

高浜発電所3,4号炉 運転期間延長認可申請の概要

2023年4月25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	・・・	40

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) |

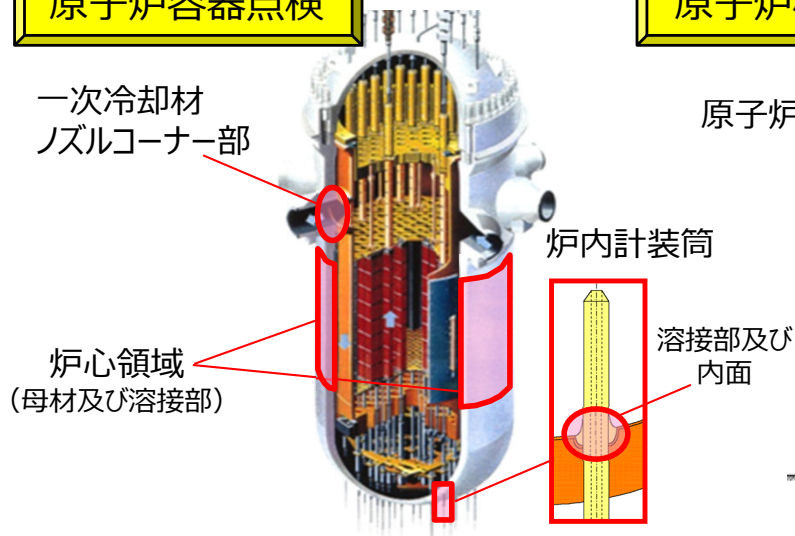
特別点検結果

特別点検の概要

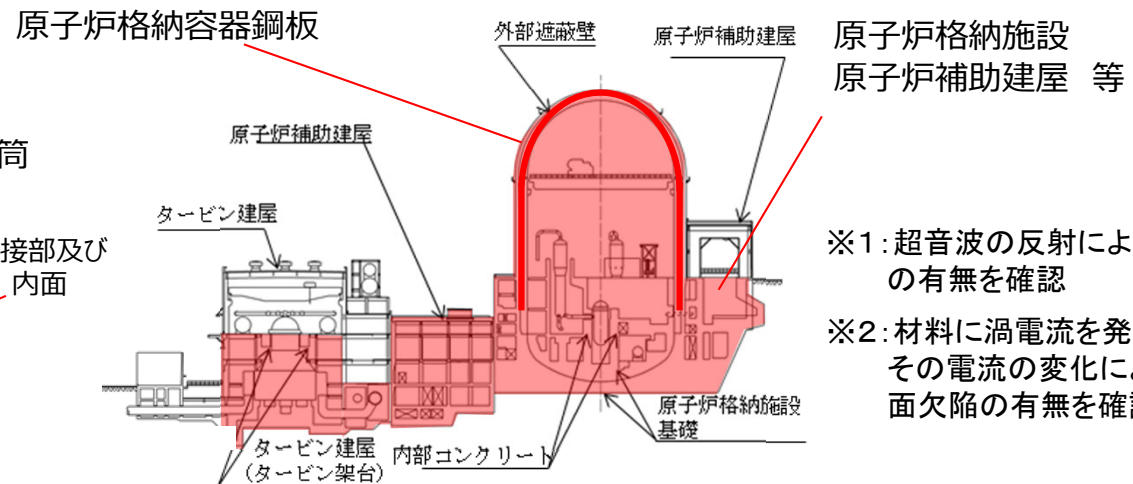
○特別点検の内容

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一部	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

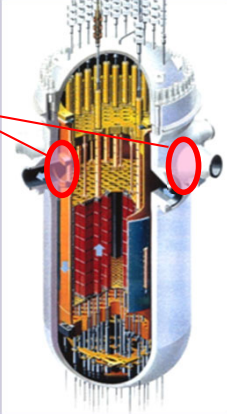
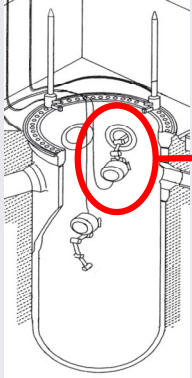

※1: 超音波の反射によって欠陥の有無を確認

※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

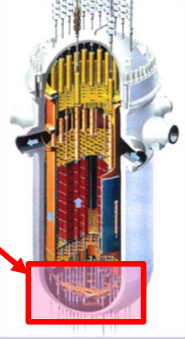
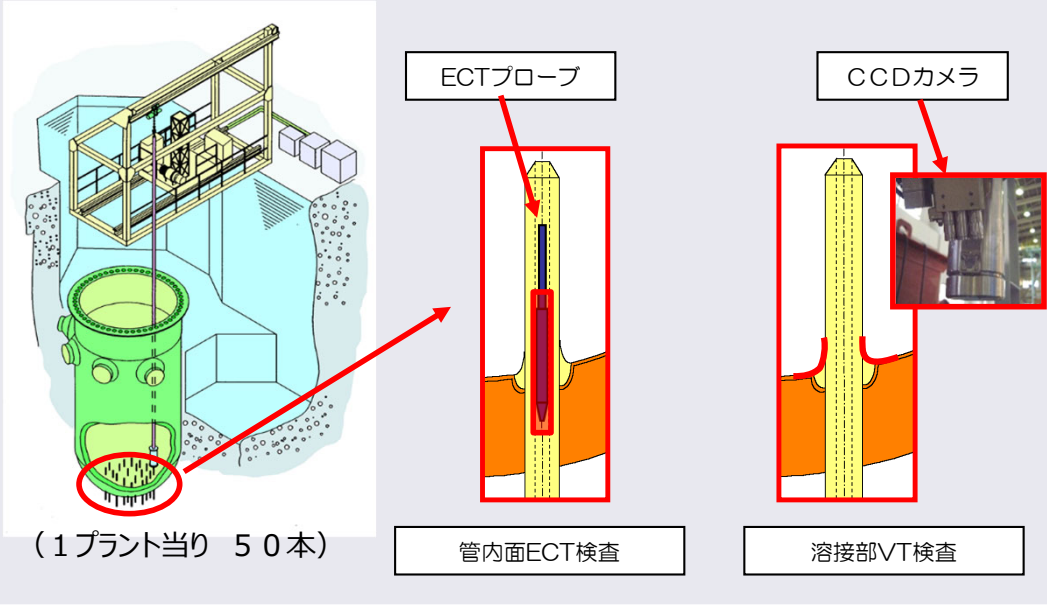
原子炉容器の特別点検結果

点検部位	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	 <p>炉心領域 (母材及び溶接部)</p>
着目する劣化事象	中性子照射脆化	
点検手法	超音波探傷試験(UT)	
点検方法	<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>	
実施期間 ()内はデータ採取日	<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>	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。	

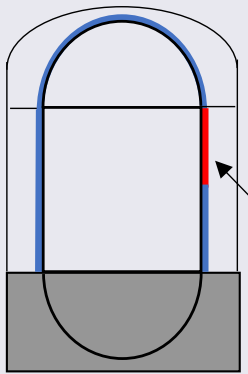
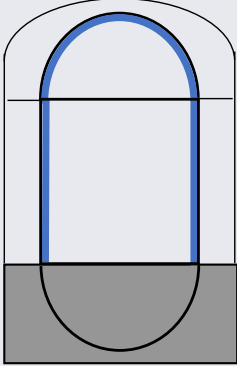
原子炉容器の特別点検結果

点検部位	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)	 <p>一次冷却材 ノズルコーナー部</p>
着目する劣化事象	疲労	
点検手法	渦流探傷試験(ECT)	
点検方法	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。	 
実施期間 ()内はデータ採取日	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)	
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。	



原子炉容器の特別点検結果

点検部位	炉内計装筒(BMI) (全数)	
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>	
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

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
点検手法	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
点検方法	<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> <p>(半球部外面) ・歩廊から直接目視</p> <p>(円筒部外面) ・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)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>内面</p> <p>(半球部内面) ・ポークレーン上の仮設足場等から直接目視</p> <p>(円筒部内面) ・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</p> </div> </div>
実施期間 ()内はデータ採取日	<p>3号炉:2022.9.26 ~ 2022.9.30(2020.2.10~2020.9.30)</p> <p>4号炉:2022.10.3 ~ 2022.10.7(2020.10.12~2021.2.3)</p>
点検結果	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。

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					
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。					

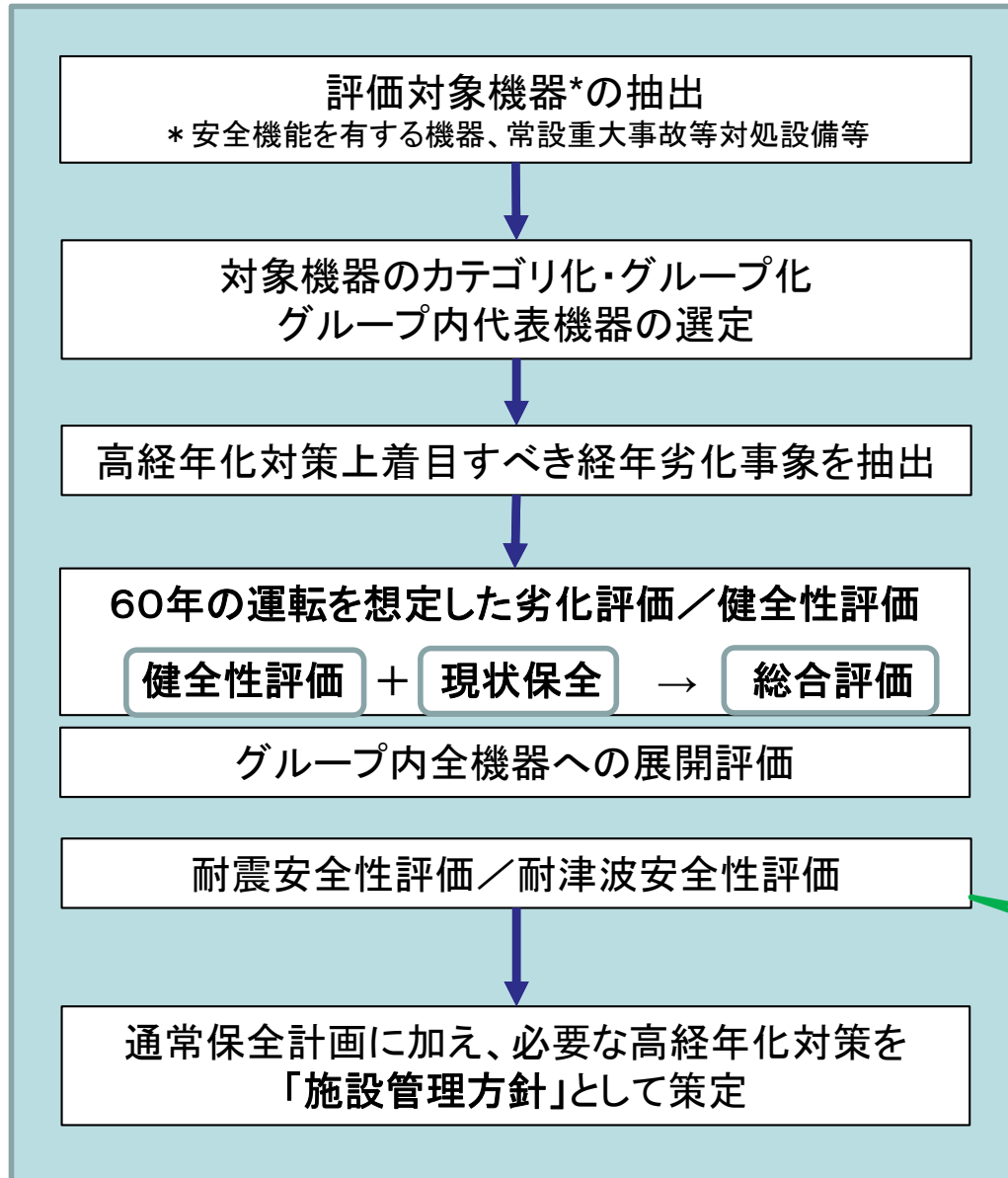
劣化状況評価

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※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。

劣化状況評価の流れ



[劣化事象]

- 低サイクル疲労割れ
- 原子炉容器の中性子照射脆化
- 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・計装品の絶縁低下および気密性低下
- コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

40年目の追加評価

- ・経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)
- ・保全実績の評価
- ・30年目の長期施設管理方針の有効性評価

反映

- 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価等

- 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

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。

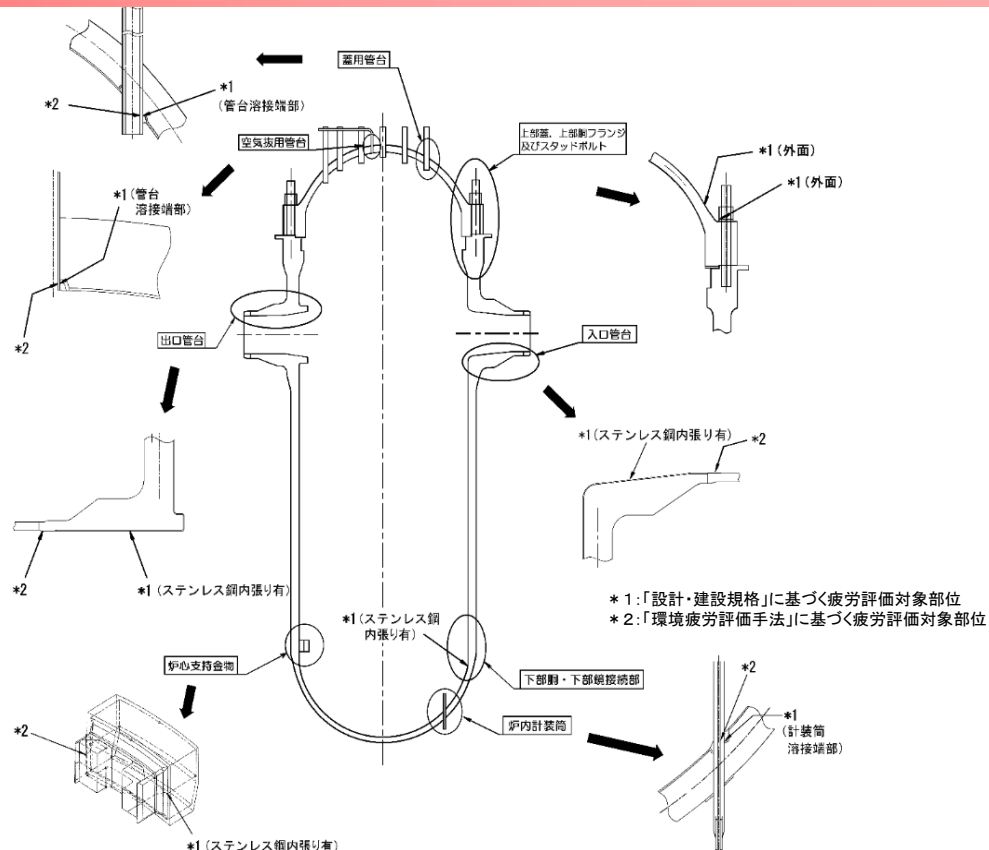
総合評価

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定期的の実施していく。

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 $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2 (E>1\text{MeV})$ 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。

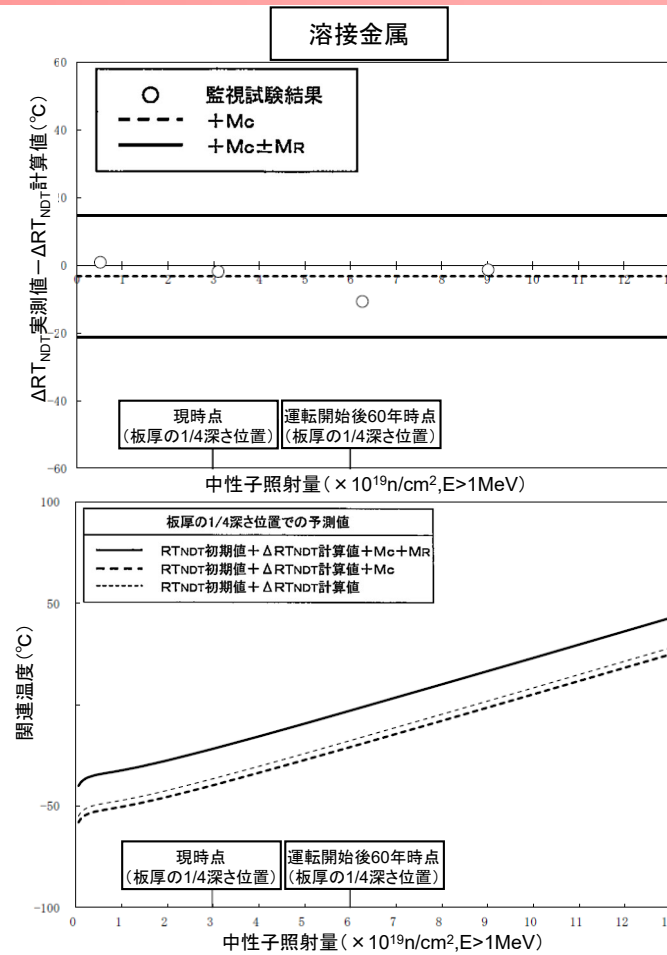
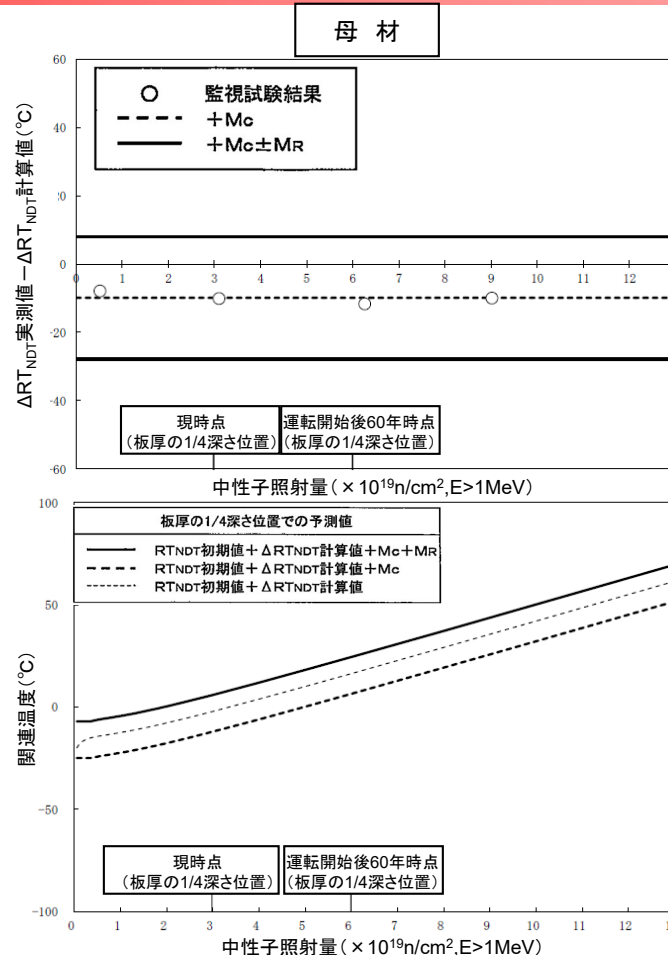
関連温度に係る監視試験結果

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	-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を踏まえて特異な脆化が生じていないことを確認した。

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 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [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	2.98	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深さまでの中性子照射量
 *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ていない。

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・照射量を勘案して適切な時期に第6回監視試験を実施する。*

施設管理方針

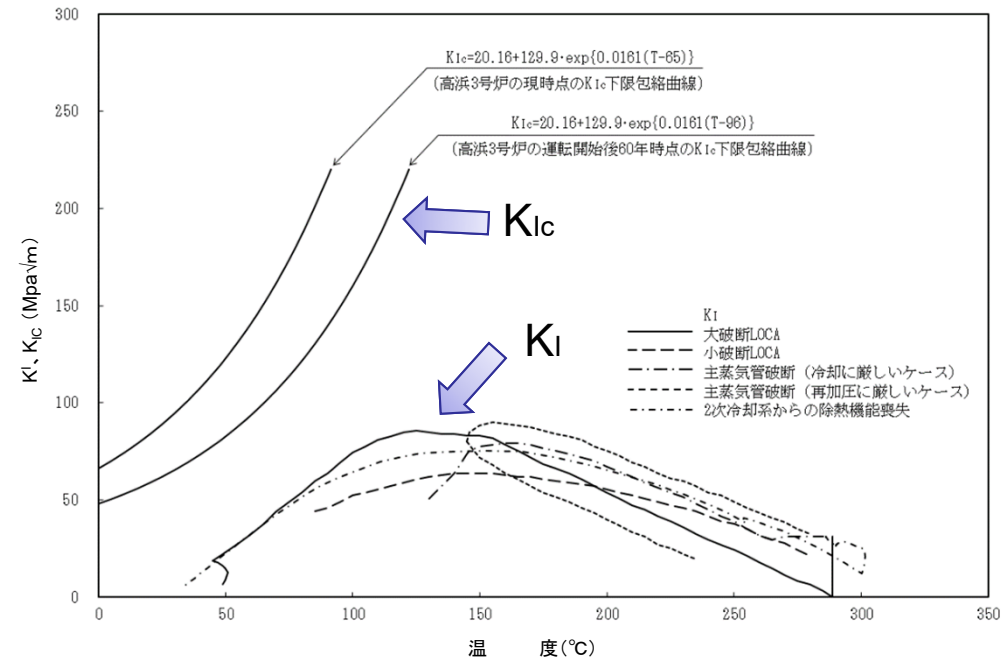
*原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは「運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画」を長期施設管理方針として定めることが規定されている。

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

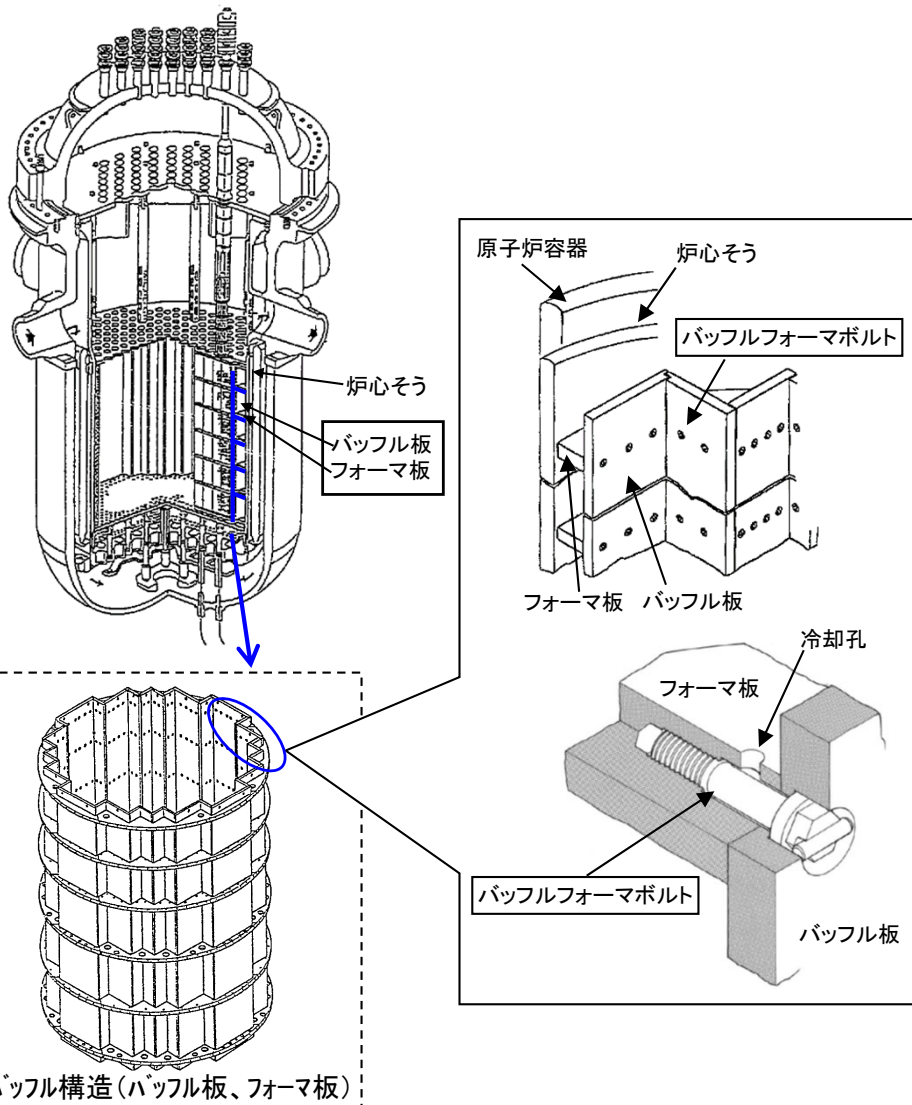


原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

③ 照射誘起型応力腐食割れ

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

【評価例】: バッフルフォーマボルト



バッフルフォーマボルト構造図

健全性評価

バッ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

バッ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。

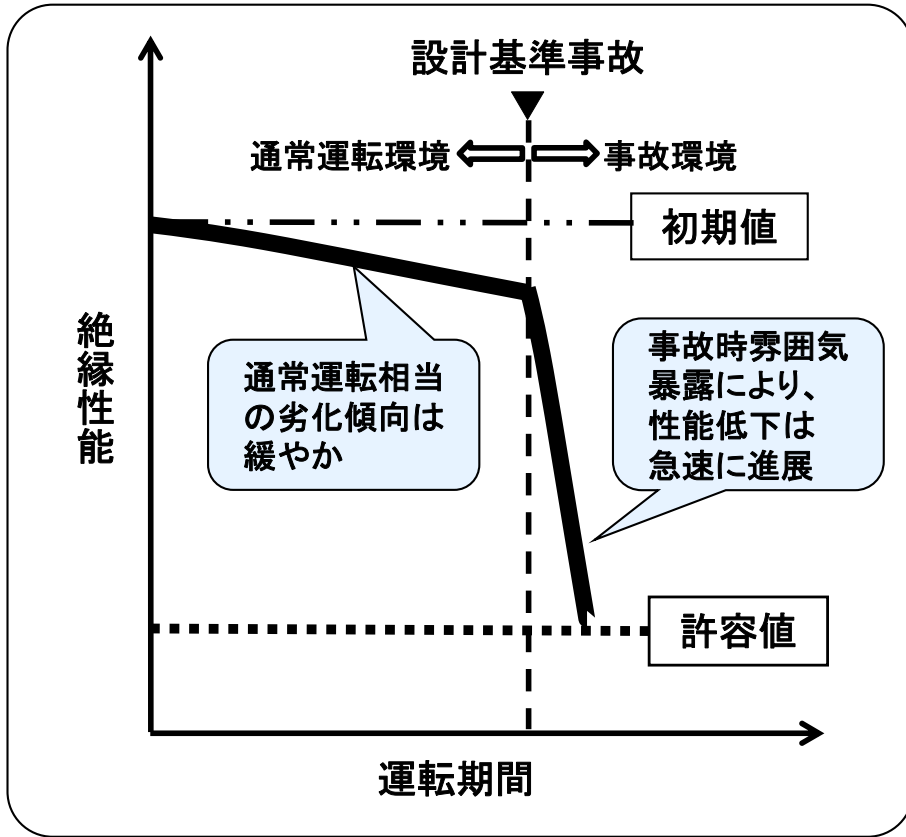
高経年化への対応

バッ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。

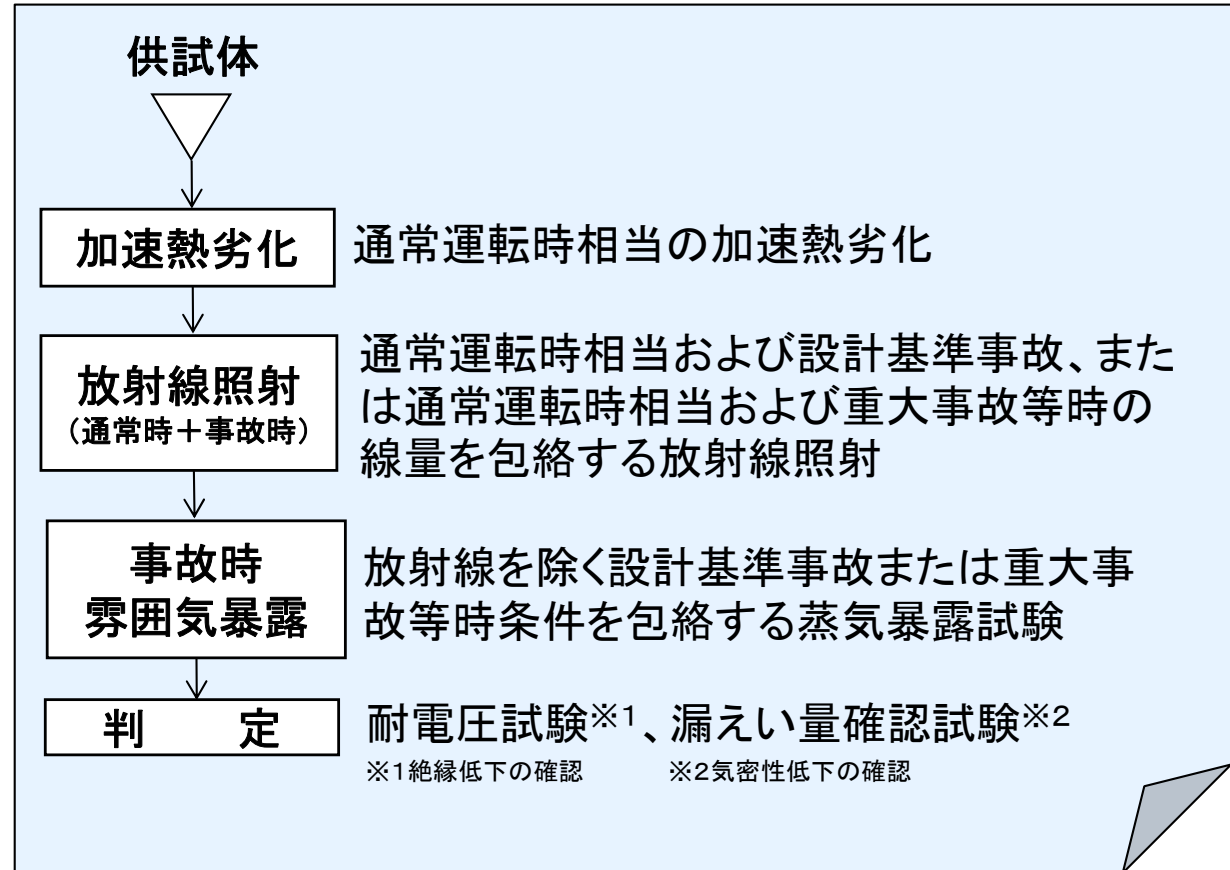
⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 評価対象機器: ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】: 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】：電気ペネトレーション(LV型)

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。

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・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

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。

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

○定期的に目視確認を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。
○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(概要一覽)

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。

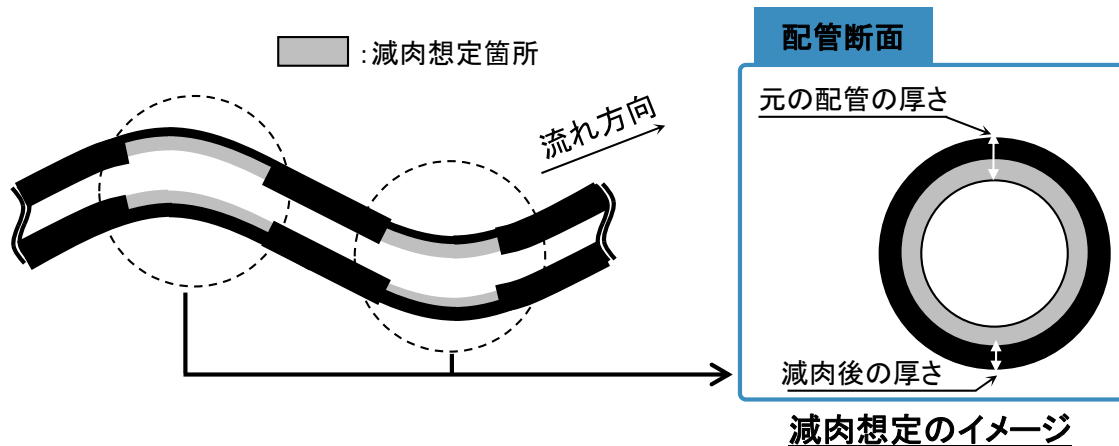
⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

【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	0.42
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}
蒸気発生器ブローダウン 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
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	津波監視設備

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

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。

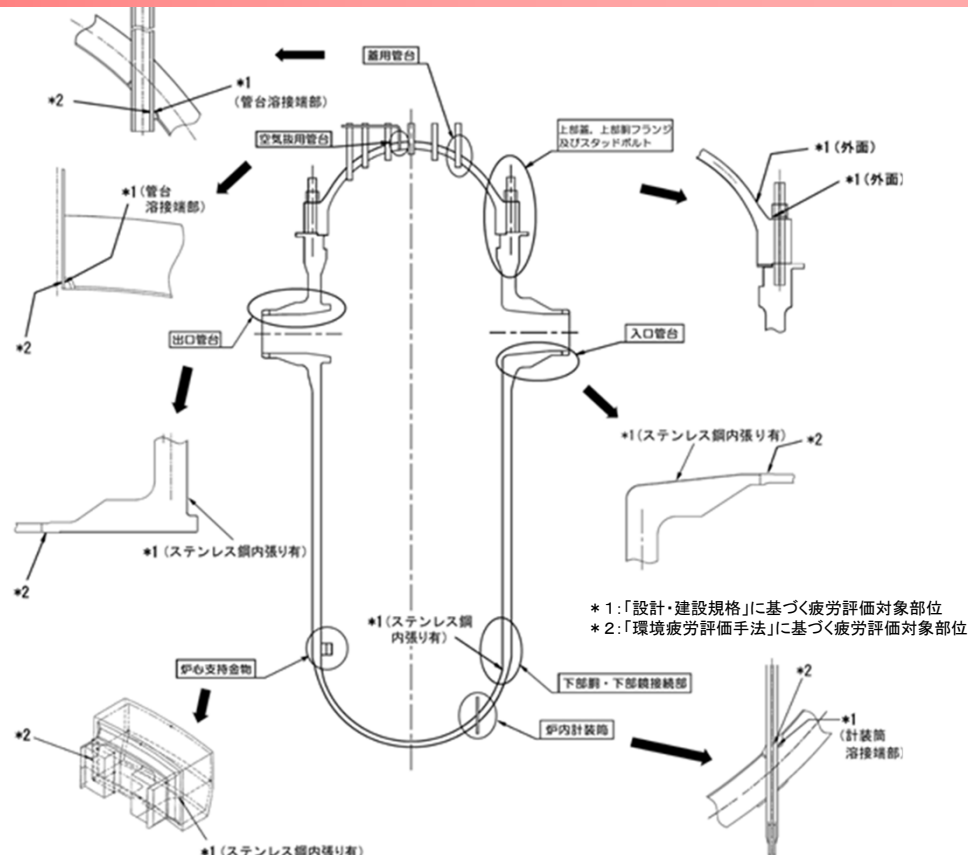
総合評価

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定期的実施していく。

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 $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 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。

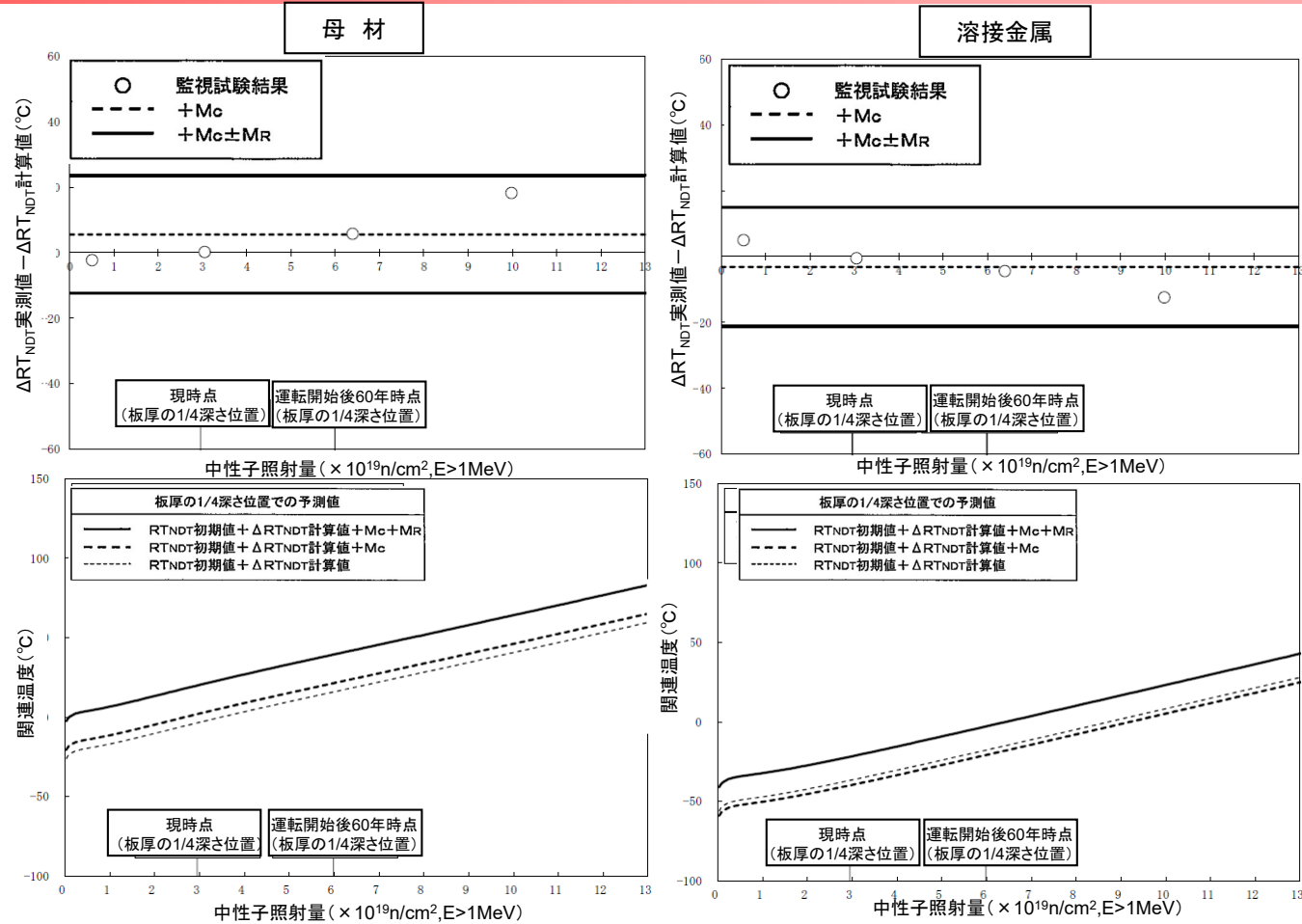
関連温度に係る監視試験結果

回数	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E > 1 \text{MeV}$]	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を踏まえて特異な脆化が生じていないことを確認した。

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 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E > 1 \text{MeV}$]	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ていない。

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・照射量を勘案して適切な時期に第6回監視試験を実施する。*



施設管理方針

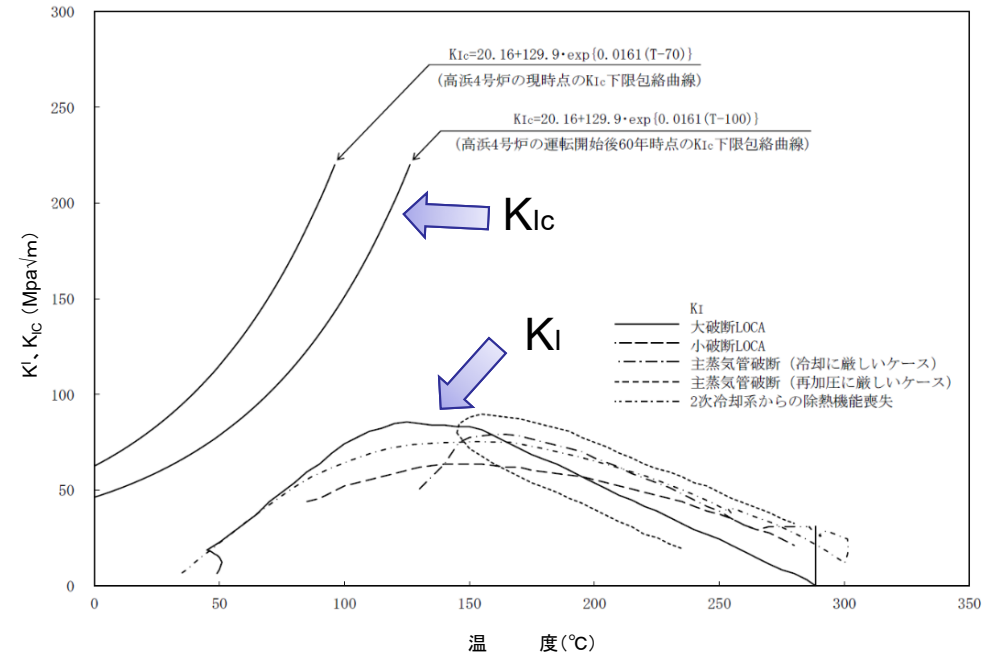
*原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは「運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画」を長期施設管理方針として定めることが規定されている。

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	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

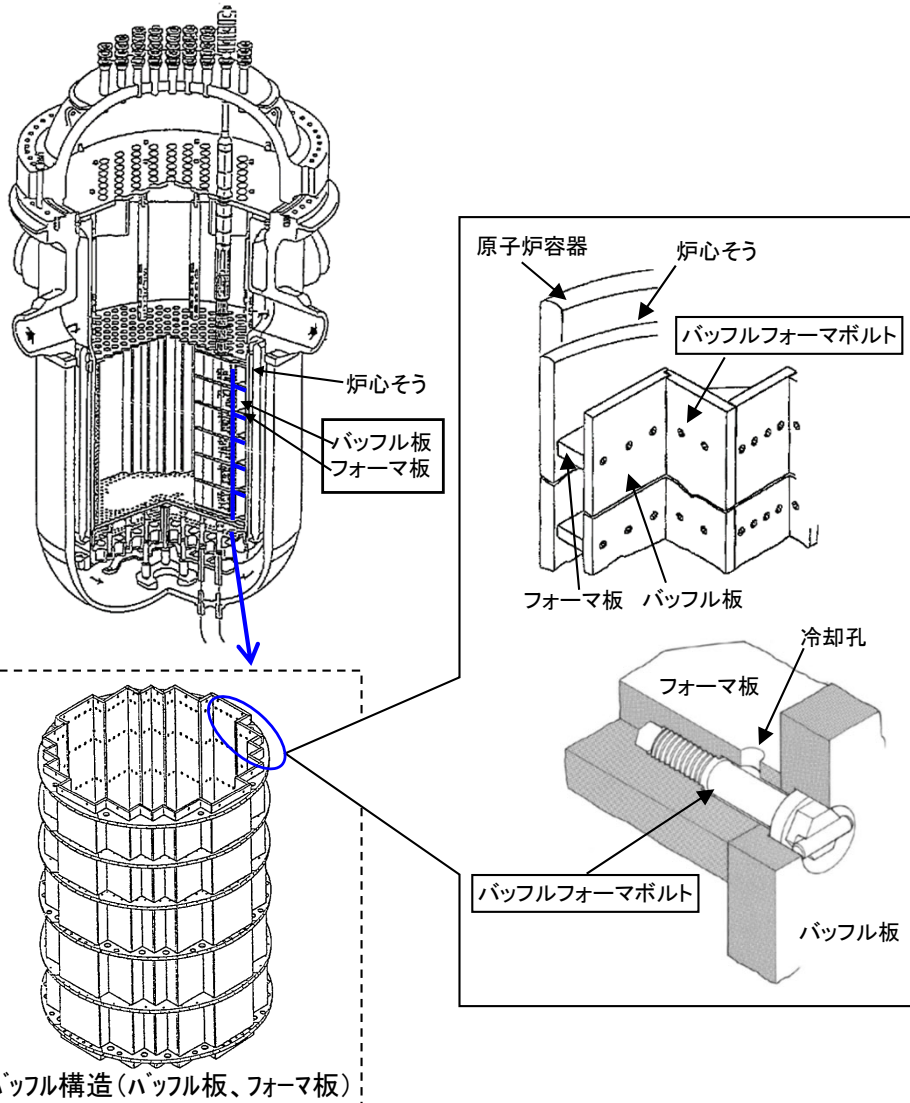


原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

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。

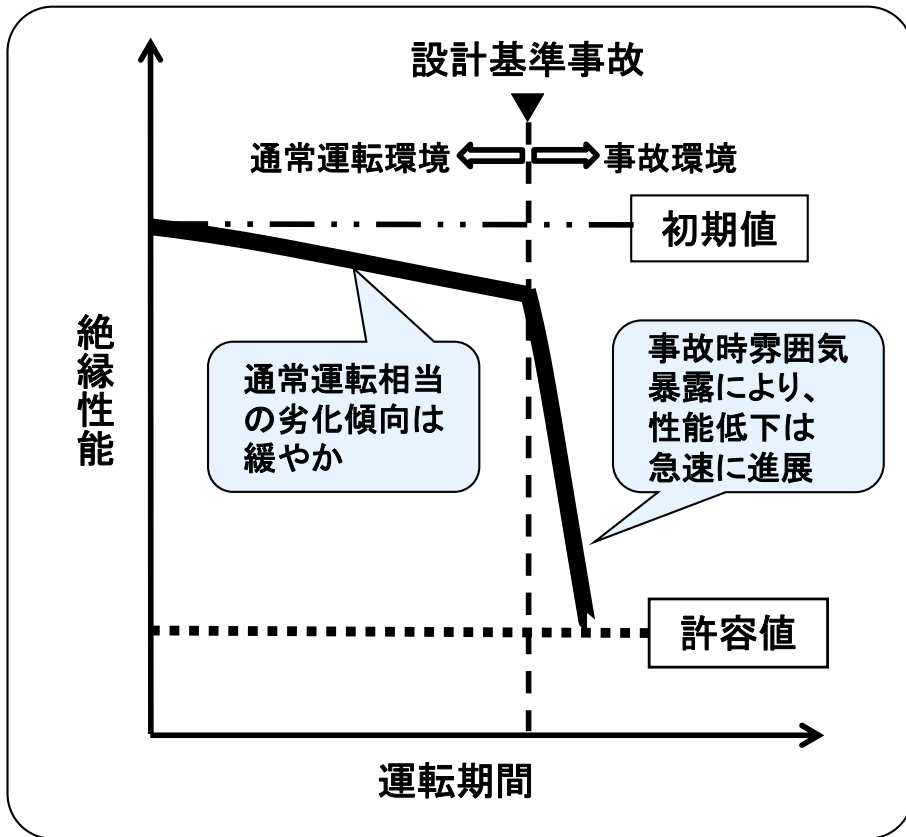
高経年化への対応

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。

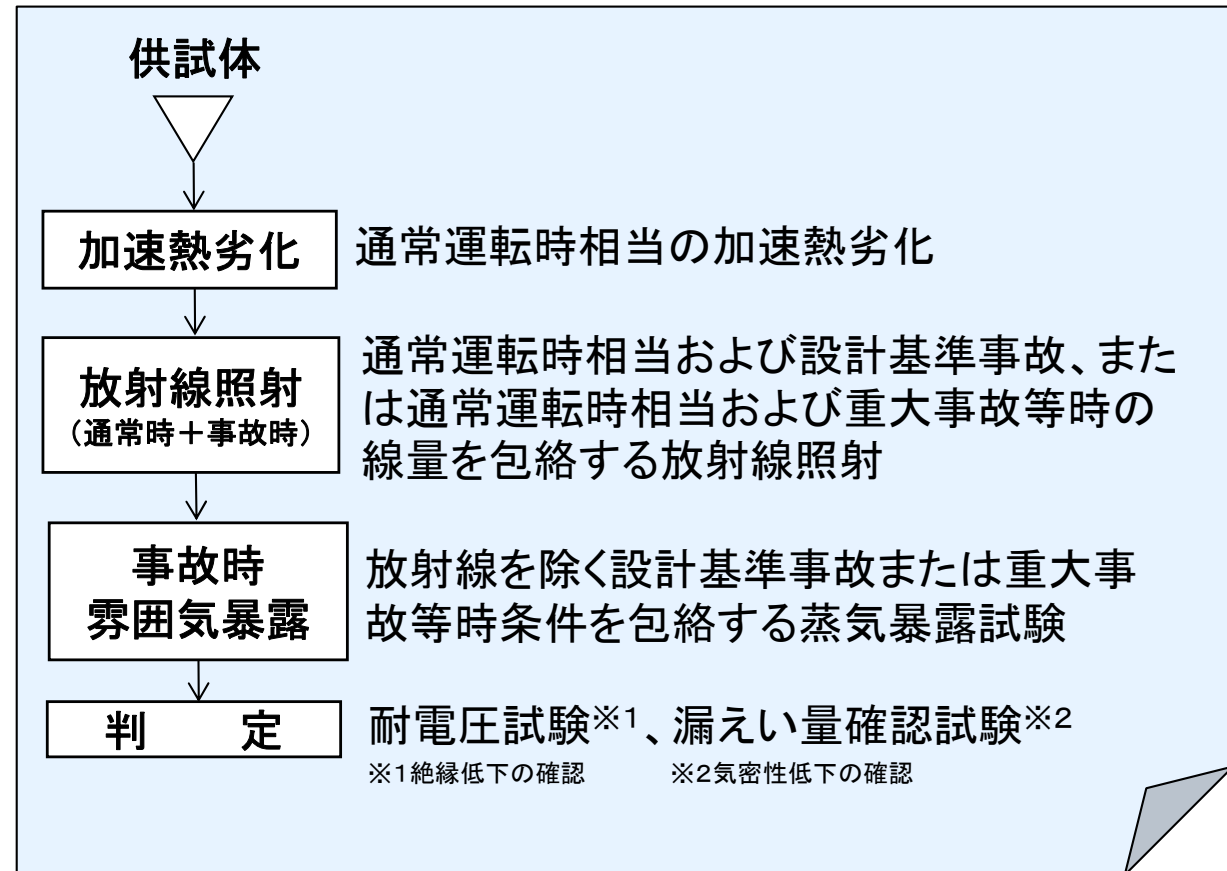
⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 評価対象機器：ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】：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】：電気ペネトレーション(LV型)

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。

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・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

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。

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

○定期的に目視確認を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。
○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(概要一覽)

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。

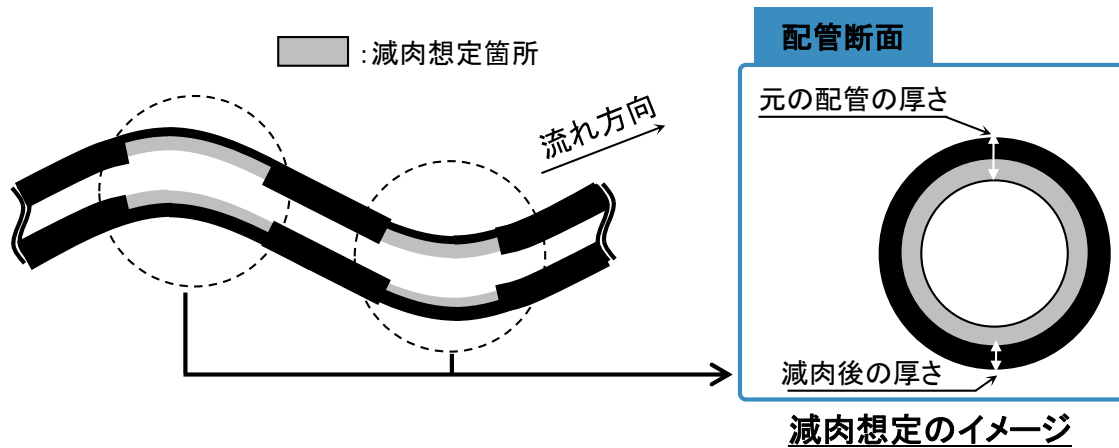
⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

【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}
蒸気発生器ブ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
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	津波監視設備

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)

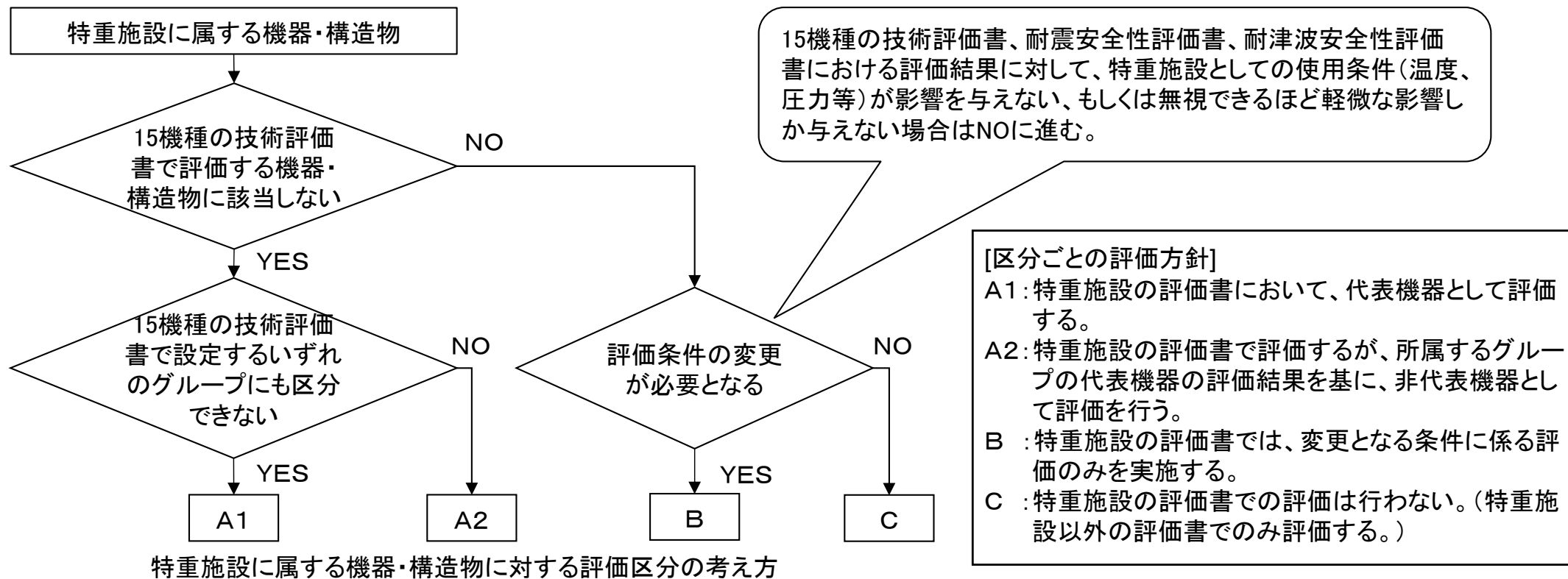
○余熱除去ポンプモータの固定子コイルおよび口出線・接続部品の絶縁低下(高経年化対策上着目すべき経年劣化事象)

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。

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。

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。