

**大飯発電所3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
(3号炉の長期施設管理方針の策定)**

**2021年1月21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 3 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 ~ 31
高経年化技術評価結果および長期施設管理方針	32 ~ 34
今後の取組み	35

1. 申請理由

大飯発電所3号炉が2020年12月18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3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、2020年12月2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4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
添付	(追加) 添付6	長期施設管理方針(第125条の6関連)
附則	-	

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。

大飯発電所3号炉の概要

運転開始以降に実施した主な改善

○主要仕様

電気出力	約1,180 MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約3,423 MW
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	1991年12月

○運転実績

2020年3月末時点

累積平均設備利用率	66.4%
計画外停止回数	2回



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。

大飯発電所3号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

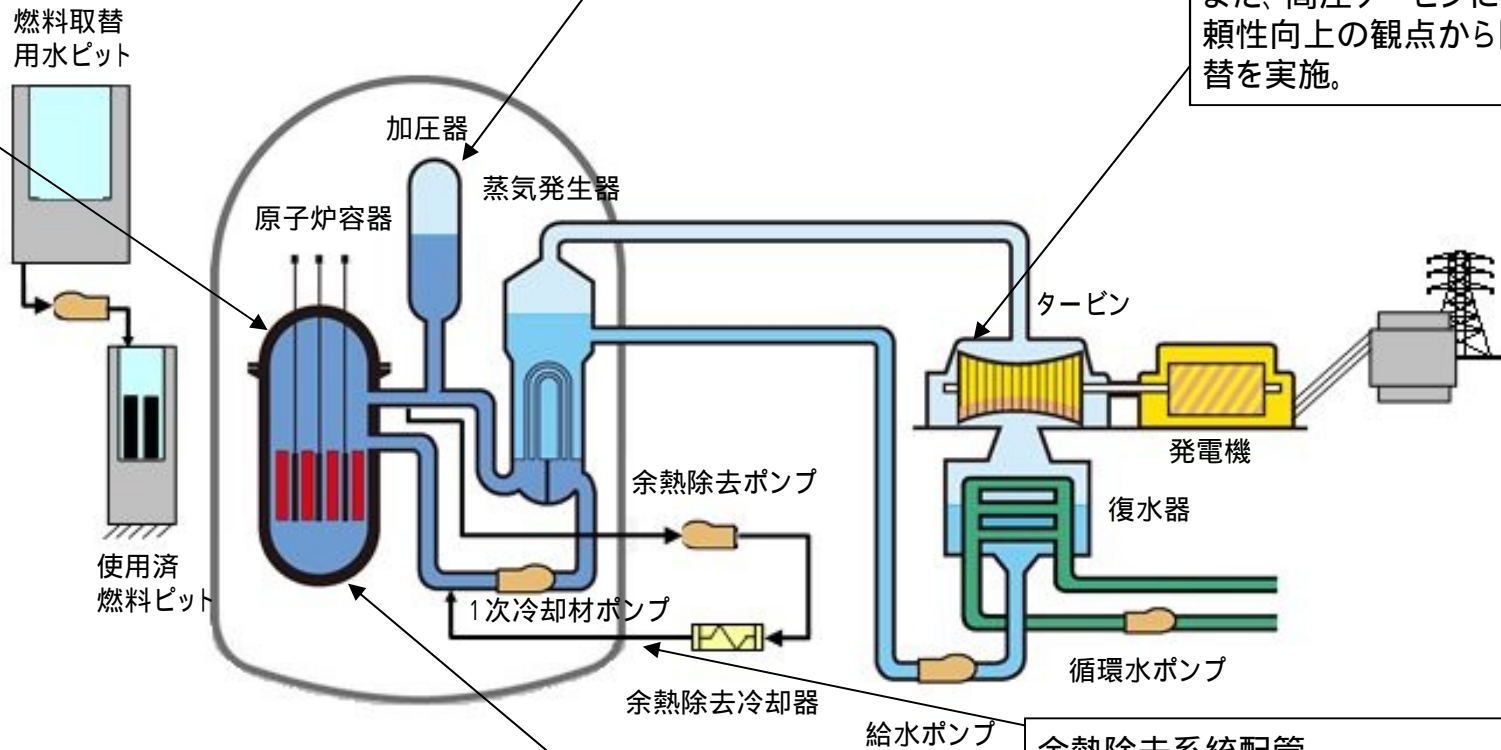
工事名	実施時期	内容
原子炉容器上部蓋取替	第12回定期検査時 (2006年度)	原子炉容器上部蓋制御棒駆動装置取付管台等からの漏えい事象を踏まえ、長期的な設備信頼性を確保する観点から、管台および溶接材料を600系ニッケル基合金から耐応力腐食割れ性を向上させた690系ニッケル基合金に改良した原子炉容器上部蓋への取替を実施した。
余熱除去系統配管取替	第13回定期検査時 (2007～2008年度)	国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部について、温度揺らぎを抑制できる合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。
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 (2007～2008年度) 第14回定期検査時 (2009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、炉内計装筒J-溶接部およ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。なお、第13回定期検査時に傷が認められた原子炉容器Aループ出口管台溶接部については、第13回定期検査時に傷を削り取ったあと予防保全対策としてウォータージェットピーニングを実施し、第14回定期検査時に補修溶接を実施した。
加圧器サージ用他管台取替	第15回定期検査時 (2010～2012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15回定期検査時 (2010～2012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。

運転開始以降に実施した主な改善

原子炉容器上蓋
上蓋用管台の応力腐食割れ発生に伴い、第12回定期検査時(2006年度)に取替を実施。

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15回定期検査時(2010~2012年度)に取替を実施。

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、15回定期検査時(2010~2012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J - 溶接部および冷却材出入口管台溶接部は、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(2007~2008年度)にウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施。
: Aループ冷却材出口管台溶接部については、第13回定期検査時に認められた傷を削り取ったあとウォータージェットピーニングを実施し、第14回定期検査時(2009年度)に耐食性に優れた690系ニッケル基合金による補修溶接を実施。

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13回定期検査時(2007~2008年度)に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。

高経年化技術評価の要求事項

高経年化技術評価の体制

高経年化技術評価実施工程

運転経験および最新知見の反映

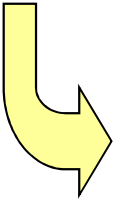
高経年化技術評価の評価フロー

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

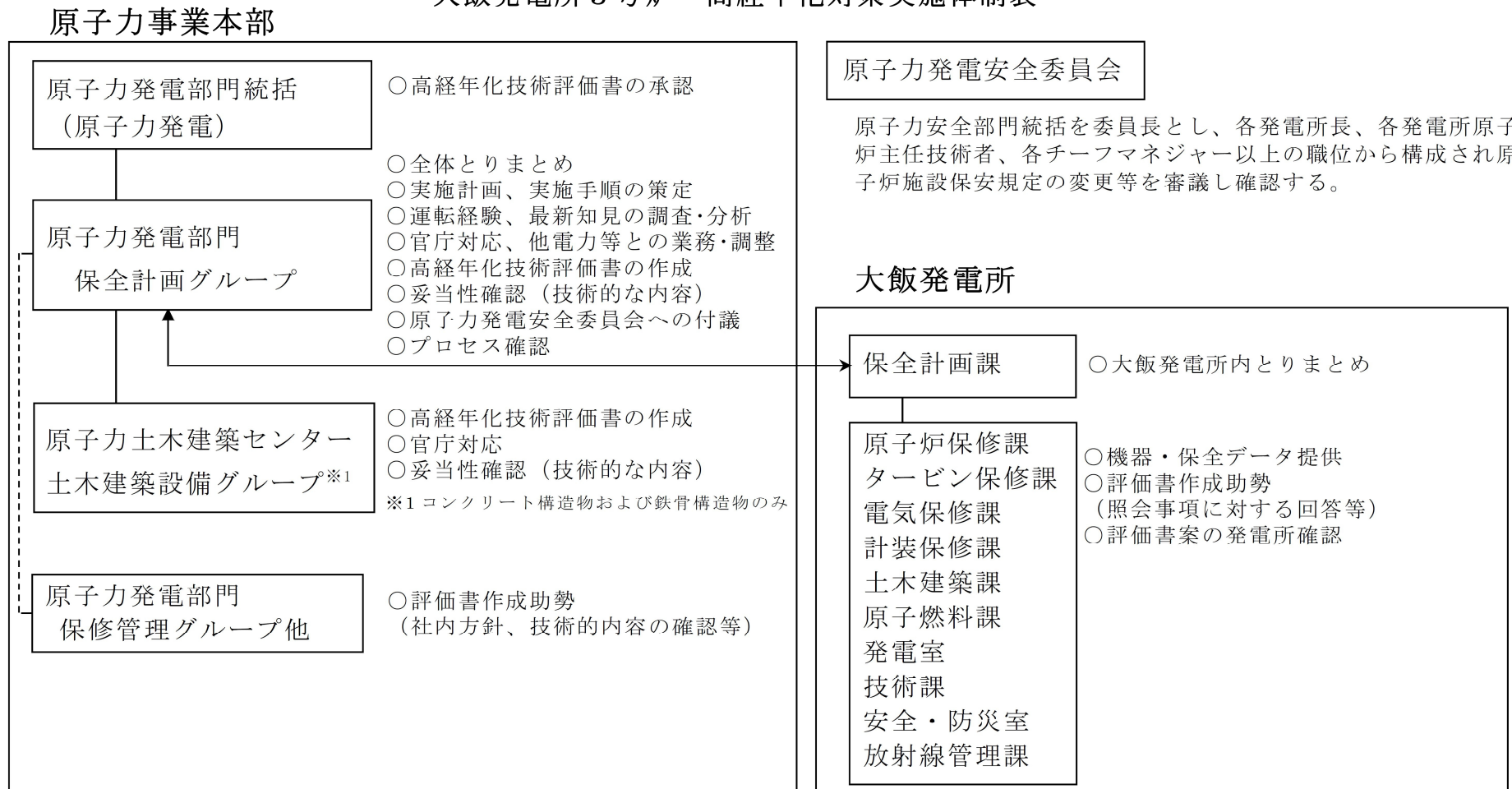
- 
- 安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有する機器及び構造物、浸水防護施設に属する機器及び構造物および常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価および耐震安全性/耐津波安全性評価を実施。(運転開始以後30年を経過する日までに技術基準規則に定める基準に適合させているもの)
 - 断続的運転を前提とした評価と冷温停止状態の維持を前提とした評価の両方を実施。
抽出された追加保全策について長期施設管理方針を策定し、保安規定に定める。

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。

大飯発電所 3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保守管理の実施」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

実施工程

「高経年化対策実施ガイド等」に基づき、運転開始後28年9ヶ月を経過する日から3ヶ月以内に国へ保安規定変更認可申請を行うべく工程管理を実施。

- ・2018年10月11日に実施計画および実施手順を策定し、技術評価を開始
- ・2020年11月13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
- ・2020年11月17日に原子力発電部門統括が承認

実施工程

年月 項目	2018			2019			2020												2021		
	10	11	12	1	..	12	1	..	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	..	12 運開 30年	
実施計画・手順書作成	▼ 制定											▼ 改正									
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																	▼				

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、2020年5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、反映要否を判断した。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要否を検討する。

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。

3. 最新知見

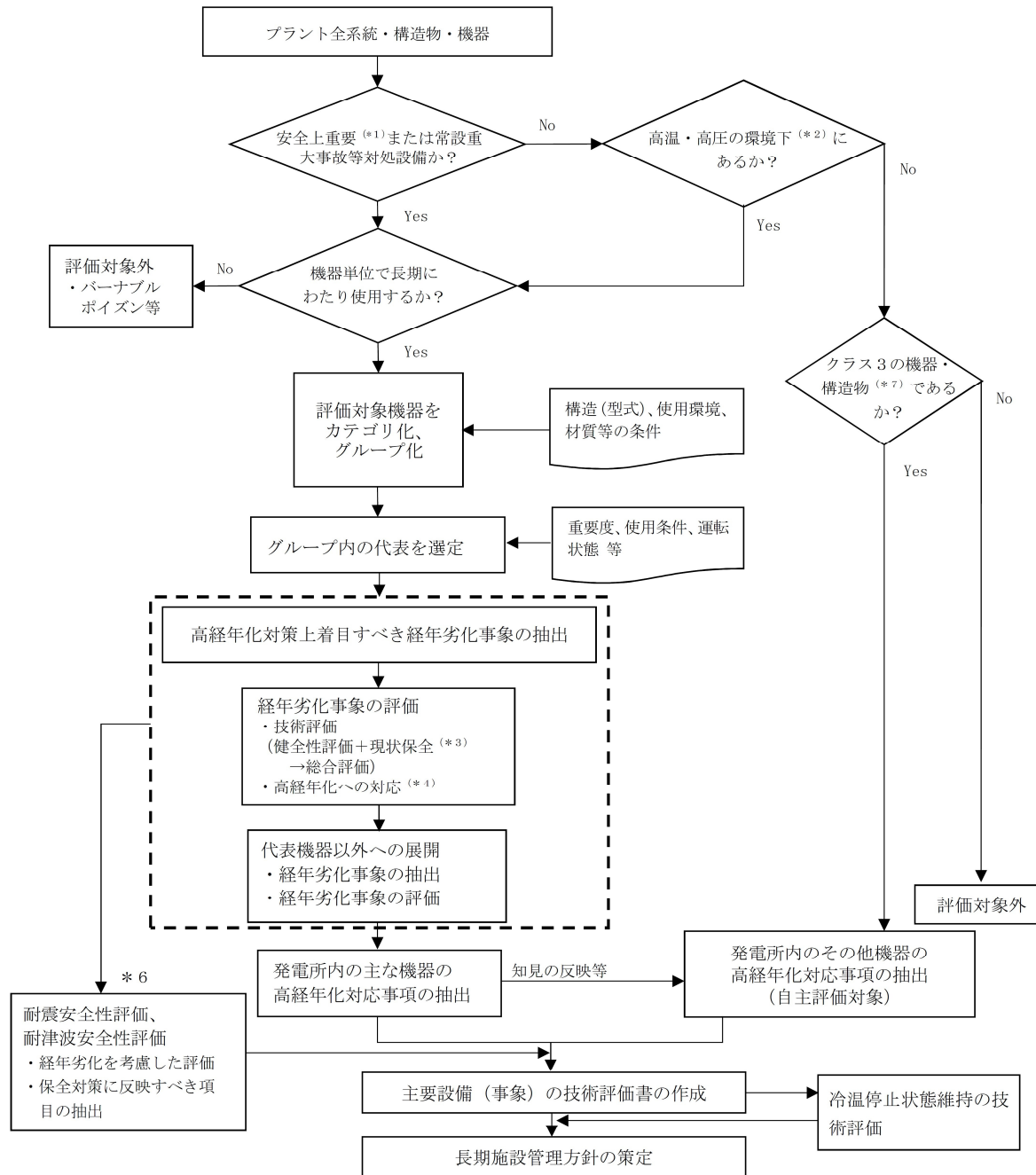
原子力規制委員会からの指示文書、日本機械学会・日本電気協会・日本原子力学会の規格・基準類および原子力規制委員会により公開されている安全研究の情報等を対象。

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

- ・仏国ベルビル2号炉 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ摩耗(2017年12月)
- ・NRA技術報告 中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響(NTEC-2019-1001)

なお、2020年9月に確認された大飯3号炉加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示については、現在、原因究明中であることから、進捗状況を踏まえて、高経年化技術評価書の補正を検討する。

高経年化技術評価の評価フロー



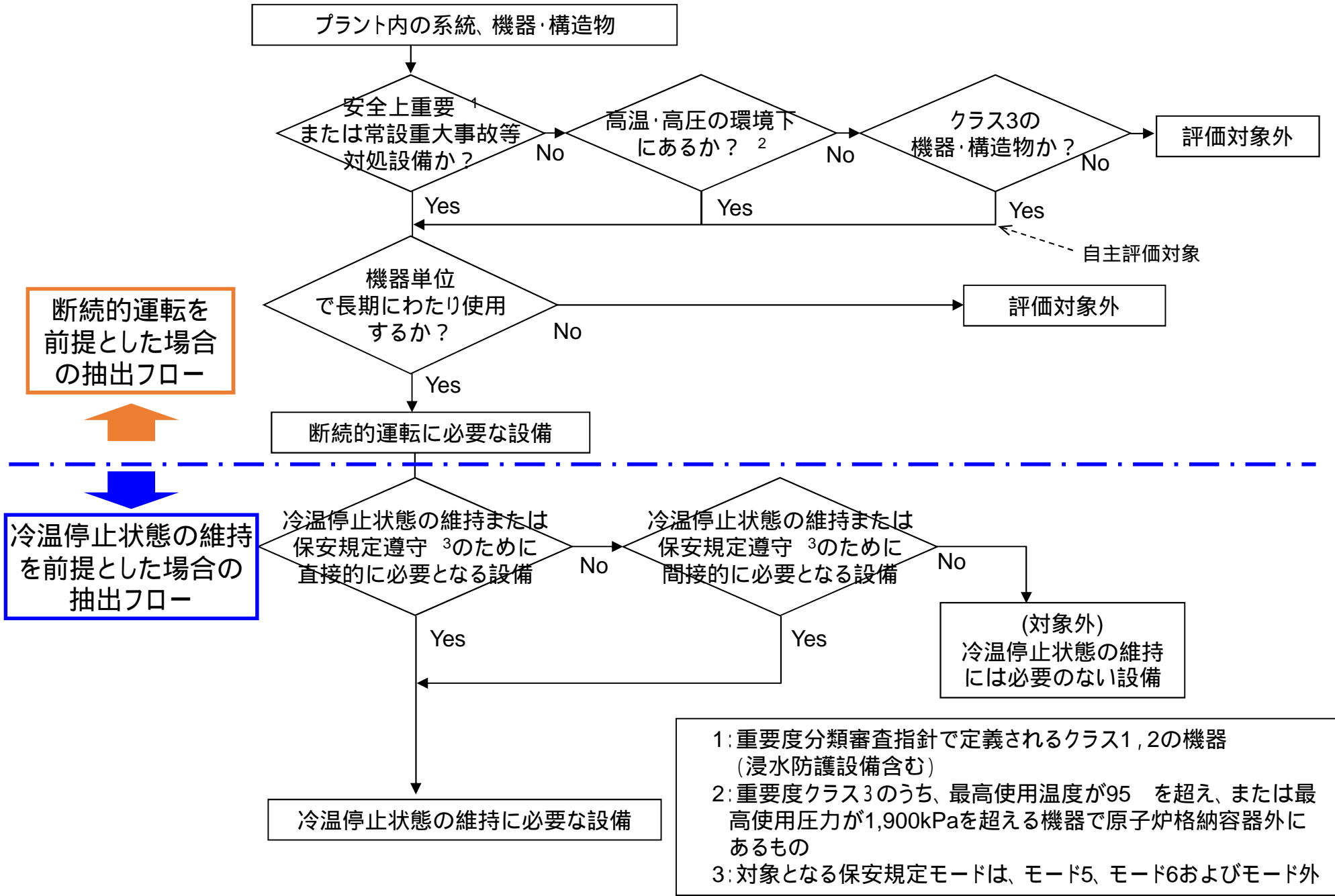
- * 1 : 重要度クラス1、2 (*5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)
- * 2 : 重要度クラス3のうち、最高使用温度が95 を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)
- * 3 : 系統レベルの機能確認を含む。
- * 4 : 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- * 5 : 安全重要度分類指針の重要度分類
- * 6 : 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象
- * 7 : 浸水防護施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

評価対象設備の抽出フロー

評価対象設備の例

経年劣化事象の抽出

評価対象設備の抽出フロー



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 ^{*3}	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	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (℃)		代表 機器	選定理由
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 ^{*5}	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) ^{*1, 6}	MS-1、重 ^{*5}	連続	約 20.0	約 95	○		
			高圧注入ポンプ(2) ^{*1}	MS-1、重 ^{*5}	一時	約 16.7	約 150	○		
		ステンレス鋼	余熱除去ポンプ(2)	MS-1、重 ^{*5}	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 ^{*5}	一時	約 2.7	約 150	○		
			ほう酸ポンプ(2)	MS-1、重 ^{*5}	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) ^{*2}	MS-1、重 ^{*5}	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 ^{*4}	連続	約 10.3	約 200	—		
			補助蒸気ドレンタンクポンプ(2)	高 ^{*4}	連続	約 0.5	約 100	—		
		ステンレス鋼	タービン動補助給水ポンプ(1)	MS-1、重 ^{*5}	一時	約 12.7	約 40	—		
			電動補助給水ポンプ(2)	MS-1、重 ^{*5}	一時	約 13.1	約 40	—	◎	重要度、圧力
			電動主給水ポンプ(1)	高 ^{*4}	一時	約 10.3	約 200	—		
			復水ブースタポンプ(3)	高 ^{*4}	連続	約 4.1	約 80	—		
			湿分離器ドレンポンプ(2)	高 ^{*4}	連続	約 2.0	約 200	—		
スチームコンバータ給水ポンプ(2)			高 ^{*4}	連続	約 1.4	約 100	—			
鋳鉄		恒設代替低圧注水ポンプ(1)	重 ^{*5}	一時	約 2.1	約 95	○			
		電動消火ポンプ(1)	高 ^{*4}	一時	約 1.9	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 ^{*4}	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 ^{*4}	一時	約 3.6	約 200	—		
			低圧給水加熱器ドレンポンプ(2)	高 ^{*4}	連続	約 2.8	約 115	—		

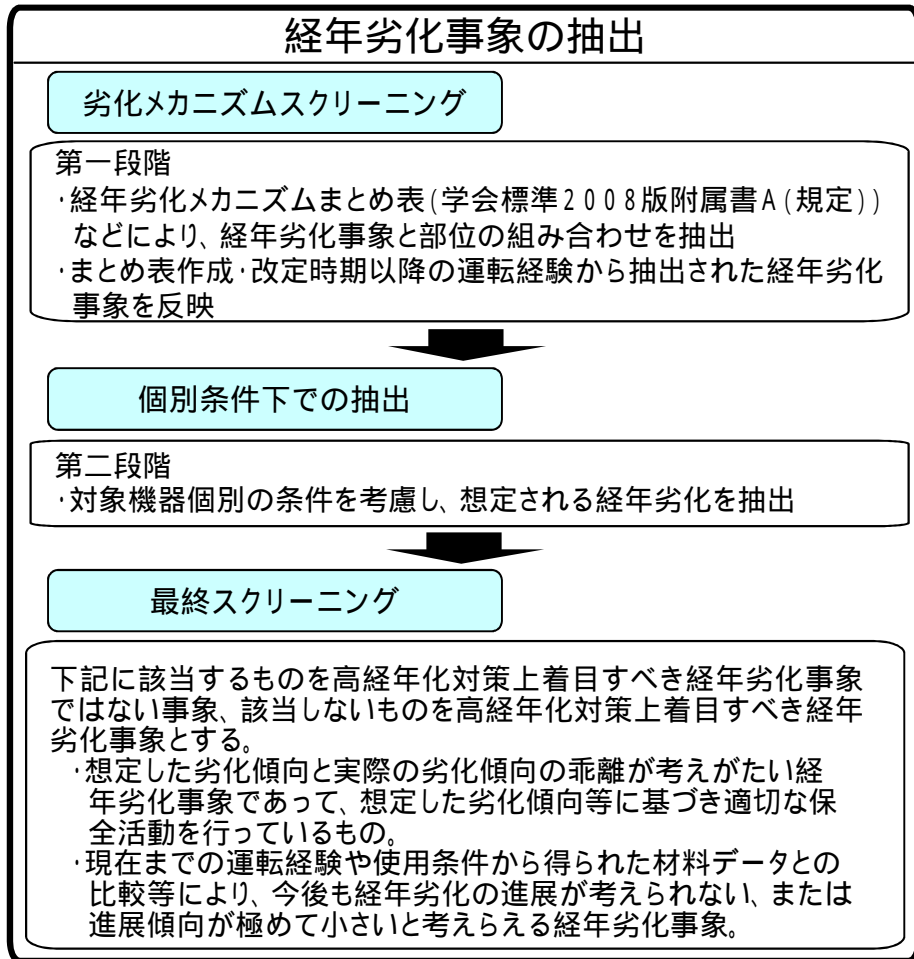
PS-1,2, MS-1,2: 重要度分類指針の重要度クラス
 重: 常設重大事故等対処設備
 高: 重要度クラス3のうち高温・高圧の環境下にある設備

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

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

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。

経年劣化事象の評価

主な経年劣化事象の評価内容及び評価結果

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

コンクリート構造物(PCCV)のテンドンの緊張力低下

耐震安全性評価

耐津波安全性評価

冷温停止時に厳しくなる劣化事象の評価

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	220	903

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。

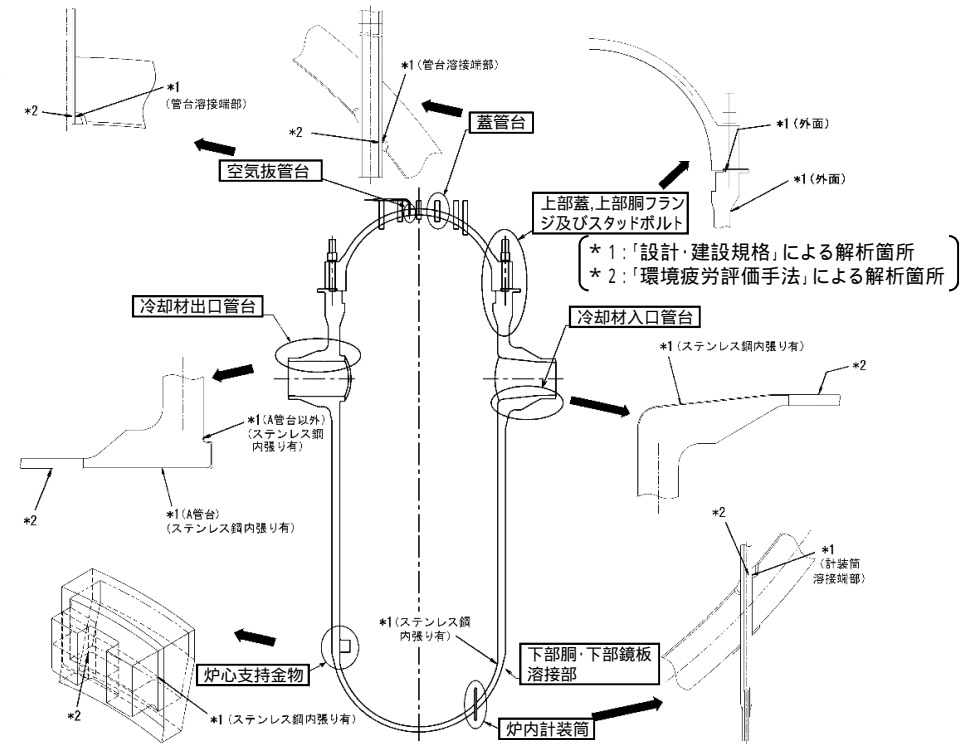
総合評価

- 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	0.040	0.001 ³
冷却材出口管台(A管台)	0.050	0.001 ³
冷却材出口管台(A管台以外)	0.069	0.001 ³
蓋管台	0.115	0.001 ³
空気抜管台	0.017	0.001 ³
炉内計装筒	0.235	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	0.390	- 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)

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(溶接部は範囲外)
- 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 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E>1\text{MeV}$]	Tr30 () ¹	関連温度()
		母材	
初期	0	-42	-30
第1回	0.863	-40	-28
第2回	2.60	-32	-20
第3回	5.09	-19	-7

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 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E>1\text{MeV}$]	関連温度() ³
		母材
2016年12月末時点	0.805	-11
運転開始後60年時点	2.28	-6

2: 原子炉容器の内表面から板厚tの1/4t深さ位置での中性子照射量

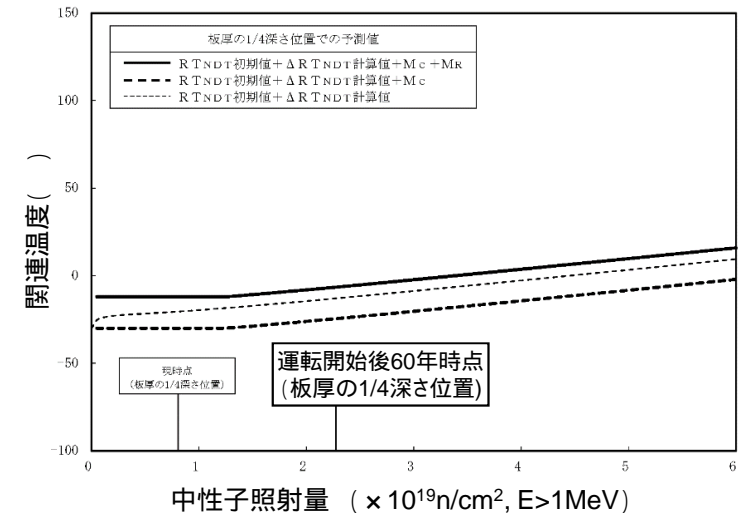
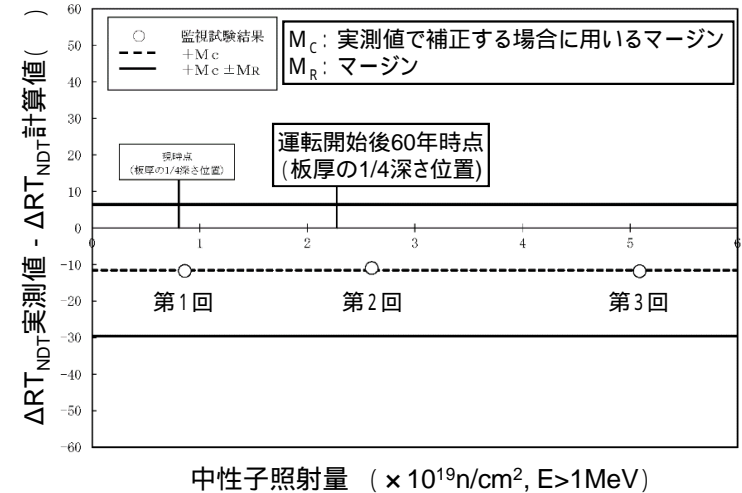
3: 原子炉容器の内表面から板厚tの1/4t深さ位置での予測値

(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	0.029	1.39	0.17



関連温度の予測値と監視試験結果の関係

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。

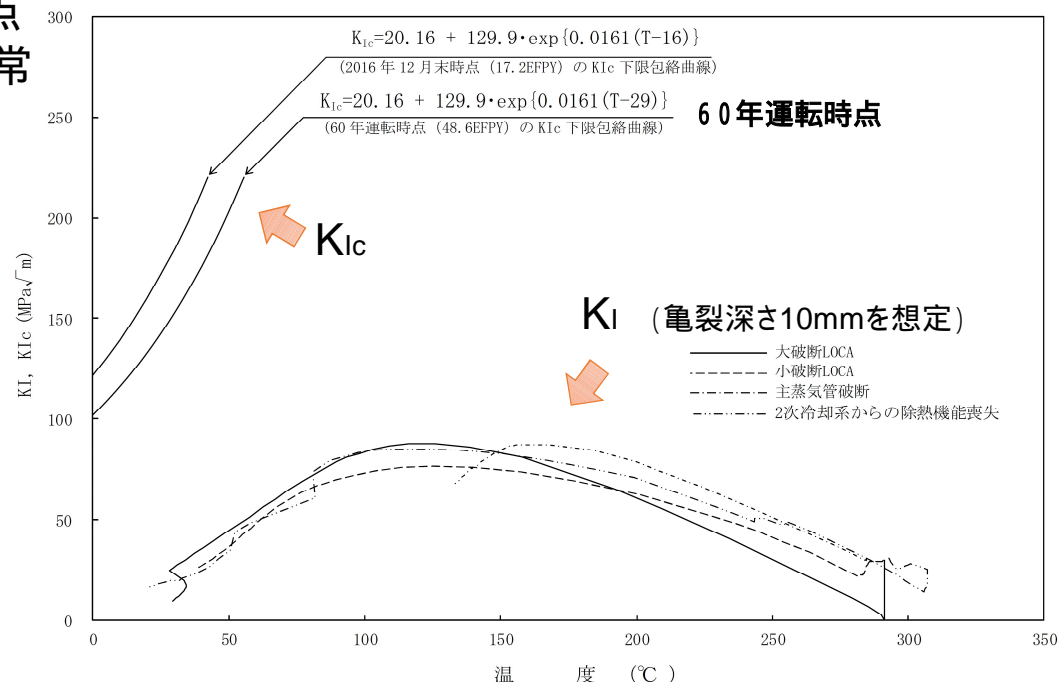


長期施設管理方針

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	294	287	281

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

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)

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ッ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

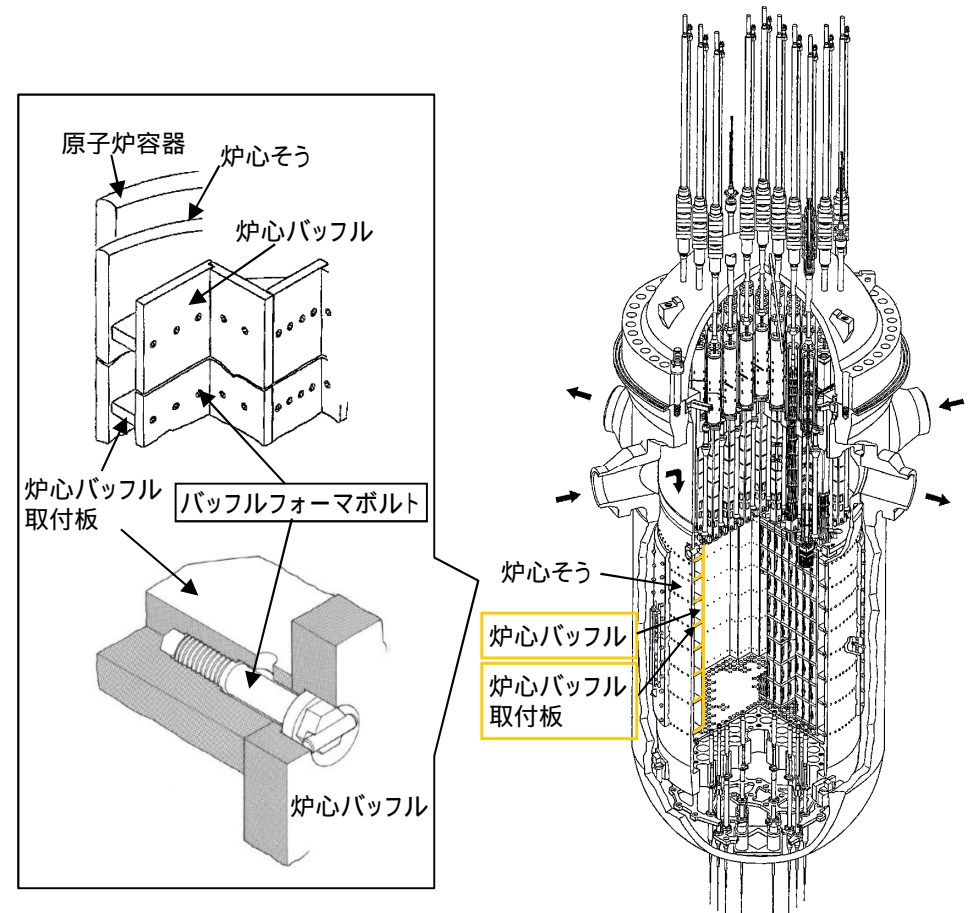
定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施している。

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 材料、 応力、 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。

2相ステンレス鋼の熱時効

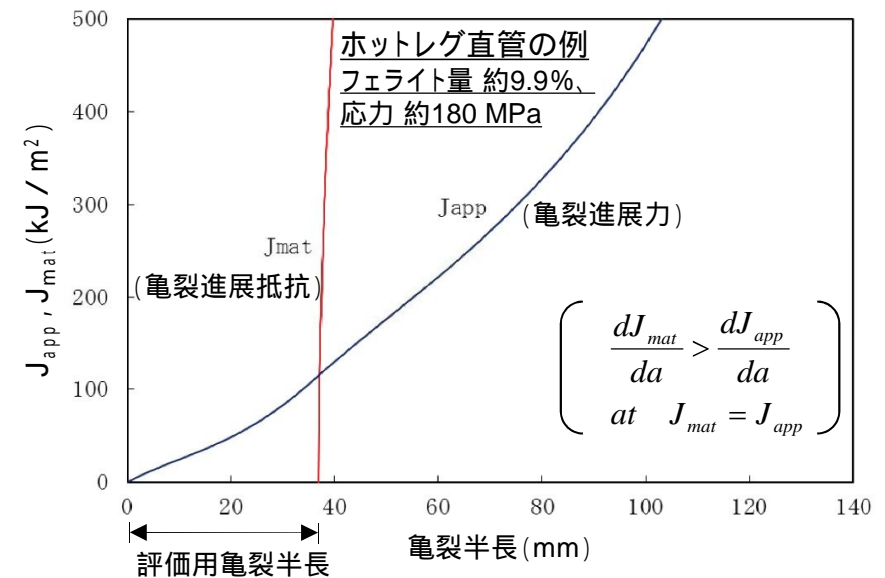
評価対象機器：1次冷却材管、1次冷却材ポンプ等

【評価例】：1次冷却材管(ステンレス鋼鋳鋼)

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

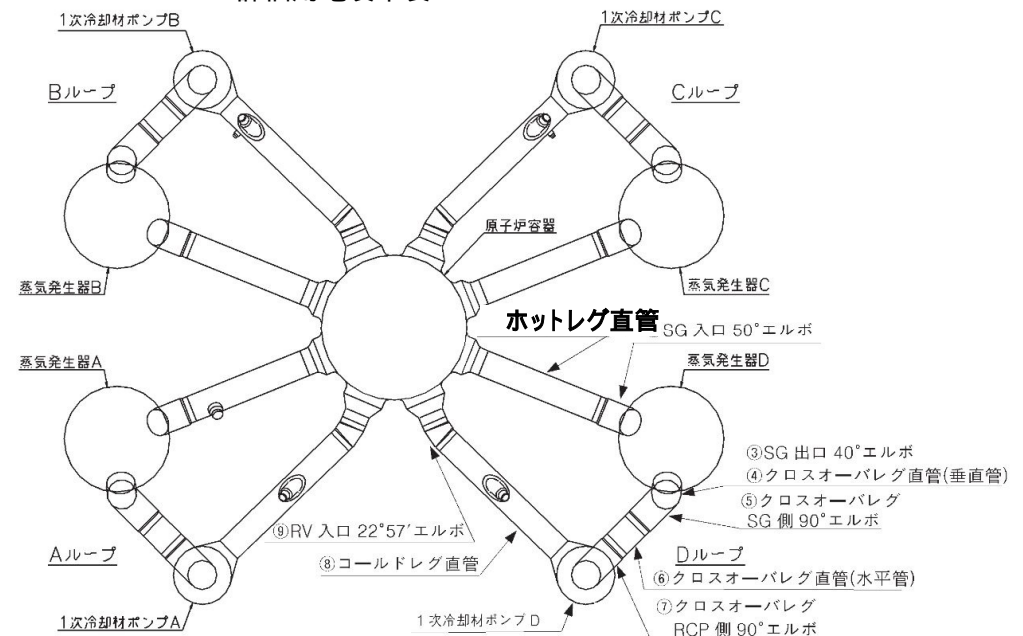
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施している。

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

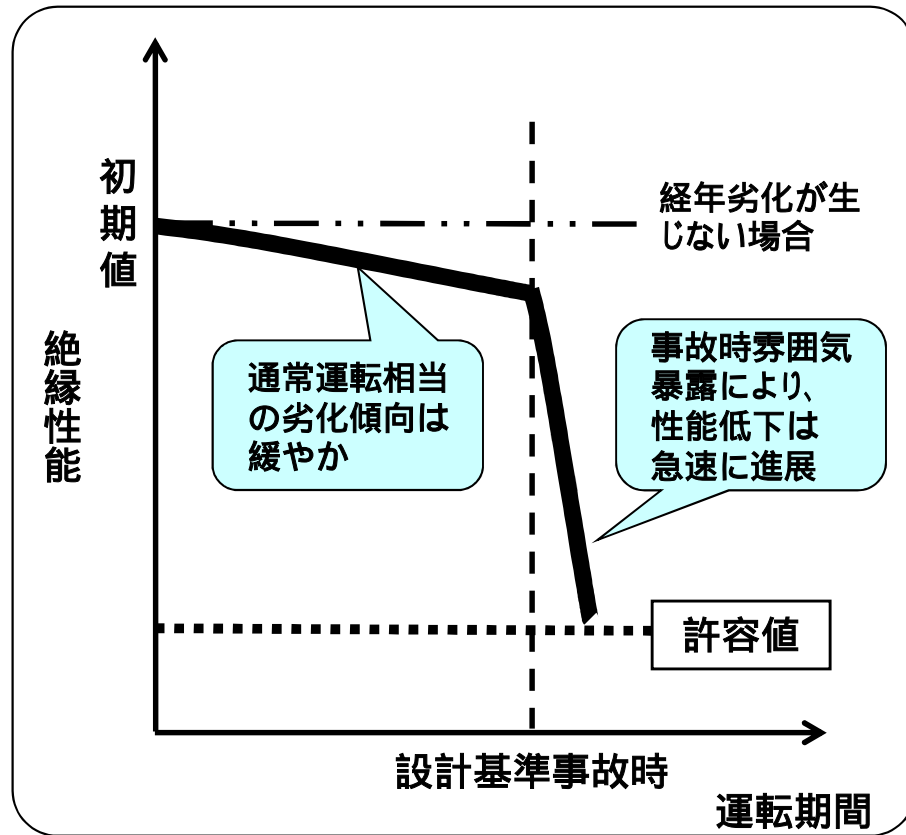
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。



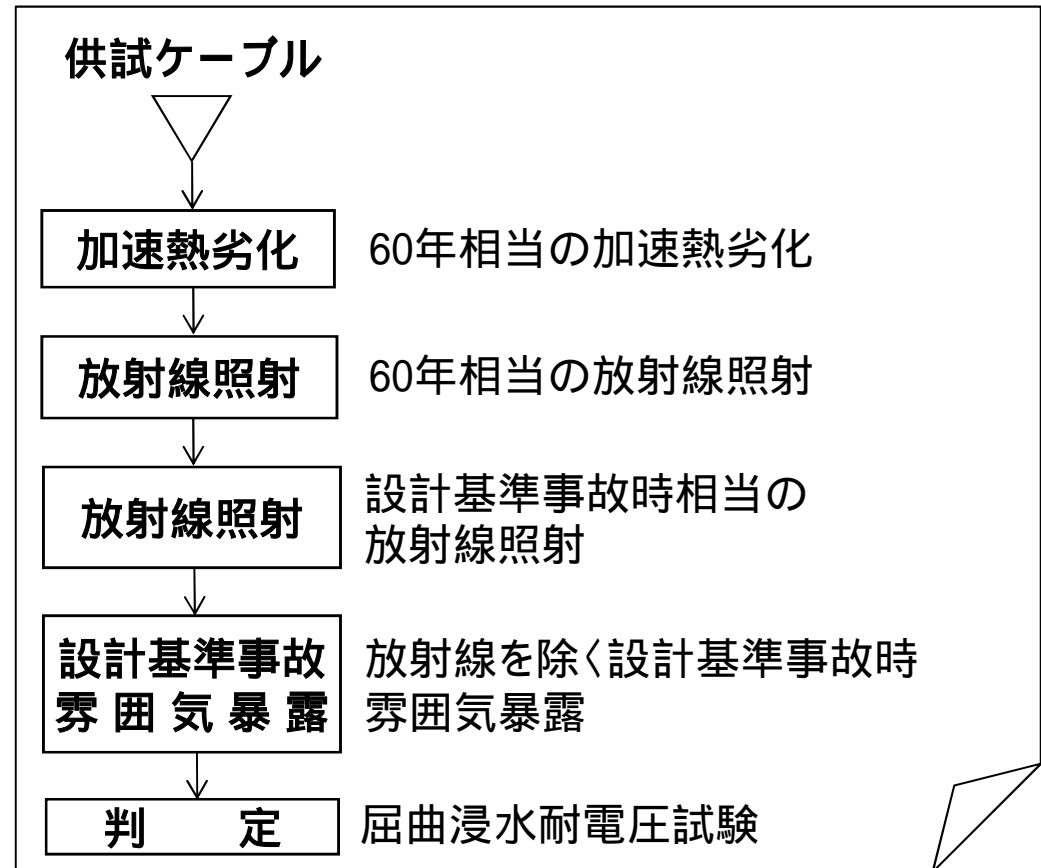
1次冷却材管概要図

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】：低圧ケーブル



絶縁低下のイメージ図



長期健全性試験手順(電気学会推奨案の例)

設計基準事故時雰囲気内で機能要求のある電気・計装設備は、60年間の通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下と、事故時雰囲気内での絶縁低下を模擬した長期健全性試験にて、健全性評価を行なっている。

【評価例】： 低圧ケーブル

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。

例：難燃PHケーブルの長期健全性試験条件 (設計基準事故時)

		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または設計基準事故時の環境条件
通常 運 転 相 当	温度	140 - 9日 ¹	109 - 9日 (= 54 ² - 60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy ¹	118kGy
設 計 基 準 事 故 相 当	放射線 (集積線量)	1,500kGy	824kGy
	温度	最高温度: 190	最高温度:約132
	圧力	最高圧力: 0.41MPa [gage]	最高圧力: 約0.31MPa[gage]

1 試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間を想定した劣化条件を包絡している。

2 原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約36)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定した。

健全性評価

コンクリート構造物の強度低下及び遮蔽能力低下に影響を及ぼす要因について評価した。

	要因	評価
強度低下	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	・運転開始後60年後の中性子照射量は、最新知見で強度低下する可能性があるとして $1 \times 10^{19}n/cm^2$ を超える $1.83 \times 10^{19}n/cm^2$ 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	・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
遮蔽能力低下	熱	・温度制限値(中性子遮蔽で88以下、ガンマ線遮蔽で177以下)であり、問題ない

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く、また、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。また、現状の保全内容は適切である。

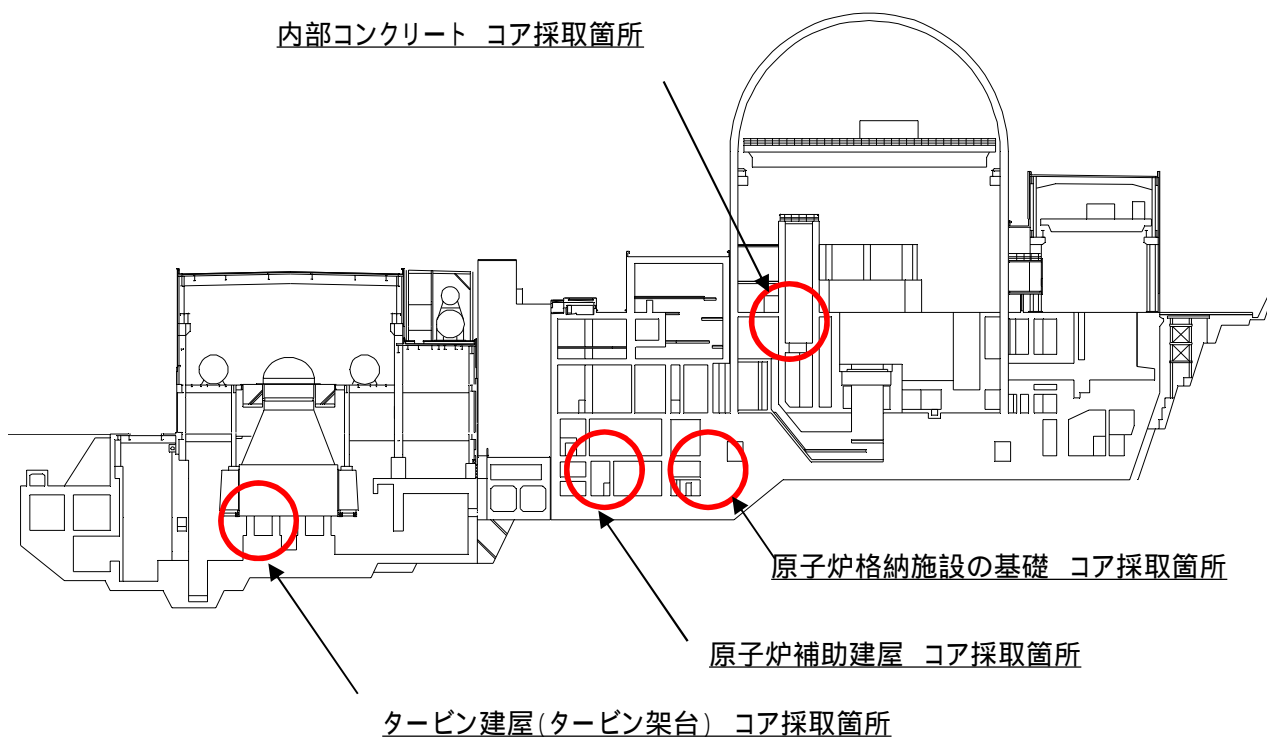
高経年化への対応

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: 2016年~2020年

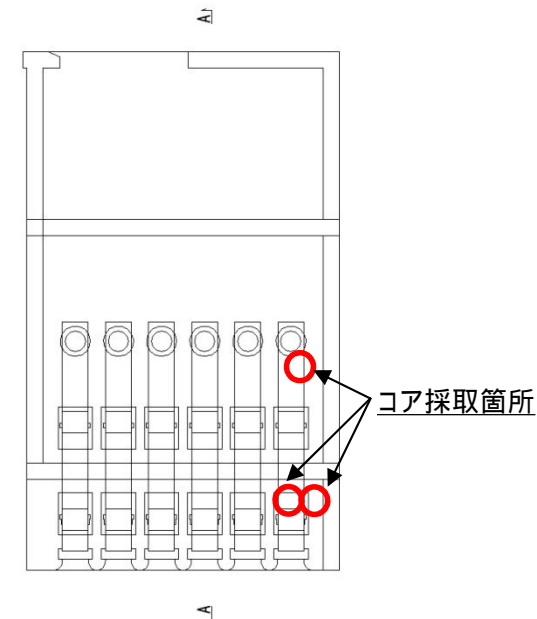
構造物	外部遮蔽壁	内部コンクリート	原子炉格納施設基礎	原子炉補助建屋	タービン建屋	海水ポンプ室
平均圧縮強度	81.3	52.3	44.3	42.5	29.5	39.0
設計基準強度	44.1	29.4	29.4	29.4	20.6	23.5

: 外部遮蔽壁については、非破壊試験による推定圧縮強度

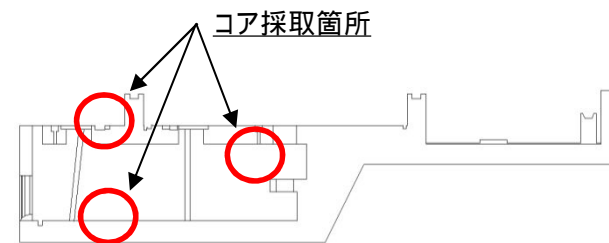


: 外部遮蔽壁については非破壊試験により確認

大飯3号炉 建屋断面図



海水ポンプ室 平面図



海水ポンプ室 A-A断面図

コンクリート強度の破壊試験用コア採取箇所

健全性評価

コンクリート構造物(PCCV¹)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、鋼材のリラクセーション)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	テンドン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	テンドン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、テンドン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载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。テンドン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テンドンと、水平方向にフープ状に配置するフープテンドンで形成。

現状保全

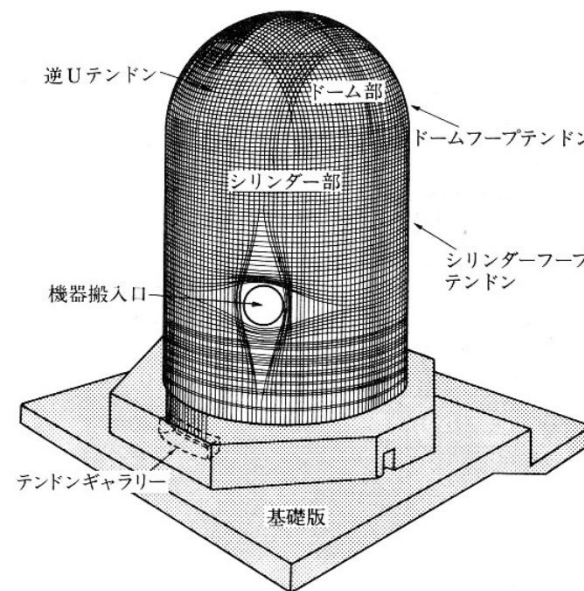
定期的な緊張力検査及び定着部(定着具、周辺コンクリート部)の目視確認により健全性を確認している。

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ンドン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

今後も現状の保全方法により健全性を確認していく。



PCCVテンドン配置概要図

テンドンの緊張力(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 テンドン	6.16	6.13	5.36
逆U テンドン	6.44	6.42	5.66

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(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)	想定亀裂に対し、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)	想定亀裂に対し、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

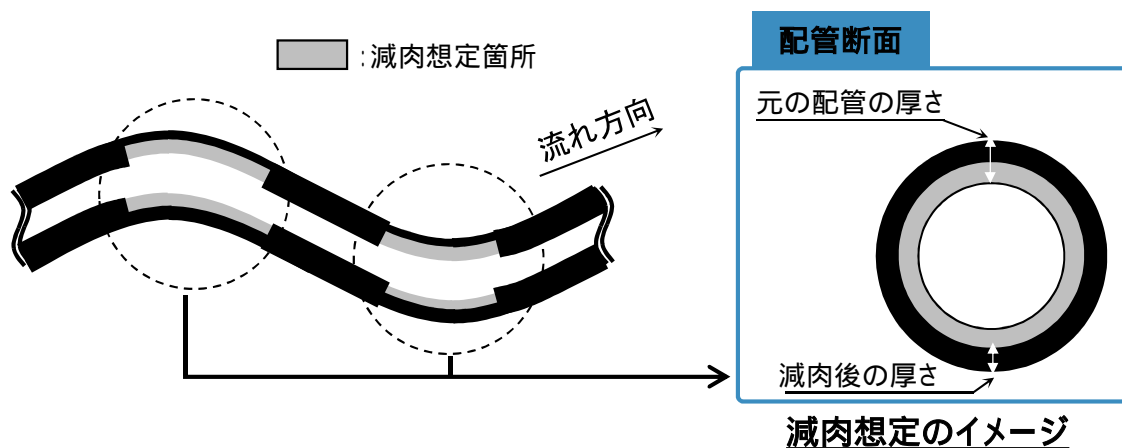
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

【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	0.98
第4抽気系統配管	0.81
第3抽気系統配管	0.89
低温再熱蒸気系統配管	0.28
グランド蒸気系統配管	0.88
ポンプタービン駆動蒸気系統配管	0.91
補助蒸気系統配管	0.89
復水系統配管	0.82
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
蒸気発生器フローダウン 系統配管	0.72	1.40	0.554

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

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	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	制御設備	津波監視カメラ(海水ポンプ室)	津波監視設備	-
		津波監視カメラ(3号機原子炉格納施設)	津波監視設備	-
	プロセス計測制御設備	潮位計(防護壁)	津波監視設備	-
		潮位計(海水ポンプエリア)	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、潮位計(防護壁)は、波力の影響を受けない位置に設置するとともに、漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備で機能補完を行うことから、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。

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。

技術評価結果の概要

長期施設管理方針

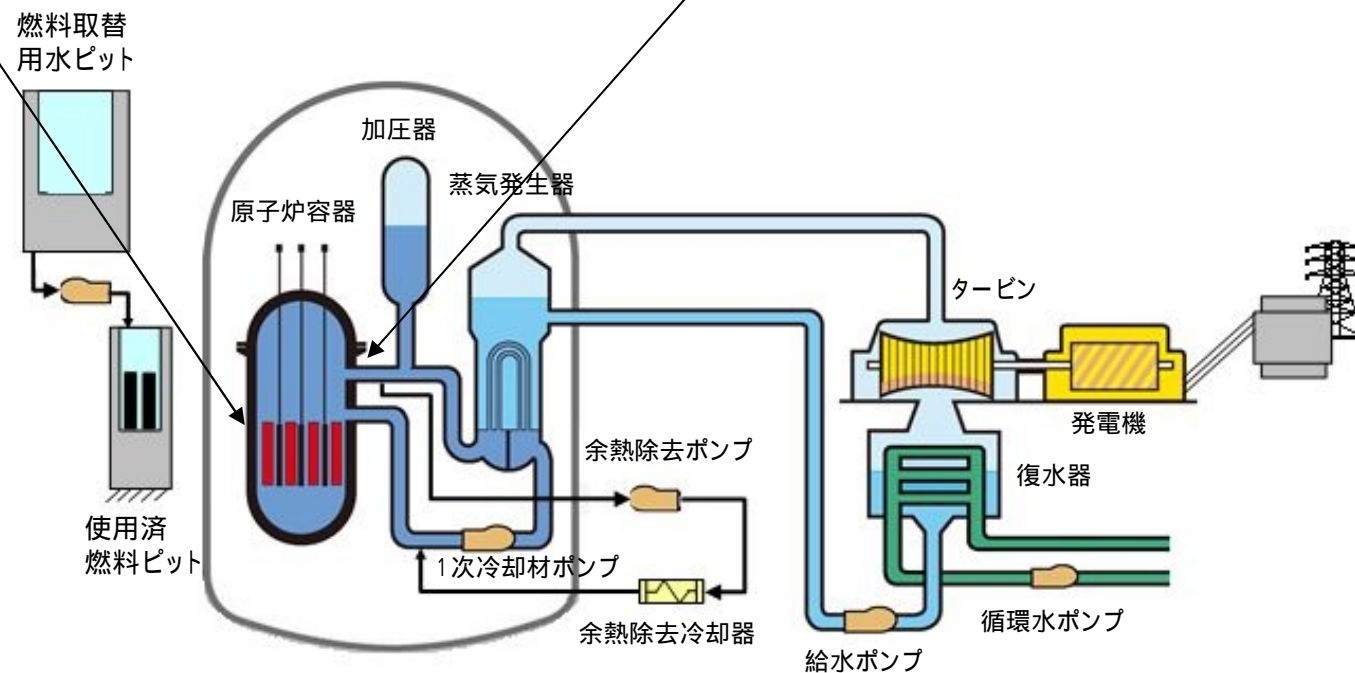
技術評価結果の概要

【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⁾)



1:実施時期の「中長期」は2021年12月18日から10年間を示す。

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

1:実施時期における中長期とは2021年12月18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。