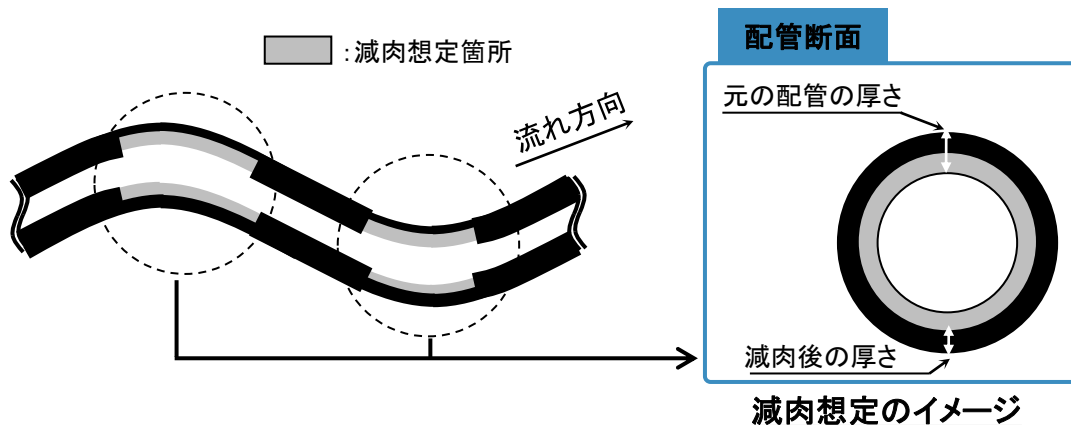
⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

【評価例】：流れ加速型腐食

耐震安全性評価

配管減肉の起こり得る、エルボ部、レジューサ部、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に必要最小肉厚*まで減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上まわらないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上まわらないことを確認した。

* 評価期間として運転開始後60年間を想定した上で、現場の管理基準よりも更に厳しい減肉状態を評価条件として想定。



高経年化への対応

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。

※社内規定である「2次系配管肉厚の管理指針」に基づき超音波を用いた肉厚測定を実施し、減肉の管理を行っている。

耐震重要度Cクラス配管の評価結果

評価対象	応力比 (発生応力/許容応力)
第6抽気系統配管	0.33
第4抽気系統配管	0.49
第3抽気系統配管	0.63
低温再熱蒸気系統配管	0.35
グラウンド蒸気系統配管	0.69
補助蒸気系統配管	0.78
復水系統配管	0.41
ドレン系統配管	0.93

耐震重要度Sクラス配管の評価結果

評価対象	応力比(発生応力/許容応力) ^{※1}		疲労累積係数 ^{※2}
	一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	0.57	0.73	— ^{※2}
主給水系統配管	0.61	0.80	— ^{※2}
蒸気発生器フローダウン系統配管	0.28	1.18	0.900

※1: SsおよびSd地震力のうち、Ss地震力による評価結果を例示。なお、Sd地震力による評価においても許容値を満足していることを確認している。

※2: 一次+二次の発生応力が許容応力を下回っているため、疲労累積係数は評価不要

⑧ 耐津波安全性評価

評価対象構造物

下記の機器・構造物

機種分類	設備		浸水防護施設の区分	評価対象
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	防潮ゲート(道路部、水路部)	津波防護施設	○
		放水口側防潮堤(防潮扉含む)	津波防護施設	○
	鉄骨構造物	防潮ゲート(水路部)	津波防護施設	○
		放水口側防潮堤(防潮扉含む)	津波防護施設	○
		屋外排水路逆流防止設備	津波防護施設	○
		取水構造物(浸水防止蓋)	浸水防止設備	○
	放水ピット止水板	津波防護施設	○	
計測制御設 備	プロセス計測 制御設備	潮位計	津波防護施設	—※
		潮位計	津波監視設備	○
	制御設備	衛星電話	津波防護施設	—※
		津波監視カメラ	津波監視設備	—※

※：津波監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。また、衛星電話および潮位計(津波防護施設)は、波力及び漂流物の影響を受けない位置に設置するため、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

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。

⑨ 冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

冷温停止時に厳しくなる劣化事象とその評価内容

(ステップ1) 断続的運転を前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象で、冷温停止状態の維持を前提とした場合において高経年化対策上着目すべき経年劣化事象となる事象はないことを確認。

(ステップ2) 断続的運転を前提とした場合に想定される高経年化対策上着目すべき経年劣化事象で、冷温停止状態の維持を前提とした場合に発生・進展がより厳しくなる経年劣化事象を抽出し、冷温停止を踏まえた再評価を実施。



抽出された経年劣化事象の再評価結果(下記1件のみ)

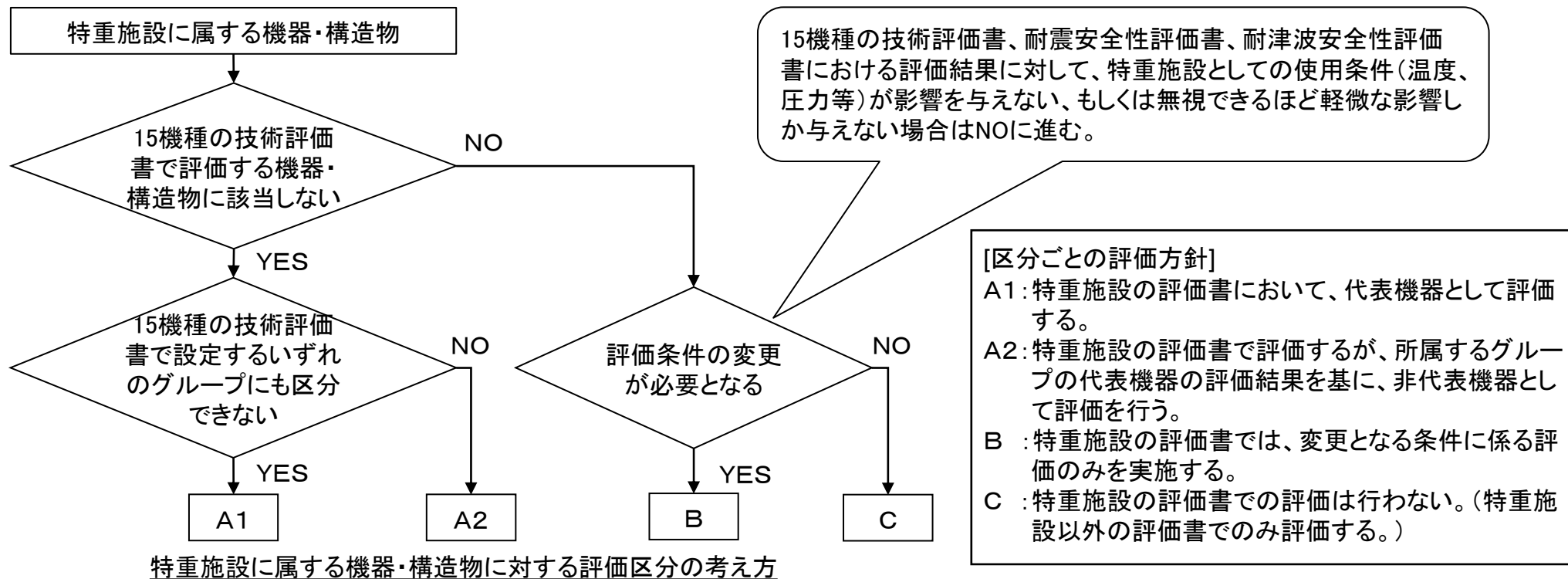
○余熱除去ポンプモータの固定子コイルおよび口出線・接続部品の絶縁低下(高経年化対策上着目すべき経年劣化事象)

断続的運転を前提とした場合と比べ年間の運転時間が長くなるが、機器の運転年数に基づき絶縁診断の周期を短縮することとしているため、冷温停止維持状態を前提とした点検手法としても適切である。したがって、定期的に絶縁診断を実施していくとともに、機器の運転年数と絶縁診断に基づいた取替を実施していくことで、健全性を維持可能。

⇒[高経年化への対応] 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。

高浜3,4号炉 特定重大事故等対処施設の評価

- 特定重大事故等対処施設(以下、特重施設)に係る設計及び工事計画に基づき、特重施設に属する機器・構造物を抽出し、劣化状況評価の対象設備としている。
- 設備抽出後の評価方法は、特重施設以外の機器・構造物と同一。ただし、特重施設に係る情報は公開できないことから、「特定重大事故等対処施設の評価書」として単独の別冊を設けている。
- 安全重要度クラス1, 2等の機能を兼務する機器・構造物については、特重施設特有の評価条件による評価の必要性を検討し、必要な場合は追加評価を行っている。



【評価結果】

- 評価の結果、高経年化への対応として、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ことを確認した。

高浜3,4号炉 劣化状況評価で追加する評価(その1)

運転開始後40年目に実施する劣化状況評価は、30年目の高経年化技術評価を、その後の供用実績、保全実績および技術的知見をもって検証し、30年目の長期施設管理方針の実績についても、その有効性を評価し結果に反映する。具体的には、追加検討を要する事項として、以下のとおり評価を行った。

1. 経年劣化傾向の評価

30年目の評価で予測した経年劣化の発生、進展傾向と、供用実績を反映した40年目評価で予測する経年劣化の傾向を比較した結果、30年目の評価から大きく乖離するものはなかったことから、評価結果は有効であったと考える。

例) 低サイクル疲労

30年目と40年目の60年時点での疲労累積係数の予測評価の比較を実施した。評価結果はいずれも許容値1以下であった。

高浜3,4号炉 劣化状況評価で追加する評価(その2)

2. 保全実績の評価

30年目の評価で、現状保全の継続により健全性を維持できると評価したものについて、当該プラントにおいて30年目の評価以降に発生した事故・トラブル等を調査した結果、経年劣化事象に起因する事故・トラブル等は高浜3号で3件、高浜4号で3件あった。そのうち蒸気発生器伝熱管の損傷(管支持板直下部摩耗)については、30年目の評価で発生を想定できなかったものであり、40年目の評価に反映を行った。以下に高浜3号の反映部の評価の概要を示す(高浜4号も同様)。

【蒸気発生器 伝熱管の損傷(管支持板直下部摩耗)】

2020年11月、高浜4号炉において、管支持板直下部の伝熱管外面にスケールによる摩耗減肉が確認されている。本事象は、伝熱管下部の表面に生成された稠密層が主体のスケールが、プラント起動・停止に伴いはく離したものが運転中の上昇流で管支持板下面に留まり、伝熱管に繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定している。また、2022年3月、高浜3号炉および2022年7月、高浜4号炉においても、管支持板直下部の伝熱管外面に摩耗減肉が確認されており、上記と同様の事象と推定している。

しかしながら、2次側水質はAVT(All Volatile Treatment; 全揮発性薬品処理)で管理しており、給水の水質を溶存酸素濃度5ppb以下、pH8.8~10.6と適切な管理により鉄持込量を抑制している。また、2020年11月、高浜4号炉の事象を受け第24回定期検査時(2019~2020年度)に薬品洗浄を、2022年3月、高浜3号炉の事象を受け第25回定期検査時(2021~2022年度)に小型高圧洗浄装置による洗浄および薬品洗浄を実施しており、蒸気発生器器内に残存するスケールおよびスラッジの可能な限りの除去および稠密なスケールの脆弱化を図っている。さらに、スケールの性状を監視するために、定期的に管板および第一・第二管支持板上面にあるスケールを回収し、稠密層厚さ計測およびスケール摩耗試験を実施し、必要に応じて薬品洗浄および小型高圧洗浄装置による洗浄をすることとしており、機器の健全性は確保できると考える。

高浜3,4号炉 劣化状況評価で追加する評価(その3)

3. 長期施設管理方針の有効性評価

30年目に策定した長期施設管理方針について保全実績等に基づき評価を実施した結果、健全性を確認できたことから、長期施設管理方針は有効であったと考える

例1) 基準地震動 $S_s-2 \sim S_s-7$ に対する評価

《長期施設管理方針》

基準地震動 $S_s-2 \sim S_s-7$ に対する評価が必要な全ての機器・経年劣化事象について、継続して評価を実施する。

《実施内容》

基準地震動 $S_s-2 \sim S_s-7$ に対する評価(弾性設計用地震動 S_d1 による評価を含む)が必要な全ての機器・経年劣化事象について、評価を実施した結果、耐震安全性に問題はないことを確認した。

例2) 炭素鋼配管(ドレン系統配管)の母管の流れ加速型腐食

《長期施設管理方針》

配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*について、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

* :ドレン系統配管

《実施内容》 高浜3号の例

第22回定期検査時(2016~2017年度)に、該当するドレン系統配管についてサポートの改造等を実施した。また、この工事を反映した耐震安全性評価を実施し、当該系統において必要最小肉厚 t_{sr} までの減肉を想定しても、耐震安全性に影響がないことを確認した。長期停止後の第21保全サイクル運転後にサポート改造を実施したため、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する機会はなかった。

施設管理方針

高浜3号炉 施設管理方針

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施設管理に関する方針として下記の通りとりまとめた。

高浜3号炉 施設管理方針

No.	施設管理方針	実施時期※1
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、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
3	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第27保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第28保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
4	蒸気発生器については、取替計画に基づき取替を実施する。	中長期

※1 :実施時期における、2025年1月17日からの10年間を「中長期」、2025年1月17日からの20年間を「長期」とする。

高浜4号炉 施設管理方針

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施設管理に関する方針として下記の通りとりまとめた。

高浜4号炉 施設管理方針

No.	施設管理方針	実施時期※1
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。	中長期
2	原子炉容器等の疲労割れについては、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
3	ステンレス鋼配管溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れについて、2020年8月に確認された「大飯発電所3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示」を踏まえて実施する知見拡充結果に基づき、第26保全サイクルまで継続して実施する類似性の高い箇所に対する検査の結果も踏まえて、第27保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。	中長期
4	蒸気発生器については、取替計画に基づき取替を実施する。	中長期

※1 :実施時期における、2025年6月5日からの10年間を「中長期」、2025年6月5日からの20年間を「長期」とする。

今後の取組み

今回実施した高経年化技術評価は、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、適切な時期に高経年化技術評価として再評価および変更を実施していく。

- ・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
- ・関係法令の制定および改廃
- ・原子力規制委員会からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定および改廃
- ・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、今後とも原子力プラントの安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のなお一層の向上に取り組んでいく所存である。

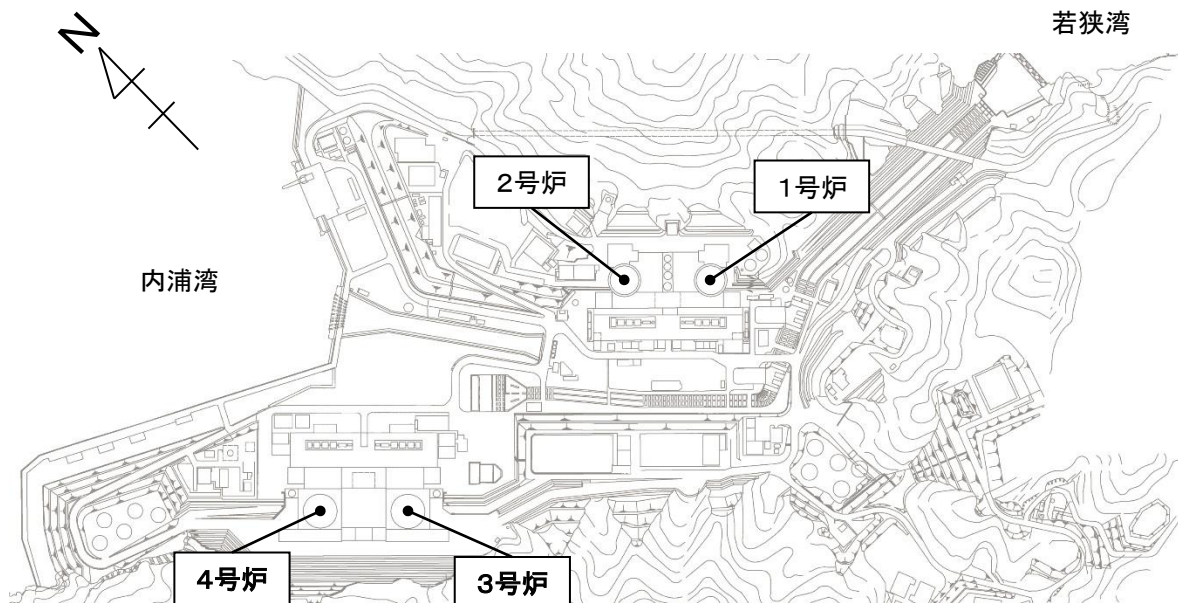
參考資料

- ①高浜発電所3,4号炉の概要
- ②運転状況の推移
- ③30年目評価以降以降に実施した主な改善

① 高浜発電所3,4号炉の概要

○高浜発電所3,4号炉の主要仕様

- ・電気出力 約870MW
- ・原子炉型式 加圧水型軽水炉
- ・原子炉熱出力 約2,660MW
- ・燃料 低濃縮ウラン
(燃料集合体157体)
- ・減速材 軽水
- ・タービン 横置串型4車室6分流
排気再熱再生式



高浜発電所構内配置図

○高浜発電所3号炉の主な経緯

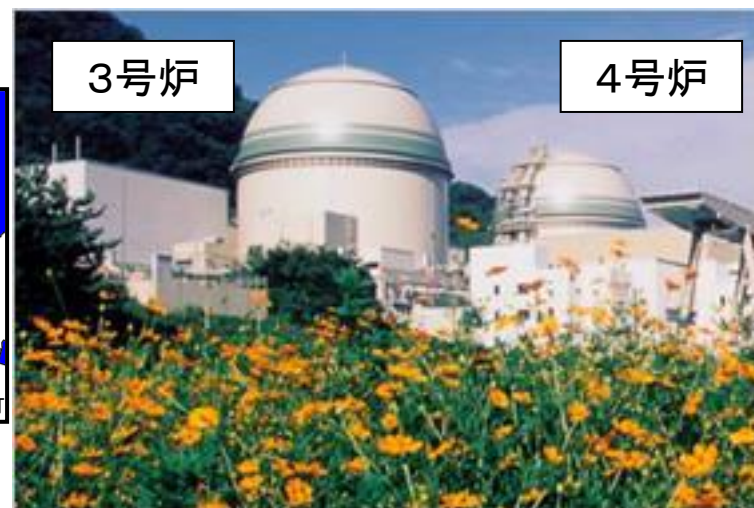
- ・原子炉設置許可 1980年8月
- ・建設工事開始 1980年12月
- ・営業運転開始 1985年1月

○高浜発電所4号炉の主な経緯

- ・原子炉設置許可 1980年8月
- ・建設工事開始 1980年12月
- ・営業運転開始 1985年6月



高浜発電所の位置

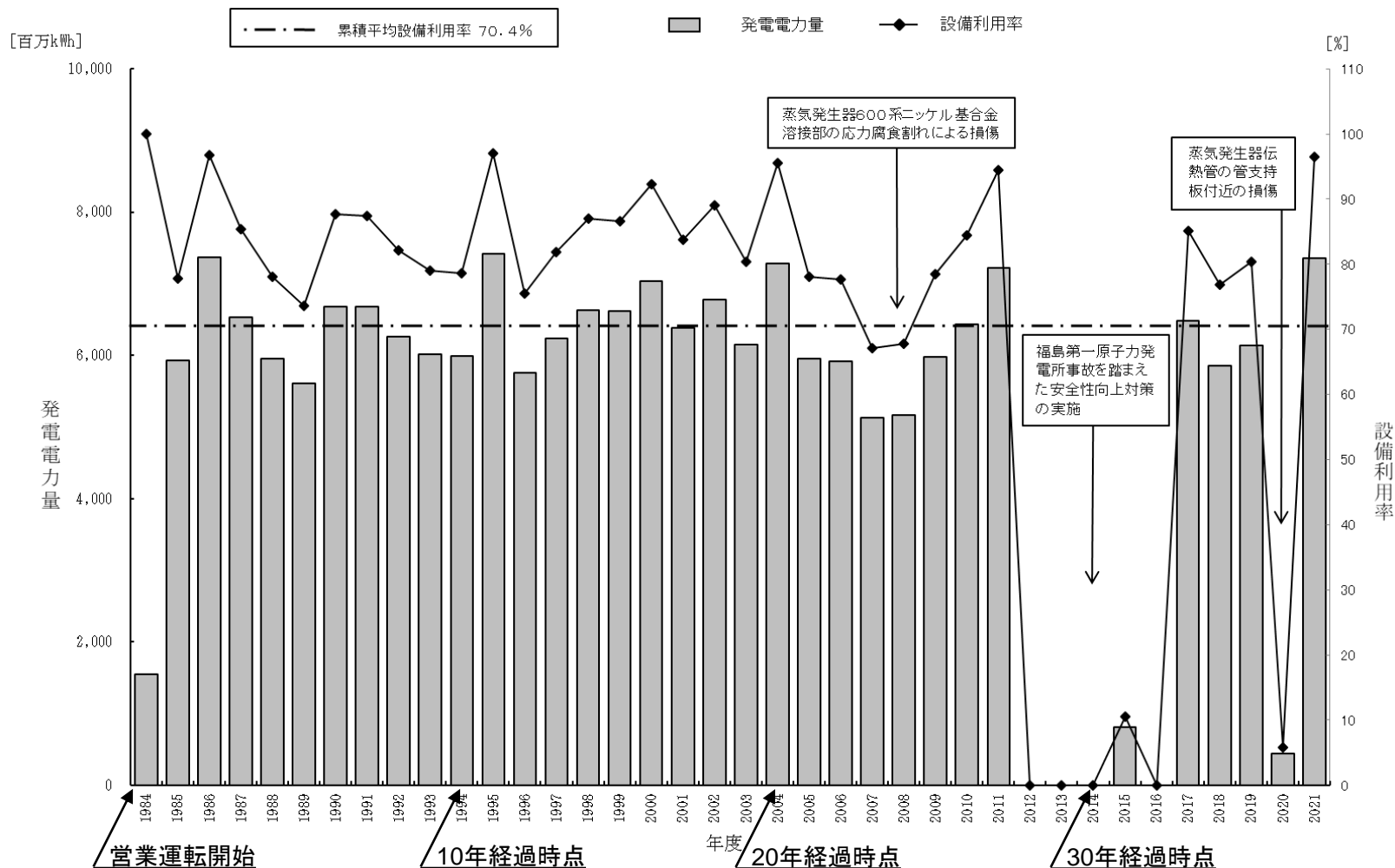


高浜発電所の景観

② 高浜発電所3号炉運転状況の推移

○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ると、
 供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。

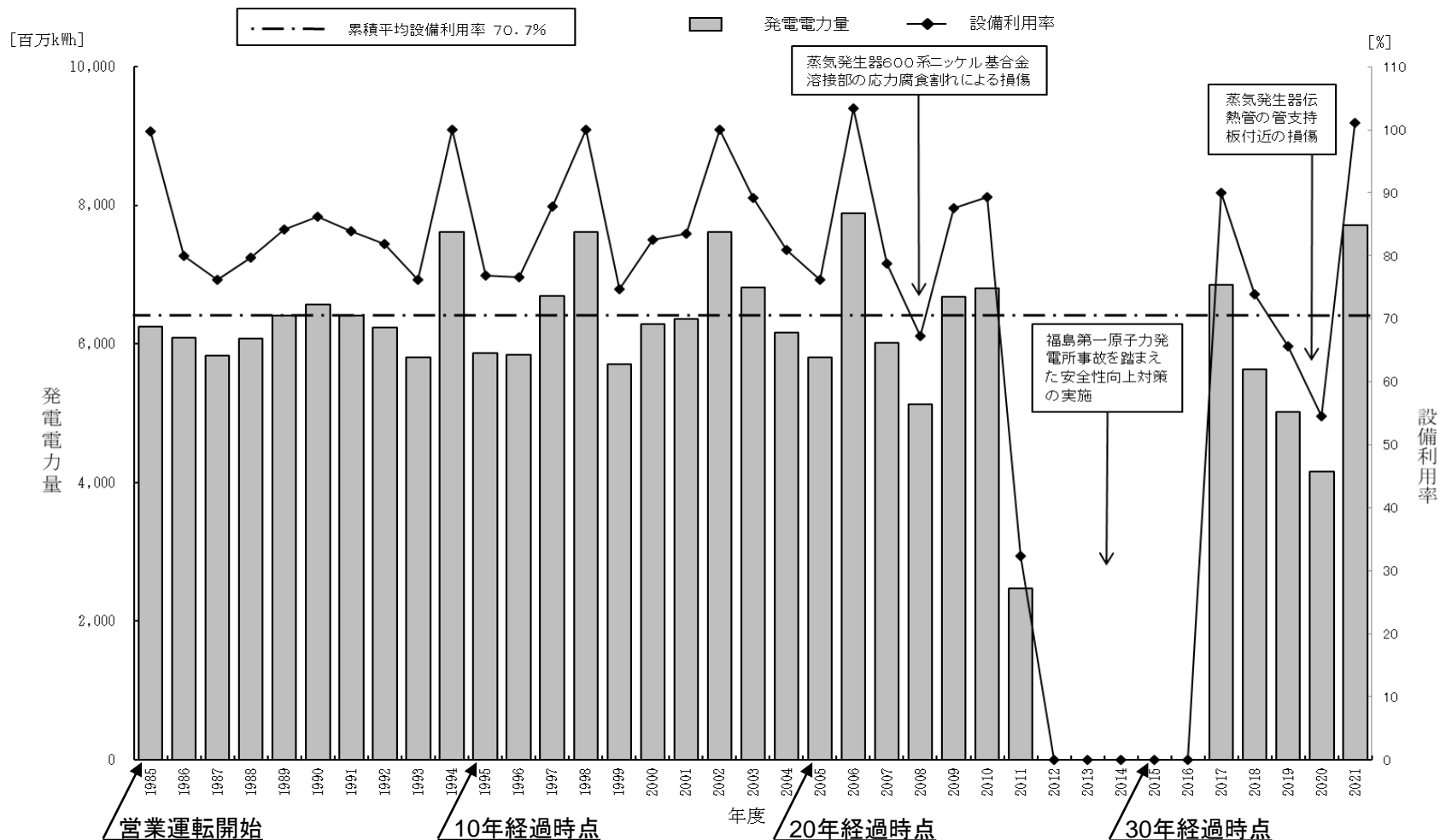


高浜発電所3号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

② 高浜発電所4号炉運転状況の推移

○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ると、
 供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。

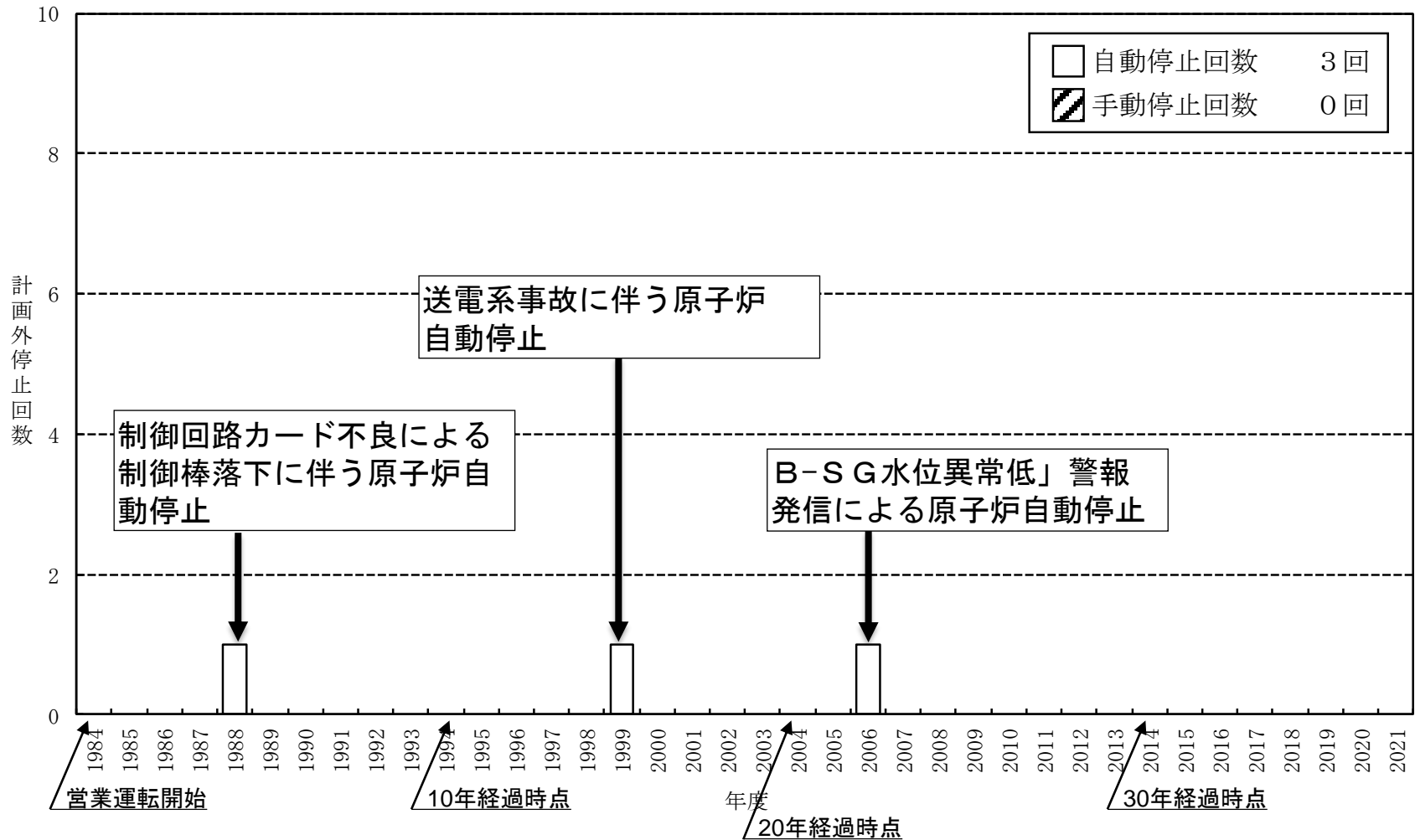


高浜発電所4号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

② 高浜発電所3号炉運転状況の推移

○計画外停止回数の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの計画外停止(手動停止及び自動停止)件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。

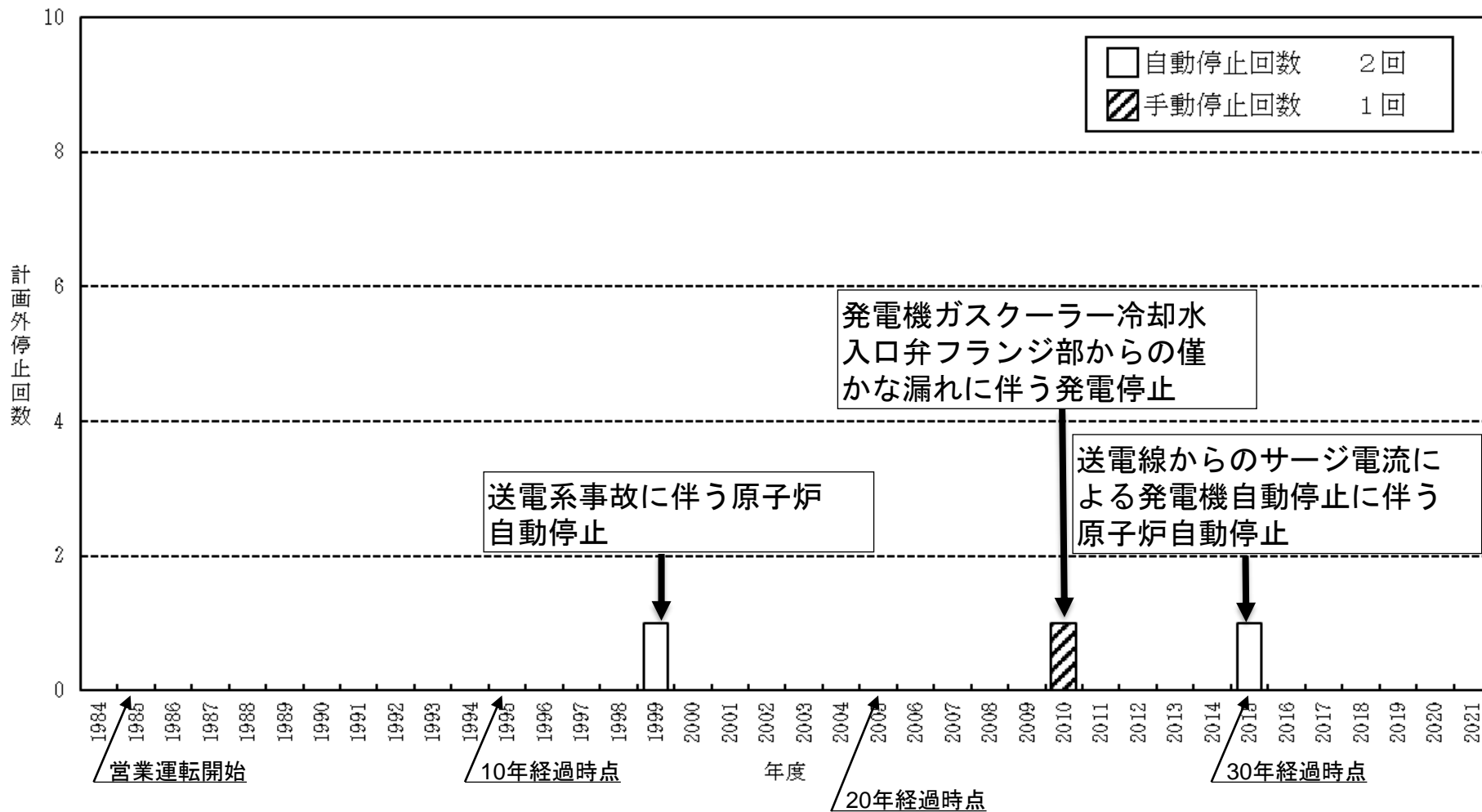


高浜発電所3号炉 計画外停止回数の年度推移

② 高浜発電所4号炉運転状況の推移

○計画外停止回数の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの計画外停止(手動停止及び自動停止)件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。



高浜発電所4号炉 計画外停止回数の年度推移

③ 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

高浜発電所3号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善としては、以下に示すものがある。

高浜発電所3号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

工事名	実施時期	内容
1次系強加工曲げ配管 取替工事	第18回～第23回 定期検査時 (2007～2018年度)	国外BWRプラントにおいて、芯金を使用して曲げ加工した配管の内面で応力腐食割れが発生した事象を踏まえ、予防保全として、1次冷却材系統につながる曲げ配管のうち、芯金を使用して曲げ加工したものを、芯金を使用せずに曲げ加工した配管等への取替を実施した。
主変圧器取替工事	第23回定期検査時 (2018年度)	主変圧器コイルの絶縁性能を定期的に確認し、寿命評価をした結果、予防保全として、主変圧器の取替を実施した。
発電機固定子コイル、 回転子コイルおよび励 磁機本体取替工事	第24回定期検査時 (2019～2020年度)	発電機および励磁機の固定子コイルおよび回転子コイルの絶縁材料が経年劣化傾向にあることから、予防保全として、発電機固定子コイル、回転子コイルおよび励磁機本体の取替を実施した。
原子炉冷却系統設備 小口径配管取替工事	第19回定期検査時 (2009年度) 第21回定期検査時 (2011～2015年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、1次冷却材の流れがない配管(高温環境で溶存酸素濃度が高い)の溶接部について、予防保全として、計画的に対策工事を実施している。
2次系配管取替	適宜	計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替を実施している。

③ 30年目評価以降に実施した主な改善

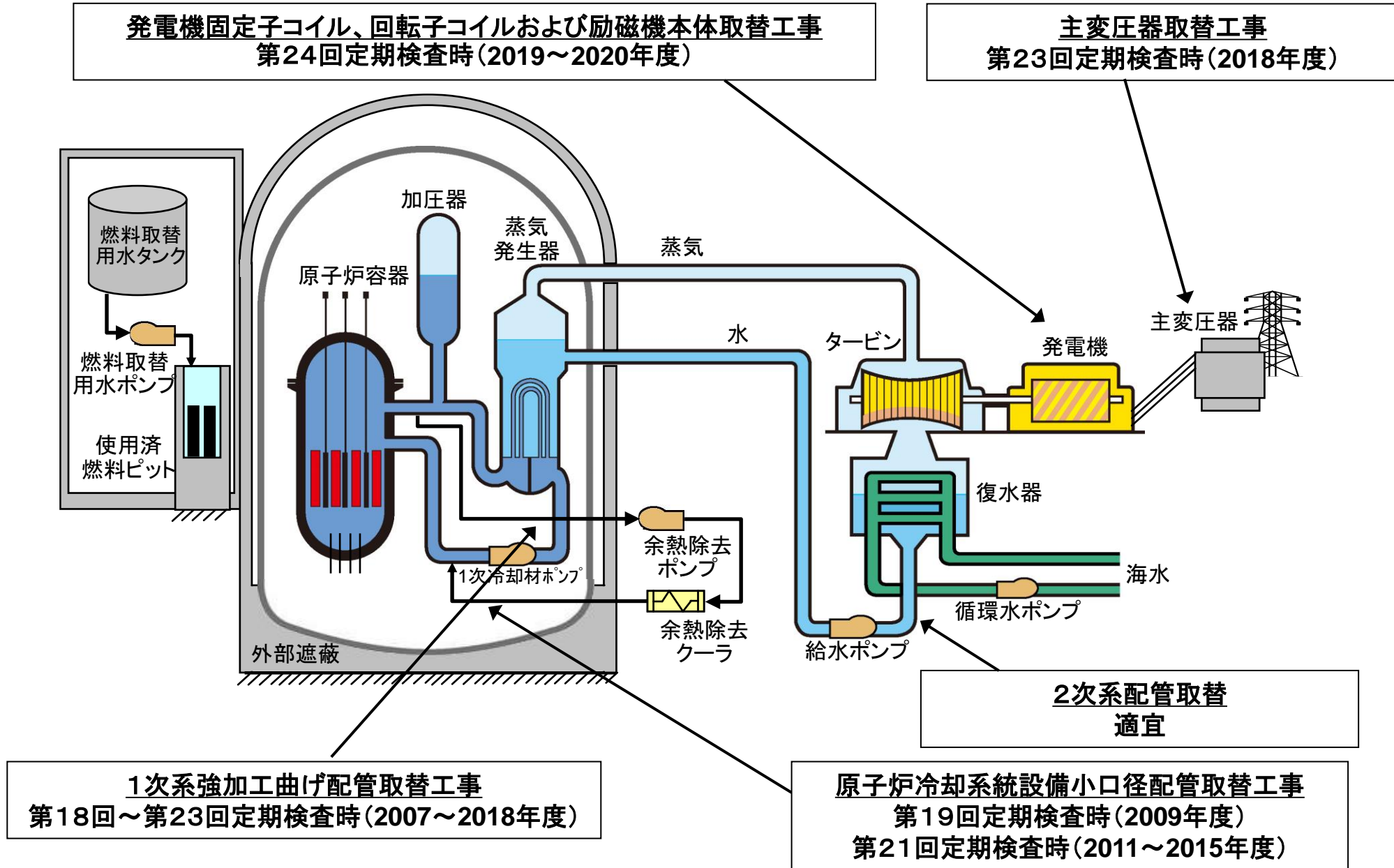
○主要機器更新状況・改善の状況

高浜発電所4号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善としては、以下に示すものがある。

高浜発電所4号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

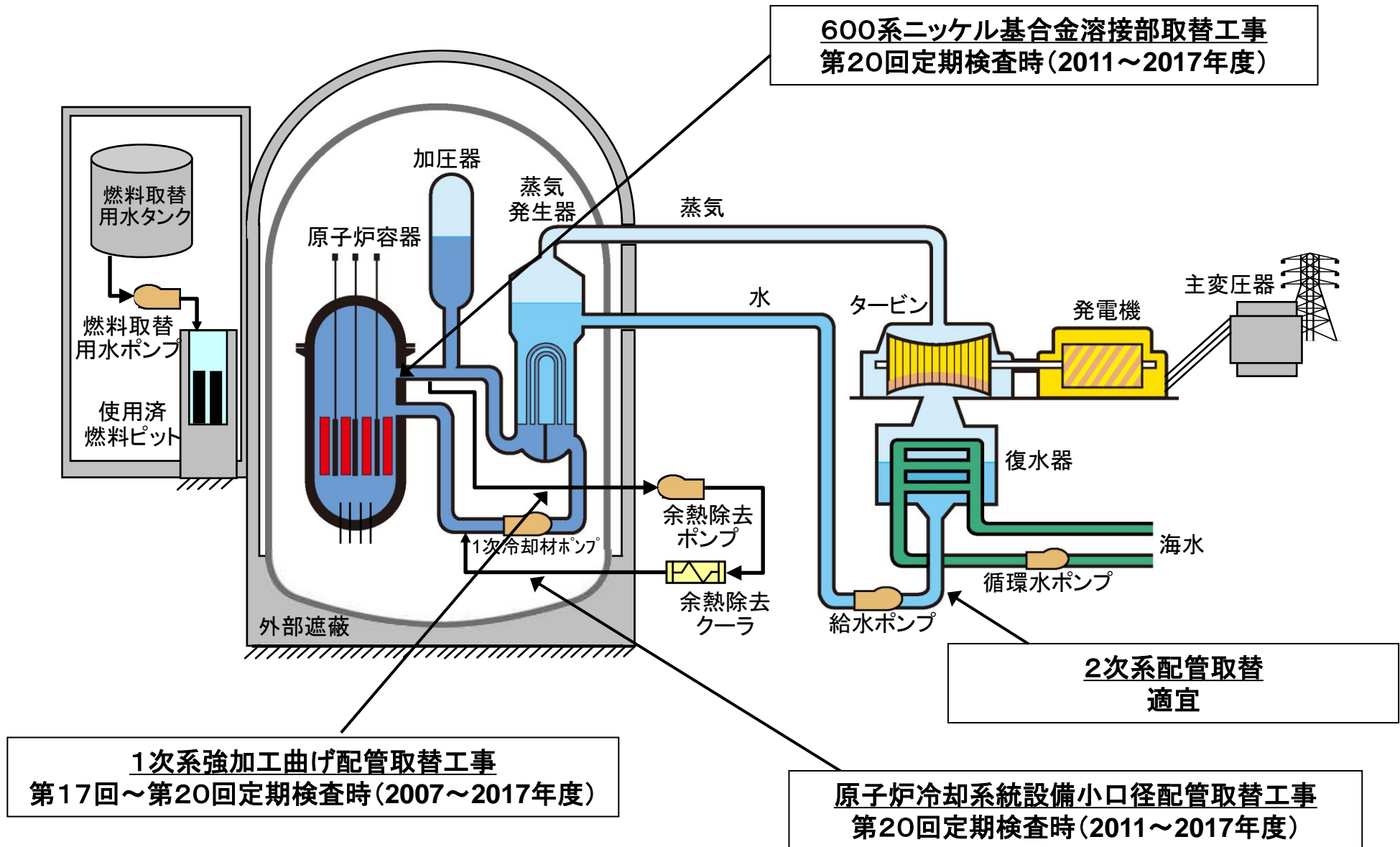
工事名	実施時期	内容
600系ニッケル基合金溶接部取替工事	第20回定期検査時 (2011～2017年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、原子炉容器冷却材出入口管台について、600系ニッケル基合金の溶接部内面全周を研削した後、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接を行った。
1次系強加工曲げ配管取替工事	第17回～第20回定期検査時 (2007～2017年度)	国外BWRプラントにおいて、芯金を使用して曲げ加工した配管の内面で応力腐食割れが発生した事象を踏まえ、予防保全として、1次冷却材系統につながる曲げ配管のうち、芯金を使用して曲げ加工したものを、芯金を使用せずに曲げ加工した配管等への取替を実施した。
原子炉冷却系統設備小口径配管取替工事	第20回定期検査時 (2011～2017年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、1次冷却材の流れがない配管(高温環境で溶存酸素濃度が高い)の溶接部について、予防保全として、計画的に対策工事を実施している。
2次系配管取替	適宜	計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替を実施している。

③ 30年目評価以降に実施した主要機器の更新・改善状況



高浜発電所3号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

③ 30年目評価以降に実施した主要機器の更新・改善状況



600系ニッケル基合金溶接部取替工事
第20回定期検査時(2011~2017年度)

1次系強加工曲げ配管取替工事
第17回~第20回定期検査時(2007~2017年度)

原子炉冷却系統設備小口径配管取替工事
第20回定期検査時(2011~2017年度)

2次系配管取替
適宜

高浜発電所4号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況

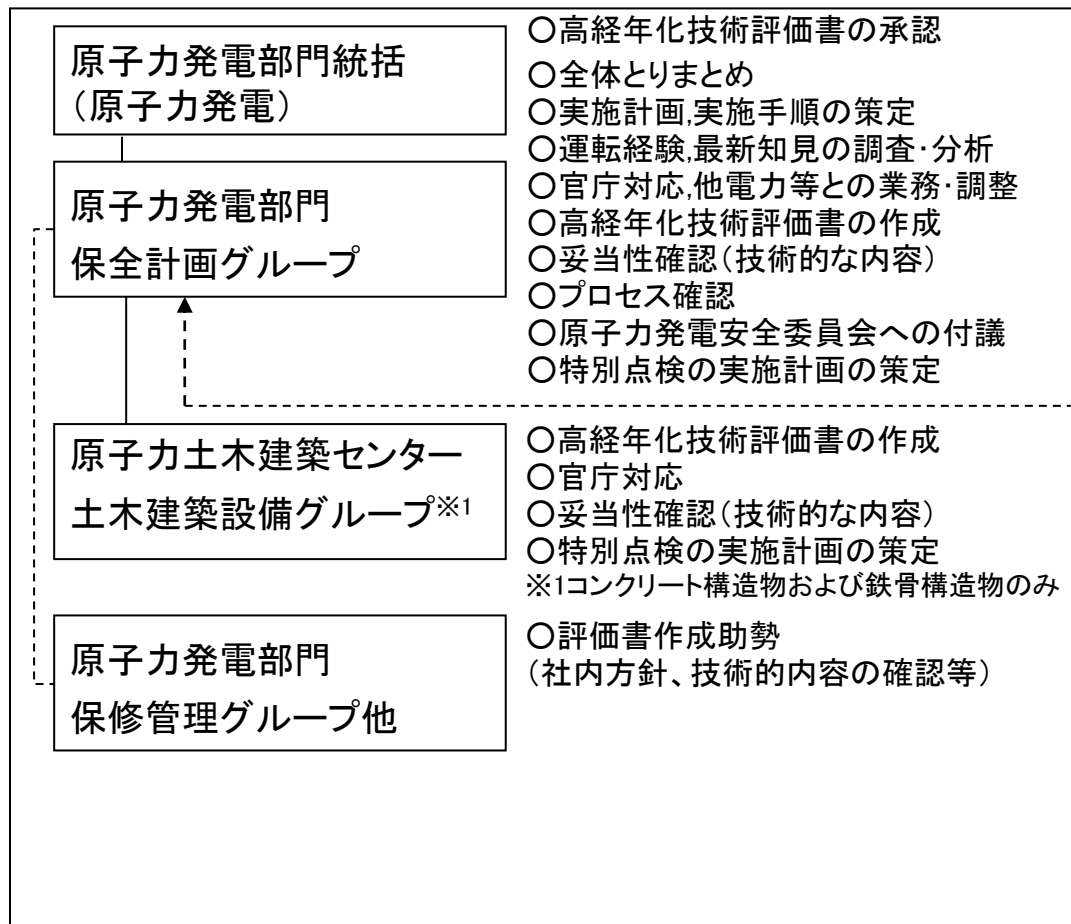
- ①技術評価の実施体制
- ②技術評価の実施工程
- ③運転経験および最新知見の反映
- ④技術評価の評価フロー

① 技術評価の実施体制

○評価の実施に係る組織

- ・原子力事業本部原子力発電部門統括を総括責任者として、原子力事業本部、高浜発電所の組織で評価の実施に係る役割を設定。

原子力事業本部

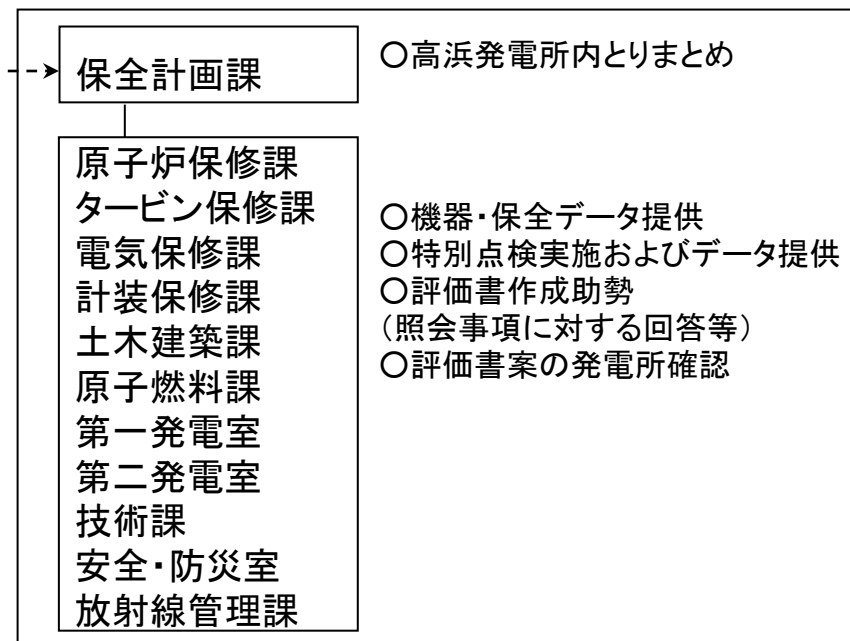


原子力発電安全委員会

原子力安全・技術部門統括※2を委員長とし、各発電所長、各発電所原子炉主任技術者、各チーフマネージャー以上の職位から構成され原子炉施設保安規定の変更等を審議し確認する。

※2 組織改正前は「原子力安全部門統括」

高浜発電所



注)必要により評価書作成助勢等の外部委託を実施するものとする。

「長期施設管理方針に基づく施設管理の実施」および「長期施設管理方針の維持」の管理は、発電所にて実施する。

評価の実施に係る組織

② 技術評価の実施工程

○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、運転開始後40年の期間を満了する日から起算して1年前の日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。

- ・2021年 5月19日に実施計画を策定し、技術評価を開始
- ・2022年12月21日に社内の原子力発電安全委員会において評価書の審議を実施
- ・2023年 3月28日に原子力発電部門統括が承認

実施工程(■:3号炉、■:4号炉)

年月 項目	2021			2022												2023						
	5	..	12	1	..	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	..	12		
実施計画・手順書作成	▽ ▽																					
評価書作成				■												■						
発電所確認				■																		
妥当性確認																						
プロセス確認																						
原子力発電安全委員会 (審議)																						
保安規定変更認可申請																						
運転期間延長認可申請																						

注) 2022年12月21日に原子力発電部門統括(原子力発電)が承認後、運転期間延長認可および保安規定変更認可の申請予定日を変更。
国内外の新たな運転経験等の調査期間をに更新し、2023年3月28日に原子力発電部門統括(原子力発電)が再度承認。

③ 運転経験および最新知見の反映

○ 国内外の新たな運転経験および最新知見の反映

劣化状況評価(高経年化技術評価)を検討するにあたり、これまで実施した先行プラントの劣化状況評価書(高経年化技術評価書)を参考にするとともに、2022年12月までを調査対象期間として、国内外の運転経験および最新知見について高経年化への影響を検討し、反映可否を判断した。なお、調査対象期間以降の運転経験および最新知見についても適宜反映可否を検討する。

1. 国内の運転経験

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」等を対象。

2. 国外の運転経験

米国原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic LetterおよびInformation Notice等を対象。

※上記以外に、WANO,INPO情報等も取り扱うPWR海外情報検討会で重要情報としてスクリーニングされた情報や、社内外の組織(当社パリ事務所、原子力安全システム研究所(INSS)、国内外のプラントメーカー等)から入手した情報も対象

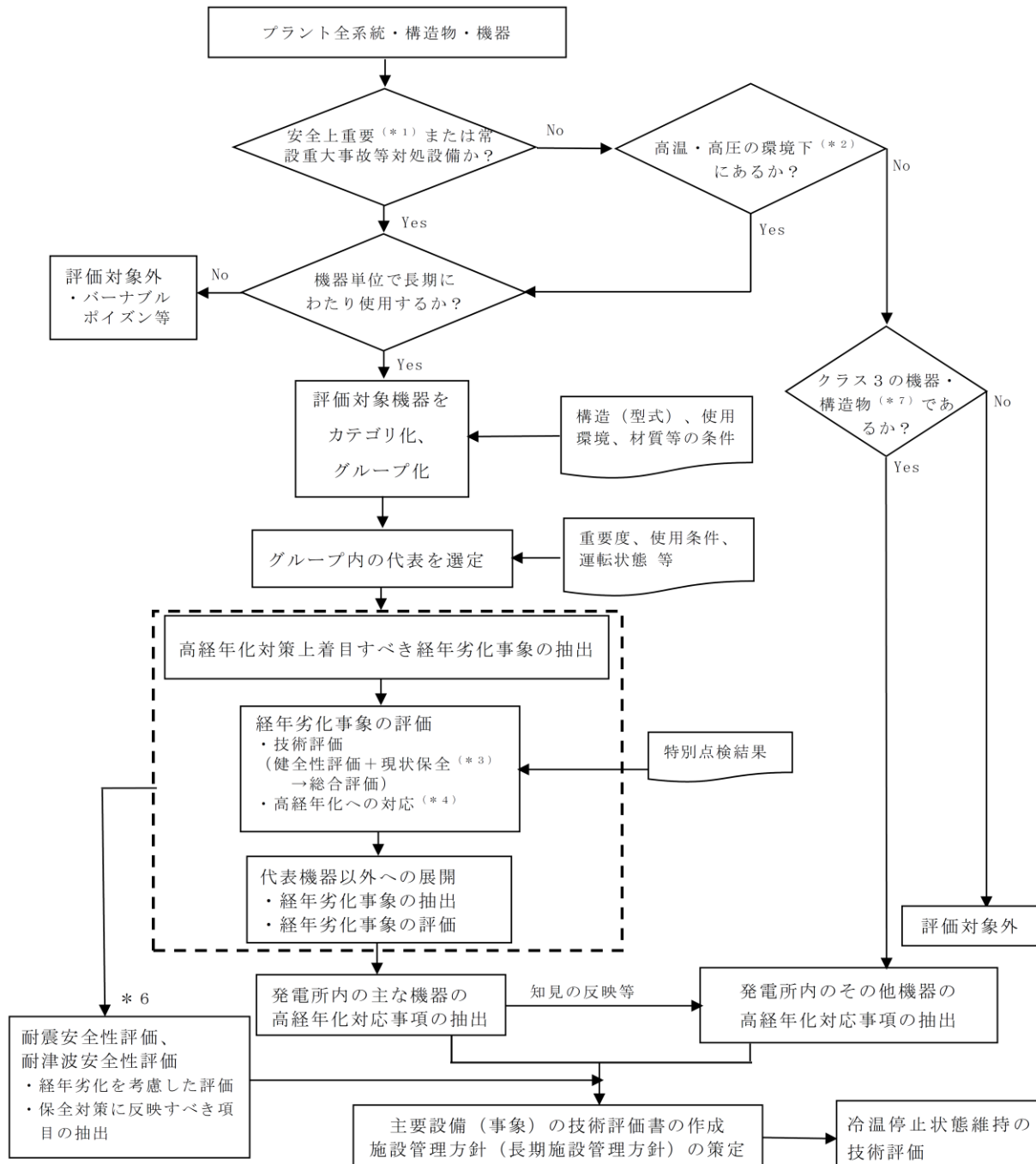
3. 最新知見

原子力規制委員会からの指示文書、日本機械学会・日本電気協会・日本原子力学会の規格・基準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等を対象。

※上記以外に、IAEAから発行された安全報告書(International Generic Ageing Lessons Learned(IGALL))の確認や米国のEPRI(Electric Power Research Institute)との情報交換等を通じて海外知見のフォローに努めている。

⇒ 劣化状況評価(高経年化技術評価)に新たに反映した主な運転経験および最新知見は以下の通り
・日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021(AESJ-SC-P005:2021)および追補1

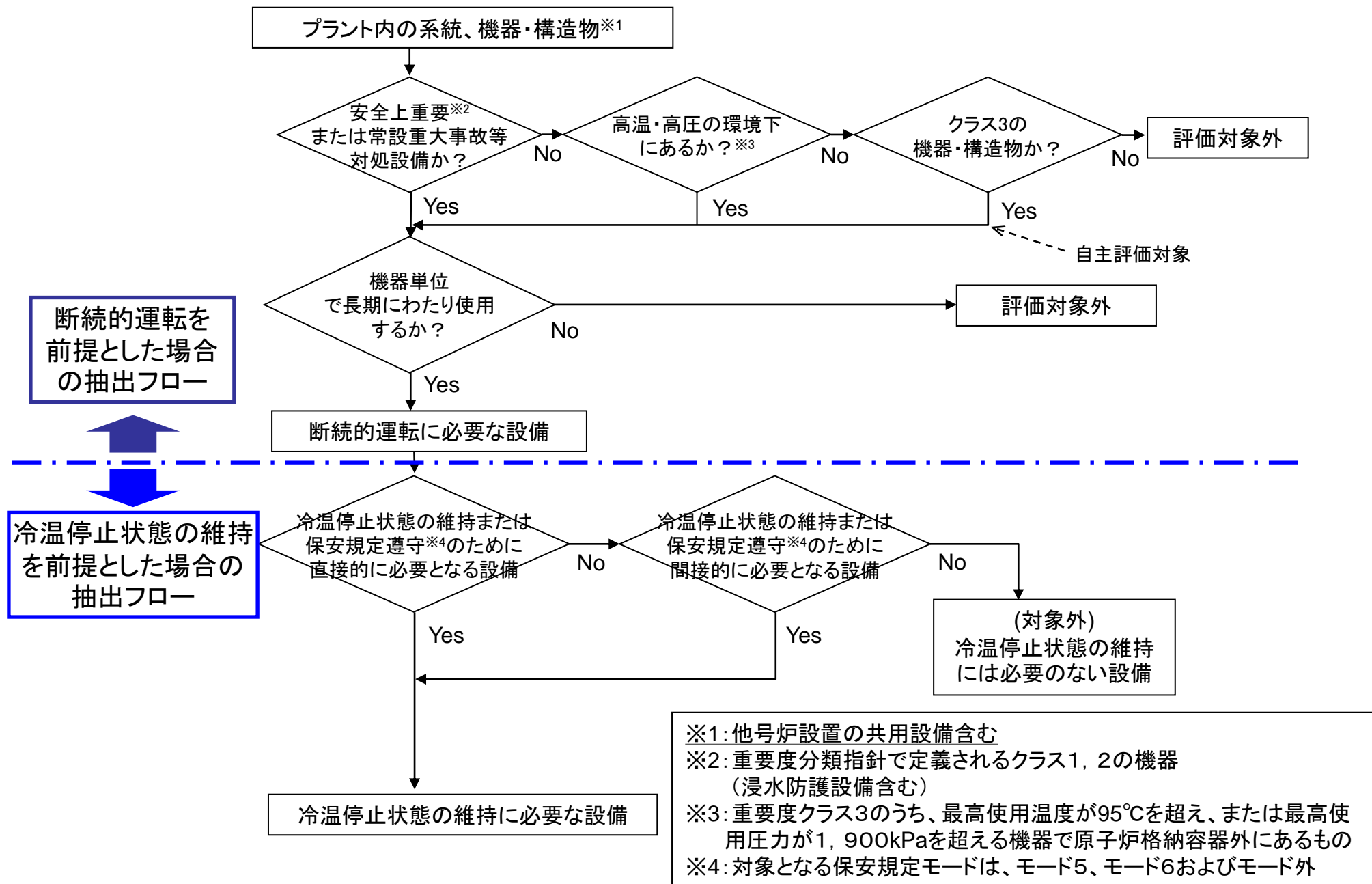
④ 技術評価の評価フロー



- * 1 : 重要度クラス1、2 (*5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)
- * 2 : 重要度クラス3のうち、最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境(原子炉格納容器外にあるものに限る)
- * 3 : 系統レベルの機能確認を含む。
- * 4 : 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- * 5 : 重要度分類指針の重要度分類
- * 6 : 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象
- * 7 : 浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。

- ① 評価対象設備の抽出フロー
- ② 評価対象設備の例
- ③ 経年劣化事象の抽出

① 評価対象設備の抽出フロー



② 評価対象設備の例

ターボポンプの例

分離基準			機器名称 (台数)	選定基準			冷温停止 状態維持に 必要な機器	代表機器の選定			
型式	流体	材料		重要度*4	使用条件			代表 機器	選定理由		
					運転状態	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	○	◎		
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、重*6	連続 (充てん時) 一時 (高圧注入時)	約 18.8	約 150	○	◎	重要度、温度	
		ステンレス鋼	燃料取替用水ポンプ (2)	MS-2	一時	約 1.4	約 95	○			
			ほう酸ポンプ (3)	MS-1、重*6	連続	約 1.0	約 95	○			
			格納容器スプレイポンプ (2)	MS-1、重*6	一時	約 2.7	約 150	○			
			余熱除去ポンプ (2)	MS-1、重*6	連続 (余熱除去時) 一時 (低圧注入時)	約 4.1	約 200	○			
			恒設代替低圧注水ポンプ (1)	重*6	一時	約 2.7	約 95	○			
	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	○	◎		
	給水	ステンレス鋼	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
			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段湿分離加熱器ドレンポンプ (4)			高*5	連続	約 3.1	約 235	—				
湿分離器ドレンポンプ (2)			高*5	連続	約 2.1	約 200	—				
燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ (1)	重*6	一時	約 1.0	約 40	○						
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)	高*5	連続	約 2.8	約 80	—	◎		

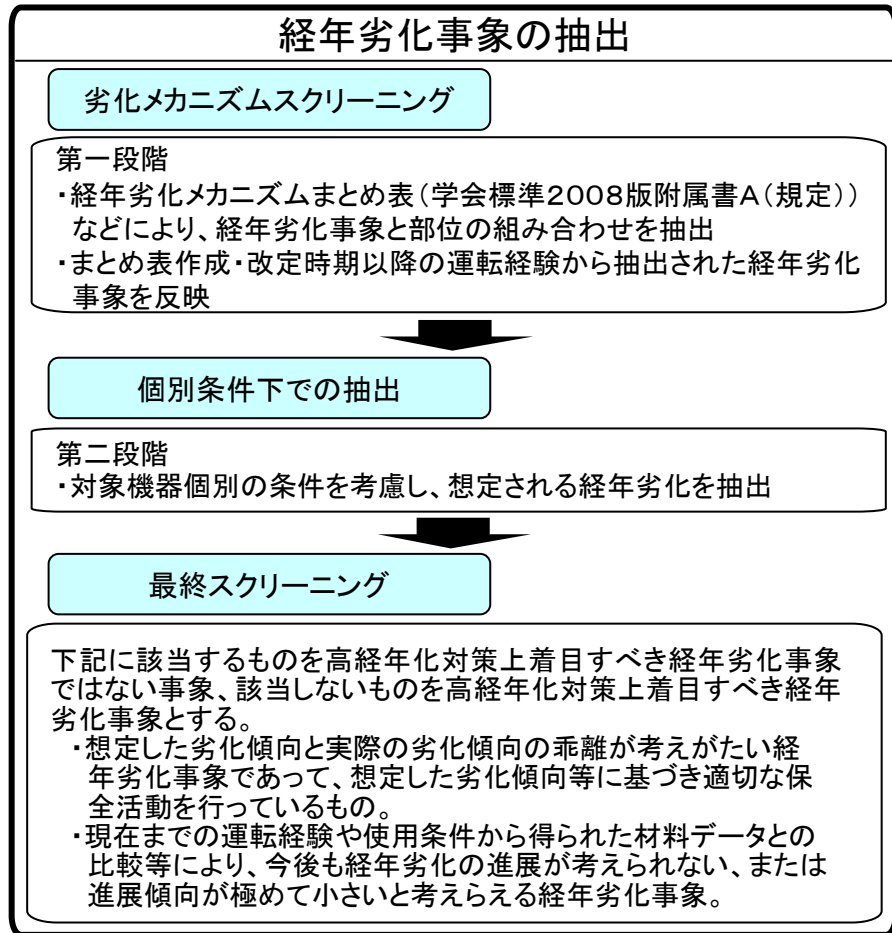
PS-1,2、MS-1,2: 重要度分類指針の重要度クラス
 重: 常設重大事故等対処設備
 高: 重要度クラス3のうち高温・高圧の環境下にある設備

冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出
 (冷温停止版に記載)

グループ毎に重要度、温度等の高いもの等を代表機器として抽出

③ 経年劣化事象の抽出

- 日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」附属書に基づき、「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した。
- 主要6事象※については高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出するとともに、その他の経年劣化事象についても、劣化傾向に関する知見や現状の保全活動を踏まえて、着目すべき経年劣化事象の抽出を行い、技術評価を実施した。
- 耐震／耐津波安全性評価に際しては、着目すべき経年劣化事象ではない日常劣化管理事象を含めて、構造・強度などへの影響が有意な経年劣化事象を改めて抽出し、評価を行った。



【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出結果】

○主要6事象※

- ・低サイクル疲労
- ・中性子照射脆化
- ・照射誘起型応力腐食割れ
- ・2相ステンレス鋼の熱時効
- ・電気・計装品の絶縁低下
- ・コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

○主要6事象以外

- ・電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下

※主要6事象とは、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドにおいて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出することが規定されている6つの事象

冷温停止状態が維持されることを前提とした評価は、断続的運転を前提とした評価(断続運転評価)を活用しつつ、断続運転評価より発生・進展が厳しくなることが予想される事象を抽出し評価する。

- ① 30年目の高経年化技術評価において策定した
長期施設管理方針の実施状況

- ② 30年目以降に発生した事故・トラブル等の一覧表

①30年目の高経年化技術評価において策定した長期施設管理方針の実施状況

高浜3号炉

No.	施設管理方針	実施時期	実施状況
1	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、予防保全として、最新設計を反映した蒸気発生器への取替計画を策定した。
2	原子炉容器の胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、原子炉の運転時間および照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	中長期	第24回定期検査時(2019～2020年度)に第5回の監視試験片を取り出し、監視試験を実施した。最新知見であるJEAC4201の国内脆化予測法による評価を実施した結果、第5回の監視試験片の照射量は脆化予測式の適用範囲外であり、予測との比較はできないが、第4回までの結果からの予測の傾向を踏まえると、特異な脆化傾向は認められなかった。30年目と40年目の評価を比較すると、評価結果の数値に相違はあるが、これらは最新の監視試験データや運転実績を反映した結果であり、40年目の評価においても原子炉容器の健全性に問題はないことを確認した。
3	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*について、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *:ドレン系統配管	短期	第22回定期検査時(2016～2017年度)に、該当するドレン系統配管についてサポートの改造等を実施した。また、この工事を反映した耐震安全性評価を実施し、当該系統において必要最小肉厚 t_{sr} までの減肉を想定しても、耐震安全性に影響がないことを確認した。長期停止後の第21保全サイクル運転後にサポート改造を実施したため、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する機会はなかった。
4	基準地震動 $S_s-2\sim S_s-7$ に対する評価* ¹ が必要な全ての機器・経年劣化事象* ² について、継続して評価を実施する。 * ¹ :弾性設計用地震動 $S_d-2\sim S_d-7$ に対する評価を含む。 * ² :基準地震動 S_s-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象等については、基準地震動 $S_s-2\sim S_s-7$ に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期	第21保全サイクル中に、基準地震動 $S_s-2\sim 7$ に対する評価(弾性設計用地震動 S_d による評価を含む)が必要な全ての機器・経年劣化事象について、評価を実施した結果、耐震安全性に問題はないことを確認した。
5	主変圧器のコイルの絶縁低下については、主変圧器の取替を実施する。	短期	主変圧器のコイルの絶縁低下については、第23回定期検査時(2018年度)に主変圧器の取替を実施した。

①30年目の高経年化技術評価において策定した長期施設管理方針の実施状況

高浜4号炉

No.	施設管理方針	実施時期	実施状況
1	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、蒸気発生器取替を含めた保全方法を検討する。	中長期	蒸気発生器の伝熱管の損傷については、予防保全として、最新設計を反映した蒸気発生器への取替計画を策定した。
2	原子炉容器の胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、原子炉の運転時間および照射量を勘案し、第5回監視試験の実施計画を策定する。	中長期	第23回定期検査時(2020～2021年度)に第5回の監視試験片を取り出し、監視試験を実施した。最新知見であるJEAC4201の国内脆化予測法による評価を実施した結果、第5回の監視試験片の照射量は脆化予測式の適用範囲外であり、予測との比較はできないが、第4回までの結果からの予測の傾向を踏まえると、特異な脆化傾向は認められなかった。30年目と40年目の評価を比較すると、評価結果の数値に相違はあるが、これらは最新の監視試験データや運転実績を反映した結果であり、40年目の評価においても原子炉容器の健全性に問題はないことを確認した。
3	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*について、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。 なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *:ドレン系統配管	短期	第21回定期検査時(2018年度)に、該当するドレン系統配管についてサポートの改造等を実施した。また、この工事を反映した耐震安全性評価を実施し、当該系統において必要最小肉厚 t_{sr} までの減肉を想定しても、耐震安全性に影響がないことを確認した。 長期停止後の第20保全サイクル運転後にサポート改造を実施したため、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する機会はなかった。
4	基準地震動 $S_s-2\sim S_s-7$ に対する評価* ¹ が必要な全ての機器・経年劣化事象* ² について、継続して評価を実施する。 * ¹ :弾性設計用地震動 $S_d-2\sim S_d-7$ に対する評価を含む。 * ² :基準地震動 S_s-1 に対する評価結果から評価が厳しいと考えられる機器・経年劣化事象等については、基準地震動 $S_s-2\sim S_s-7$ に対する評価を実施し、耐震安全性を確認している。	短期	第20保全サイクル中に、基準地震動 $S_s-2\sim 7$ に対する評価(弾性設計用地震動 S_d による評価を含む)が必要な全ての機器・経年劣化事象について、評価を実施した結果、耐震安全性に問題はないことを確認した。
5	主変圧器のコイルの絶縁低下については、絶縁紙の寿命評価に基づく取替の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期	主変圧器のコイルの絶縁低下については、第23保全サイクル中に、主変圧器取替の実施計画を策定した。

② 30年目以降に発生した事故・トラブル等の一覧表

高浜3号炉

No.	情報区分	件名	原因分析結果
1	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査結果について	⑦
2	保全品質情報	高浜発電所3、4号機の運転上の制限逸脱について	⑥
3	保全品質情報	高浜発電所協力会社作業員の計画線量超過について	②
4	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷について	⑦
5	保全品質情報	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査結果について	①
6	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷	①
7	保全品質情報	高浜発電所3、4号機 不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備(NRA検査指摘事項)	①
8	保全品質情報	ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器の不適切な箇所への設置(NRA検査指摘事項)	①
9	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷(NRA検査指摘事項)	①、⑦
10	保全品質情報	使用済燃料ピットエリア監視カメラの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱	⑤
11	保全品質情報	特定重大等対処施設に係る運転上の制限の逸脱	④
12	保全品質情報	原子炉水位計伝送器からの水のにじみ跡に伴う運転上の制限の逸脱	①
13	保全品質情報	タービン動補給水ポンプフィルタ蓋部からの油漏れに伴う運転上の制限の逸脱(NRA検査指摘事項)	①
14	保全品質情報	供用期間中検査の一部不実施による定期事業者検査報告書の内容変更(NRA検査指摘事項)	②
15	保全品質情報	A非常用ディーゼル発電機の待機除外に伴う3、4号機の運転上の制限の逸脱	⑧

原因分析結果の凡例

- ①: 施工・保守不良に起因する事例 ②: ヒューマンエラーに起因する事例 ③: 設計上の問題に起因する事例 ④: 製作上の問題に起因する事例
 ⑤: 偶発的故障に起因する事例 ⑥: 自然現象に起因する事例 ⑦: 経年劣化事象に起因する事例 ⑧: その他の事例

② 30年目以降に発生した事故・トラブル等の一覧表

高浜4号炉

No.	情報区分	件名	原因分析結果
1	保全品質情報	管理区域内での水漏れについて	①
2	トラブル情報	発電機自動停止に伴う原子炉自動停止について	②、③
3	保全品質情報	高浜発電所3、4号機の運転上の制限逸脱について	⑥
4	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷について	⑦
5	保全品質情報	タービン動補助給水ポンプの運転上の制限の逸脱について	①
6	保全品質情報	原子炉容器上蓋の温度計引出管接続部からの蒸気漏れについて	①
7	保全品質情報	A蒸気発生器主蒸気流量計の一時的な指示値低下に伴う運転上の制限の逸脱と復帰について	⑤
8	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷	①
9	保全品質情報	使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱について	⑤
10	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷	⑦
11	保全品質情報	原子炉容器上蓋の温度計引出管からのわずかなにじみ	⑤
12	保全品質情報	高浜発電所3、4号機 不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備(NRA検査指摘事項)	①
13	保全品質情報	充てん/高圧注入ポンプ配管室における煙感知器の不適切な箇所への設置(NRA検査指摘事項)	①
14	保全品質情報	原子炉キャビティ除染工事の身体汚染における内部摂取判断の不備(NRA検査指摘事項)	②
15	保全品質情報	屋内消火栓元弁の不適切な管理(NRA検査指摘事項)	②
16	保全品質情報	B中央制御室外原子炉停止盤室の3時間耐火壁の電線管貫通部シール未施工(NRA検査指摘事項)	①
17	トラブル情報	蒸気発生器伝熱管の損傷(NRA検査指摘事項)	①、⑦
18	保全品質情報	B加圧器逃がし弁の出口温度上昇に伴う運転上の制限の逸脱(NRA検査指摘事項)	①
19	保全品質情報	A非常用ディーゼル発電機の待機除外に伴う3、4号機の運転上の制限の逸脱	⑧
20	トラブル情報	PR中性子束急減による原子炉自動停止	①

原因分析結果の凡例

- ①: 施工・保守不良に起因する事例 ②: ヒューマンエラーに起因する事例 ③: 設計上の問題に起因する事例 ④: 製作上の問題に起因する事例
 ⑤: 偶発的故障に起因する事例 ⑥: 自然現象に起因する事例 ⑦: 経年劣化事象に起因する事例 ⑧: その他の事例

- ① 高浜3号炉の主な設工認一覧
- ② 高浜4号炉の主な設工認一覧

① 高浜3号炉の主な設工認一覧

高浜発電所3号炉の新規制基準適合性審査後に申請した、主な設工認の認可日等は以下の通り。

設工認件名	設工認認可日	認可番号	備考
主変圧器の取替工事	届出	届出	
3・4号機共用の緊急時対策所の撤去に伴う変更	2019年4月26日	原規規発第19042617号	
特定重大事故等対処施設設置工事	2019年8月7日	原規規発第1908072号	
所内常設直流電源設備(3系統目)設置工事	2020年3月5日	原規規発第2003053号	
津波警報等が発表されない可能性のある津波への対応	2021年2月8日	原規規発第2102083号	
廃樹脂処理装置の共用化等	2021年2月8日	原規規発第2102086号	
原子炉格納容器電気配線貫通部改造工事	2022年12月28日	原規規発第2212285号	使用前検査合格証・ 使用前確認証 未交付

② 高浜4号炉の主な設工認一覧

高浜発電所4号炉の新規制基準適合性審査後に申請した、主な設工認の認可日等は以下の通り。

設工認件名	設工認認可日	認可番号	備考
無停電電源装置(計器用電源)の改造	2018年1月22日	原規規発第1801221号	
3・4号機共用の緊急時対策所の撤去に伴う変更	2019年4月26日	原規規発第19042618号	
特定重大事故等対処施設設置工事	2019年8月7日	原規規発第1908073号	
所内常設直流電源設備(3系統目)設置工事	2020年3月5日	原規規発第2003054号	
津波警報等が発表されない可能性のある津波への対応	2021年2月8日	原規規発第2102084号	
原子炉格納容器電気配線貫通部改造工事	2022年12月28日	原規規発第2212286号	使用前検査合格証・ 使用前確認証 未交付

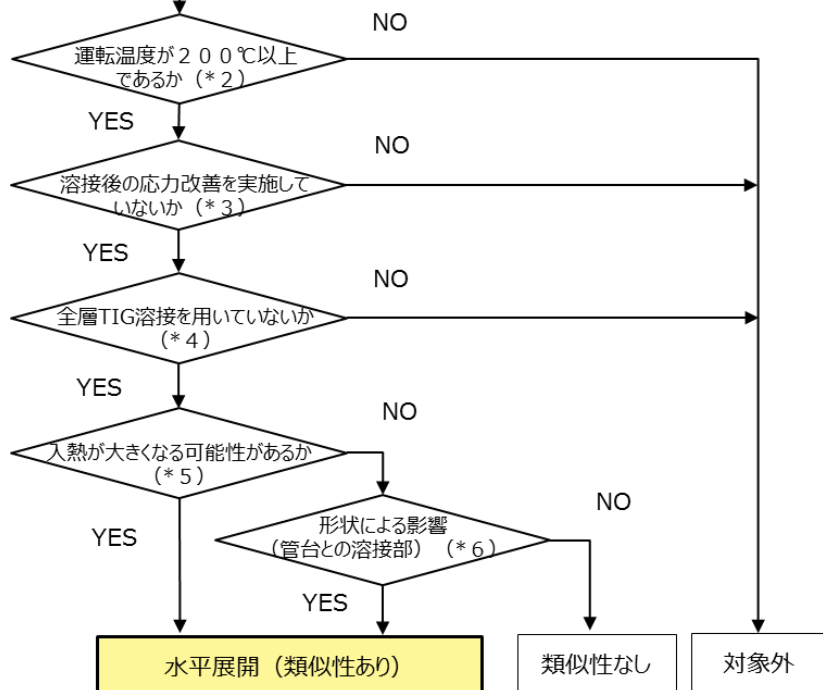
**「大飯3号炉 加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示」
への高浜3・4号炉の対応状況**

「大飯3号炉 加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示」 への高浜3・4号炉の対応状況

- 高浜3号炉は第25～27回定期検査、高浜4号炉は第24～26回定期検査それぞれで、水平展開箇所全数(※参照)を対象に検査を実施する計画としている。実績としては、高浜3号炉25回定期検査、高浜4号炉は第24回定期検査にて水平展開箇所全数について超音波探傷検査を実施した結果、有意な指示がないことを確認した。
- 原子力エネルギー協議会(ATENA)体制下での発生メカニズムの解明等の取組みについて、当社も参加し、知見拡充等に取り組んでいる。
- 上記の取組みを踏まえて、高浜3号炉は第28回保全サイクル以降、高浜4号炉は第27回保全サイクル以降の検査対象および頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。

※健全性確認対象フロー(2021年2月12日審査会合資料より引用)

1次系水質環境中オーステナイト系ステンレス鋼配管の
供用期間中検査(UT)対象の全系統の全溶接部(*1)



- (*1) PWR環境中のSCCの進展が認められていないステンレス鋳鋼、初層溶接部が接液しないセットイン管台、及び初層溶接部が除去されているセットオン管台は含まれていない。
- (*2) PWR環境中のSCCの進展への温度の影響を考慮し、運転温度200℃以上の溶接部は抽出対象とする。
- (*3) 残留応力の影響を考慮し、溶接後の応力改善(バフ研磨やピーニング)を実施していない溶接部は抽出対象とする。
- (*4) 全層TIG溶接は硬化が小さいことを確認していること及び、初層入熱量が小さくできることで、応力についても小さくできることから、全層TIG溶接を用いていない溶接部は抽出対象とする。
- (*5) 経験年数が少ない溶接士が施工した場合、丁寧かつ慎重に作業することにより入熱が大きくなる可能性があることから、実務経験が3年未満の溶接士が施工した溶接部(入熱の安定する工場溶接を除く)は抽出対象とする。または、補修溶接を実施した場合は、追加で溶接をするため、入熱が大きくなる可能性があることから、補修溶接を実施した溶接部を抽出対象とする。
- (*6) 管台は他の形状と比較して溶接による硬化が生じやすく、モックアップにおいても管台を含む形状で300HVを超える硬さを確認したことから、形状の影響の大きい「管台-エルボ」及び「管台-直管」の溶接部を抽出対象とする。

	水平展開箇所数
高浜3	14
高浜4	18