

資料②



**大飯発電所4号炉 高経年化技術評価(30年目)に係る
原子炉施設保安規定変更認可申請について
(4号炉の長期施設管理方針の策定)**

**2022年1月28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
大飯発電所 4 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 ~ 38
高経年化技術評価結果および長期施設管理方針	39 ~ 41
今後の取組み	42

1. 申請理由

大飯発電所4号炉が2022年2月2日で運転開始後29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1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4号炉の長期施設管理方針を追加および関連する条文の変更のため、2021年12月3日に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8章	(変更) 第125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 <ul style="list-style-type: none"> ・4号炉に関し、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、実施した「<u>経年劣化に関する技術的な評価</u>」および「<u>長期施設管理方針の策定</u>」について、<u>経年劣化の技術的な評価の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実施し、評価結果に基づき長期施設管理方針を変更することを記載</u> ・4号炉の長期施設管理方針を添付6に記載
添付	(追加) 添付6	長期施設管理方針(第125条の6関連) 中長期(2023年2月2日からの10年間)の施設管理項目として以下を記載 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>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4回監視試験の実施計画を策定すること</u> ・<u>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こと</u> ・<u>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20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21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。</u>
	附則	— <ul style="list-style-type: none"> ・2023年2月2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 大飯発電所4号炉の概要

② 運転開始以降に実施した主な改善

① 大飯発電所4号炉の概要

○主要仕様

電気出力	約1,180MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約3,423MW
燃料	低濃縮ウラン(燃料集合体193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

○主な経緯

原子炉設置許可	1987年 2月
建設工事開始	1987年 5月
営業運転開始	1993年 2月

○運転実績

2021年3月末時点

累積平均設備利用率	69.4%
計画外停止回数	1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

大飯発電所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。

大飯発電所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
原子炉容器上部蓋取替	第11回定期検査時 (2007年度)	大飯3号炉原子炉容器上部蓋制御棒駆動装置取付管台等からの漏えい事象を踏まえ、長期的な設備信頼性を確保する観点から、管台および溶接材料を600系ニッケル基合金から耐力腐食割れ性を向上させた690系ニッケル基合金に改良した原子炉容器上部蓋への取替を実施した。
余熱除去系統配管取替	第12回定期検査時 (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(温度揺らぎによる疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部について、応力集中が小さい溶接形状に変更した。
蒸気発生器冷却材出入口管台 溶接部の超音波ショットピーニング	第12回定期検査時 (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、溶接部表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、冷却材出入口管台溶接部について、超音波ショットピーニング(応力緩和)を実施した。
原子炉容器炉内計装筒J-溶接部等のウォータージェットピーニング	第13回定期検査時 (2009～2010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、表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、炉内計装筒の内面およびJ-溶接部、冷却材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。また、冷却材出口管台溶接部について、溶接部全周を一様に研削した後、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接を実施した。
加圧器サージ用他管台取替	第14回定期検査時 (2011～2012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、加圧器サージ用管台、加圧器スプレイライン用管台、加圧器安全弁用管台、加圧器逃がし弁用管台について、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。
低圧タービンおよび高圧タービン取替	第14回定期検査時 (2011～2012年度)	国外で発生した低圧タービン円板での応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、低圧タービンについては円板と軸を一体成型にした全一体ロータ構造の採用や材料の強度変更等を行ったものへの取替を実施した。また、高圧タービンについても信頼性向上の観点から取替を実施した。

② 運転開始以降に実施した主な改善

加圧器管台

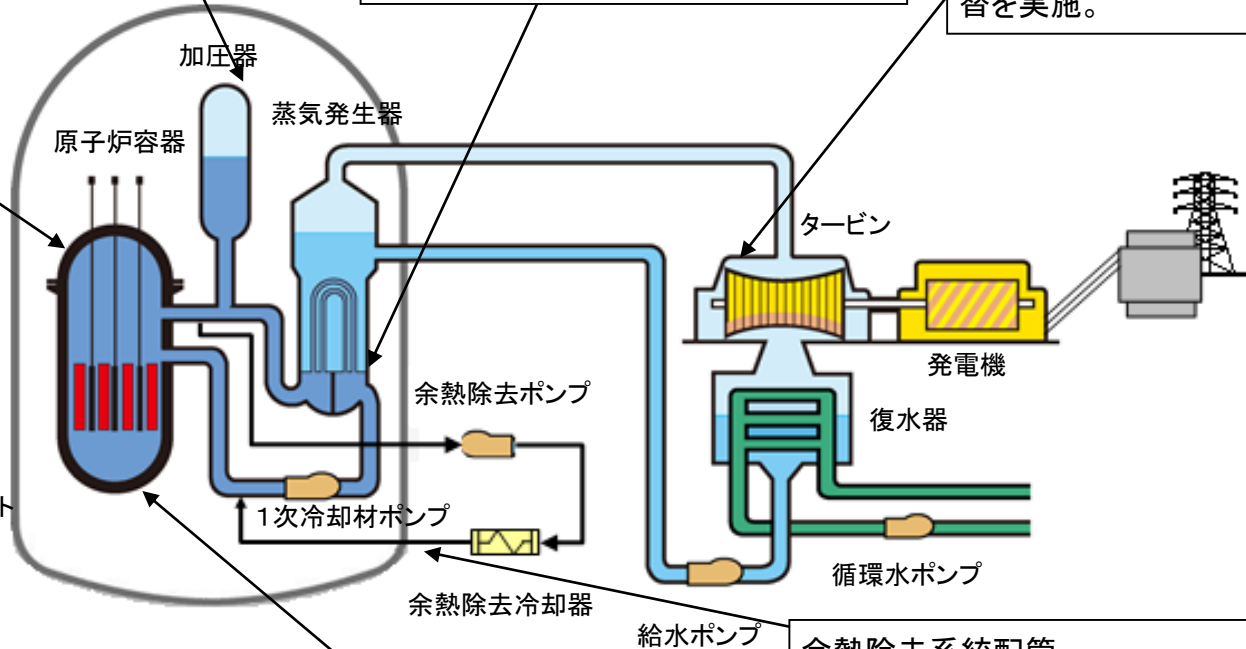
600系ニッケル基合金溶接部の応力腐食割れに係る予防保全処置として、第14回定期検査時(2011～2012年度)に取替を実施。

原子炉容器上蓋

上蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第11回定期検査時(2007年度)に取替を実施。

燃料取替
用水ピット

使用済
燃料ピット



蒸気発生器冷却材出入口管台 溶接部

予防保全として、溶接部表面の残留応力を低減させるため、600系ニッケル基合金が使用されている、冷却材出入口管台溶接部について、第12回定期検査時(2008年度)に超音波ショットピーニング(応力緩和)を実施

低圧/高圧タービンロータ

低圧タービン円板の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第14回定期検査時(2011～2012年度)に取替を実施。また、高圧タービンについても信頼性向上の観点から同時期に取替を実施。

原子炉容器炉内計装筒等

600系ニッケル基合金使用の炉内計装筒の内面およびJ-溶接部、冷却材入口管台溶接部は、応力腐食割れの予防保全処置として、溶接部表面の残留応力を低減させるために第13回定期検査時(2009～2010年度)にウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施。また、冷却材出口管台溶接部について、溶接部全周を一様に研削した後、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接を実施。

余熱除去系統配管

余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部の高サイクル熱疲労割れの予防保全処置として、第12回定期検査時(2008年度)に応力集中が小さい溶接形状に変更。

- 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

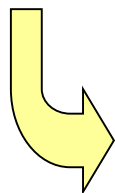
① 高経年化技術評価の要求事項

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30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、10年間に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

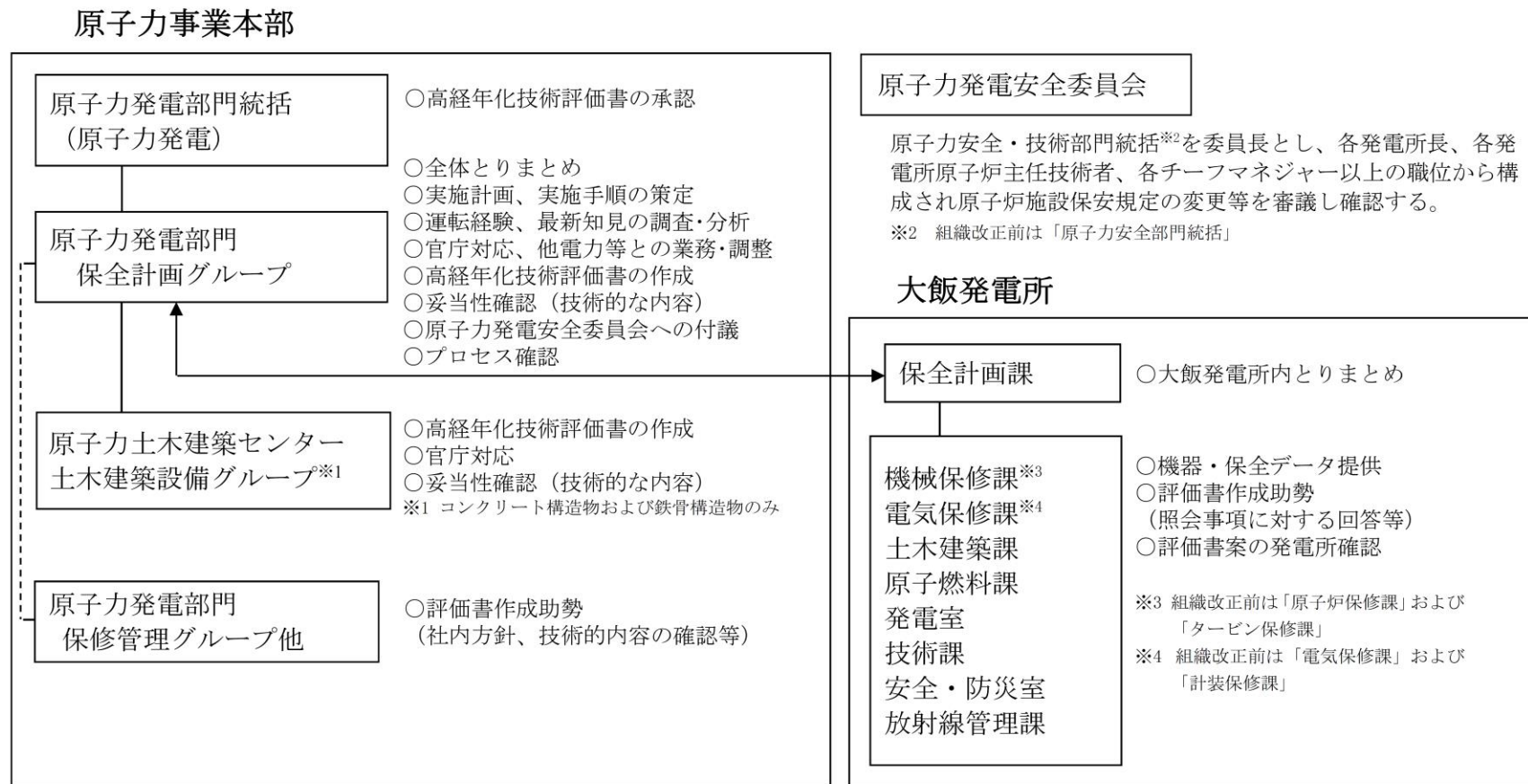


- 安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有する機器及び構造物、浸水防護施設に属する機器及び構造物および常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価および耐震安全性/耐津波安全性評価を実施。(運転開始以後30年を経過する日までに技術基準規則に定める基準に適合させているもの)
- 断続的運転を前提とした評価と冷温停止状態の維持を前提とした評価の両方を実施。
⇒抽出された追加保全策について長期施設管理方針を策定し、保安規定に定める。

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、大飯発電所の組織で評価の実施に係る役割を設定。



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

高経年化技術評価を検討するにあたり、これまで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、2021年7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

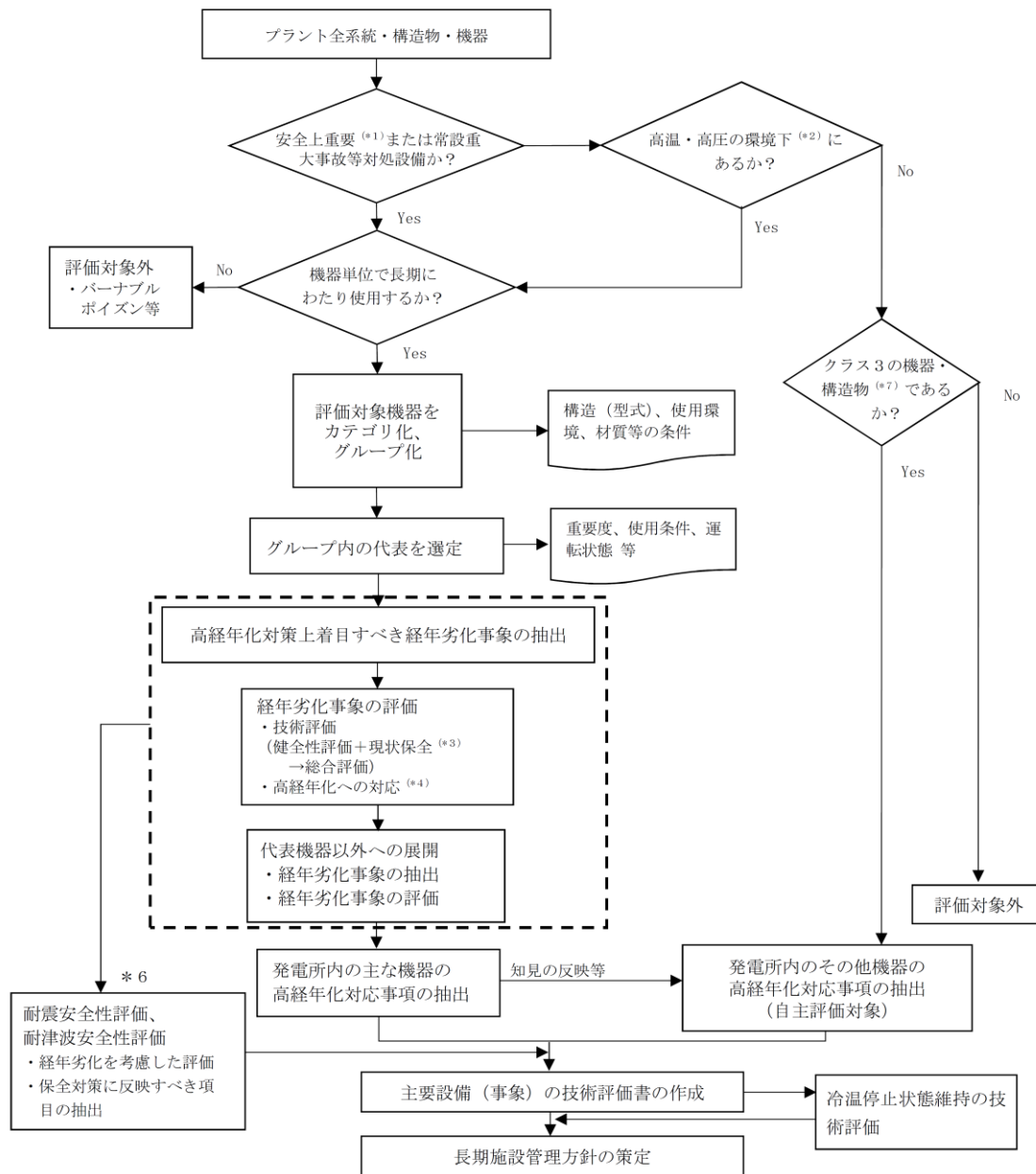
原子力規制委員会からの指示文書、日本機械学会・日本電気協会・日本原子力学会の規格・基準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等を対象。

※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。

⇒ 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

- ・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(2020年8月)
- ・高浜発電所4号炉 蒸気発生器伝熱管の損傷(2020年11月)

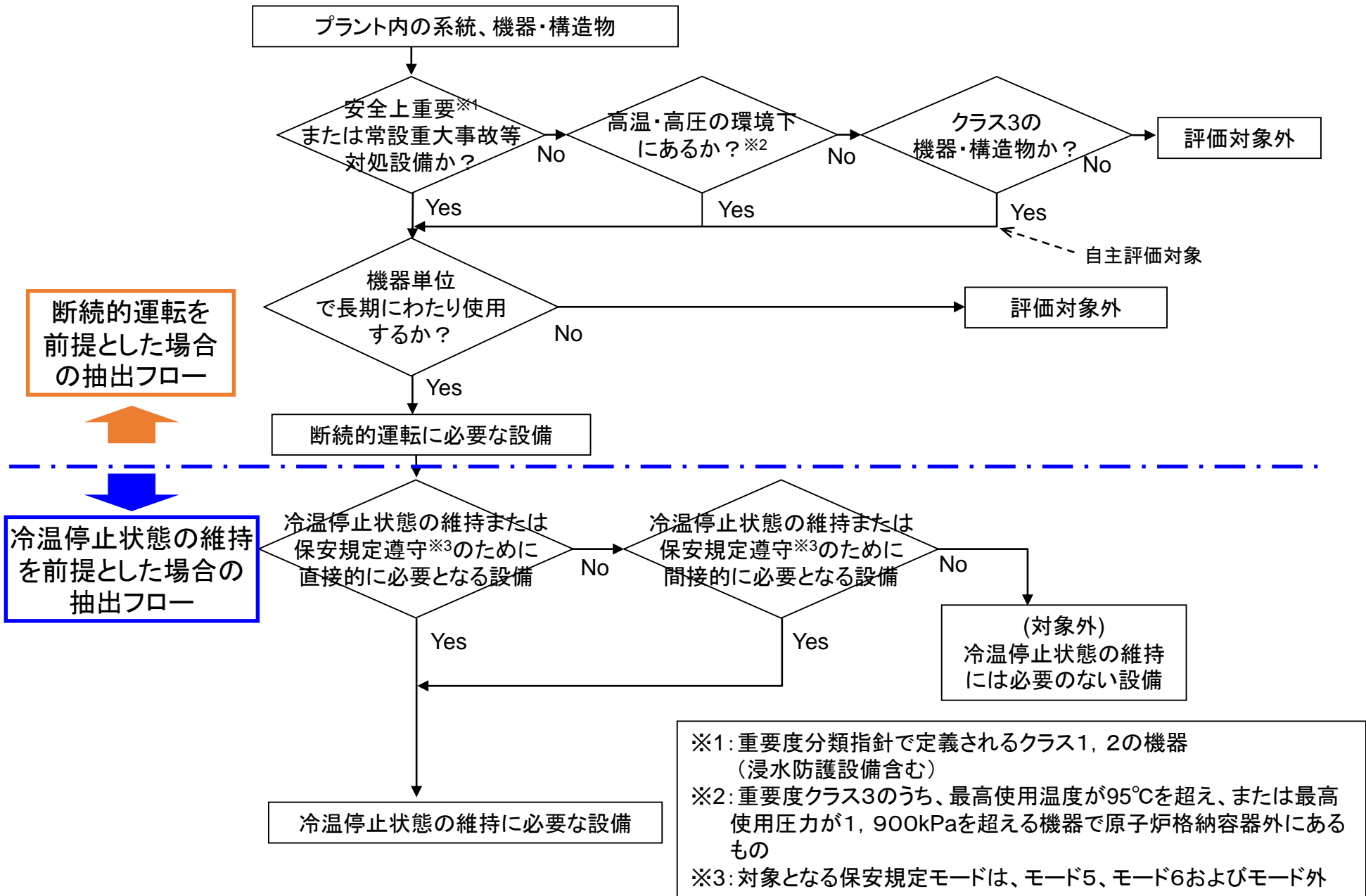
⑤ 高経年化技術評価の評価フロー



- * 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 : システム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)	重要度	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			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(3)	MS-1、重	連続	約 1.0	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	充てんポンプ(2)	MS-1、重	連続	約20.0	約 95	○		
			高圧注入ポンプ(2)	MS-1、重	一時	約16.7	約150	○		
		ステンレス鋼	余熱除去ポンプ(2)	MS-1、重	連続(余熱除去時) 一時(低圧注入時)	約 4.5	約200	○	◎	重要度、温度
			格納容器スプレイポンプ(2)	MS-1、重	一時	約 2.7	約150	○		
			ほう酸ポンプ(2)	MS-1、重	連続	約 1.4	約 95	○		
		燃料取替用水ポンプ(2)	MS-2	一時	約 1.4	約 95	○			
	ヒドラジン水	炭素鋼	原子炉補機冷却水ポンプ(4)	MS-1、重	連続	約 1.4	約 95	○	◎	
	給水	炭素鋼	タービン動主給水ポンプ(2)	高	連続	約10.3	約200	—		
			タービン動補助給水ポンプ(1)	MS-1、重	一時	約12.7	約 40	—		
		ステンレス鋼	電動補助給水ポンプ(2)	MS-1、重	一時	約13.1	約 40	—	◎	重要度、圧力
電動主給水ポンプ(1)			高	一時	約10.3	約200	—			
復水ブースタポンプ(3)			高	連続	約 4.1	約 80	—			
湿分離器ドレンポンプ(2)			高	連続	約 2.0	約200	—			
スチームコンバータ給水ポンプ(2)			高	連続	約 1.4	約100	—			
恒設代替低圧注水ポンプ(1)	重	一時	約 2.1	約 95	○					
ターボポンプ たて置うず巻	給水	炭素鋼	タービン動主給水ポンプブースタポンプ(2)	高	連続	約 4.1	約200	—	◎	温度、運転時間
			電動主給水ポンプブースタポンプ(1)	高	一時	約 3.6	約200	—		
			低圧給水加熱器ドレンポンプ(2)	高	連続	約 2.8	約115	—		

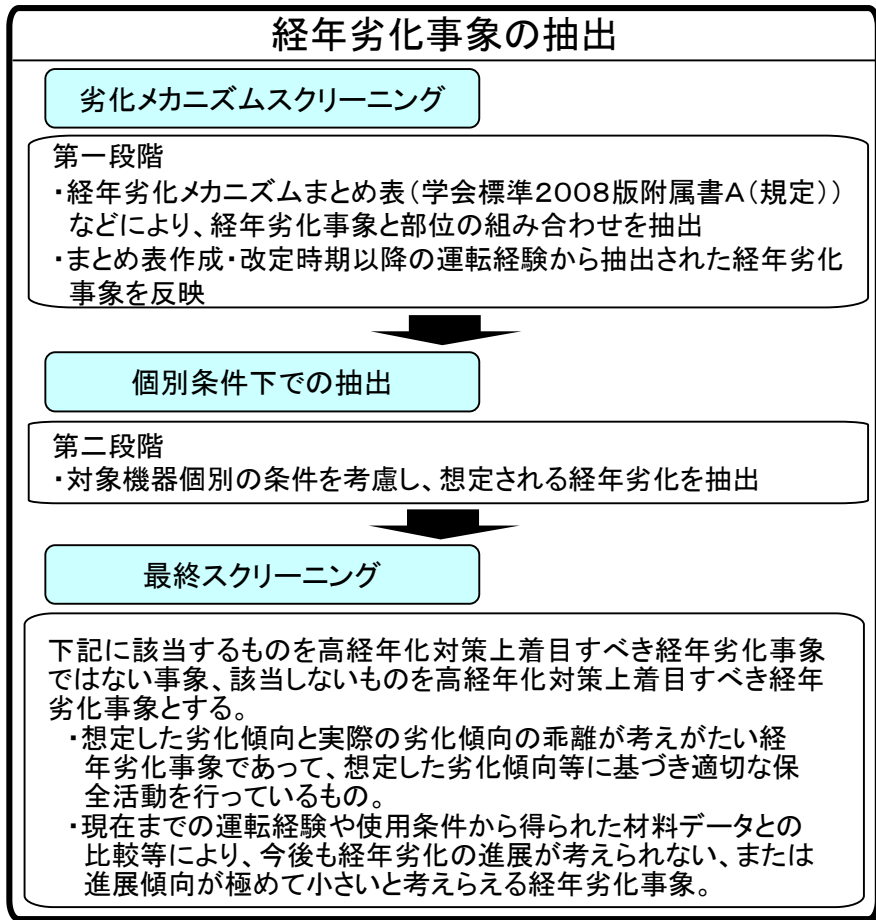
PS-1,2、MS-1,2: 重要度分類指針の重要度クラス
 重: 常設重大事故等対処設備
 高: 重要度クラス3のうち高温・高圧の環境下にある設備

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
- ・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

- ・コンクリート構造物(プレストレストコンクリート製原子炉格納容器)のテンドンの緊張力低下
- ・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。

主な経年劣化事象の評価内容および評価結果

- 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および遮蔽能力低下
- ⑦ コンクリート構造物(PCCV)のテンドンの緊張力低下
- ⑧ 耐震安全性評価
- ⑨ 耐津波安全性評価
- ⑩ 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次冷却材管等

健全性評価

○60年運転時点の過渡（原子炉起動・停止等）の発生回数を実績を基に推定し、60年運転時点での疲労累積係数を算出した評価、許容値を下回ることを確認した。

原子炉容器の疲労評価に用いた過渡回数の例

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2014年度末時点	運転開始後60年時点
起動／停止	26	74
負荷上昇	221	927

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。

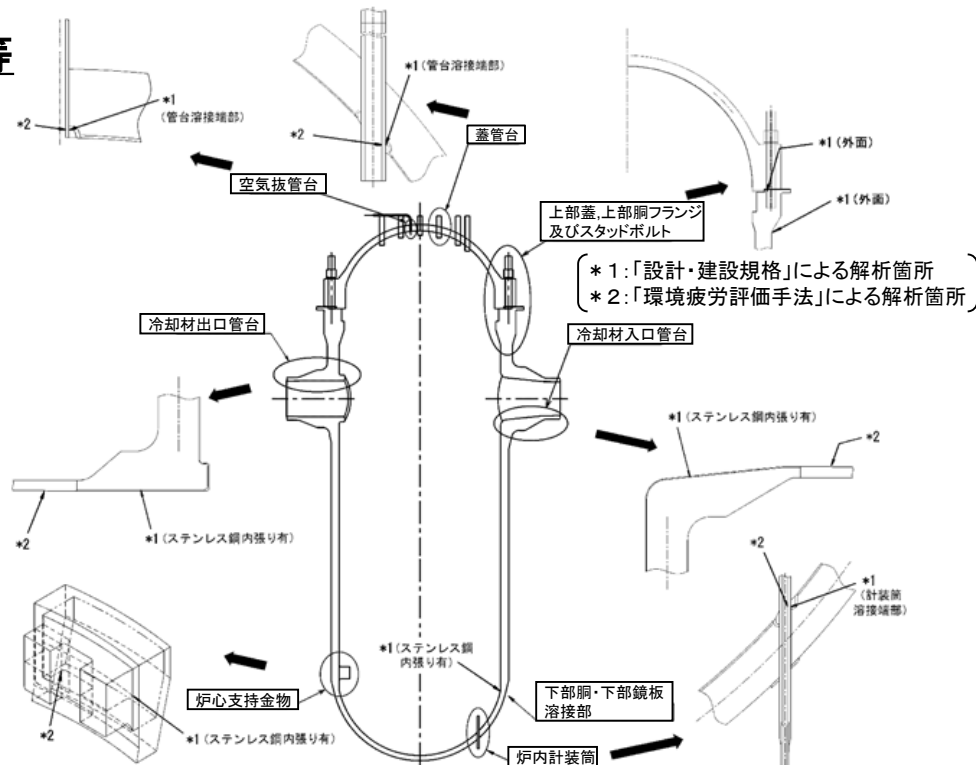
総合評価

○疲労割れが問題となる可能性はない。
○疲労評価の結果は過渡回数に依存するため、今後も過渡回数の実績を把握する必要がある。

高経年化への対応

○過渡回数の実績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。

➡ 長期施設管理方針



原子炉容器の疲労評価結果の例

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	0.049	0.001※3
蓋管台	0.114	0.001※3
空気抜管台	0.017	0.001※3
炉内計装筒	0.232	0.005※3
上部蓋および上部胴フランジ	0.008	—※4
下部胴・下部鏡板接続部	0.005	—※4
炉心支持金物	0.005	0.001※3
スタッドボルト	0.382	—※4

※3：炉水環境かつ疲労評価上最も厳しい箇所の評価を実施しており、設計・建設規格による解析箇所と異なる。
※4：非接液部（炉水環境となる箇所はない）

大飯3号炉と4号炉の高経年化技術評価(低サイクル疲労)における差異を以下に示す。

1. 評価対象設備の差

なし。

2. 評価手法の差

加圧器スプレイ配管の評価における、設計・建設規格の適用年度が異なる。

(各プラントの工事計画における設計・建設規格の適用年度を使用している。3号炉:2005/2007年版、4号炉:2012年版)

3. 評価条件の差

全機器共通の差異として60年時点における過渡回数が異なる。実績過渡回数の違いや推定過渡回数の算出に用いる残年数の違いにより運転開始後60年時点の過渡回数の推定値に若干の違いが生じている。

また、一部機器において、構造および外荷重が異なる。

4. 評価結果の差

なし。(評価手法の差、評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差が生じるものではない。)

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の母材のみ。
- ・溶接部は関連温度移行量が十分に小さく炉心領域部に含まれないため対象外。
- ・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	関連温度(°C)
		母材	
初期	0	-61	母材 -30
第1回	0.858	-58	-27
第2回	2.68	-46	-15
第3回	4.61	-35	-4

※1: Tr30は、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。
関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

関連温度の予測値

評価時期	中性子照射量※2 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	関連温度(°C)※3
		母材
2016年12月末時点	0.783	-10
運転開始後60年時点	2.25	-2

※2: 原子炉容器の内表面から板厚tの1/4深さ位置での中性子照射量

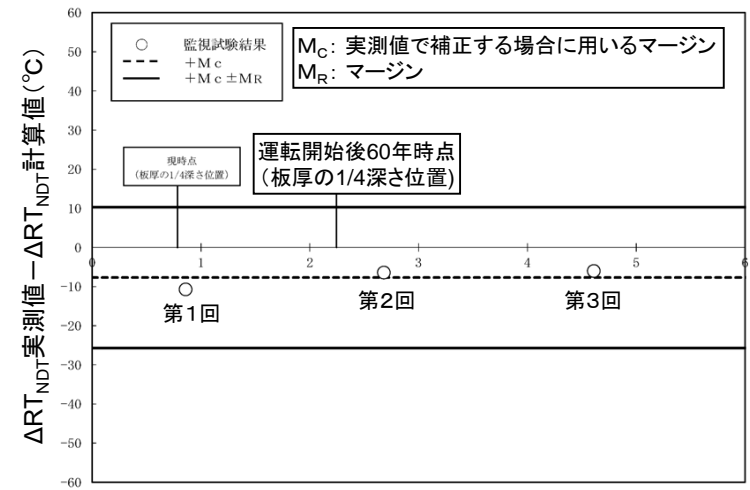
※3: 原子炉容器の内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値

(参考)

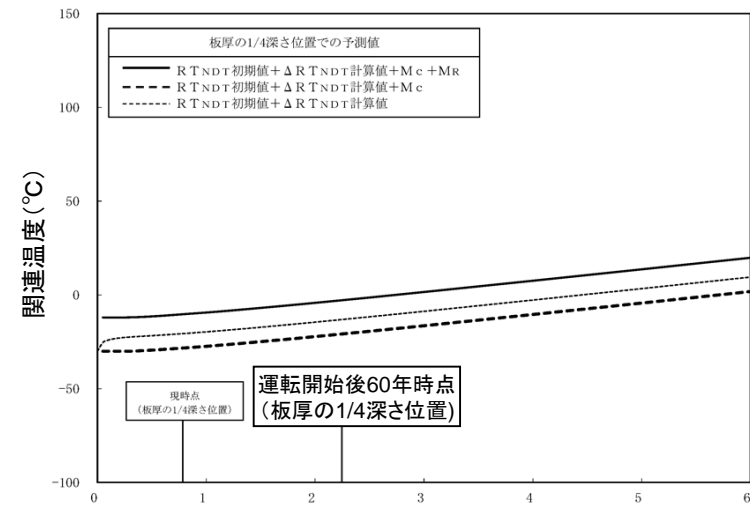
中性子の照射を受けると金属材料は非常に微細な欠陥が生じ、靱性(破壊に対する抵抗)の低下が生じる。原子炉容器の炉心領域においては、中性子照射とともに関連温度は上昇する。

化学成分(重量%)

区分	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
母材	0.20	<0.005	0.73	0.03	1.47	0.17



中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2, E>1\text{MeV}$)



中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2, E>1\text{MeV}$)

関連温度の予測値と監視試験結果の関係

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、日本電気協会規格(JEAC4206-2007)で要求されている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

- 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・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲(加熱・冷却制限曲線)及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

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4回の監視試験を計画する。

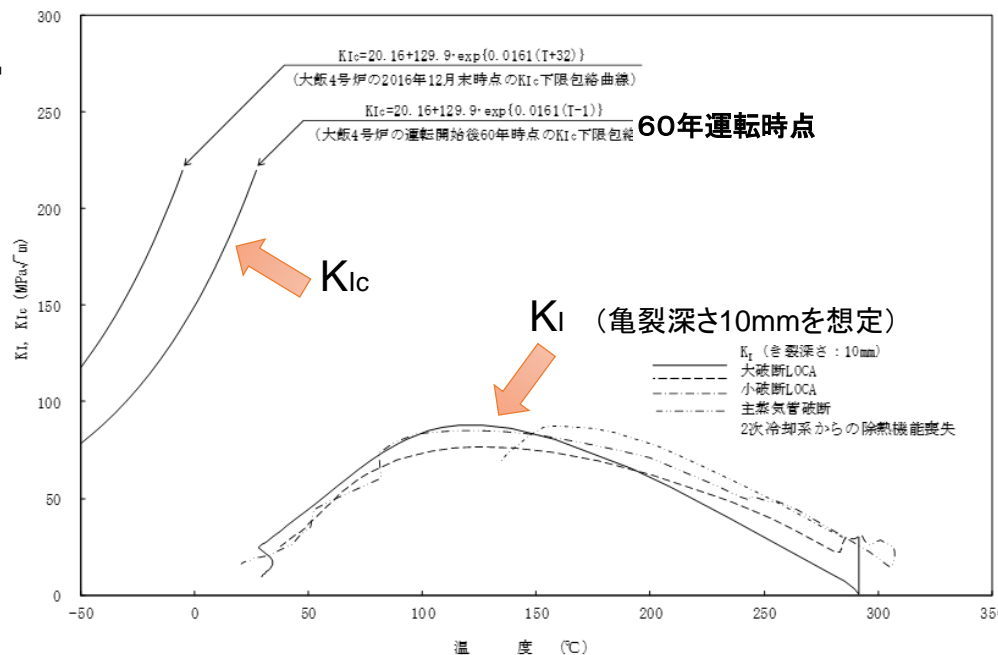


長期施設管理方針

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位: J)

	方向	初期値	2016年12月末時点※1	運転開始後60年時点※1
母材	T方向※2	293	264	258

※1: 原子炉容器の内表面から板厚tの1/4t深さ位置での予測値
 ※2: 試験片の長手方向が主鍛造方向に垂直



加圧熱衝撃事象に対する健全性評価結果

大飯3号炉と4号炉の高経年化技術評価(中性子照射脆化)における差異を以下に示す。

1. 評価対象設備の差

なし。

2. 評価手法の差

なし。

3. 評価条件の差

運転開始後60年時点の中性子照射量や、評価対象である原子炉容器の下部胴の材料の化学成分の含有量に差異がある。

4. 評価結果の差

なし。(評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差の生じるものではない。)

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）

中性子照射量の高い炉内構造物の中から、相対的に最も割れが発生する可能性が高く（中性子照射量、応力レベル、及び温度条件が最も厳しい）、海外で損傷事例のあるバツフルフォーマボルトを代表として詳細評価した。

健全性評価

○バ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」事業で得られた知見を用いて損傷予測評価を実施した結果、運転開始後60年時点においてボルト損傷本数は0本となった。

現状保全

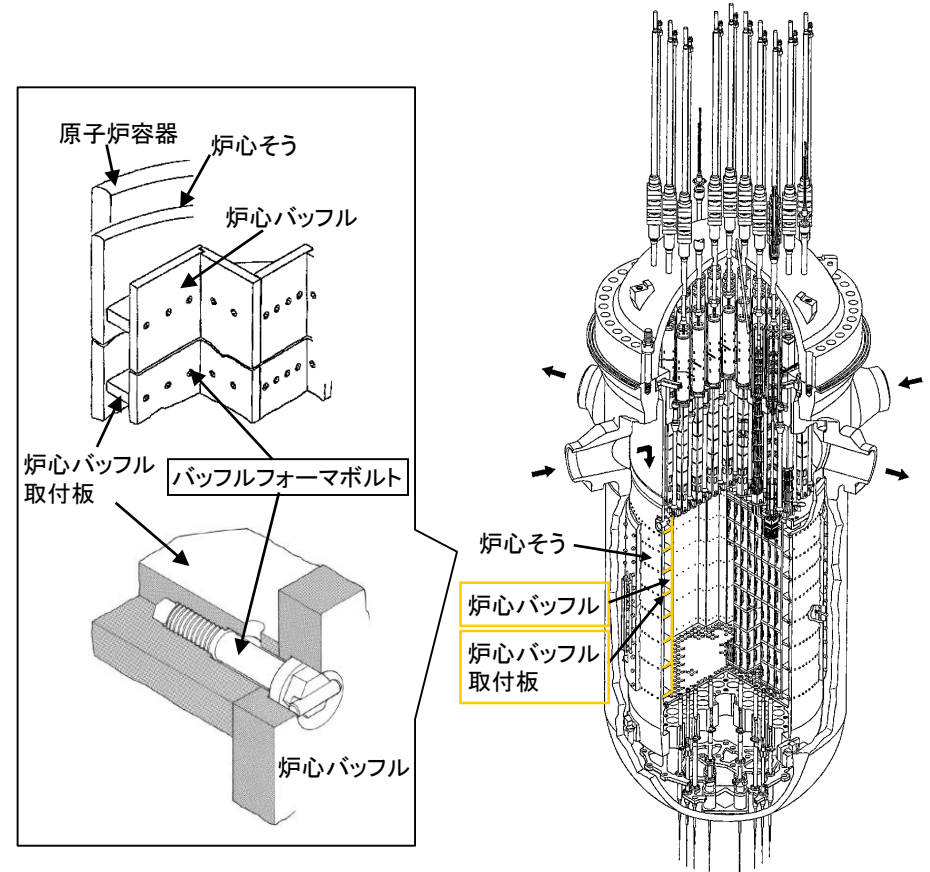
○定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施している。

総合評価

○照射誘起型応力腐食割れが炉内構造物の構造強度・機能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

○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。



（参考）

応力腐食割れ（SCC）の発生要因は①材料、②応力、③環境の3つだが、運転時間が経過し、高い中性子照射量を受けると、材料の経年変化等に伴い応力腐食割れが発生する可能性がある。海外で損傷が多く認められているプラントと異なり、アップフローが採用されている。

大飯3号炉と4号炉の高経年化技術評価(照射誘起型応力腐食割れ)における差異を以下に示す。

1. 評価対象設備の差

なし。

2. 評価手法の差

なし。

3. 評価条件の差

運転開始後60年時点の運転時間の差異がある。(運転履歴の違いから、大飯3号炉では約42.6万時間、大飯4号炉では約43.7万時間である。)

4. 評価結果の差

なし。(評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差の生じるものではない。)

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次冷却材ポンプ等

【評価例】: 1次冷却材管(ステンレス鋼鑄鋼)

健全性評価

○評価用亀裂※1に対する亀裂安定性評価を実施した結果、材料※2の亀裂進展抵抗(J_{mat})と亀裂進展力(J_{app})の交点においてJ_{mat}の傾きがJ_{app}の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊しないことが確認できた。

※1: 初期欠陥を想定し、60年運転時点までの疲労による亀裂進展を考慮して設定した評価用の仮想亀裂。

※2: 材料は熱時効が飽和した状態を想定。

現状保全

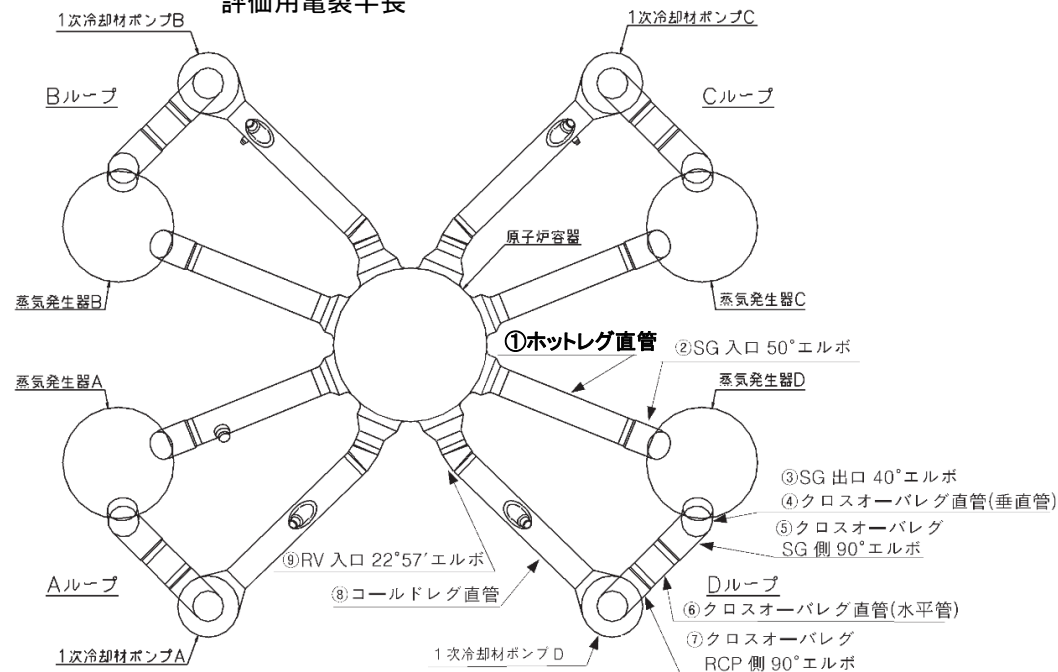
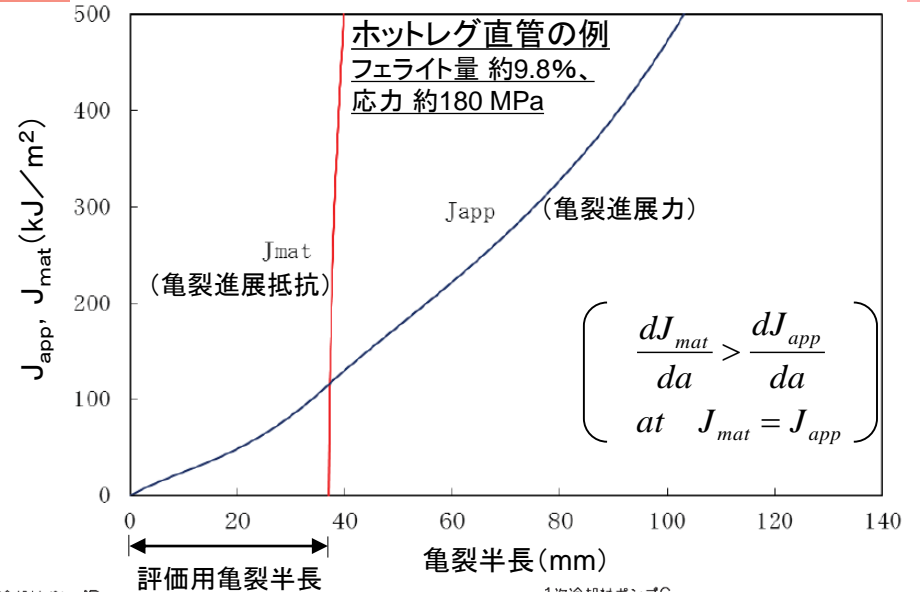
○定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施している。

総合評価

○現時点の知見においては熱時効が問題となる可能性はない。

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。



1次冷却材管概要図

④ 2相ステンレス鋼の熱時効 大飯3号炉との相違点

大飯3号炉と4号炉の高経年化技術評価(2相ステンレス鋼の熱時効)における差異を以下に示す。

1. 評価対象設備の差
なし。

2. 評価手法の差
なし。

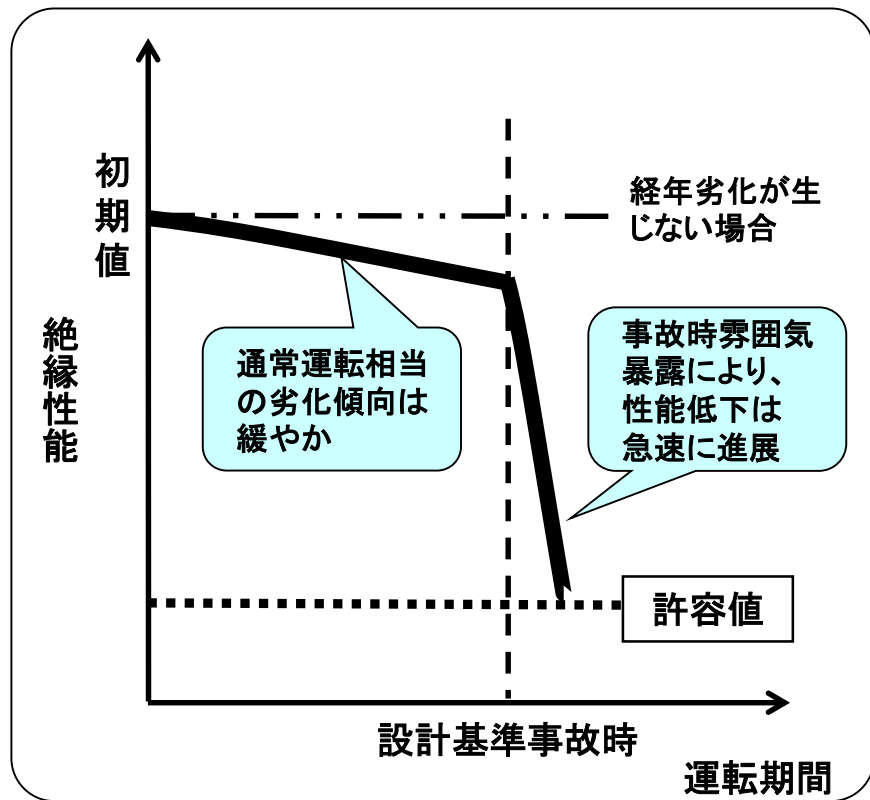
3. 評価条件の差
亀裂進展抵抗 J_{mat} に影響するフェライト量および過渡回数に差がある。

4. 評価結果の差
なし。(評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差の生じるものはない。)

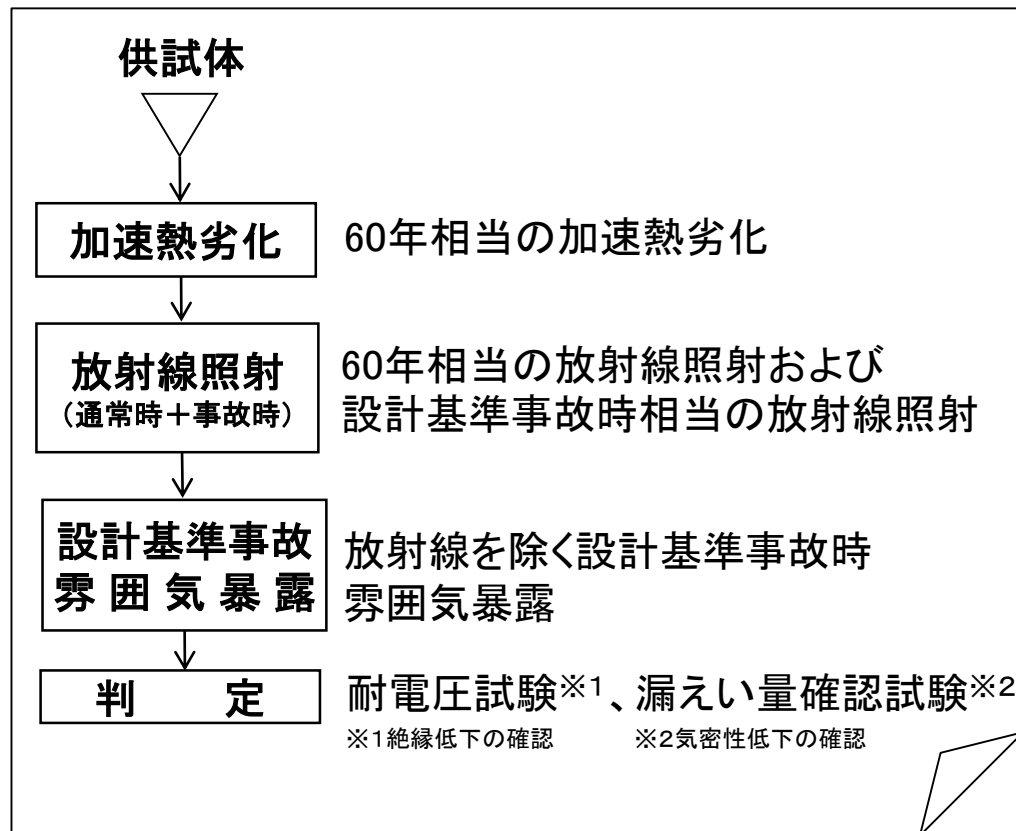
⑤ 電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

○ 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(設計基準事故時の例)

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。

【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(設計基準事故時の例)

	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:0.85kGy*3 設計基準事故時線量:824kGy
事故時零囲気暴露	最高温度:190°C 最高圧力:0.45MPa[gage] 試験時間:7日間	最高温度:約132°C 最高圧力:約0.31MPa[gage]

- *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34°C)に通電による温度上昇と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1.6mGy/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、 $1.6[mGy/h] \times (24 \times 365.25)[h/y] \times 60[y] = 0.85kGy$ 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	試験後	判定基準
漏えい量確認試験	6.9×10^{-5} cm ³ /sec	6.7×10^{-4} cm ³ /sec	1.0×10^{-3} cm ³ /sec以下

大飯3号炉と大飯4号炉の高経年化技術評価(絶縁低下および気密性低下)における差異を以下に記す。

1 評価対象設備の差

① 対象設備の差

3・4号共用設備については3号炉側で評価を実施している。

4号炉には運転開始後30年を経過する日までの増設設備がある。

⇒所内常設直流電源設備(蓄電池・充電器(3系統目))

② 設備仕様の差

3号炉と4号炉の同じ設備で、設備仕様に差がある。

⇒ドロツパ(直流電源設備)の仕様(使用条件)が3号炉と4号炉で異なる。

2 評価手法の差

なし。

3 評価条件の差

加速熱劣化を伴う長期健全性試験結果を用いた評価では、試験条件が実機での通常運転時の使用条件を包絡していることを説明しているが、実機での通常運転時の使用条件(温度、放射線)は、3号炉と4号炉でそれぞれ実施している機器設置環境測定結果を用いていることから、その数値に差異がある。

4 評価結果の差

なし。(設備仕様の差、評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差の生じるものはない。)

健全性評価

コンクリート構造物の強度低下に影響を及ぼす要因について評価した。

要因	評価
熱	温度制限値(一般部分65℃、局部90℃)以下であり問題ない
放射線照射	<ul style="list-style-type: none"> ・運転開始後60年後の中性子照射量は、強度低下が無いとされている最新知見である$1 \times 10^{19}n/cm^2$以上の$1.89 \times 10^{19}n/cm^2$であるが、$1 \times 10^{19}n/cm^2$を超える範囲は部分的で深さ方向に最大でも4cm程度であり、一次遮蔽壁の厚さ(最小壁厚約280cm)に比べて十分小さいことから問題ない ・運転開始後60年後のガンマ線照射量は強度低下が無いとされている$2 \times 10^{10}rad$以下であり問題ない
中性化	運転開始後60年後の中性化深さは鉄筋が腐食し始める時の深さ以下であり問題ない
塩分浸透※1	運転開始後60年後の塩分による鉄筋腐食減量はかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量以下であり問題ない
機械振動	タービン架台等の振動を受ける部位において、定期的な目視確認により有害なひび割れ等が認められておらず問題ない
アルカリ骨材反応	使用材料は反応性骨材でないことが確認できていること、また、定期的に目視確認を実施しており当該要因に起因するひび割れ等が認められていないことから高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない
凍結融解	地域的に凍害危険度が極めて低いこと、また、定期的に目視確認を実施しており当該要因に起因するひび割れ等が認められていないことから高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない

現状保全

- ・定期的にコンクリート、塗膜の状態を目視確認し、必要に応じ塗装の塗り替え等を実施している。
- ・上記に加え、非破壊試験等を実施することにより健全性を確認している。

総合評価

健全性評価結果から、コンクリート強度は現状で設計基準強度を上回っており、今後強度低下が急激に発生する可能性は低い。また、現状の保全方法は適切である。

高経年化への対応

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

コンクリートの強度試験結果(単位: N/mm²)

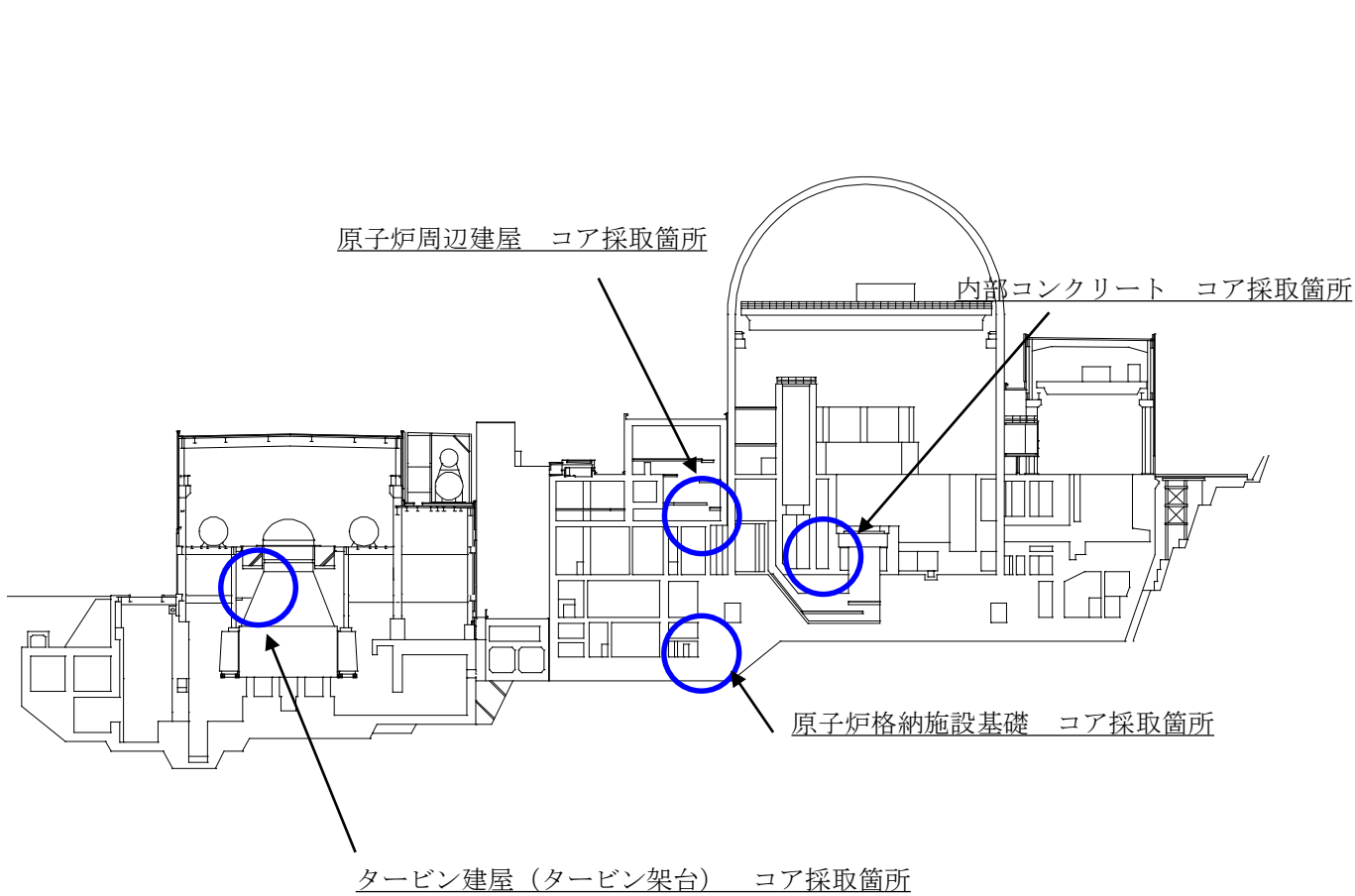
試験時期: 2020年

構造物	外部遮蔽壁	内部コンクリート	原子炉格納施設基礎	原子炉周辺建屋	タービン建屋	海水ポンプ室
平均圧縮強度※2	76.8	43.3	35.1	47.7	31.0	46.7
設計基準強度	44.1	29.4	29.4	29.4	20.6	23.5

※2: 外部遮蔽壁については、非破壊試験による推定圧縮強度

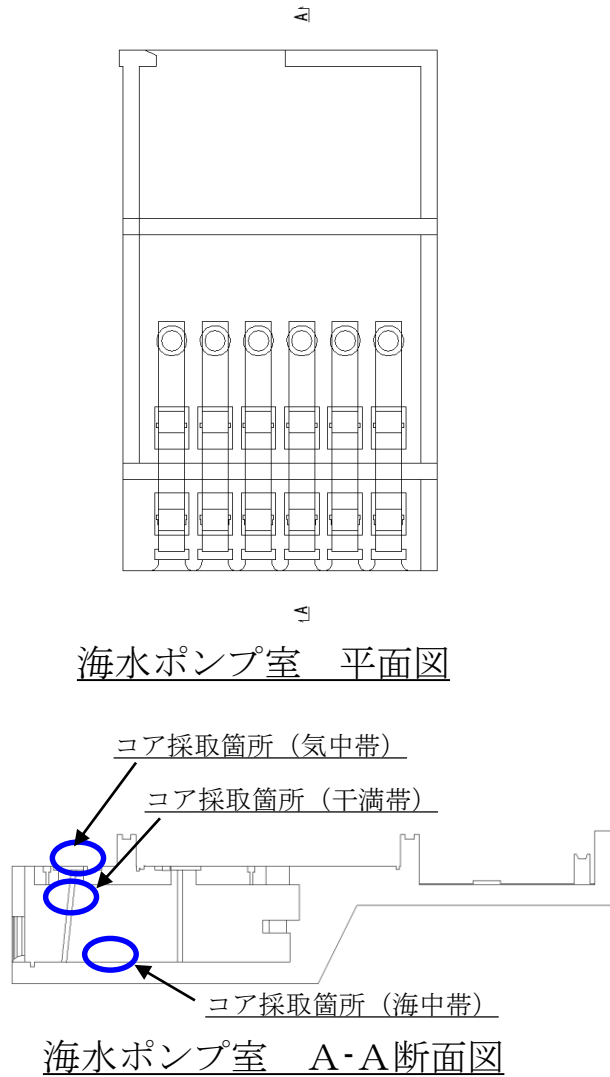
※1: 評価においては、土木学会規準を参考にコンクリート表面(0~20mm)の測定値を用いる場合と用いない場合の影響を検討し、影響の大きな方を採用した。また、海水ポンプ室(干満帯)は海水ポンプ室(気中帯)と同様の外気環境に曝されている状態であると仮定し、酸素濃度21%に設定した。

⑥ コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下(その2)



※: 外部遮蔽壁については非破壊試験により確認

大飯4号炉 建屋断面図



コンクリート強度の破壊試験用コア採取箇所

⑦ コンクリート構造物(PCCV)のテンドンの緊張力低下

健全性評価

コンクリート構造物(PCCV※1)のテンドン※2の緊張力低下に影響を及ぼす要因について評価した。

要因	評価
プレストレス損失	プレストレス損失(コンクリートの乾燥収縮・クリープ、鋼材のリラクゼーション)を考慮した運転開始後60年後のテンドンの緊張力(予測値)が設計要求値を上回っており問題ない
熱	通常運転時の状態でPC鋼より線に熱損傷が生じる可能性は極めて低いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない
放射線照射	テendonは高レベルの放射線を受ける使用環境にないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない
腐食	テendon及び定着具の腐食を防止するために、グリースキャップ及びシース内には防錆剤が充填されているため、テendon及び定着具が腐食する可能性はないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない
疲労	PCCVにおいて、通常運転時に繰返し載荷や振動を与える機器類はなく、また、プレストレスシステムの疲労試験を施工に先立ち実施しており、疲労破壊する可能性は極めて低いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない

※1:プレストレスコンクリート製原子炉格納容器。テendonを緊張することによりコンクリートに緊張力を導入し、耐圧機能を確保。

※2:PC鋼より線からなる緊張材。PCCV上部からみて格子状に、逆U型の鉛直方向に配置(両端を底部に定着)する逆Uテendonと、水平方向にフープ状に配置するフープテendonで形成。

現状保全

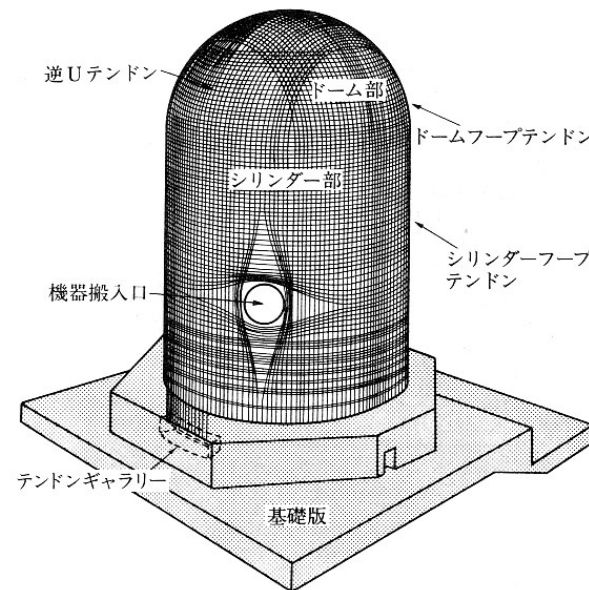
定期的な緊張力検査及び定着部(定着具、周辺コンクリート部)の目視確認により健全性を確認している。

総合評価

健全性評価結果から、プレストレス損失を考慮したテendonの緊張力が設計要求値を上回っている。また、緊張力の低下が検知可能であり、現状の保全方法は適切である。

高経年化への対応

コンクリート構造物のテendonの緊張力低下に対しては、今後も現状の保全方法により健全性を確認していく。



PCCVテendon配置概要図

テendonの緊張力(単位: MN)

	測定値 (30年目ISI)	予測値 (運転開始後 60年経過時点)	設計要求値
フープ テendon	6.21	6.18	5.36
逆U テendon	6.29	6.26	5.66

⑥ コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

⑦ コンクリート構造物(PCCV)のテンドンの緊張力低下 大飯3号炉との相違点

大飯3号炉と大飯4号炉の高経年化技術評価(コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下・コンクリート構造物(PCCV)のテンドンの緊張力低下)において、差異を以下に記す。

1. 評価対象設備の差

①対象構造物の差

3・4号共用設備(※)については3号炉側で評価を実施している。

(※)制御建屋、廃棄物処理建屋、緊急時対策所、海水ポンプエリア、海水管トンネル

②設備仕様の差

なし。

2. 評価手法の差

なし。

3. 評価条件の差

評価条件の差として挙げられるのは、以下のものがある。

- ・放射線による強度低下:放射線照射量(中性子およびガンマ線)
- ・中性化による強度低下:中性化深さの測定値、環境条件および測定年
- ・塩分浸透による強度低下:鉄筋位置での塩化物イオン濃度(塩化物量)および測定年
- ・プレストレス損失によるテンドンの緊張力低下:緊張力測定値(30年目供用期間中検査)

4. 評価結果の差

なし。(評価条件の差によって、総合評価、高経年化への対応に差の生じるものはない。)

⑧ 耐震安全性評価(その1)

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年間の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(熱交換器等)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

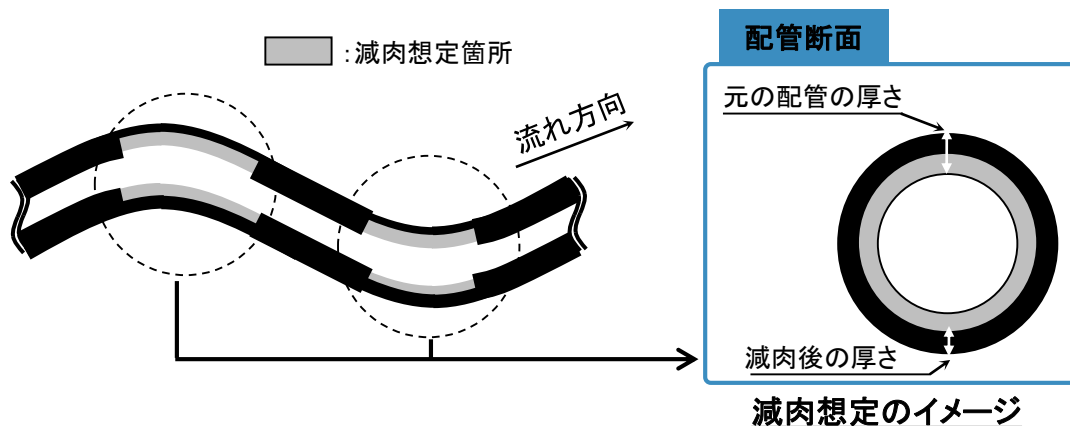
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

【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5抽気系統配管	0.97
第4抽気系統配管	0.81
第3抽気系統配管	0.90
低温再熱蒸気系統配管	0.26
グランド蒸気系統配管	0.89
ポンプタービン駆動蒸気系統配管	0.89
補助蒸気系統配管	0.92
復水系統配管	0.83
ドレン系統配管	0.73

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*1 係数
	一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	0.80	1.58	0.104
主給水系統配管	0.62	0.67	—*2
蒸気発生器ブローダウン 系統配管	0.72	1.40	0.552

※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 耐震安全性評価 大飯3号炉との相違点

大飯3号炉と4号炉の高経年化技術評価(耐震安全性評価)における差異を以下に示す。

1. 評価対象設備の差

①3・4号共用設備については3号炉側で評価を実施している。

②設備構造の違いや材質の違いがある。

〔③技術評価結果の差等による代表設備・部位の差異については該当なし。〕

2. 劣化想定レベルの差

①技術評価結果の差等による劣化想定レベルの差異がある。

3. 地震応答の差

①設備構造の違いや材質の違い、またはサポート位置や配管ルートに差がある場合の応答の差異がある。

〔②サポート位置や設置位置の差により入力が異なる場合の差異については該当無し。
(大飯3号炉と4号炉はツインプラントであり床応答曲線やループ解析結果に差異はない。)
③片号炉に対してのみ詳細評価手法を用いた場合等による評価結果の差異については該当なし。〕

4. 評価結果の差

なし。(1～3の差によって、耐震安全性の確認結果や高経年化への対応に差が生じるものはない。)

⑨ 耐津波安全性評価

大飯4号炉の津波の影響を受ける浸水防護施設は、全て3、4号炉共用設備として「大飯発電所3号炉 耐津波安全性評価書」で評価済みのため、4号炉の耐津波安全性評価対象設備はない。

【参考(大飯3号炉の評価)】

評価対象構造物

浸水防護施設に属する下記の機器・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	防護壁	津波防護施設
		貯水堰	津波防護施設
		防波堤	津波影響軽減施設
		止水壁(コンクリート部)	浸水防止設備
	鉄骨構造物	止水壁(鉄骨部)	浸水防止設備
		海水ポンプエリア浸水防止蓋	浸水防止設備
計測制御設備	プロセス計測制御設備	潮位計(海水ポンプエリア)	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。

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 技術評価結果の概要
- ② 長期施設管理方針

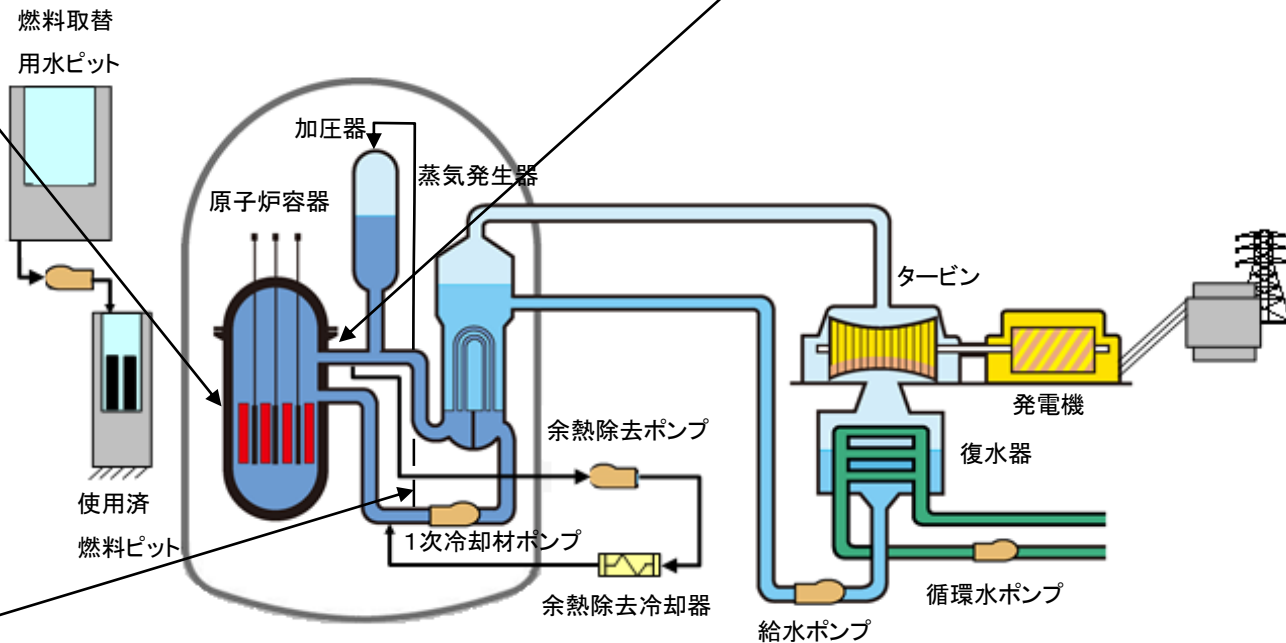
① 技術評価結果の概要

【原子炉容器】

●これまでの監視試験結果による健全性評価において、原子炉容器の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないとの評価結果を得ているが、健全性評価の妥当性を確認するため、原子炉の運転時間・照射量を勘案して第4回監視試験の実実施計画を策定する。(実施時期: 中長期^{※1})

【原子炉容器等】

●原子炉容器等の疲労割れについては、運転開始後60年時点における疲労累積係数による評価を実施した結果、許容値に対し余裕のある結果を得ているが、疲労割れ評価結果は実績過渡回数に依存するため継続的に実績過渡回数を把握する。(実施時期: 中長期^{※1})



【ステンレス鋼配管】

●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」は特異な事象であったと考えられるが、メカニズムが全て明らかになっていないことから、今後実施する知見拡充結果に基づき、第20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21保全サイクル以降の検査対象及び頻度を検討し、供用期間中検査計画に反映を行う。(実施時期: 中長期^{※1})

※1: 実施時期の「中長期」は2023年2月2日から10年間を示す。

② 長期施設管理方針

○60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動(分解・点検・手入れ等)を継続していくことで、健全性を維持可能と評価

○一部の機器については、実施すべき項目(点検・検査項目の追加、データ蓄積・知見の拡充、取替の実施等)を長期施設管理方針としてまとめた

No	施設管理の項目	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4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。	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20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21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

※1:実施時期における中長期とは2023年2月2日からの10年間をいう。

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。