

**伊方発電所 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)**

---

令和5年11月9日  
四国電力株式会社

---

1. 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
2. 伊方発電所3号炉の概要と保全実績……………	3 ~ 6
3. 高経年化技術評価の概要……………	7 ~ 12
4. 評価対象設備と経年劣化事象の抽出……………	13 ~ 16
5. 経年劣化事象の評価……………	17 ~ 31
6. 高経年化技術評価結果および長期施設管理方針……………	32 ~ 34
7. 今後の取組み……………	35

# 1. 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

伊方発電所3号炉が2023年12月15日にて、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を追加および関連する条文の変更のため、2023年11月1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119条 の4	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"> <li>・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「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、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</li> <li>・第119条の4に添付6(長期施設管理方針)を記載</li> </ul>
添付	(追加) 添付6	長期施設管理 方針(第119 条の4関連)	<p>中長期(2024年12月15日からの10年間)の施設管理項目として以下を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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3回監視試験の実実施計画を策定すること</li> <li>・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こと</li> </ul>
附則	—	—	・2024年12月15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 伊方発電所3号炉の概要

### ② 運転開始以降に実施した主な改善

## 2. ① 伊方発電所3号炉の概要

### ○主要仕様

電気出力	約890MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,652MW
燃料	低濃縮ウラン(燃料集合体157体)
減速材	軽水
タービン	串型3車室4分流排気再熱再生式

### ○主な経緯

原子炉設置許可	1986年 5月
建設工事開始	1986年11月
営業運転開始	1994年12月

### ○運転実績

2023年3月末時点

累積平均設備利用率	63.6%
計画外停止回数	0回



## 2. 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

伊方発電所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。

#### 伊方発電所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
原子炉容器上部ふた取替	第14回定期検査時 (2017～2018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、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ふたへの取替を実施した。
原子炉容器出入口管台溶接部等のウォータージェットピーニング	第14回定期検査時 (2017～2018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、出入口管台溶接部および炉内計装筒J-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。
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11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。
余熱除去系統配管取替	第10回定期検査時 (2007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。
加圧器サージ用他管台セーフエンド取替	第9回定期検査時 (2006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のセーフエンドについて、600系ニッケル基合金で溶接された管台セーフエンドから、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セーフエンドへの取替を実施した。

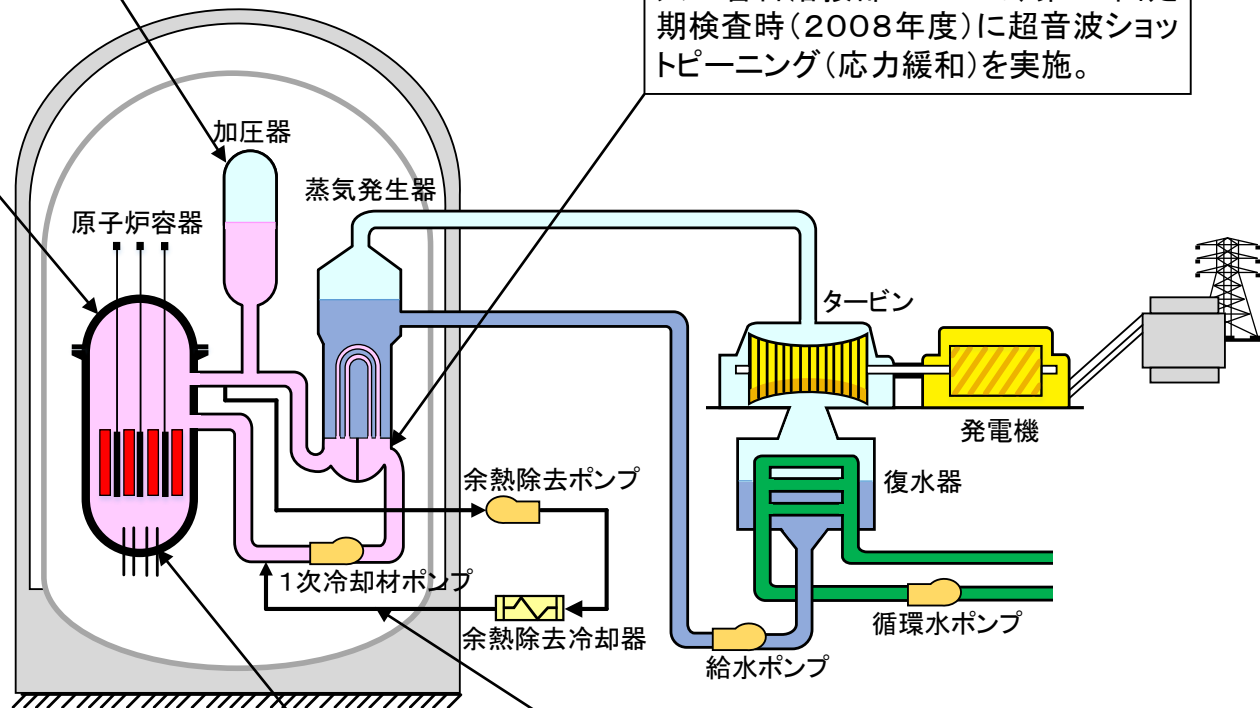
## 2. ② 運転開始以降に実施した主な改善

### 加圧器管台セーフエンド

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9回定期検査時(2006年度)に取替を実施。

### 原子炉容器上部ふた

上部ふた用管台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(2017~2018年度)に取替を実施。



### 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11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。

### 原子炉容器出入口管台 溶接部等

600系ニッケル基合金使用の出入口管台溶接部および炉内計装筒J-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14回定期検査時(2017~2018年度)にウォータージェットピーニング(応力緩和)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10回定期検査時(2007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



### 3. 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



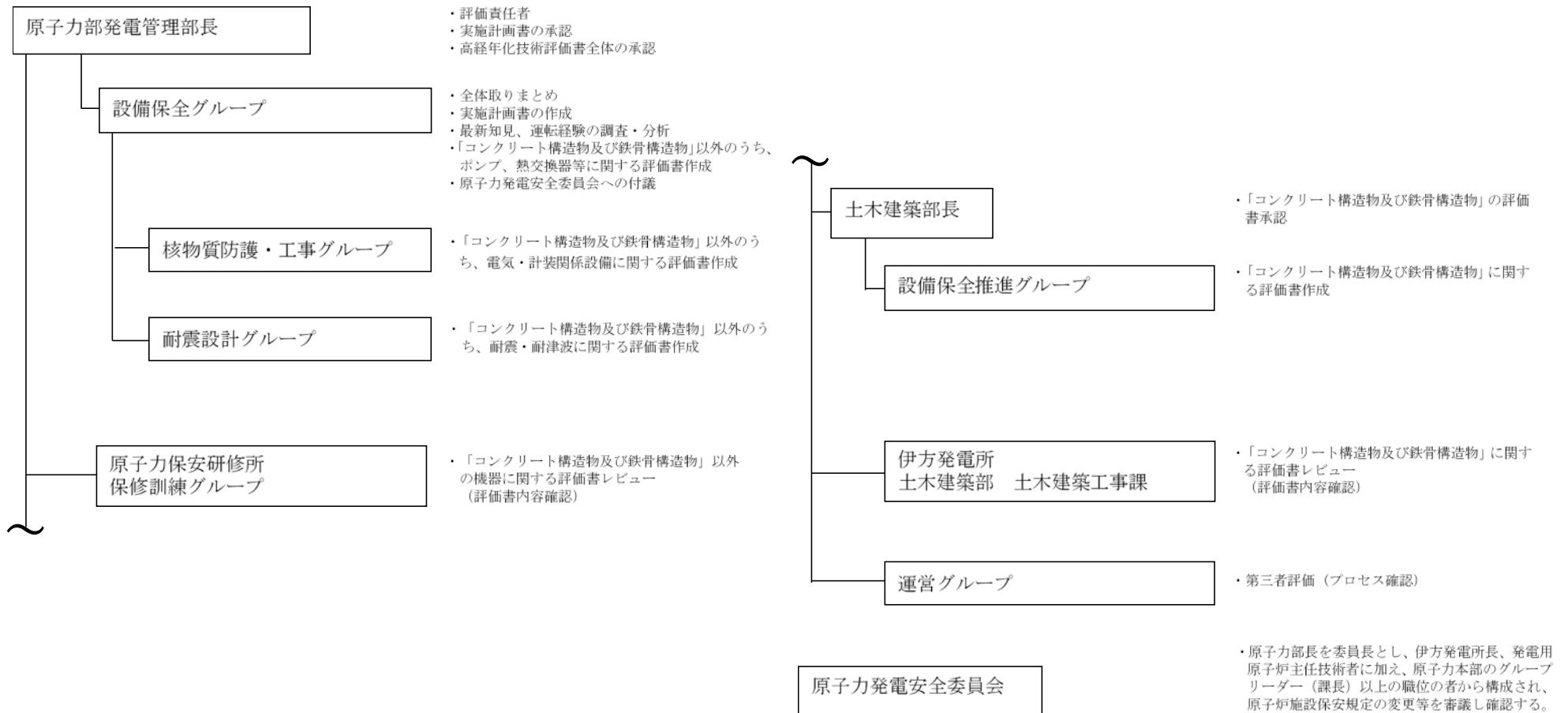
- 安全機能の重要度分類クラス1、2及び3の機能を有する機器及び構造物、浸水防護施設に属する機器及び構造物ならびに常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物について、運転開始後60年を想定した機器・構造物の健全性評価および耐震安全性／耐津波安全性評価を実施。(運転開始以後30年を経過する日までに技術基準規則に定める基準に適合させているもの)
- 断続的運転を前提とした評価と冷温停止状態の維持を前提とした評価の両方を実施。  
 ⇒抽出された追加保全策について長期施設管理方針を策定し、保安規定に定める。

### 3. ② 高経年化技術評価の体制

#### ○評価の実施に係る組織

- ・原子力部発電管理部長を評価責任者として、原子力本部および土木建築部の組織で評価の実施に係る役割を設定。

(主な業務)



#### 評価の実施に係る組織

### 3. ③ 高経年化技術評価実施工程

#### ○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。

- ・2021年 4月21日に実施計画書を策定し、技術評価を開始
- ・2023年10月17日に社内の原子力発電安全委員会において評価書の確認を実施
- ・2023年10月19日に原子力部発電管理部長が承認

#### 実施工程

年月 項目	2021			2022					2023						2024				
	4	..	12	1	2	3	..	12	1	..	7	8	9	10	11	12	1	..	12 運開 30年
実施計画作成	▼ 制定					▼ 改正													
評価書作成	[Redacted]																		
評価書レビュー																			
プロセス確認														▼					
原子力発電安全委員会														▼					
保安規定変更認可申請															▼				

### 3. 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、2023年3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

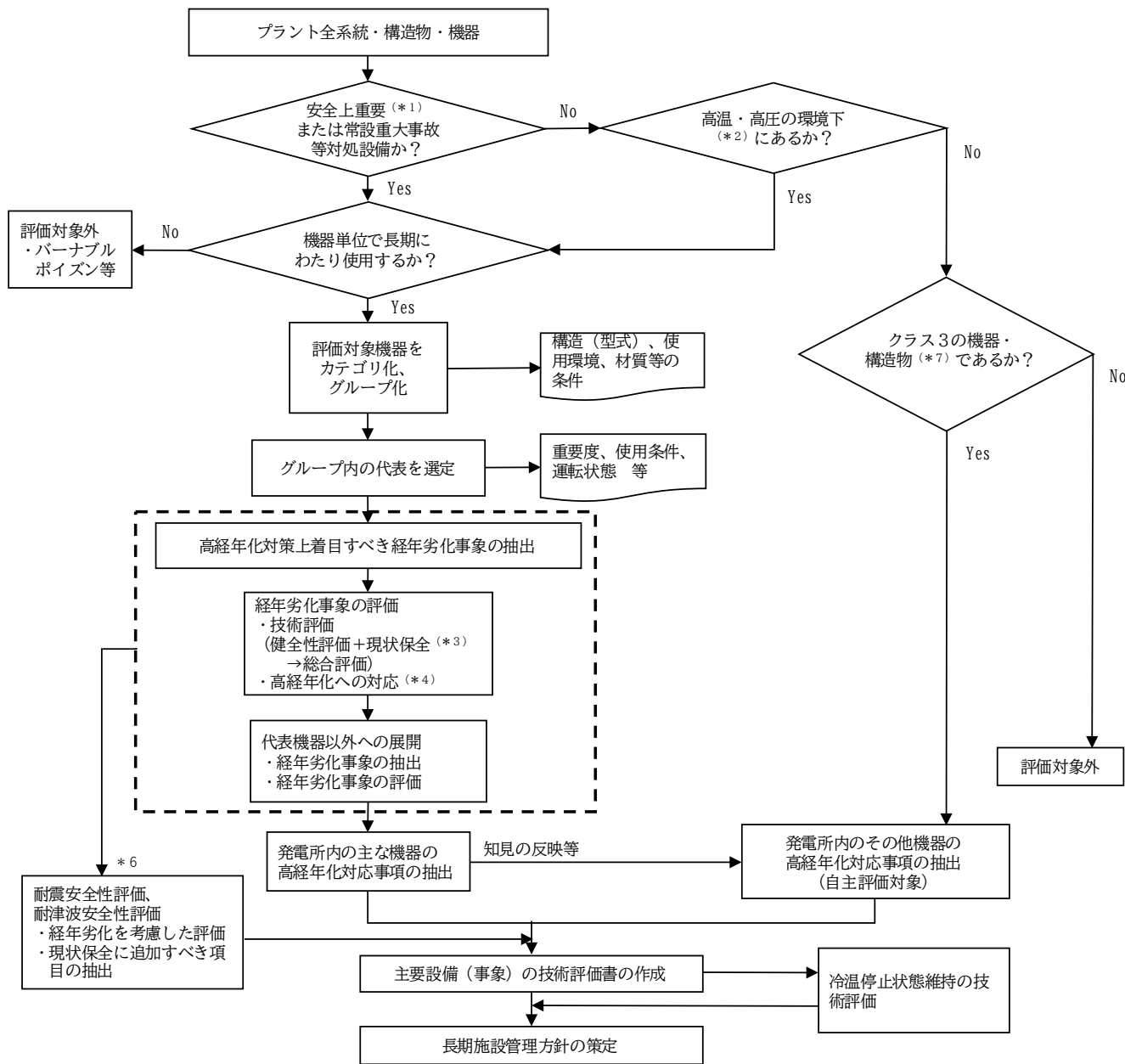
米国原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic LetterおよびInformation NoticeならびにPWR海外情報検討会で重要情報としてスクリーニングされた情報や、社外の組織(原子力安全システム研究所(INSS)、国内外のプラントメーカー等)から入手した情報を対象。

##### 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)
  - ・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)

### 3. ⑤ 高経年化技術評価の評価フロー

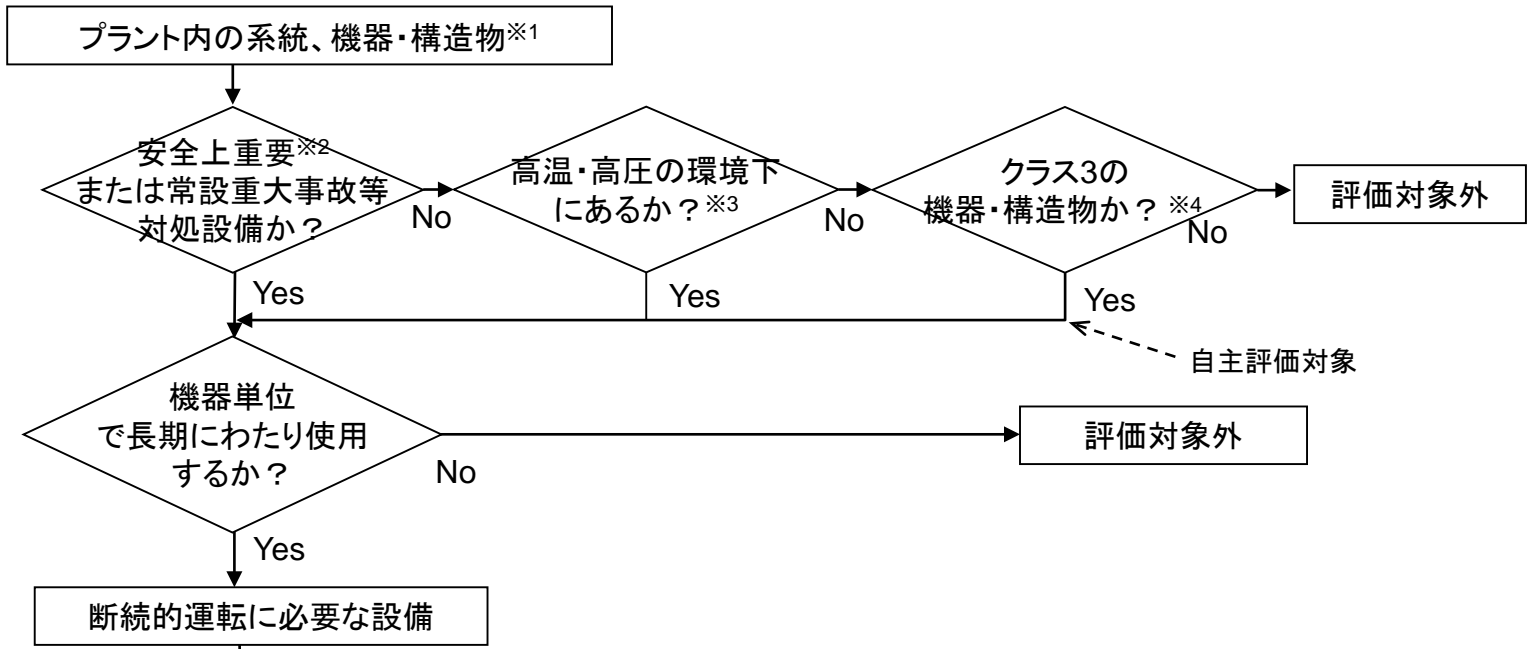


- \* 1 : 重要度クラス 1、2 (\*5) (耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属する機器および構造物を含む。)
- \* 2 : 重要度クラス 3のうち、最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)
- \* 3 : 系統レベルの機能確認を含む。
- \* 4 : 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。
- \* 5 : 重要度分類指針の重要度分類
- \* 6 : 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象
- \* 7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

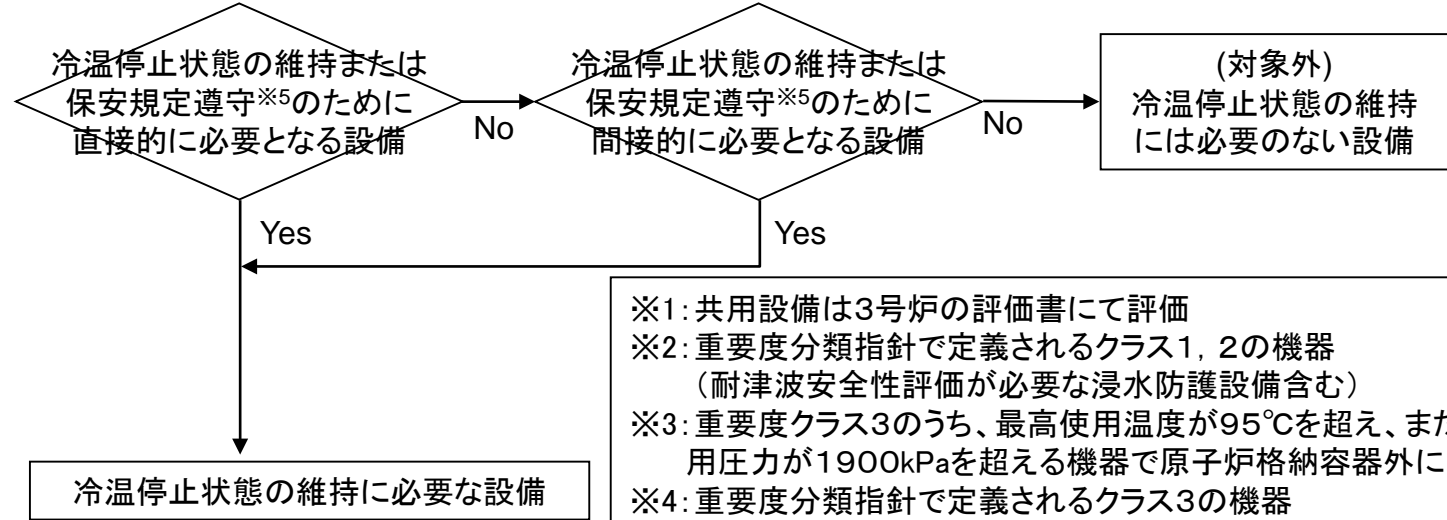
- ① 評価対象設備の抽出フロー
- ② 評価対象設備の例
- ③ 経年劣化事象の抽出

# 4. ① 評価対象設備の抽出フロー

断続的運転を前提とした場合の抽出フロー



冷温停止状態の維持を前提とした場合の抽出フロー



- ※1: 共用設備は3号炉の評価書にて評価
- ※2: 重要度分類指針で定義されるクラス1, 2の機器 (耐津波安全性評価が必要な浸水防護設備含む)
- ※3: 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を超える機器で原子炉格納容器外にあるもの
- ※4: 重要度分類指針で定義されるクラス3の機器 (浸水防護設備含む)
- ※5: 対象となる保安規定モードは、モード5、モード6およびモード外

# 4. 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 (°C)			
ターボポンプ たて置斜流	海水	ステンレス鋼	海水ポンプ(4)	MS-1、重	連続	約 0.7	約 50	○	◎	
ターボポンプ 横置うず巻	1次冷却材 ほう酸水	低合金鋼	充てんポンプ(3)	MS-1、重	連続	約 20.0	約 95	○	◎	重要度、温度
			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	○		
			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	一時	約 1.4	約 95	○		
			燃料取替用水タンクポンプ(2)	MS-2	連続	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	ステンレス鋼	タービン動主給水ポンプ(2)	高	連続	約 10.3	約 205	-	◎	重要度、圧力
			タービン動補助給水ポンプ(1)	MS-1、重	一時	約 12.3	約 40	-		
			電動補助給水ポンプ(2)	MS-1、重	一時	約 12.3	約 40	○		
			電動主給水ポンプ(1)	高	一時	約 10.3	約 205	-		
			復水ブースタポンプ(3)	高	連続	約 3.8	約 80	-		
			湿分離器ドレンポンプ(2)	高	連続	約 2.0	約 205	-		
スチームコンバータ給水ポンプ(2)			高	連続	約 1.4	約 100	-			
脱気器再循環ポンプ(1)			高	一時	約 1.8	約 205	-			
代替格納容器スプレイポンプ(1)			重	一時	約 2.0	約 80	○			
	炭素鋼	補助蒸気ドレンタンクポンプ(2)	高	一時	約 0.5	約 100	○			
ターボポンプ たて置うず巻	給水	炭素鋼	給水ブースタポンプ(3)	高	連続	約 3.7	約 205	-	◎	温度
			低圧給水加熱器ドレンポンプ(2)	高	連続	約 3.0	約 85	-		

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

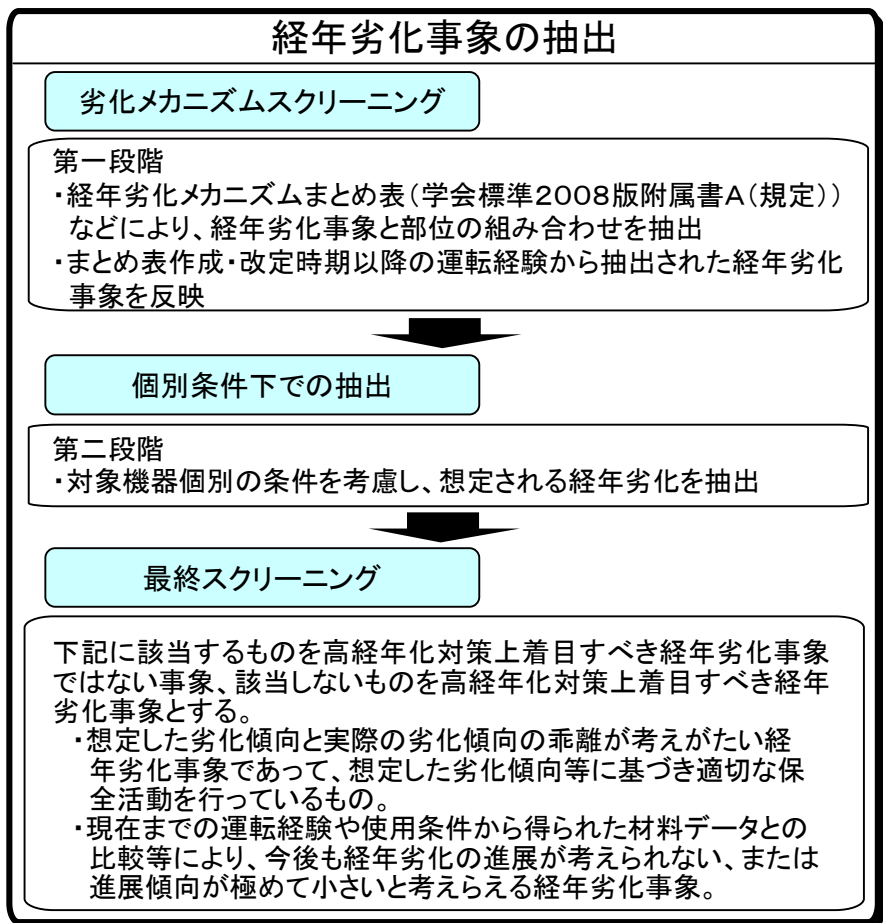
冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出  
 (冷温停止版に記載)

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



### 4. ③ 経年劣化事象の抽出

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



- 【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出結果】**
- 主要6事象※
    - ・低サイクル疲労
    - ・中性子照射脆化
    - ・照射誘起型応力腐食割れ
    - ・2相ステンレス鋼の熱時効
    - ・電気・計装品の絶縁低下
    - ・コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
  - 主要6事象以外
    - ・電気ペネトレーションの格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下
    - ・光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化
- ※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。

## 5. 経年劣化事象の評価

---

- 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 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化
- 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
- ⑪ 特定重大事故等対処施設の評価

# 5. 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結果、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	
	2019年度末時点	運転開始後60年時点
起動／停止	25	69
負荷上昇	164	843

### 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。

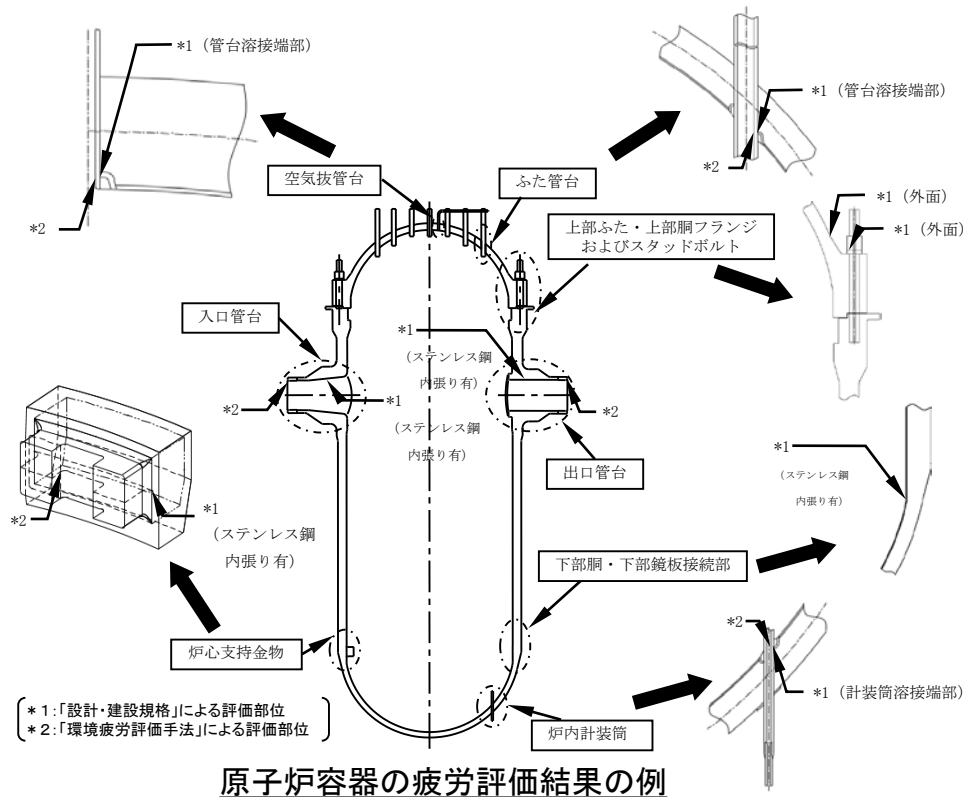
### 総合評価

- 疲労割れ発生の可能性はない。
- 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

○実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

➡ 長期施設管理方針



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
入口管台	0.038	0.001※3
出口管台	0.047	0.001※3
ふた管台	0.074	0.003※3
空気抜管台	0.038	0.001※3
炉内計装筒	0.196	0.003※3
上部ふたおよび上部胴フランジ	0.008	—※4
下部胴・下部鏡板接続部	0.004	—※4
炉心支持金物	0.005	0.001※3
スタッドボルト	0.362	—※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)

# 5. ② 中性子照射脆化(その1)

## ○評価対象機器：原子炉容器（下部胴）

- ・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。

### 健全性評価

○監視試験の結果、関連温度の実測値は、日本電気協会規程(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

監視試験回数	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	Tr30 (°C)※1	関連温度(°C)
		母材	
初期	0	-55	-25
第1回	0.749	-48	-18
第2回	5.04	-23	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 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	関連温度(°C)※3
		母材
2020年3月末時点	1.70	3
運転開始後60年時点	5.44	26

※2: 原子炉容器の内表面から板厚の1/4深さ位置での中性子照射量

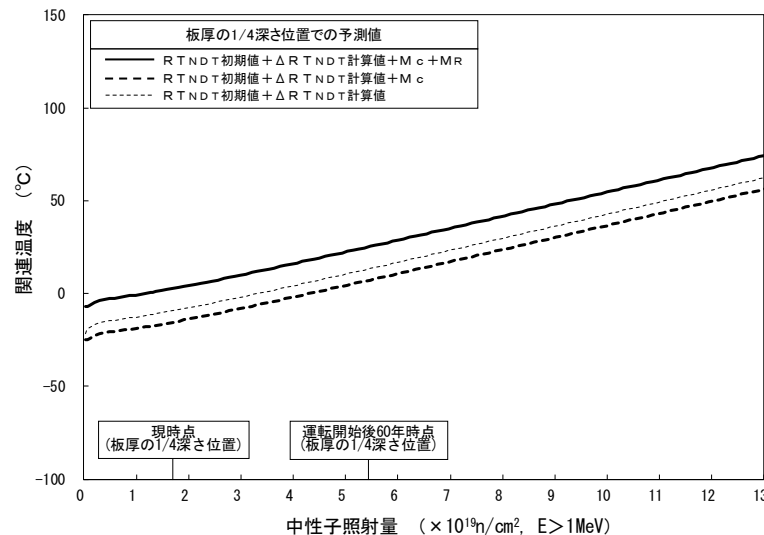
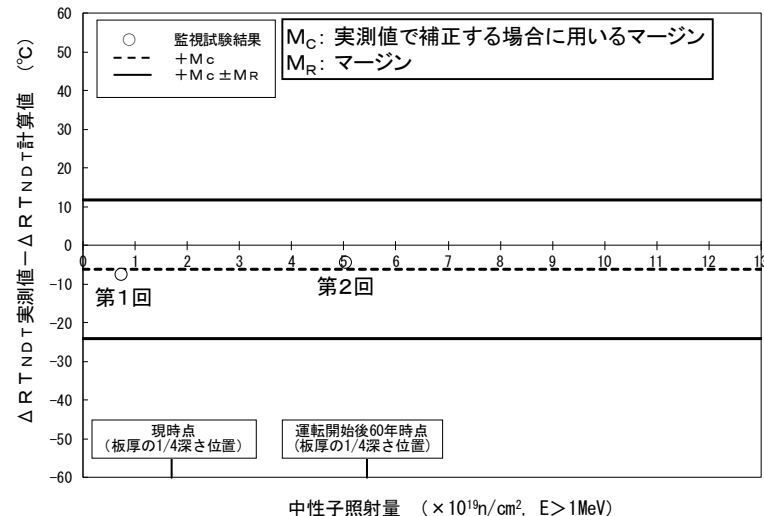
※3: 原子炉容器の内表面から板厚の1/4深さ位置での予測値

(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	0.19	<0.005	0.76	0.039	1.41	0.17



関連温度の予測値と監視試験結果の関係

## 5. 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、日本電気協会規程(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、脆性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。

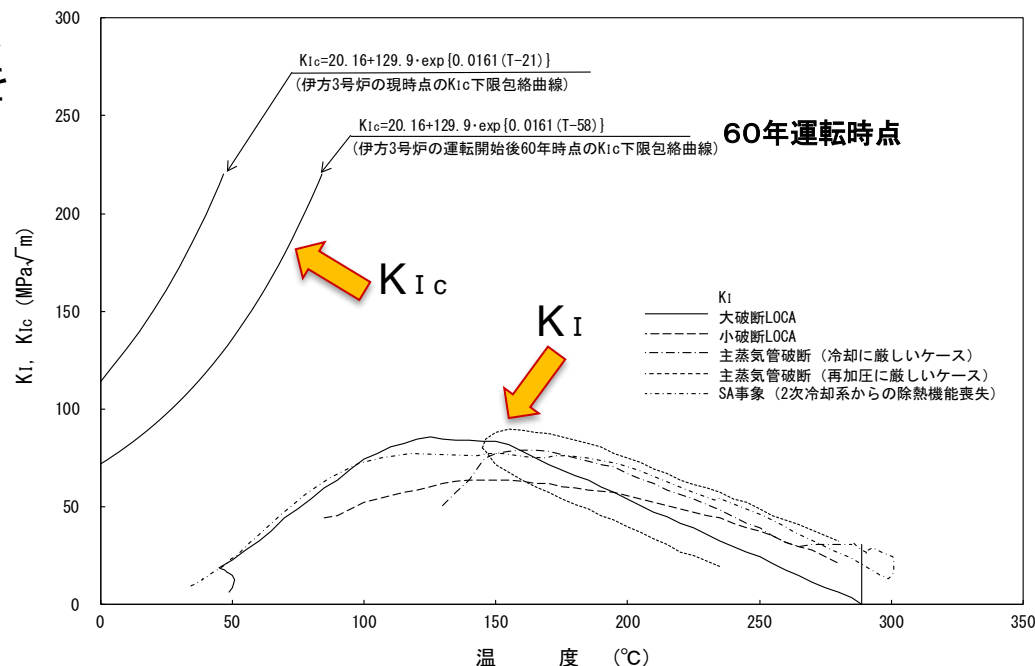
### 高経年化への対応

- 今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第3回監視試験の実実施計画を策定する。

### 上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

	方向	初期値	2020年3月末時点※1	運転開始後60年時点※1
母材	T方向※2	285	266	258

※1: 原子炉容器の内表面から板厚の1/4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直角



加圧熱衝撃(PTS)事象に対する健全性評価結果



長期施設管理方針



### 5. 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、炉心槽、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、応力レベルおよび温度条件が厳しい)、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等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本となり、安全に関わる機能を維持できることから、炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

#### 現状保全

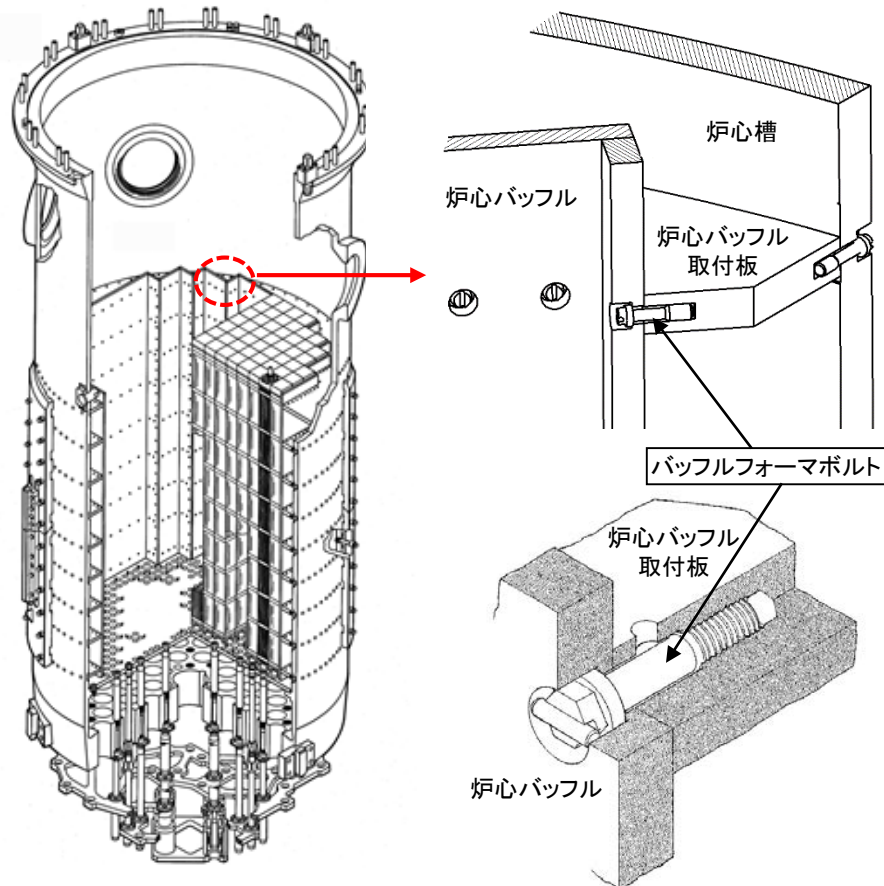
○定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を実施し、異常(ボルトの緩み、脱落等)がないことを確認している。

#### 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。

# 5. 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、材料の亀裂進展抵抗(J<sub>mat</sub>)と亀裂進展力(J<sub>app</sub>)の交点においてJ<sub>mat</sub>の傾きがJ<sub>app</sub>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。

## 現状保全

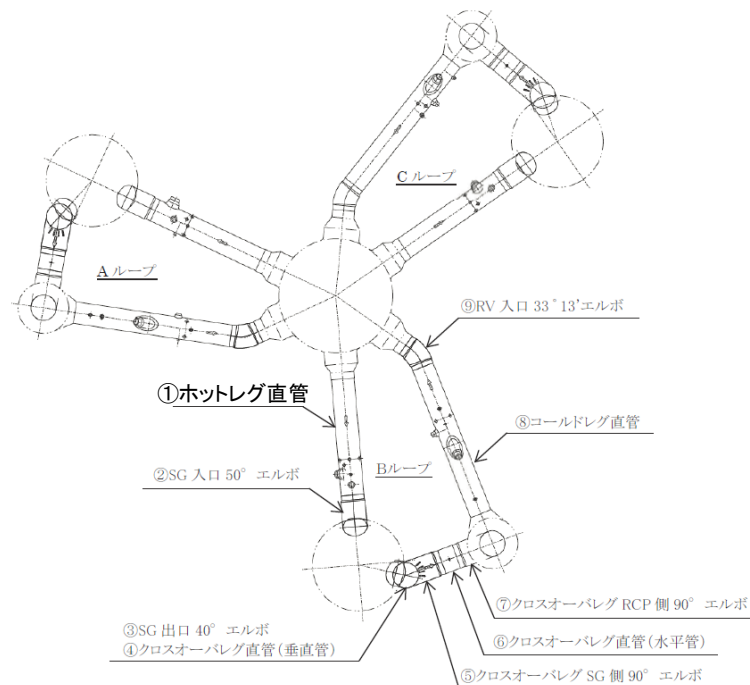
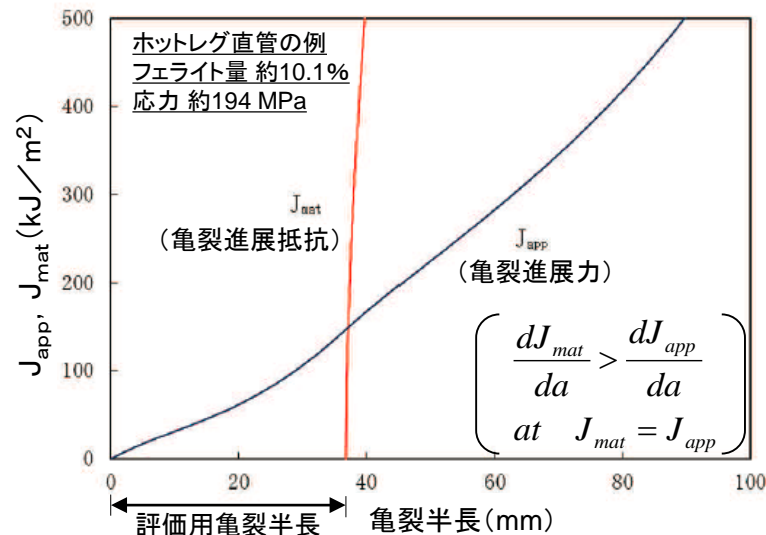
○定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定した亀裂のないことを確認している。

## 総合評価

○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次冷却材管評価対象部位

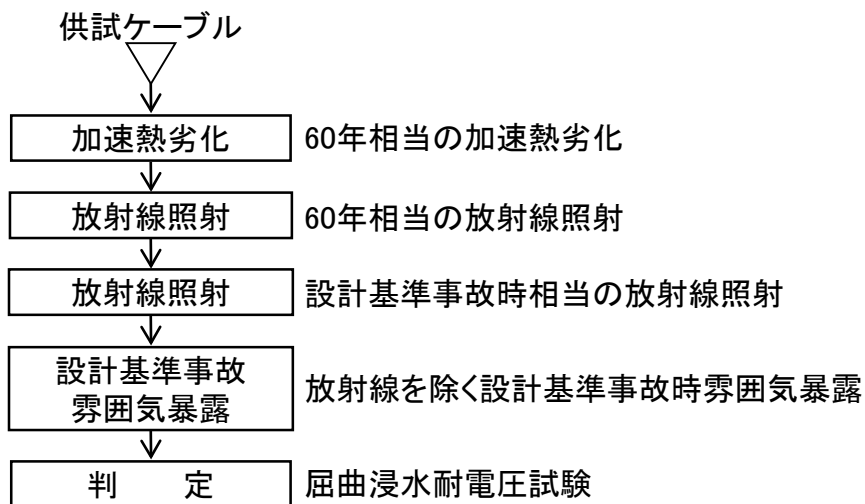
## 5. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その1)

### ○ 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】: 低圧ケーブルの絶縁低下

#### 健全性評価

○電気学会推奨案等に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても設計基準事故時および重大事故等時に絶縁性能を維持できる。



試験手順の例

例: 難燃PHケーブルの長期健全性試験結果(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	106℃-9日 (=52℃※2-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy※1	136kGy
設計基準事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy	675kGy
	温度	最高温度: 190℃	最高温度: 約120℃
	圧力	最高圧力: 0.41MPa[gage]	最高圧力: 約0.22MPa[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40℃)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。

#### 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実施し、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。

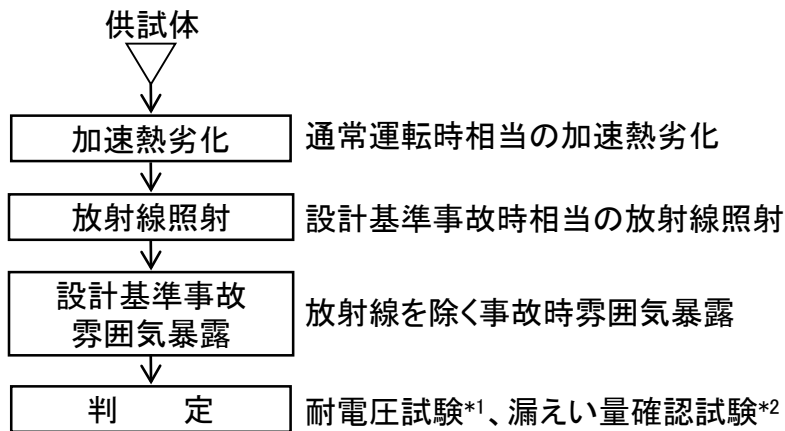


## 5. ⑤ 電気・計装品の絶縁低下および気密性低下(その2)

【評価例】：電気ペネトレーション(LV型)の絶縁低下および気密性低下

### 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性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。



試験手順の例

\*1: 絶縁低下の確認  
\*2: 気密性低下の確認

長期健全性試験結果

項目	判定基準	試験結果	判定
通課電試験	通課電可能なこと。	通課電可能。	良
絶縁耐圧試験	絶縁破壊の無いこと。	絶縁破壊無し。	良
項目	判定基準	測定値	判定
漏えい量 確認試験	$1 \times 10^{-3} \text{cm}^3/\text{sec}$ 以下	$0.77 \times 10^{-3} \text{cm}^3/\text{sec}$	良

### 現状保全

- 絶縁低下に対しては、定期的にケーブルを含めた絶縁抵抗測定または系統機器の動作確認を実施し、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窒素ガスの圧力確認を実施し、機器の健全性を確認している。

### 総合評価

○評価結果から、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の可能性はないと考える。

### 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。

## 5. ⑥ コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

### 健全性評価

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

事象	要因	評価
強度低下	熱	・コンクリート中の最高温度は、温度制限値(一般部分65℃、局部90℃)を下回っており問題ない
	放射線照射	・運転開始後60年経過時点の中性子照射量は、最新知見で強度低下する可能性があると考えられている $1 \times 10^{19}n/cm^2$ を超える $5.2 \times 10^{19}n/cm^2$ であるが、 $1 \times 10^{19}n/cm^2$ を超える範囲は深さ方向に最大でも12cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ(最小壁厚279cm)に比べて十分小さいことから問題ない ・運転開始後60年経過時点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年経過時点の中性化深さは、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っており問題ない
	塩分浸透	・運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量は、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を下回っており問題ない
	機械振動	・定期的な目視確認により、大きな振動を受けるタービン架台の部位に有意なひび割れなどが認められておらず問題ない
	アルカリ骨材反応	・使用している骨材は反応性骨材でないことを確認していること、また、定期的な目視確認を実施しており当該要因に起因するひび割れなど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、定期的な目視確認を実施しており当該要因に起因するひび割れなど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	・コンクリート中の最高温度は、温度制限値(中性子遮蔽で88℃、ガンマ線遮蔽で177℃)を下回っており問題ない

### 現状保全

- ・定期的にコンクリートおよび塗膜の状態を目視確認し、必要に応じ塗装の塗替えなどを実施している。
- ・上記に加え、非破壊試験を実施することにより強度に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、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極めて小さく、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。

コンクリートの強度試験結果(単位: N/mm<sup>2</sup>)  
試験時期: 2021年~2023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	原子炉建屋	原子炉補助建屋	焼却炉建家	タービン建屋	海水ピット
平均圧縮強度	41.2	44.6	41.1	37.3	35.1	34.1	43.8	51.5
設計基準強度	26.5	26.5	26.5	26.5	26.5	20.6	20.6	23.5

## 5. ⑦ 光ファイバケーブルのコード外皮、シースおよび心線被覆の劣化

コード外被、シースおよび心線被覆が熱的および環境的要因で劣化して光ファイバ心線(コア、クラッド)に水素や水分が混入した場合、伝送光量が減少することが想定される。

### 健全性評価

- 水素や水分を透過し難いシース構造であること、かつ自ら水素を発生することのないケーブル構成材料が使用されていることから、室内の空調環境下に布設されているケーブルについては外部からの水分混入は考え難い。
- 屋外の埋設管路内に布設されているケーブルは、埋設管路内の排水ポンプにより自動的に排水されるため、水素や水分の混入によるシース劣化の可能性は小さいと判断する。

### 現状保全

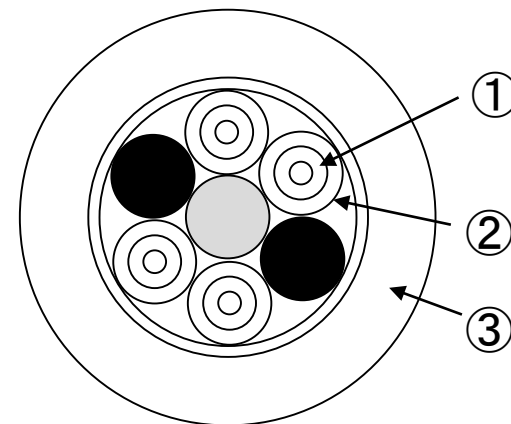
- 定期的に光量測定を行い、伝送光量に異常のないことを確認している。また、点検結果の傾向に基づき取替等の措置を行う。

### 総合評価

- 水素や水分が混入によるシース劣化の可能性は小さいと考えるが、埋設管路内の溜まり水により高湿度環境となることを考慮すると、シース劣化の可能性は否定できない。しかしながら、シース劣化は光量測定で検知可能であり、点検手法として適切である。

### 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。



No.	部位
①	光ファイバ心線(被覆含む)
②	コード外被
③	シース

ケーブル構造図

## 5. 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、または将来にわたって起こることが否定できないもの」かつ「振動応答特性上または構造・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力は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」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)	通常運転時および地震時の疲労累積係数の合計が1以下であることを確認した。
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と比較した結果、材料の破壊靱性値が応力拡大係数を常に上回り、不安定破壊しないことを確認した。
熱時効 (1次冷却材管等)	評価用亀裂に対する亀裂安定性評価を実施した結果、材料の亀裂進展抵抗は、地震を考慮した亀裂進展力を上回り、不安定破壊しないことを確認した。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管、重機器サポート等)	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、許容応力以下であることを確認した。
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量を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力以下であること、または、疲労累積係数が1以下であることを確認した。

**○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

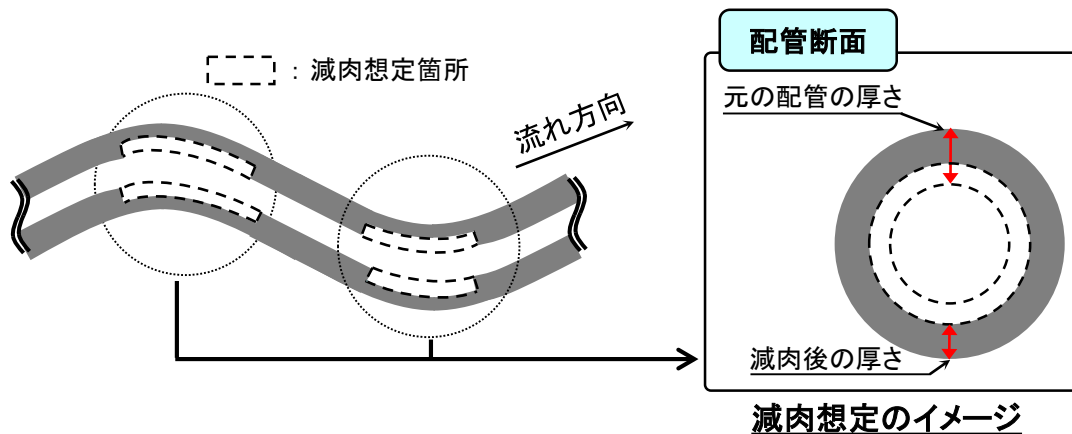
現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

## 5. ⑧ 耐震安全性評価(その2)

### 【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およ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、許容応力以下であること、または、疲労累積係数が1以下であることを確認した。



#### 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。

※社内規定である「2次系配管肉厚検査計画」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)
タービンランド蒸気系統配管	0.92
抽気系統配管	0.87
補助蒸気系統配管	0.94
復水系統配管	0.94
ドレン系統配管	0.88

#### 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	0.62	0.69	—※2
主給水系統配管	0.48	0.49	—※2
蒸気発生器プロダウン 系統配管	0.32	1.02	0.596

※1：Ss地震力およびSd地震力のうち、Ss地震力による評価結果を例示。なお、Sd地震力に対しても問題ない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



## 5. ⑨ 耐津波安全性評価

### 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	評価対象
弁	リフト逆止弁	床ドレン系統リフト逆止弁	浸水防止設備	○
コンクリート構造物および鉄骨構造物	鉄骨構造物	海水ピット堰	津波防護施設	○
		海水ポンプエリア水密ハッチ	浸水防止設備	○
		海水ポンプエリア水密扉	浸水防止設備	○
		原子炉建屋水密扉	浸水防止設備	○
		原子炉補助建屋水密扉	浸水防止設備	○
計測制御設備	プロセス計測制御設備	耐震型海水ピット水位計	津波監視設備	—※1
	制御設備	海面監視カメラ	津波監視設備	—※2

※1：耐震型海水ピット水位計は、波力および漂流物の影響を受けない位置に設置することから、耐津波安全性評価対象外とする。

※2：海面監視カメラは、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。

### 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。

## 5. ⑩ 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

○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)

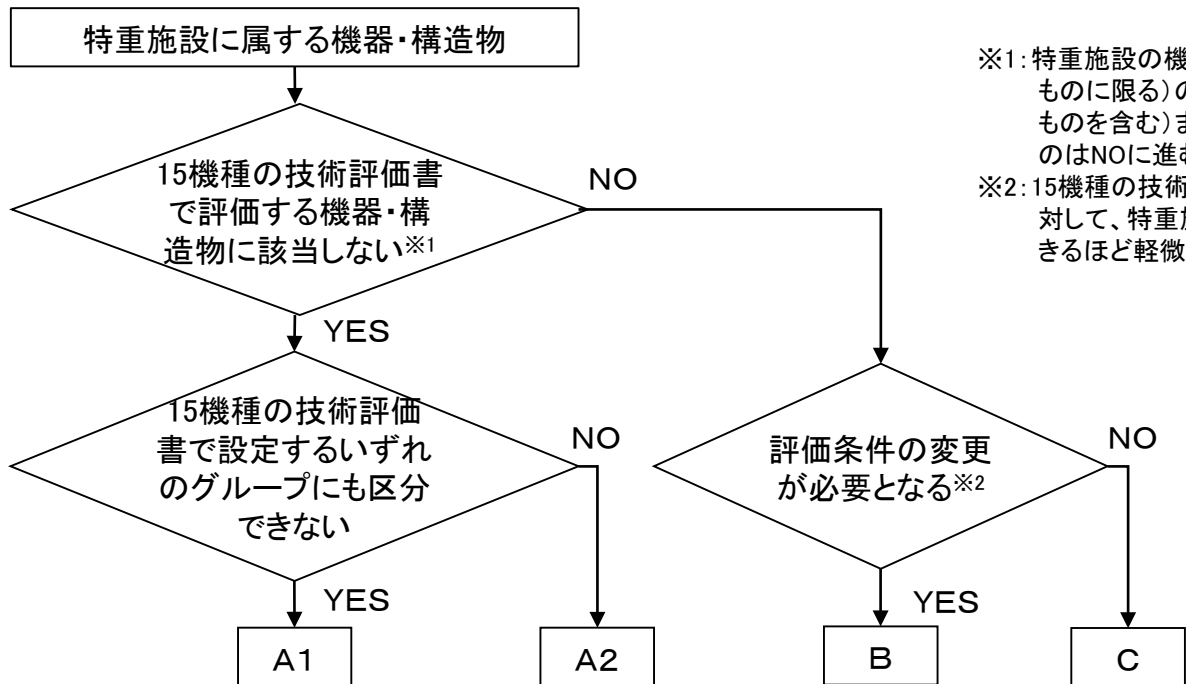
断続的運転を前提とした場合と比べ年間の運転時間が長くなるが、連続運転を行っている他の低圧ポンプモータと同等の頻度で、絶縁抵抗測定を実施することとしているため、冷温停止状態を前提とした点検手法として適切である。したがって、定期的な絶縁抵抗測定を実施していくとともに、運転年数および点検結果に基づき必要により洗浄、乾燥、絶縁補修処理もしくは取替えを実施していくことで、健全性を維持可能。

#### 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。

# 5. ⑪ 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。



※1: 特重施設の機器・構造物のうち、安全重要度クラス1、2、3(高温・高圧の環境下にあるものに限る)の機能を有するもの(耐津波安全性評価が必要な浸水防護施設に属するものを含む)または常設重大事故等対処設備(特重施設を除く)としての機能を有するものはNOに進む。

※2: 15機種の技術評価書、耐震安全性評価書、耐津波安全性評価書における評価結果に対して、特重施設としての使用条件(温度、圧力等)が影響を与えない、もしくは無視できるほど軽微な影響しか与えない場合はNOに進む。

[区分ごとの評価方針]

A1: 特重施設の評価書において、代表機器として評価する。

A2: 特重施設の評価書で評価するが、所属するグループの代表機器の評価結果を基に、非代表機器として評価を行う。

B: 特重施設の評価書では、変更となる条件に係る評価のみを実施する。

C: 特重施設の評価書での評価は行わない。(特重施設以外の評価書でのみ評価する。)

特重施設に属する機器・構造物に対する評価区分の考え方

## 【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。



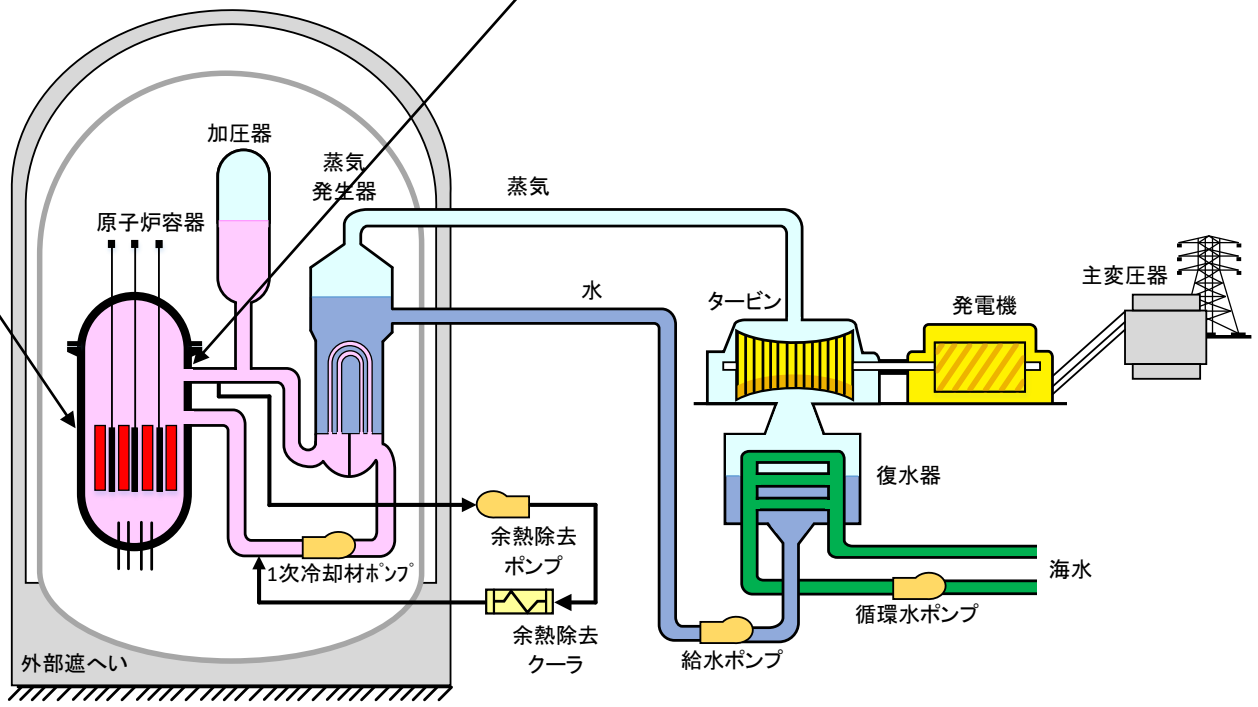
① 技術評価結果の概要

② 長期施設管理方針

# 6. 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3回監視試験の実施計画を策定する。(実施時期:中長期※<sup>1</sup>)

**【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※<sup>1</sup>)



※1:実施時期の「中長期」は2024年12月15日から10年間を示す。

## 6. 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3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2024年12月15日からの10年間をいう。

## 7. 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。