

**高浜発電所1号炉 高経年化技術評価(50年目)に係る
原子炉施設保安規定変更認可申請について
(1号炉の長期施設管理方針の策定)**

2023年11月2日
関西電力株式会社



原子炉施設保安規定の変更認可申請理由および概要について	2
高浜発電所 1 号炉の概要と保全実績	3 ~ 6
高経年化技術評価の概要	7 ~ 12
評価対象設備と経年劣化事象の抽出	13 ~ 16
経年劣化事象の評価	17 ~ 34
長期施設管理方針	35 ~ 36
今後の取組み	37

原子炉施設保安規定の変更認可申請理由および概要について

1. 申請理由

高浜発電所1号炉が2023年11月14日で運転開始後49年となることから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下、「実用炉規則」という。)第82条第3項に従い高経年化技術評価を行い、この評価結果を基に、実用炉規則第92条第1項に基づき、原子炉施設保安規定に1号炉の長期施設管理方針の追加および関連する条文の変更のため、原子炉施設保安規定変更認可申請を実施した。

2. 申請概要

変更および追加範囲			主な変更および追加内容
第4章	(変更) 第120条の6	原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針	・1号炉に関し、機器および構造物について、営業運転を開始した日以後50年を経過する日までに実施した「経年劣化に関する技術的な評価」および「長期施設管理方針の策定」について、原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、策定した長期施設管理方針を変更することを記載
添付	(変更) 添付6	長期施設管理方針 (第120条の6 関連)	2024年11月14日からの施設管理項目として以下を記載 <ul style="list-style-type: none"> ・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回監視試験の実実施計画を策定する。【中長期】 ・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。【中長期】 ・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30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31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】 ・バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、炉内構造物の取替を計画しており、計画に基づき取替を実施する。【短期】 <small>※短期とは2024年11月14日からの5年間、中長期とは2024年11月14日からの10年間をいう。</small>
附則	—	—	・2024年11月14日から適用することを記載

上記の長期施設管理方針の策定にあたり、実施した高経年化技術評価の概要について、次頁以降で説明する。

① 高浜発電所1号炉の概要

② 運転開始以降に実施した主な改善

① 高浜発電所1号炉の概要

○主要仕様

電気出力	約826MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,440MW
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車室再熱再生式

○主な経緯

原子炉設置許可	1969年12月
建設工事開始	1969年12月
営業運転開始	1974年11月

○運転実績

2023年3月末時点

累積平均設備利用率	52.5%
計画外停止回数	17回



② 運転開始以降に実施した主な改善

○主要機器改善の状況

高浜発電所1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1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
燃料取替用水タンク取替工事	第22回定期検査時 (2004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、海塩粒子による塩素型応力腐食割れに対する長期保全の観点から、耐応力腐食割れ性を向上した材料に取替を実施した。
原子炉容器炉内計装筒等の予防保全工事	第25回定期検査時 (2007～2008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、600系ニッケル基合金が使用されている溶接部表面の残留応力を低減させるため、炉内計装筒及び冷却材出入口管台溶接部についてウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施した。
余熱除去系統配管取替工事	第25回定期検査時 (2007～2008年度)	国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる熱疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、温度揺らぎを抑制できる合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。
加圧器サージ管台取替工事	第27回定期検査時 (2010～2023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、加圧器サージ管台の溶接部を、600系ニッケル基合金で溶接された管台から、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台への取替を実施した。
充てん配管等撤去工事	第27回定期検査時 (2010～2023年度)	国内外PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度ゆらぎによる熱疲労)を踏まえ、に、2系統ある充てん配管のうち使用していない系統の充てん配管、隔離弁などの撤去を実施した。
原子炉冷却系統設備小口径配管他取替工事	第27回定期検査時 (2010～2023年度)	国外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、化学体積制御系統および試料採取系統について耐食性に優れた材料への取替を実施した。
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。

② 運転開始以降に実施した主な改善

燃料取替用水タンク取替工事

第22回定期検査時(2004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、海塩粒子による塩素型応力腐食割れに対する長期保全の観点から、耐力腐食割れ性を向上した材料に取替を実施した。

加圧器サージ管台取替

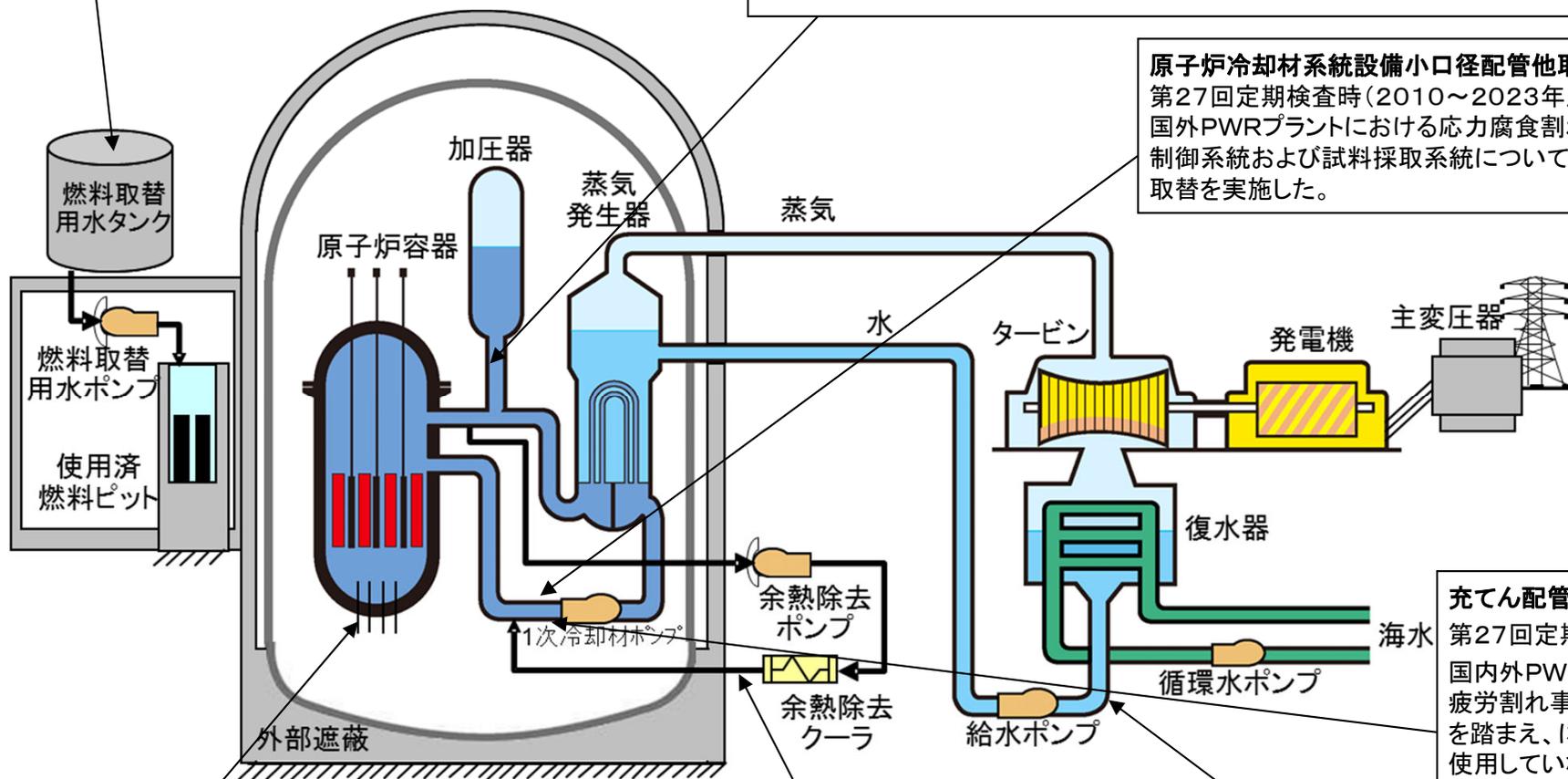
第27回定期検査時(2010～2023年度)

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、加圧器サージ管台については、600系ニッケル基合金で溶接された管台から、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台への取替を実施した。

原子炉冷却材系統設備小口径配管他取替工事

第27回定期検査時(2010～2023年度)

国外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、化学体積制御系統および試料採取系統について耐食性に優れた材料への取替を実施した。



充てん配管等撤去工事

第27回定期検査時(2010～2023年度)

国内外PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度ゆらぎによる熱疲労)を踏まえ、に、2系統ある充てん配管のうち使用していない系統の充てん配管、隔離弁などの撤去を実施した。

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。

原子炉容器炉内計装筒等の予防保全工事

第25回定期検査時(2007～2008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、600系ニッケル基合金が使用されている溶接部表面の残留応力を低減させるため、炉内計装筒及び冷却材出入口管台溶接部についてウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施した。

余熱除去系統配管取替工事

第25回定期検査時(2007～2008年度)

国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる熱疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、温度揺らぎ及び熱疲労を抑制する合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。

- ①高経年化技術評価の要求事項
- ②高経年化技術評価の体制
- ③高経年化技術評価実施工程
- ④運転経験および最新知見の反映
- ⑤高経年化技術評価の評価フロー

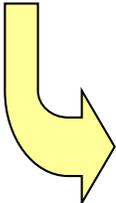
① 高経年化技術評価の要求事項

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(抜粋)

- 第82条(発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価)
運転開始後50年を経過する日までに、安全上重要な機器等に対して、経年劣化に関する技術的な評価を行い、この評価結果に基づき、認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において実施すべき施設管理に関する方針「長期施設管理方針」を策定しなければならない。
- 第92条(保安規定)
経年劣化に係る技術的な評価に関することおよび長期施設管理方針を保安規定の記載事項とする。

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(概要)

- 高経年化対策として実施する高経年化技術評価および長期施設管理方針に関する基本的な要求事項を規定。主な事項は以下の通り。
 - －評価対象設備について規定
 - －プラント運転経験や最新知見を適切に反映することを要求
 - －高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出を要求
 - －健全性評価の前提とする評価期間について規定
 - －耐震安全性/耐津波安全性評価の要求
 - －断続的運転と冷温停止状態の維持を前提とした評価の要求
 - －長期施設管理方針の策定と保安規定への反映



○安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有する機器及び構造物、浸水防護施設に属する機器及び構造物および常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価および耐震安全性/耐津波安全性評価を実施。(運転開始以後30年を経過する日までに技術基準規則に定める基準に適合させているもの)

○断続的運転を前提とした評価と冷温停止状態の維持を前提とした評価の両方を実施。

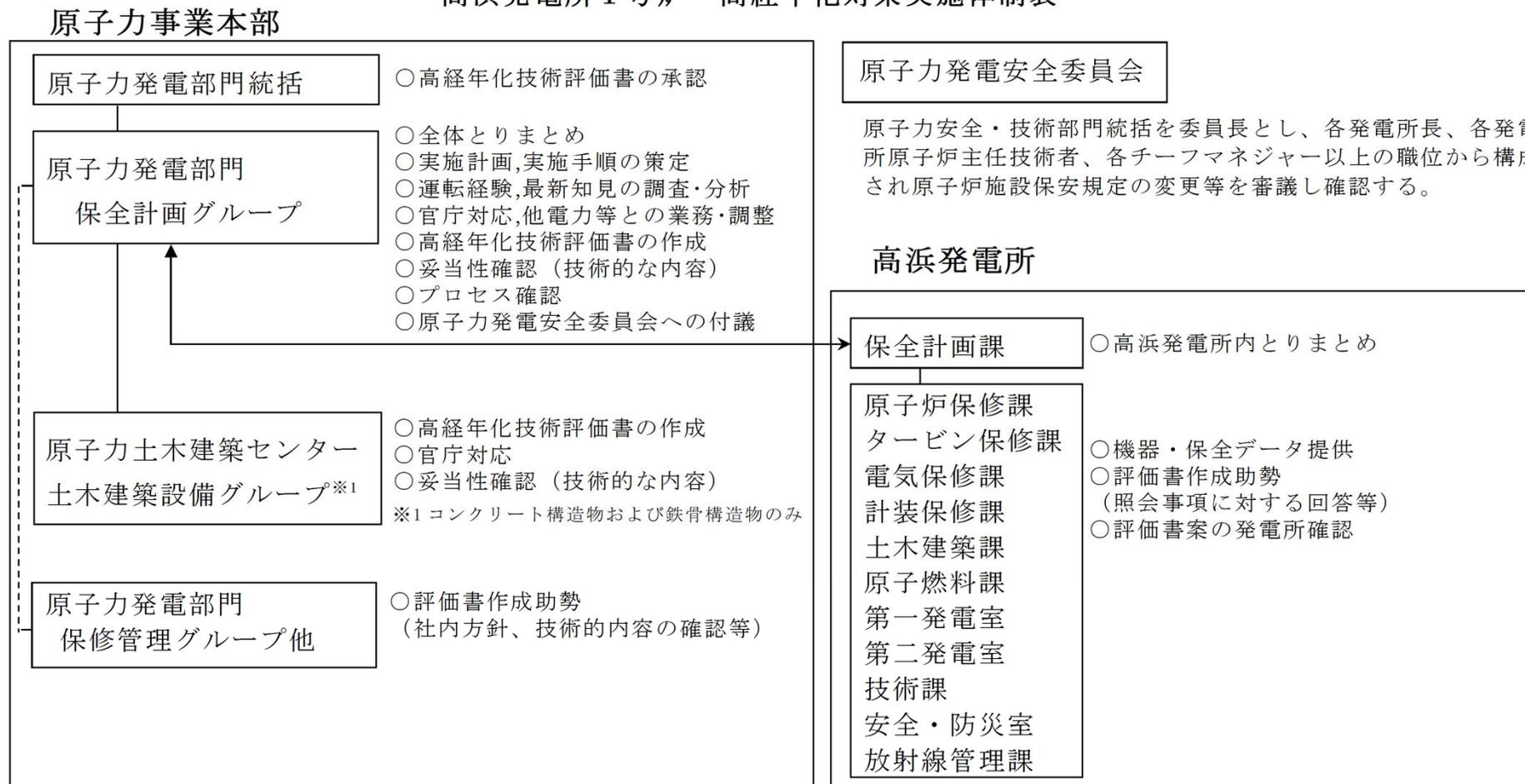
⇒抽出された追加保全策について長期施設管理方針を策定し、保安規定に定める。

② 高経年化技術評価の体制

○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。

高浜発電所 1 号炉 高経年化対策実施体制表



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

④ 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

高経年化技術評価においては、これまでに実施した先行プラントの高経年化技術評価書を参考にするとともに、2023年6月までの最新知見および国内外の運転経験について高経年化技術評価書への影響を整理し、反映要否を判断した。なお、調査対象期間以降の最新知見、運転経験についても適宜反映を検討する。

1. 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。

2. 国内の経験

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。

3. 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

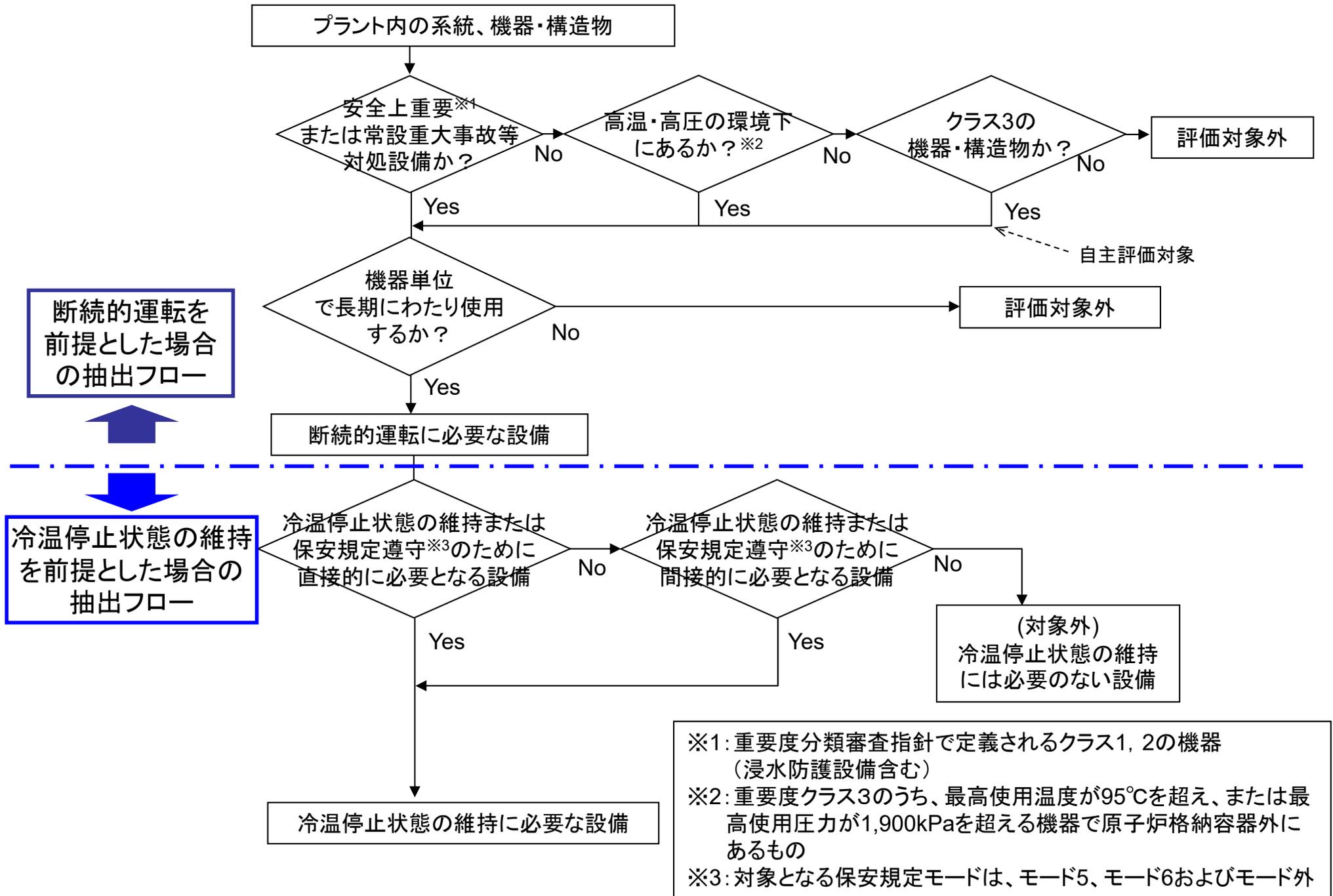
⇒ 高経年化技術評価に新たに反映した主な運転経験および最新知見は以下の通り

- ・日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2022(追補2)
- ・米国HBロビンソン2号炉 炉心槽の損傷(2022年11月)

※上記の事象については米国において発生原因の調査中であり、情報収集を継続して実施。

- 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*1	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 (℃)	
ターボポンプ たて置斜流	海水	ステンレス鋼	海水ポンプ(4)	MS-1、重*3	連続	約 0.7	約 40	○	◎		
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)	MS-1、重*3	連続(充てん時) 一時(高圧注入時)	約 18.8	約 150	○	◎	重要度、圧力	
		ステンレス鋼	燃料取替用水ポンプ(2)	MS-2	一時	約 1.7	約 95	○			
			ほう酸ポンプ(3)	MS-1、重*3	連続	約 1.0	約 95	○			
			恒設代替低圧注水ポンプ(1)	重*3	一時	約 2.7	約 95	○			
			原子炉下部キャビティ注水ポンプ(1)	重*3	一時	約 2.7	約 95	○			
	ヒドラジン水	炭素鋼	1次系冷却水ポンプ(4)	MS-1、重*3	連続	約 1.0	約 95	○	◎		
		給水	低合金鋼	タービン動補助給水ポンプ(1)	MS-1、重*3	一時	約 12.3	約 40	—	◎	重要度、ケーシングの材料
			ステンレス鋼	電動補助給水ポンプ(2)	MS-1、重*3	一時	約 15.7	約 40	—		
				主給水ポンプ(3)	高*2	連続	約 10.8	約 195	—		
				復水ブースタポンプ(3)	高*2	連続	約 3.4	約 80	—		
		スチームコンバータ給水ポンプ(2)	高*2	連続	約 1.4	約 150	—				
ターボポンプ たて置うず巻	1次冷却材	ステンレス鋼	余熱除去ポンプ(2)	MS-1、重*3	連続(余熱除去時) 一時(低圧注入時)	約 4.1	約 200	○	◎	運転時間	
			内部スプレポンプ(4)	MS-1、重*3	一時	約 2.1	約 150	○			
	給水	炭素鋼	復水ポンプ(3)	高*2	連続	約 3.0	約 80	—	◎	圧力	
			低圧ドレンポンプ(3)	高*2	連続	約 2.6	約 85	—			
			給水ブースタポンプ(3)	高*2	連続	約 2.8	約 195	—			
			湿分離器ドレンポンプ(2)	高*2	連続	約 1.6	約 195	—			

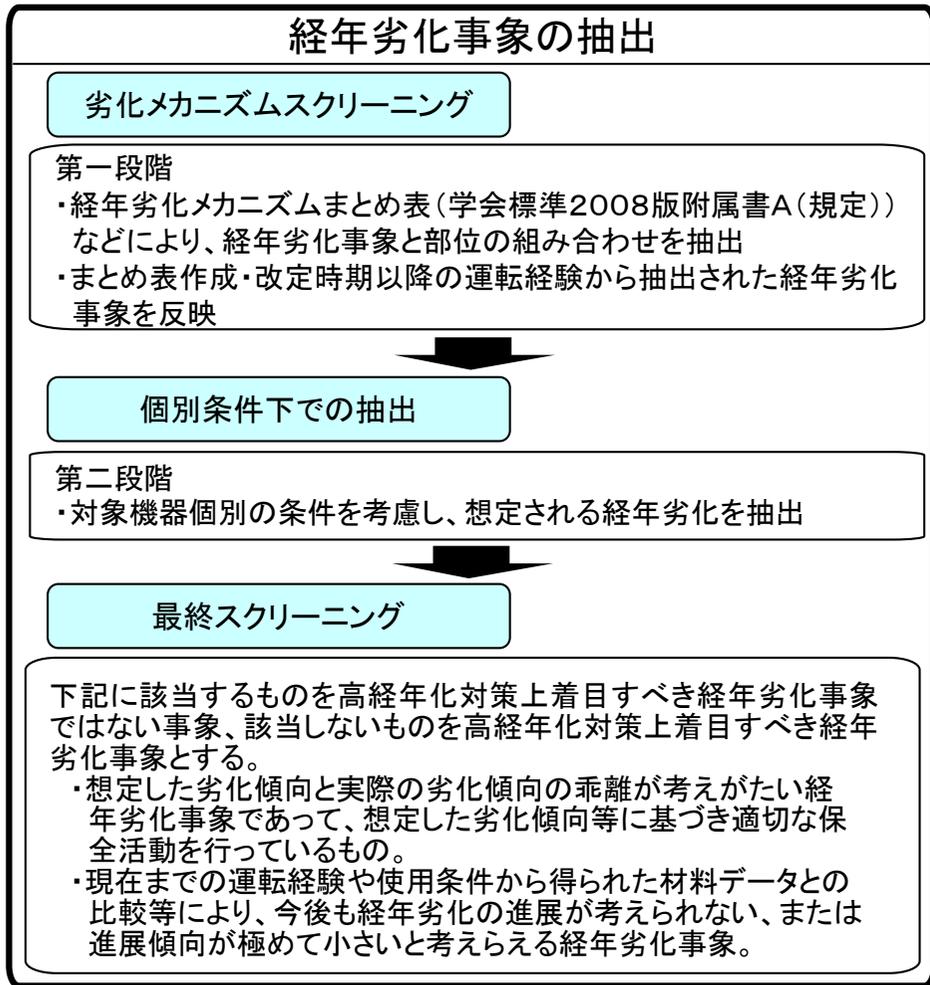
PS-1,2、MS-1,2: 重要度分類指針の重要度クラス
 重: 常設重大事故等対処設備
 高: 重要度クラス3のうち高温・高圧の環境下にある設備

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

* 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、まとめて記載

※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 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。
- 運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、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。

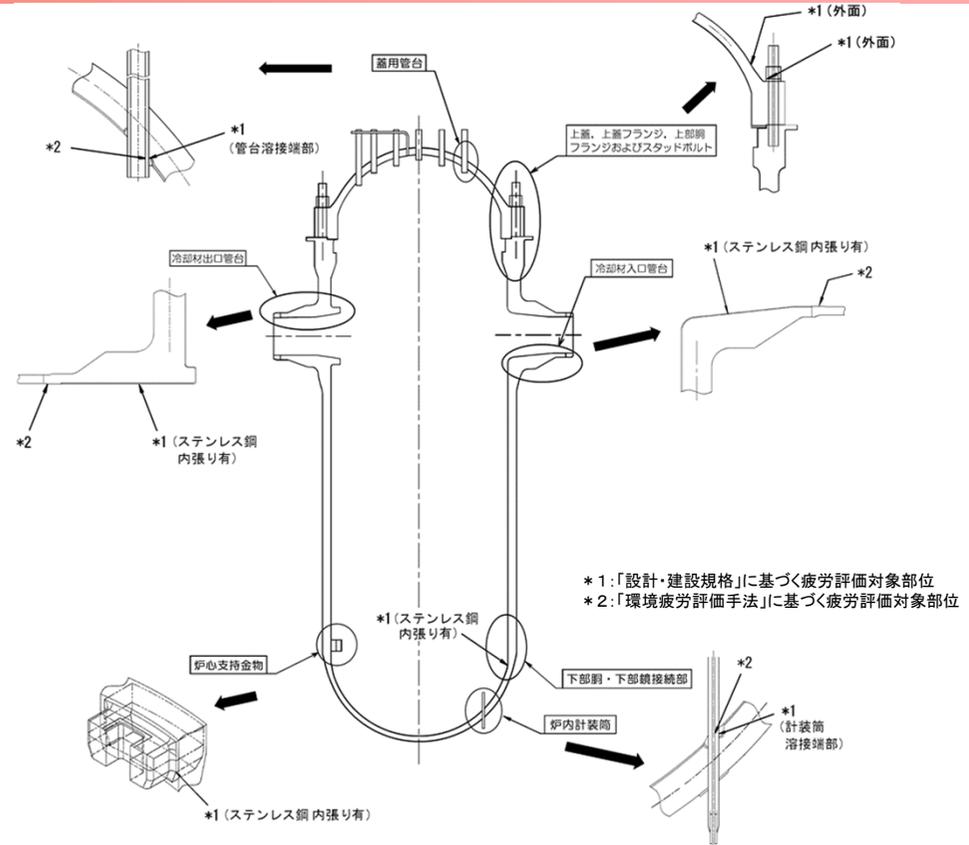
総合評価

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。

➡ 長期施設管理方針



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	0.054	0.001*3
冷却材出口管台	0.065	0.001*3
蓋用管台	0.129	0.002*3
炉内計装筒	0.188	0.013*3
上蓋、上蓋フランジおよび 上部胴フランジ	0.013	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	—*4
炉心支持金物	0.009	0.000*3
スタッドボルト	0.334	—*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。

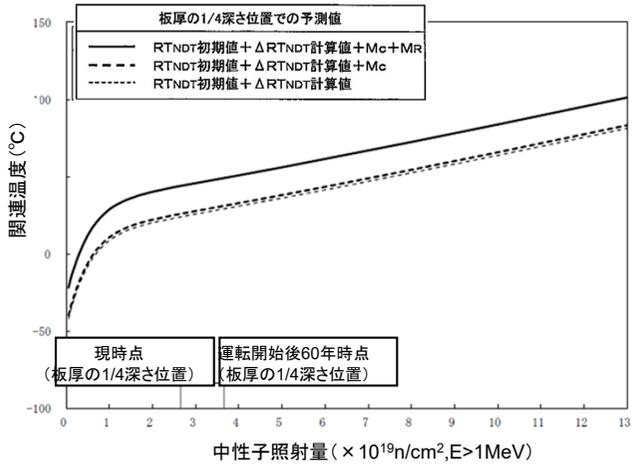
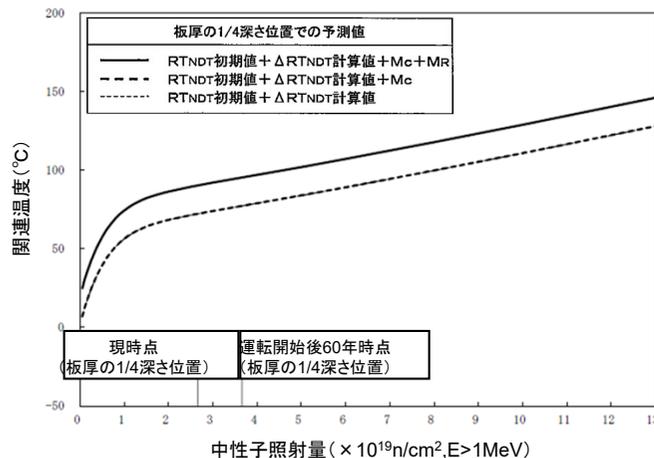
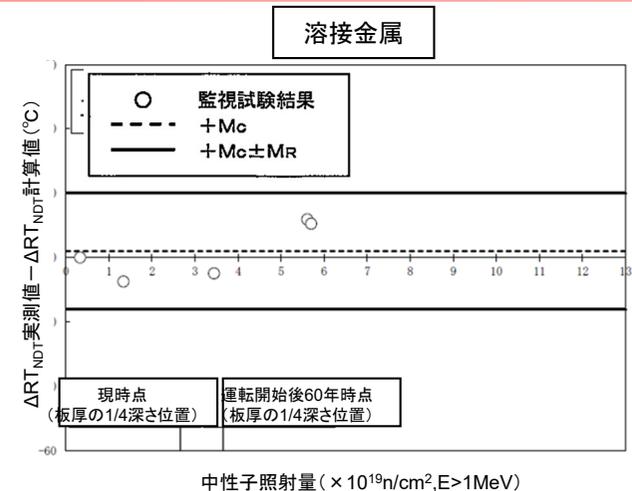
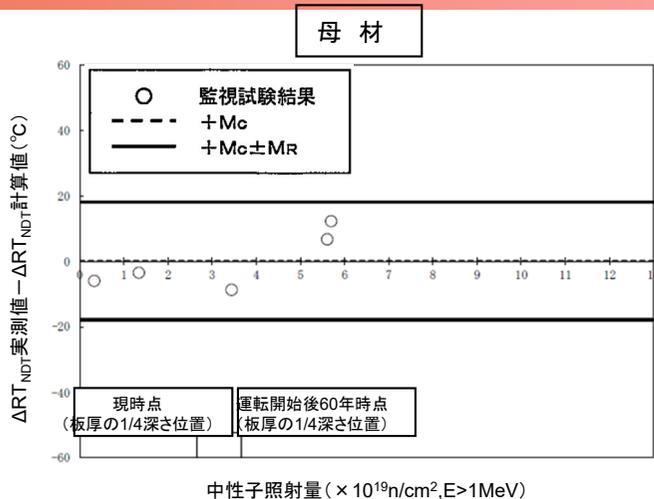
関連温度に係る監視試験結果

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	0	-48	-52
第1回	0.3	26	-15	-16
第2回	1.3	58	8	1
第3回	3.4	72	29	21
第4回	5.6	99	58	45
第5回	5.7	105	57	39

※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。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.29	0.010	0.61	0.16	1.41	0.18
溶接金属	0.38	0.012	0.80	0.14	1.22	0.083



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)		
		母材	溶接金属	熱影響部
2022年 12月時点	2.66	91	45	53
運転開始後 60年時点	3.66	96	50	58

*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

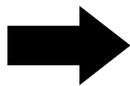
○JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施している。
 ○定期的に超音波探傷検査を実施し有意な欠陥がないことを確認している。
 ○運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
 ○運転期間延長認可申請の際に実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

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。※



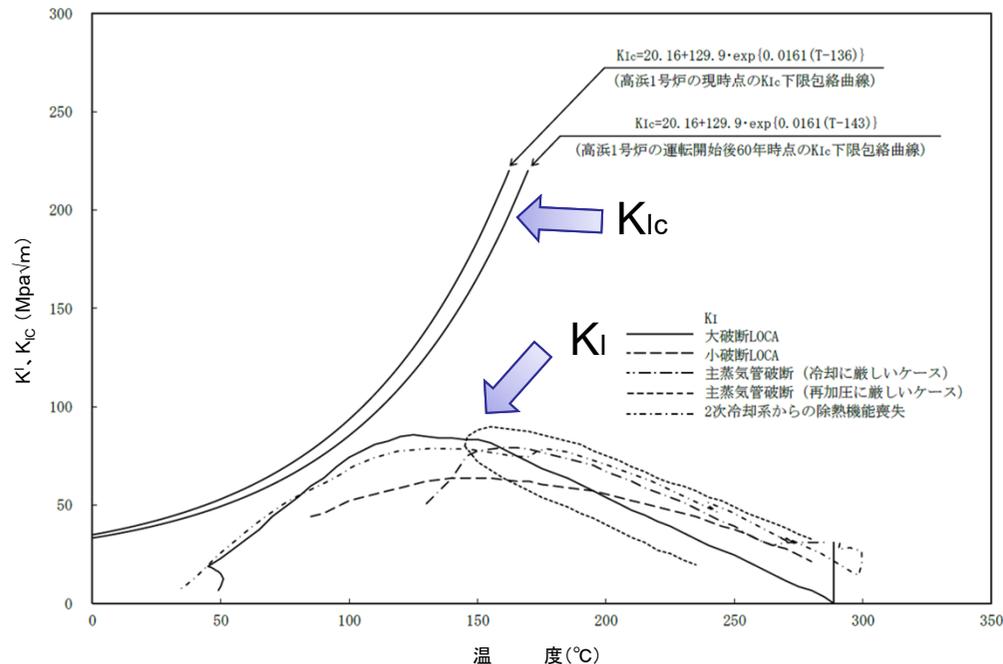
長期施設管理方針

※「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」別記-1において、運転開始後40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測す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	2022年12月時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	T方向*2	98	74	72
溶接金属	溶接線に直角方向	158	124	120

*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

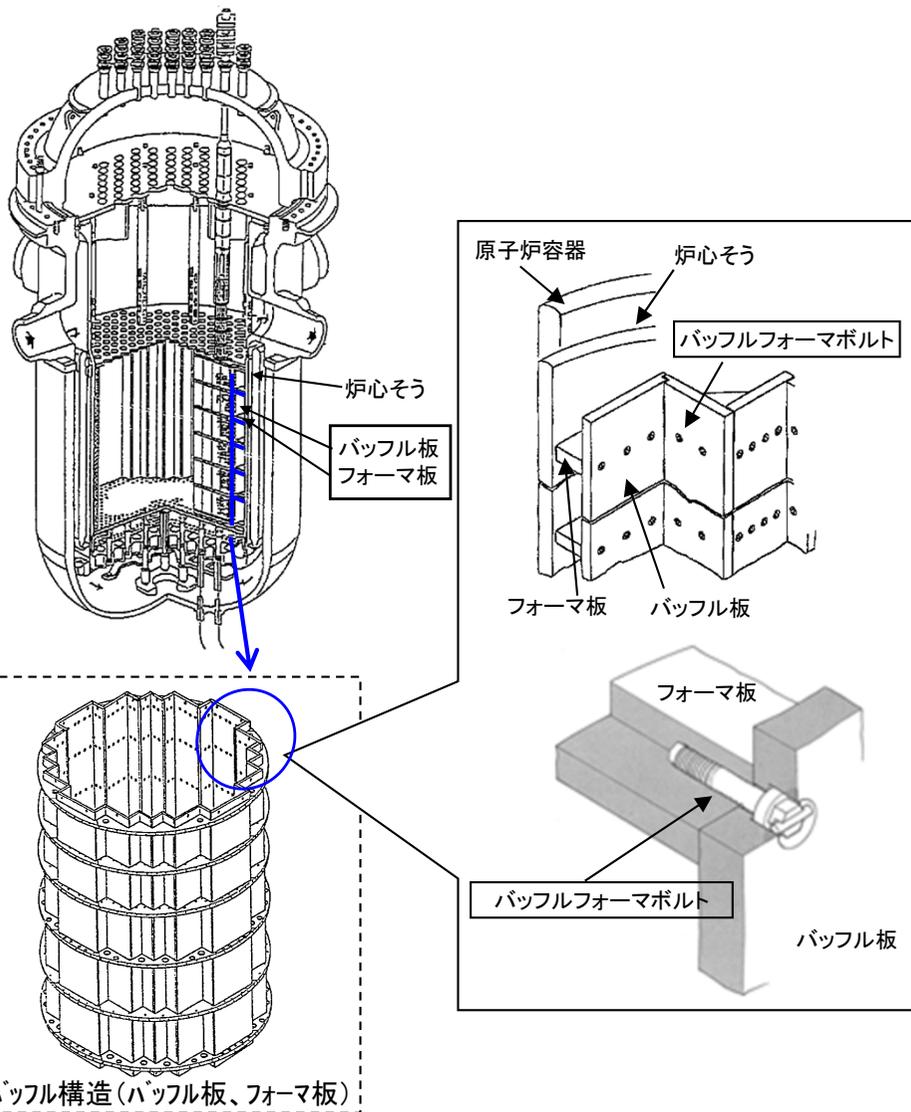


原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価結果

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13回定期検査時(1991年度～1992年度)および第17回定期検査時(1997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。
炉内構造物の取替を計画しており、計画に基づき取替を実施する。

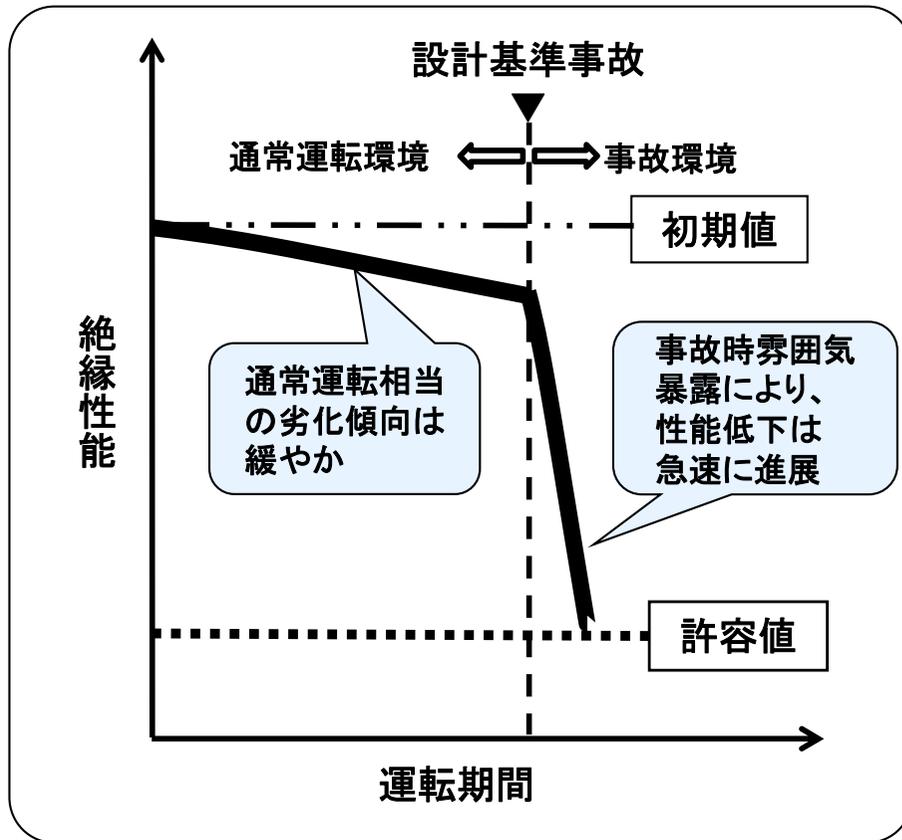


長期施設管理方針

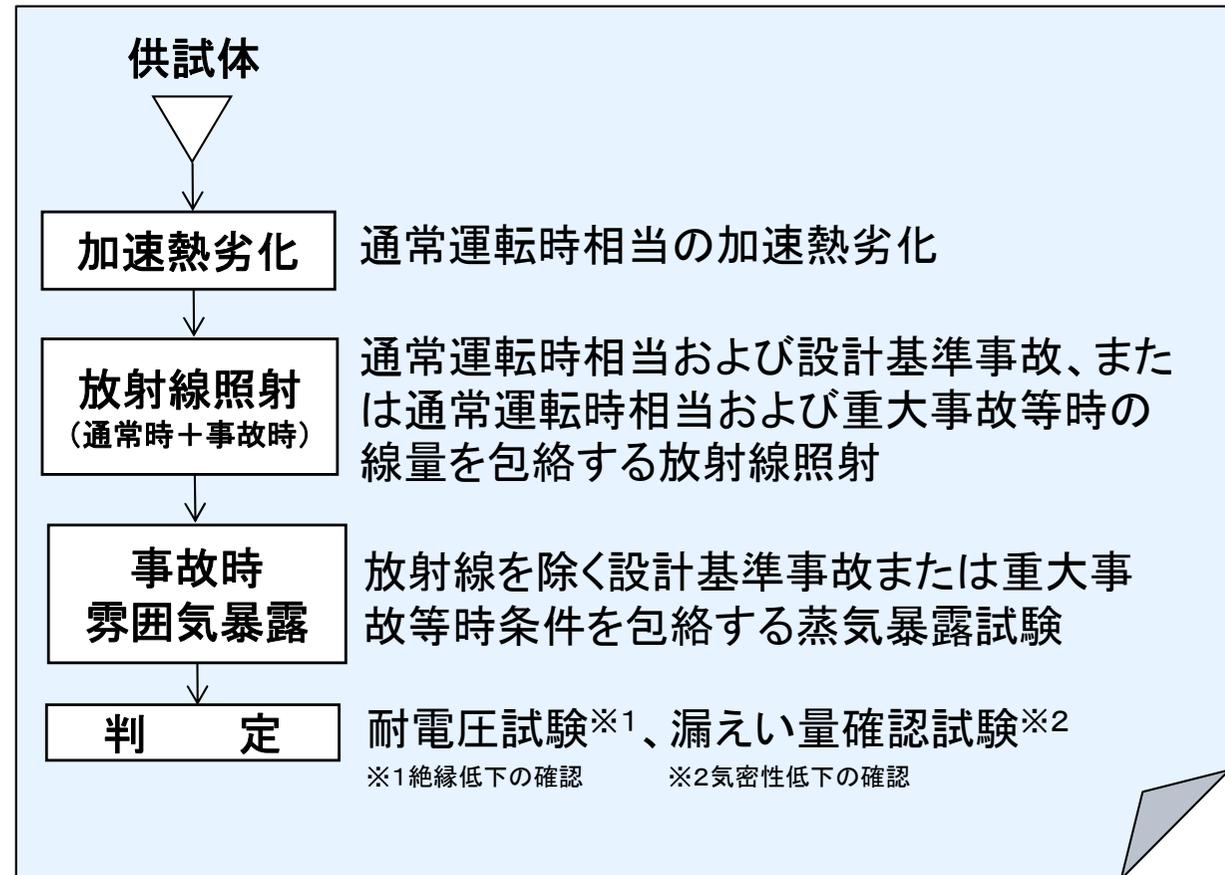
⑤電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 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(モジュラー型(三重同軸型))



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(モジュラー型(三重同軸型))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(モジュラー型(三重同軸型))

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、設計基準事故時または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	43°C*2—47.8年*3
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当:0.684kGy*4 設計基準事故時線量:607kGy 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122°C(最高温度) :約0.26MPa[gage](最高圧力) 重大事故等時:約138°C(最高温度) :約0.305MPa[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(43°C—47.8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: 三重同軸型電気ペネトレーション周囲の平均温度の最大実測値。
- *3: 第27回定期検査時(2023年度)に更新しており、更新を踏まえた評価期間は、約96年となる。
- *4: 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1.3mGy/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、 $1.3[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.684kGy$ 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	判定基準	測定値	判定
漏えい量確認試験	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下	0.67×10^{-3} cm ³ /sec	良

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

ACAガイド*1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。

*1:原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)

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
通常運転時相当	温度、放射線	100℃—94.8Gy/h—4,003h
設計基準事故時相当 重大事故等時相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)
	温度	最高温度:190℃
	圧力	最高圧力:0.41MPa[gage]

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:1,500kV/1分間	良

実布設環境での長期健全性評価結果(難燃PHケーブル)

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]*1	備考*4,5	設置・更新を踏 まえた評価期間 [年]
	温度 [℃]	放射線量率 [Gy/h]			
ループ室	46	0.2897	47*2	第26回定期検査時 (2009年度)	約82
	42	0.3747	49*2	2023年度	約98
加圧器室上部	46	0.0006	132*2		
通路部	47	0.0013	52*2,3	2023年度 59℃で評価	約101

*1:時間稼働率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:ケーブルトレイの温度上昇値(12℃)を考慮して評価している。*4:評価期間が60年を下回る場合に設置・更新時期を記載。
*5:設置・更新時期は、実際に設置・更新した定検回またはケーブル製造年月以降の至近定検回を記載。

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、原子炉補助建屋等

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

・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	
外部遮蔽壁 (屋内面)	1. 3	4. 7	7. 0
原子炉補助建屋 (基礎マット)	3. 1	5. 3	10. 0
取水構造物 (気中帯)	0. 3	2. 8	8. 75

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53℃で温度制限値(中性子遮蔽88℃、ガンマ線遮蔽177℃)を下回っている。また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、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有していることを確認している。

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、遮蔽能力低下の可能性は極めて小さいと考えられる。
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)	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。

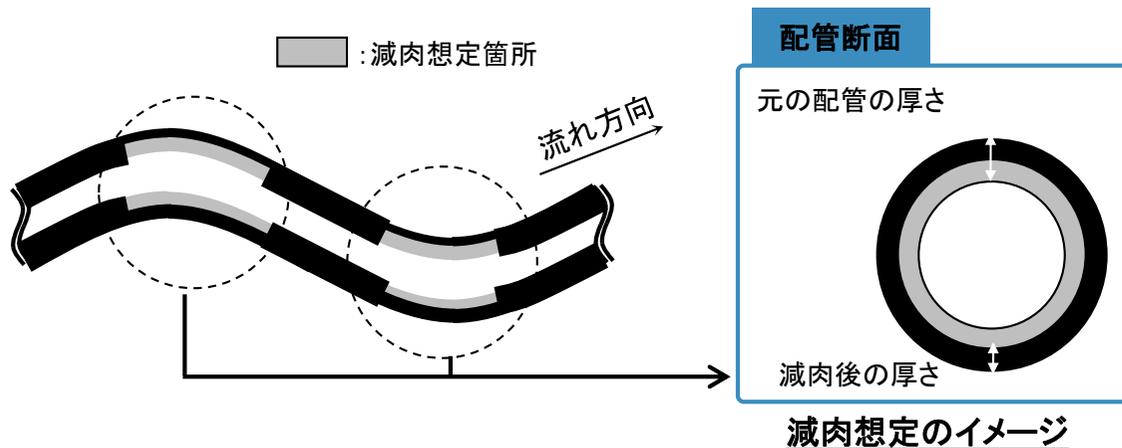
⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

【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)
低温再熱蒸気系統配管	0.25
第4抽気系統配管	0.53
第3抽気系統配管	0.36
グランド蒸気系統配管	0.86
補助蒸気系統配管	0.48
復水系統配管	0.96
ドレン系統配管	0.53

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	0.42	0.70	—*2
主給水系統配管	0.51	1.22	0.275
蒸気発生器ブローダウン 系統配管	0.43	1.02	0.004

※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	○
		水密扉	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

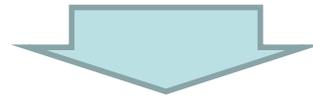
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

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)

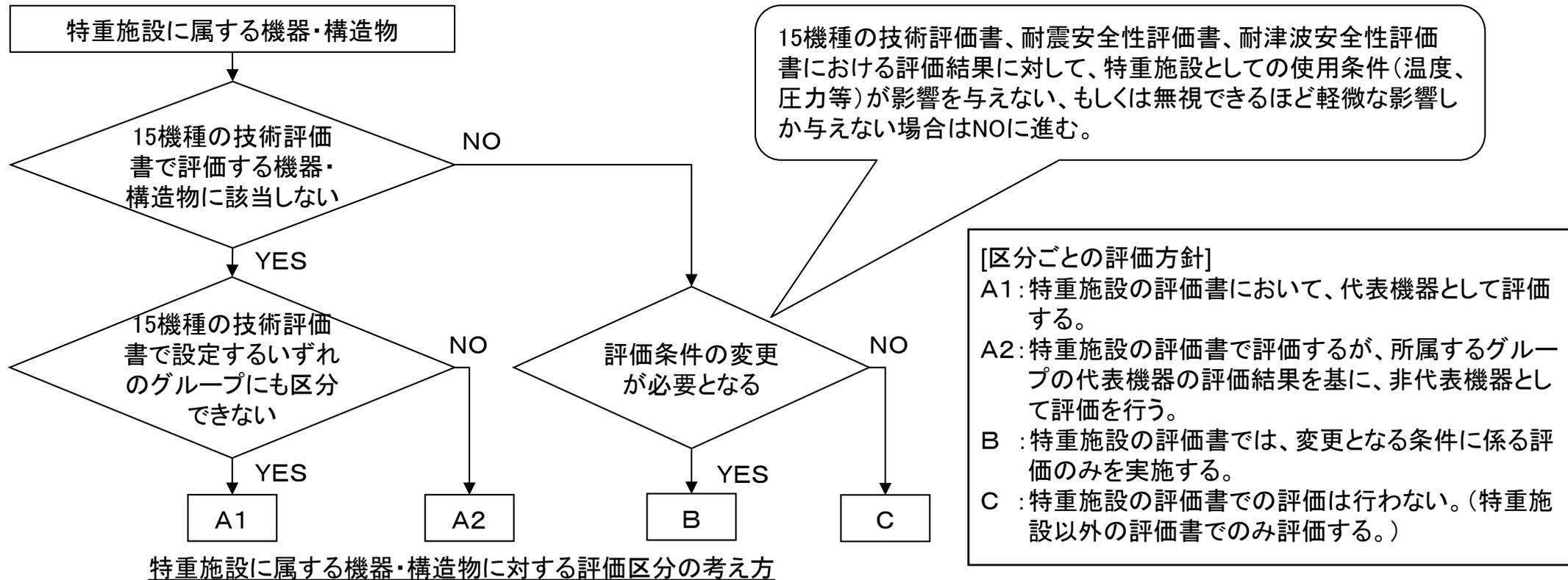
○余熱除去ポンプモータの固定子コイルおよび口出線・接続部品の絶縁低下(高経年化対策上着目すべき経年劣化事象)

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1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、高経年化技術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1号炉 高経年化技術評価で追加する評価(その1)

運転開始後50年目に実施する高経年化技術評価は、40年目の高経年化技術評価を、その後の供用実績、保全実績および安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、40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

40年目の評価で予測した経年劣化の発生、進展傾向と、その後の実機データの傾向を反映した50年目評価で予測する経年劣化の進展傾向を比較した結果、40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

40年目と50年目の評価における60年時点での推定過渡回数の比較を実施した。40年目の評価において設定した60年目時点の推定過渡回数の保守性が確認できたため、50年目の評価においては40年目の推定過渡回数を用いた。なお、疲労累積係数の評価結果はいずれも許容値1以下であった。

2. 保全実績の評価

40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40年目の評価以降に発生した事故・トラブル等(原因調査中の件名は除く)を調査した結果、法令に基づく報告対象が0件、保全品質情報に係るものが4件であったが、経年劣化事象に起因する事故・トラブル等はなかった。

そのため、50年目の評価に反映したものはない。

高浜1号炉 高経年化技術評価で追加する評価(その2)

3. 長期施設管理方針の有効性評価

40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) 原子炉容器の胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化

《長期施設管理方針》

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5回監視試験を実施する。

《実施内容》

第27回定期検査時(2011～2023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、関連温度実測値は予測の範囲内であった。40年目と50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、50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. 長期施設管理方針の有効性評価(続き)

例2)炭素鋼配管の母管の腐食(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*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。

* : 第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管

《実施内容》

第27回定期検査時(2010~2023年度)に、該当する第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管についてサポートの改造を実施した。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。

長期施設管理方針

高浜1号炉 長期施設管理方針

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長期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1号炉 長期施設管理方針

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。	中長期
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30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31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	バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れについては、炉内構造物の取替を計画しており、計画に基づき取替を実施する。	短期

※1 : 実施時期における、2024年11月14日からの5年間を「短期」、2024年11月14日からの10年間を「中長期」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。