

## 東海第二発電所

# 特別点検, 劣化状況評価及び保守管理に関する 方針について(改訂版)

2020年10月21日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

## 目次

1. 運転期間延長認可申請の全体像 .....	4
2. 特別点検の説明 .....	5
2. 1 特別点検の概要 .....	6
2. 2 原子炉圧力容器 .....	9
2. 3 原子炉格納容器 .....	19
2. 4 特別点検と現状保全の比較 .....	22
2. 5 コンクリート構造物 .....	23
3. 劣化状況評価の説明 .....	31
3. 1 劣化状況評価の概要 .....	32
3. 2 低サイクル疲労 .....	36
3. 3 中性子照射脆化 .....	41
3. 4 照射誘起型応力腐食割れ .....	49
3. 5 2相ステンレス鋼の熱時効 .....	53

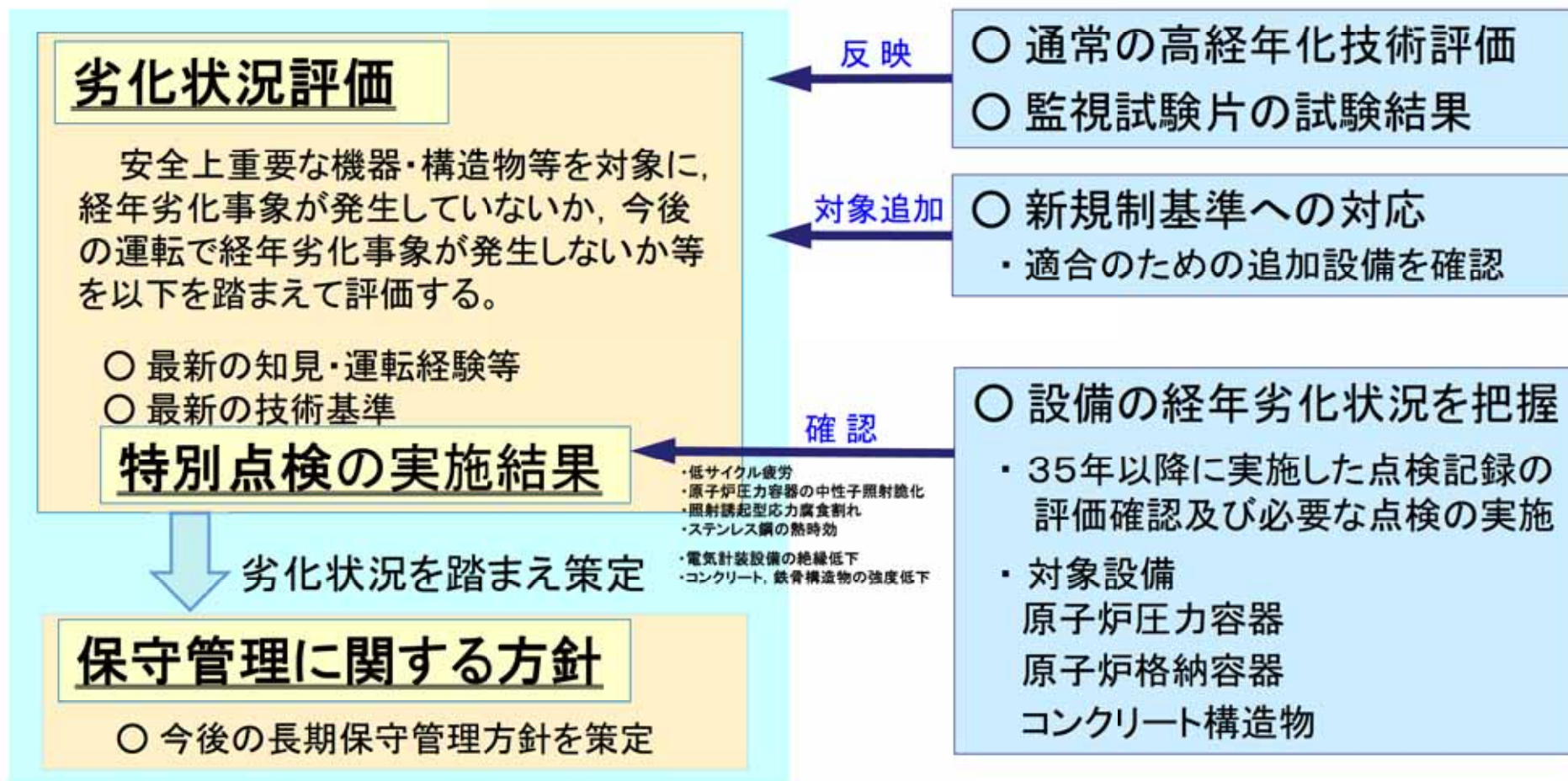
## 目次

3. 劣化状況評価の説明(続き)	
3. 6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	58
3. 7 電気・計装設備の絶縁低下について	61
3. 8 6事象以外の劣化事象について	69
3. 9 耐震・耐津波安全性評価	73
3. 10 東海第二発電所の特有の評価	92
3. 11 まとめ	98
4. 保守管理に関する方針の説明	104
5. 結 言	107
補足説明資料 特別点検, 劣化状況評価及び保守管理に関する方針について	

# 1. 運転期間延長認可申請の全体像



東海第二発電所の運転期間延長認可申請の全体像を示す。



## 東海第二発電所 運転期間延長認可申請の全体像

## 2. 特別点検の説明

## 2.1 特別点検の概要－原子炉圧力容器，原子炉格納容器



原子炉圧力容器は、燃料及び炉内構造物を收容し、**圧力バウンダリを形成している**機器である。原子炉格納容器は、原子炉圧力容器、原子炉冷却系統等を收容し、事故時等により生じる**放射性物質の放出を防止する機能を有している**機器である。これら機器は、大型構造物であり取替が容易でないこと、重要性を有することから、**劣化状況把握のための従来の点検に加えて特別点検**を実施した。

対象の機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検の考え方
原子炉圧力容器	①母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	<p>中性子源である燃料に近接している部位は、中性子照射による材料の脆化が懸念される。このため、<b>燃料集合体の有効長全範囲の母材、溶接部を点検対象</b>とし、超音波探傷試験を実施して脆性破壊の起点となる欠陥の有無を確認した。なお、この点検範囲は、プラント運転開始後60年時点で<b>中性子照射量が<math>1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2</math> *を超え脆化が懸念される領域を含んでいる</b>。</p> <p>この点検は、現状保全として実施している溶接部の超音波探傷試験に加え、炉心領域の全溶接部、母材部について特別な点検として設定したものである。</p> <p><small>*: 材料特性変化の可能性がある値(「日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008」)</small></p>
	②給水ノズルコーナー部	疲労	<p>給水ノズルは、原子炉圧力容器内でプラント起動・停止時の給水による温度低下、プラント運転時の温度上昇を繰り返すことで局所的に大きな温度変化が生じ、最も疲労が大きくなる部位であり疲労割れに至ることが懸念される。また、<b>ノズルコーナー部は構造的に内面の丸みに高い熱応力が発生する</b>。このため、当該部を点検対象としている。</p> <p>この点検は、現状保全として実施している超音波探傷試験(体積試験)に加え、表面欠陥の検出に優れた渦電流探傷試験(表面試験)を特別な点検として設定したものである。</p>
	③制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	<p>制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズルの取付け溶接部は、インコネル182等により製作されていることから、<b>応力腐食割れに対する感受性</b>があることが知られている。このため、全溶接部とその溶接熱影響部を含んだ範囲を点検対象としている。</p> <p>この点検は、現状保全として実施しているビデオカメラによる目視試験に加え、より欠陥検出の精度が高い目視試験や表面欠陥の検出に優れた渦電流探傷試験を特別な点検として設定したものである。</p>

## 2.1 特別点検の概要－原子炉圧力容器，原子炉格納容器

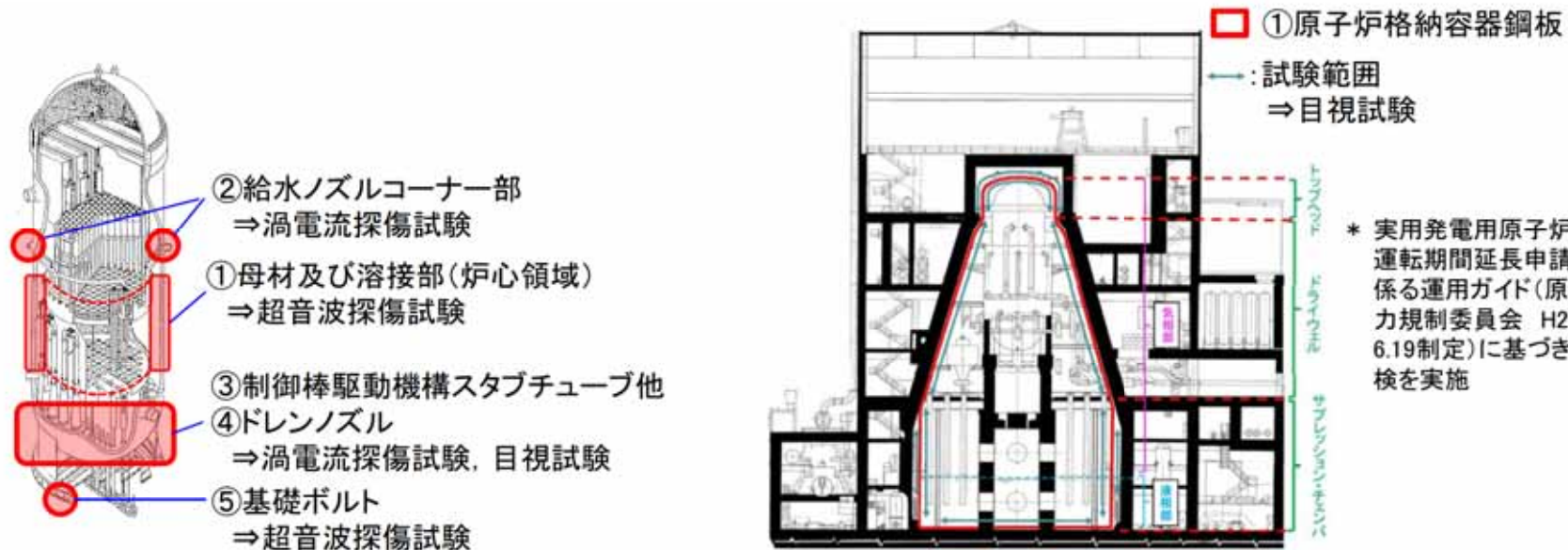


対象の 機器 ・ 構造物	点検部位	経年劣化 事象	点検の考え方
原子炉 圧力 容器	④ドレンノズル	腐食	<p>ドレンノズル部は原子炉圧力容器にあるノズルの内最も低い位置にあり、その下流には原子炉冷却材浄化系が設置されている。この部位は常時流れがあり、<b>比較的流速の速い部位</b>であるため、腐食(エロージョン・コロージョン)の発生が想定される。このため、ノズルの内部まで含んだ範囲を点検対象としている。</p> <p>この点検は、現状保全として実施しているビデオカメラによる目視試験に加え、より欠陥検出の精度が高い目視試験を特別な点検として設定したものである。</p>
	⑤基礎ボルト	腐食	<p>基礎ボルトは基礎コンクリートに埋め込まれており、表面から内部へとコンクリートの中性化が進み基礎ボルトまで達すると、強アルカリ性により生成されていた基礎ボルトの<b>不動態被膜が破壊され、腐食することが懸念される</b>。このため、基礎ボルト全域を点検対象としている。</p> <p>この点検は、現状保全として実施している基礎ボルト上部の目視試験に加え、超音波探傷試験により<b>基礎ボルト内部の健全性</b>を確認する特別な点検として設定したものである。</p>
原子炉格 納容器	①原子炉格納容器 鋼板	腐食	<p>原子炉格納容器鋼板は、内面、外面ともに塗装が施されている。この<b>塗装が剥離した場合、構造健全性または気密性に影響を与える腐食</b>を生じることが懸念される。このため、接近可能な鋼板全てを点検対象としている。</p> <p>この点検は、現状保全として実施している目視試験に加え、仮設足場による試験可能範囲の拡大を行い、試験面までの距離や角度といった試験条件を付与し視認性を確保して、より欠陥検出の精度が高い目視試験を特別な点検として設定したものである。</p>

## 2. 1 特別点検の概要－原子炉圧力容器，原子炉格納容器

特別点検対象のうち**原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の点検部位に異常のないことを確認した。**\*

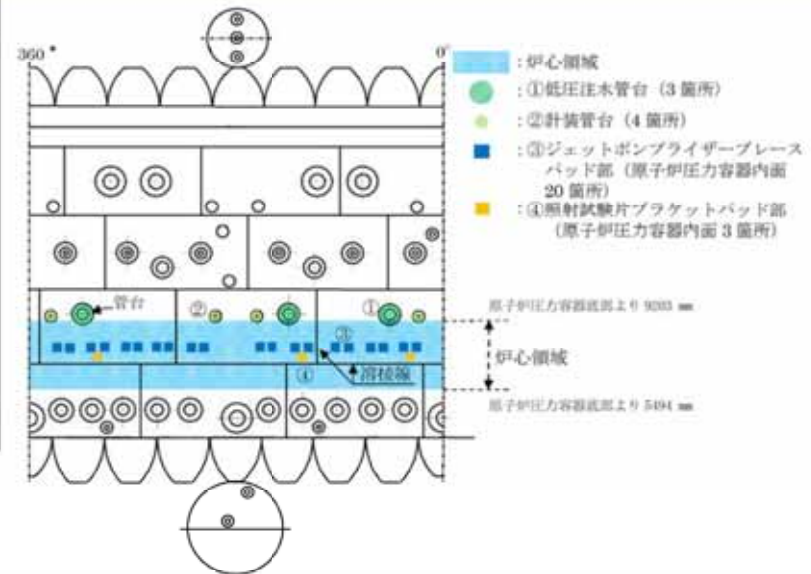
対象の機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目／点検結果
原子炉圧力容器	① 母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	超音波探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
	② 給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
	③ 制御棒駆動機構スタブチューブ， 制御棒駆動機構ハウジング， 中性子束計測ハウジング， 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視試験の結果，炉内の溶接部等に欠陥等の異常はなかった。
	④ ドレンノズル	腐食	目視試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
	⑤ 基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
原子炉格納容器	① 原子炉格納容器鋼板	腐食	目視試験の結果，塗膜の状態に異常はなかった。





## 2.2 原子炉压力容器－炉心領域部

点検部位	母材及び溶接部(炉心領域)
点検項目	超音波探傷試験(UT)
点検方法	<p>遠隔試験装置を用い炉心領域の溶接部及び母材のUTを実施</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・検査は炉外より実施した。ただし、ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は干渉する機器を取外した後、炉内より実施した。</li> <li>・溶接部の検査は斜角及び垂直によるUTを実施した。</li> <li>・母材(クラッド及びパッドを含む)の検査は、垂直に加え、フェーズドアレイ法による検査を実施した。</li> <li>・ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は斜角によるUTを実施した。加えて、当該部の目視試験(MVT-1)を全数実施した。</li> </ul>
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。



### 【点検方法の妥当性】

➢ 通常の供用期間中検査同様にJEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規格」を準用している。このUTでは、検出されたエコーをJEAC4207-2008に基づき、あらかじめ欠陥を付与した試験片の反射エコーと比較し、欠陥エコーか否か判定する。

➢ 長手方向範囲は、燃料集合体の有効長とし、実際の探傷ではこの範囲に対し十分余裕をもった範囲とした。また、この範囲には炉心領域の構造不連続部を含むこととし、低圧注水管台(3箇所)、計装管台(4箇所)それぞれについて全範囲を対象とした。

➢ フェーズドアレイ法\*による検査(母材部の検査)はモックアップ試験によって、「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの」(UTS)における最小寸法欠陥19.5 mm × 4 mm(長さ×深さ)と同程度の欠陥を検出できる精度であることを確認している。

### ＜検査範囲＞

方向	範囲
長手	RPV底部より5494 mm～9203 mm (炉心領域を燃料集合体の有効長とした)
周	0°～360° (ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部は全数対象)
板厚	外表面～内表面 (クラッド <sup>※1</sup> 及びパッド <sup>※2</sup> を含む)

※1 ステンレス内面クラッド  
 ※2 ジェットポンプライザーブレースパッド及び照射試験片ブラケットパッド

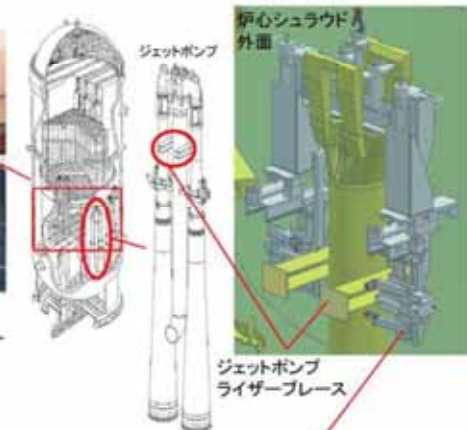
\* 多数の振動子によりプローブが構成され、個々の振動子が超音波を送受信するタイミングを独立に制御し、合成された超音波波面を形成することにより超音波ビームの制御を行うことで多様な角度の探傷を可能とする手法

### RPV UT概要



試験装置: 東海用ベッセルスキャナー

### ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部UT概要



試験装置: ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部UT装置

## 2.2 原子炉圧力容器－炉心領域部

自動探傷装置を使用する場合の試験範囲の設定について、以下のとおり説明する。

### 【検査範囲と予め設定した余裕(想定誤差)】

- ・試験範囲: 5494～9203mm
- ・実際のUT試験範囲は、試験範囲を超える余裕をもった範囲とする。

#### 【予め設けた余裕(想定誤差)の設定根拠】

・RPVクラッド(母材斜角, UCC), RPV母材(垂直)(検査範囲上端)  
 下記に示す精度の積み上げから40 mmとしている。なお、上側の試験においては自動探傷装置のアームをより長尺のものとしている。

- ①レーザー距離計高さ精度: ±5 mm  
 ……モックアップ試験結果\*: [ ]
  - ②アーム動作精度: [ ]  
 ……モックアップ試験結果\*: [ ]
  - ③走行精度(高さ方向): [ ] ……UT装置の設計値
  - ④ノズル高さ製作公差: [ ] ……ノズルの設計公差
- 合計 [ ] ⇒ **40 mm**

・RPVクラッド(母材斜角, UCC), RPV母材(垂直)(検査範囲下端)  
 下記に示す精度の積み上げから25 mmとしている。

- ①レーザー距離計高さ精度: [ ]  
 ……モックアップ試験結果\*: [ ]
  - ②アーム動作精度: [ ]  
 ……モックアップ試験結果\*: [ ]
  - ③走行精度(高さ方向): [ ] ……UT装置の設計値
  - ④ノズル高さ製作公差: [ ] ……ノズルの設計公差
- 合計 [ ] ⇒ **25 mm**

・RPV縦溶接線(L15～L20)

下記に示す精度の積み上げから10 mmとしている。溶接線の探傷では上記アームは必要とせず、装置の自走により探傷するものである。これは従来から使用しているスキャナーである。

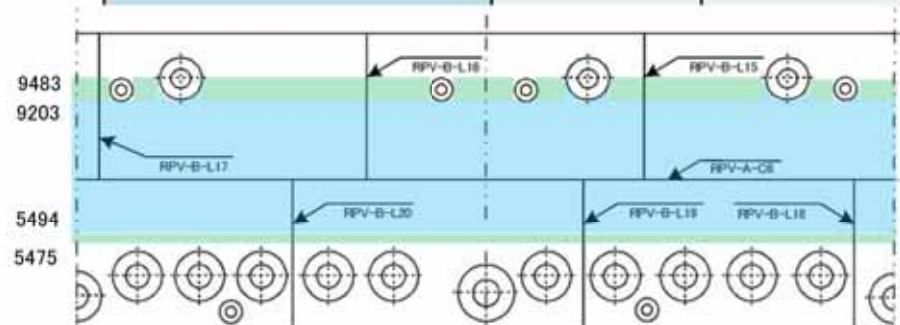
- ①ウェルドイメージ精度: [ ]  
 ……モックアップ試験結果\*: [ ]
  - ②スキャナー位置精度: [ ]  
 ……モックアップ試験結果\*: 本機 [ ]  
 予備機 [ ]
- 合計: **10 mm**

\* 上記レーザー距離計高さ、アーム動作、ウェルドイメージ、スキャナー位置の各精度について、モックアップ試験の結果、実際の誤差は想定誤差と比較し十分小さいことが確認できた。

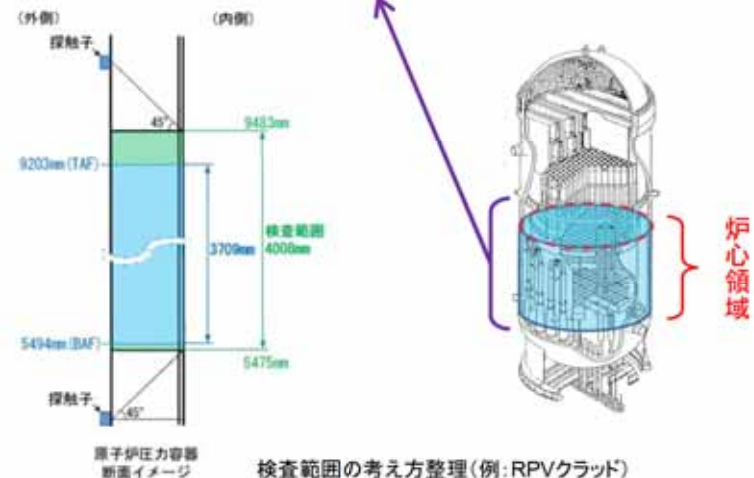
検査を実施した範囲

(単位: mm)

試験対象	検査範囲 下端	検査範囲 上端
1. RPVクラッド (母材斜角, UCC)	5475	9483
2. RPV母材(垂直)	5473	9568
3. RPV縦溶接線 (L15～L17)	5410	9570



炉心領域周辺を輪切りにして平面展開した図

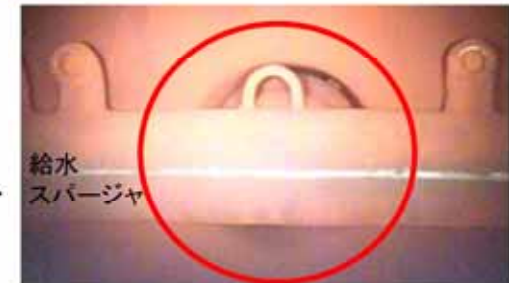
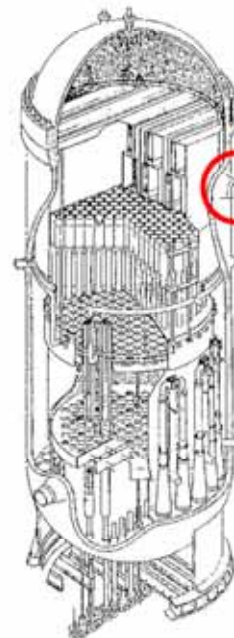
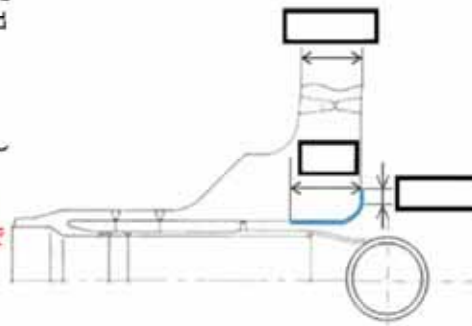


## 2.2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部

点検部位	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)
点検項目	渦電流探傷試験(ECT)
点検方法	遠隔試験装置を用い給水ノズルコーナー部のECTを実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

### 【点検方法の妥当性】

- 給水ノズルコーナー部の表面試験方法として、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、渦電流探傷試験(ECT)があるが、当該部位の設置位置や水中環境下であることを考慮してECTを選択した。
- ECTに関する指針JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」は、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金(非磁性体)の母材部及び溶接部を対象としてECTの試験要領を規定している。
- 一方、給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり、一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく、非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。
- 上記背景から、給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために、実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また、実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ、試験要領及び欠陥判定方法を設定した。
- 実機適用試験では、表面に開口する深さ1mm程度の疲労き裂を付与し、十分検出できることを確認している。このため、今回適用した点検方法は十分な欠陥検出性を有している。検出された信号はあらかじめ得られた欠陥以外の信号と区別しながら判定している。
- 点検方法については、電力中央研究所に立会いを依頼し、評価を頂き妥当であることが確認されている。実機適用のために実施した試験内容等を次頁以降に示す。



給水ノズル内面



遠隔試験装置の設定の様子



給水ノズルコーナー部実機探傷の様子

### 【点検範囲の考え方】

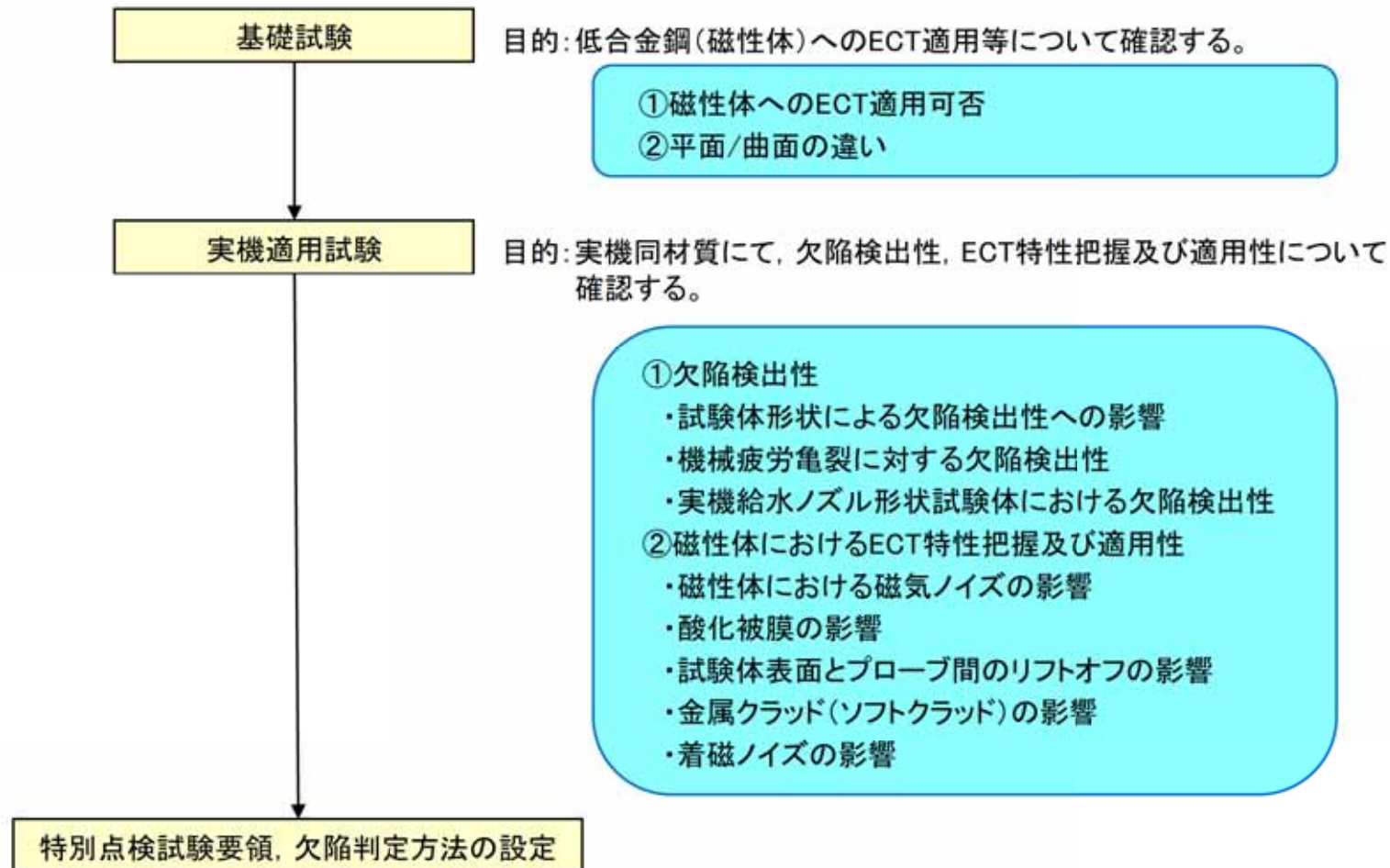
維持規格\*により定められている給水ノズルコーナー部のUT(供用期間中検査)として実施している範囲である [ ] の範囲を十分に測定できるよう、軸方向、周方向で約1割の余裕を設け、広く測定できるプローブを適用した。

\* 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008年度)  
最も疲労が大きくなる部位である給水ノズルコーナー部を含む設備の健全性を確保するための維持管理について定められた規格

## 2.2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部



給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり、一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく、非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため、給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために、実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて**基礎試験及び実機適用試験を実施**した。また、実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ、試験要領及び欠陥判定方法を設定した。

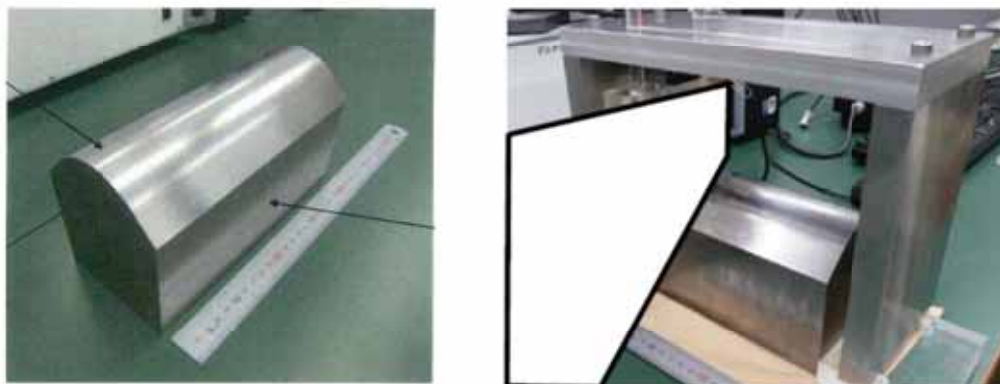


## 2.2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部



### (1) 基礎試験

低合金鋼(磁性体)へのECT適用等について確認するため、JEAG4217に記載の試験要領にて試験体に付与した人工きず(EDMノッチ)の検出可否を確認した。この確認項目と結果を以下に示す。



基礎試験 給水ノズルコーナー部ECT試験体

No.	確認項目	試験体形状	材質	付与欠陥	確認方法	結果
1	材料の影響確認 (磁性体へのECT適用可否)	・平板形状	SFVQ1A*	・EDM ノッチ	平板形状試験体での欠陥 信号検出の可否確認	欠陥信号が得られること を確認
2	曲率形状の影響 (平面/曲面の違い)	・2次元 R形状	SFVQ1A*	・EDM ノッチ	曲面形状試験体での欠陥 信号検出の可否確認	形状による欠陥検出性 への影響がないことを確 認

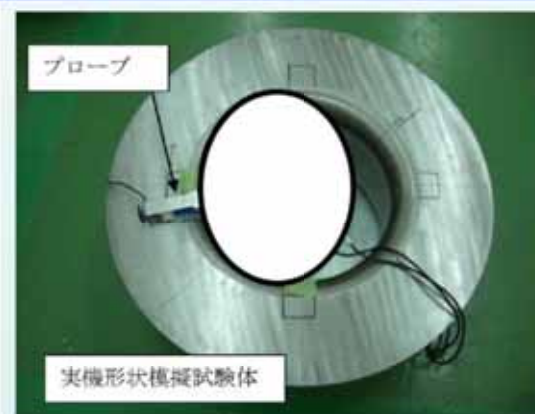
\* 材料の入手性から、SFVQ1Aを選択。

## 2.2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー一部

### (2)実機適用試験

基礎試験の技術検討結果を踏まえ、基礎試験で実施したEDMノッチに加え、機械疲労亀裂を付与し試験を行った。また、酸化被膜や磁気ノイズ等の影響も含めて検討を行った。また、実機給水ノズル形状(3次元形状)の試験体(下図)においても付与した欠陥の検出が可能であるか確認した。

この確認項目と結果を以下に示す。



実機適用試験 給水ノズルコーナー部ECT試験体(実機形状模擬)

No.	確認項目	試験体形状	材質	付与欠陥	確認方法	結果
1	材料の影響確認 (実機同材質での確認)	・平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	平板形状試験体での欠陥信号検出の可否確認	欠陥信号が得られることを確認
2	材料の影響確認 (EDMノッチと疲労亀裂の違い)	・平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	平板形状試験体での欠陥信号検出の可否確認	機械疲労亀裂についても検出可能を確認
3	曲率形状の影響 (実機同材質での平面/曲面の違い)	・平板形状 ・2次元R形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	平板形状試験体及び2次元R形状試験体での欠陥信号検出の可否確認	形状による欠陥検出性の影響がないことを確認
4	曲率形状の影響 (EDMノッチと疲労亀裂の違い)	・2次元R形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	2次元R形状試験体での欠陥信号検出の可否確認	機械疲労亀裂についても検出可能を確認
5	曲率形状の影響 (3次元形状の影響)	・3次元形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	3次元形状試験体での欠陥信号検出の可否確認	実機形状においても欠陥信号が検出可能を確認
6	他の影響因子の影響 ・磁気ノイズ	・平板形状	SA-508 CL.2	—	SUS材とのノイズ信号の比較	磁気ノイズの影響がないことを確認
7	他の影響因子の影響 ・酸化被膜	・2次元R形状	SA-508 CL.2	・機械疲労亀裂	酸化被膜の有無による欠陥信号検出の影響確認	酸化被膜の有無による影響は少ないことを確認
8	他の影響因子の影響 ・リフトオフ	・平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	リフトオフ量とノイズ信号の関係確認	リフトオフ量 0.4 mmまでは影響なし
9	他の影響因子の影響 ・金属クラッド	・平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ ・機械疲労亀裂	金属クラッドによる欠陥信号検出の影響確認	金属クラッドの影響は小さいことを確認
10	他の影響因子の影響 ・着磁ノイズ	・平板形状	SA-508 CL.2	・EDMノッチ	ノイズ影響下での欠陥信号検出の可否確認	欠陥信号と着磁ノイズ信号の識別可能を確認

## 2.2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部

給水ノズルコーナー部(磁性体)に対するECTの欠陥検出性を実機と同材質の試験体を用いた試験により確認しており、表面に開口する深さ1 mm程度の**疲労亀裂を十分検出できる**ことから、特別点検において適用した点検方法は、給水ノズルコーナー部の状態を確認する上で十分な欠陥検出性を有している。

また、磁性体である**模擬試験体**と**非磁性体の磁気ノイズ**の差は**僅か**であり、実機の探傷における磁気ノイズも、模擬試験体と同程度であった。実機と模擬試験体の**材質・製造過程は同等**であるため、**透磁率も同等**と考えられ、仮に機械加工等により局所的に透磁率のばらつきがあった場合であっても、**焼鈍によって磁氣的性質が改善され透磁率のばらつきは低減**される。よって、透磁率のばらつきは欠陥検出性に影響のない範囲であり、点検結果に影響を与えるものではない。

信号の分類	振幅チャート		Cスコープ表示		リサーチ波形			
	Y信号の波形例	特徴	Cスコープ指示例	特徴	V検出モード	H検出モード	V-Hの特徴	
欠陥信号	 黒: Vモード、赤: Hモード 位置Γ				 90° 位相角 180° 0° 例: 軸割れ 270°	 90° 位相角 180° 0° 270°	 軸割れ時 V H	
欠陥以外の信号	リフトオフ (コイル浮き)							 V H
	表面うねり (グラインダー痕、凹凸、肌荒れ等)							 V H
	形状信号 (ドリフト、形状変化)							 V H
	電磁氣的信号							 V H

欠陥信号と欠陥以外の信号(例)

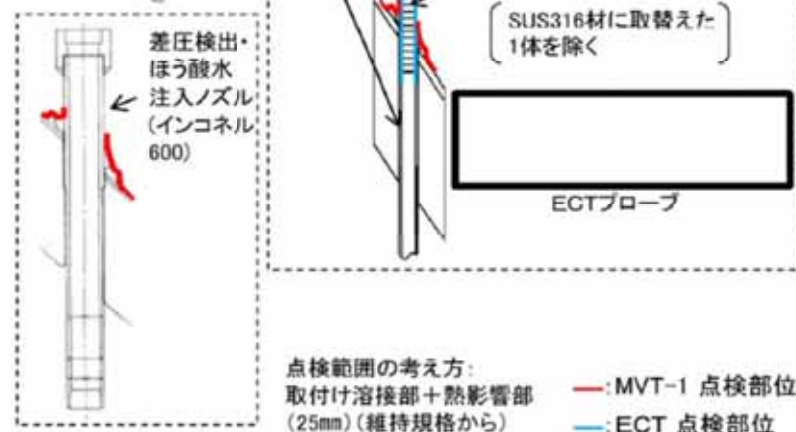
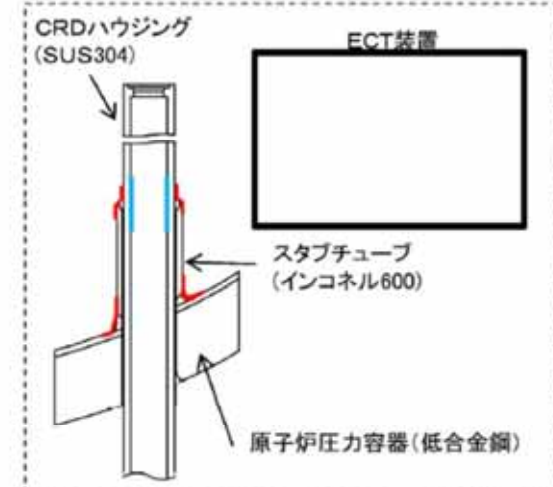
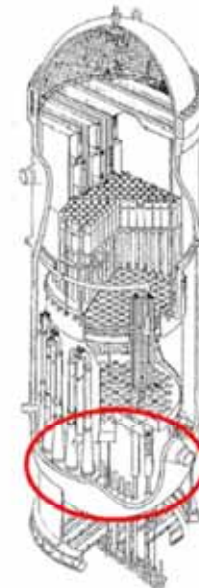
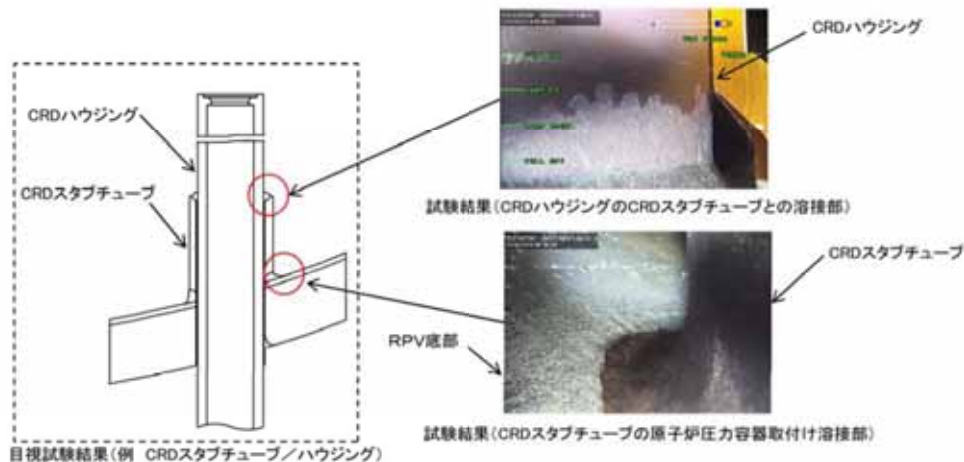
## 2.2 原子炉压力容器—制御棒駆動機構スタブチューブ他



点検部位	制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル
点検項目	目視試験(MVT-1)、渦電流探傷試験(ECT)
点検方法	・遠隔試験装置を用い炉内側から全溶接部の目視試験(MVT-1)を実施 ・全ての制御棒駆動機構ハウジング及び中性子束計測ハウジング内面の溶接熱影響部についてECTを実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

### 【点検方法の妥当性】

- MVT-1については、維持規格に従い0.025 mm幅ワイヤーが識別可能な手法により試験を行っており、試験前後で視認性を確認している。この目視試験では、画像により有意な欠陥がないことを確認している。
- 目視試験にあたって、試験部位はハイドロレーザー(高圧水噴射)により、表面を清浄にした上で実施している。
- 制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジングの内面に対するECTはJEAG4217-2010に準拠し、検出された信号はあらかじめ得られた欠陥以外の信号と区別しながら判定している。特別点検に際し、深さ1 mmのき裂を付与した試験片を製作し、十分検出できることを確認している。



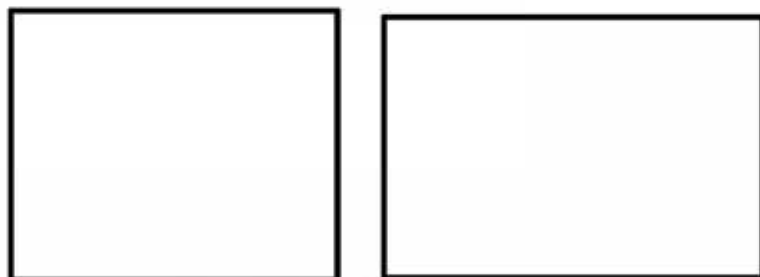
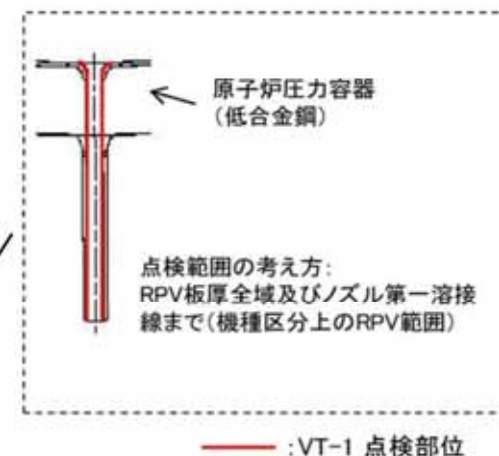
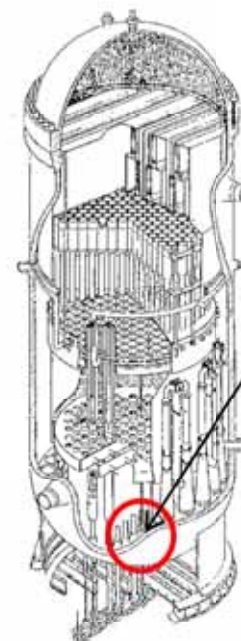


## 2.2 原子炉圧力容器—ドレンノズル

点検部位	ドレンノズル
点検項目	目視試験 (VT-1)
点検方法	・遠隔試験装置を用い炉内側から全溶接部及び内部の目視試験 (VT-1)を実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

### 【点検方法の妥当性】

- VT-1については、維持規格に従い0.8 mm黒線が識別可能な手法により試験を行っており、試験前後で視認性を確認している。この目視試験では、画像により有意な欠陥がないことを確認している。
- 目視試験にあたって、試験部位はハイドロレーザー(高圧水噴射)により、表面を清浄にした上で実施している。



目視点検資機材(ビデオカメラ)



校正用カード  
0.8 mm黒線を縦横方向に配置している。



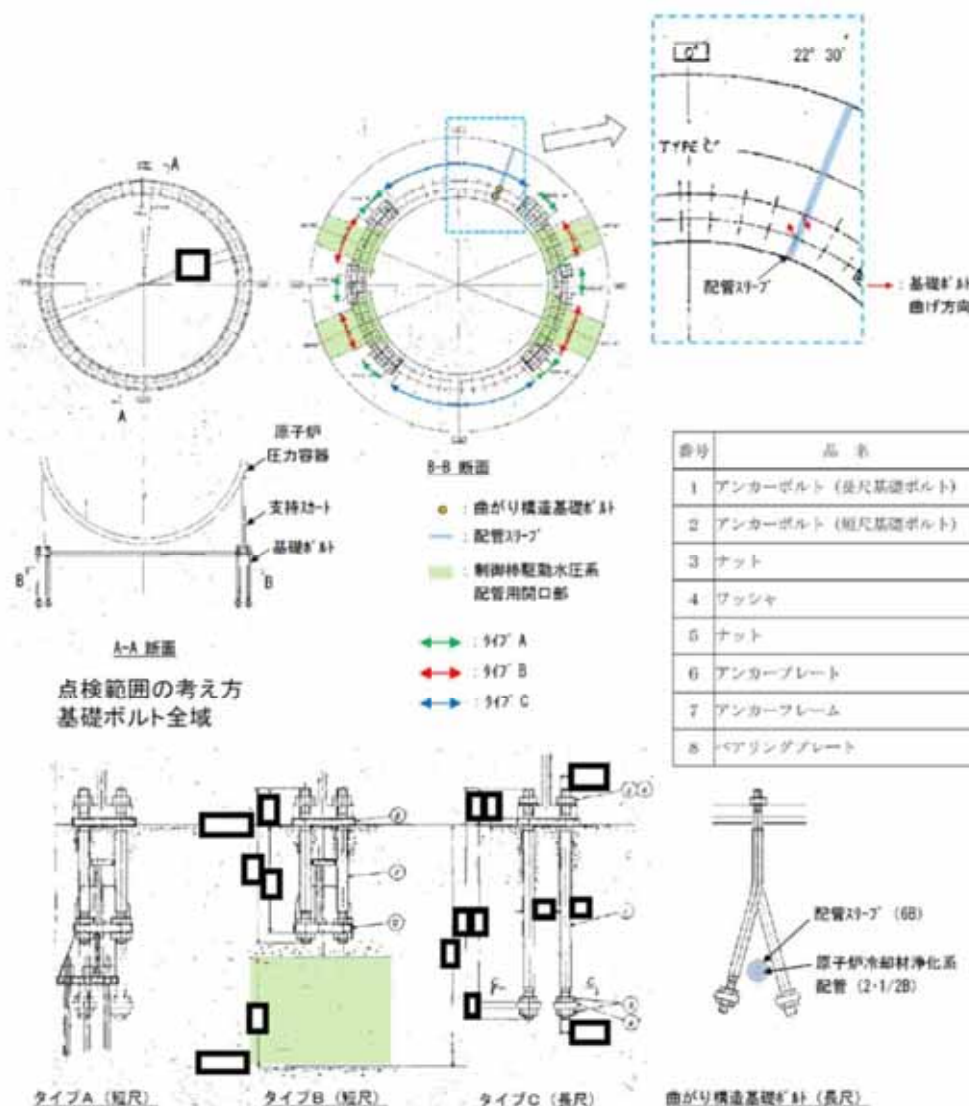
目視試験の様子

## 2.2 原子炉压力容器－基礎ボルト

点検部位	基礎ボルト
点検項目	UT
点検方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・120本中118本の基礎ボルトは垂直法(底面エコー方式)によりUTを実施</li> <li>・曲がり構造の2本については、曲がり部より上部を試験対象としUTを実施</li> </ul>
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

### 【点検方法の妥当性】

- 120本中118本の基礎ボルトはJEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に加え、JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン」に準拠し実施した。これは長尺ボルトの欠陥検出性を考慮し、基準感度の設定方法(ボルト底面からの反射エコー)や記録レベルについてJEACと比較してより欠陥検出レベルが高い条件となっている。特別点検に際し、深さ1.6 mmのき裂を付与した試験片を製作し、十分検出できることを確認している。
- 残る2本の曲がり構造となっている基礎ボルトの探傷では、同じ環境下に据え付けられている他の長尺及び短尺基礎ボルト118本の上部探傷結果から最も高い基準感度を適用して探傷を実施した。2本のボルトの曲がり部より上部にのみ適用する方法として十分な検出性を有するものと判断している。なお、このボルトについては曲げ加工による影響がないことを機械試験等により確認した上で据え付けられている。また、この2本を除く118本と仮定し強度評価を行って、RPVの健全性に影響がないことを確認した。

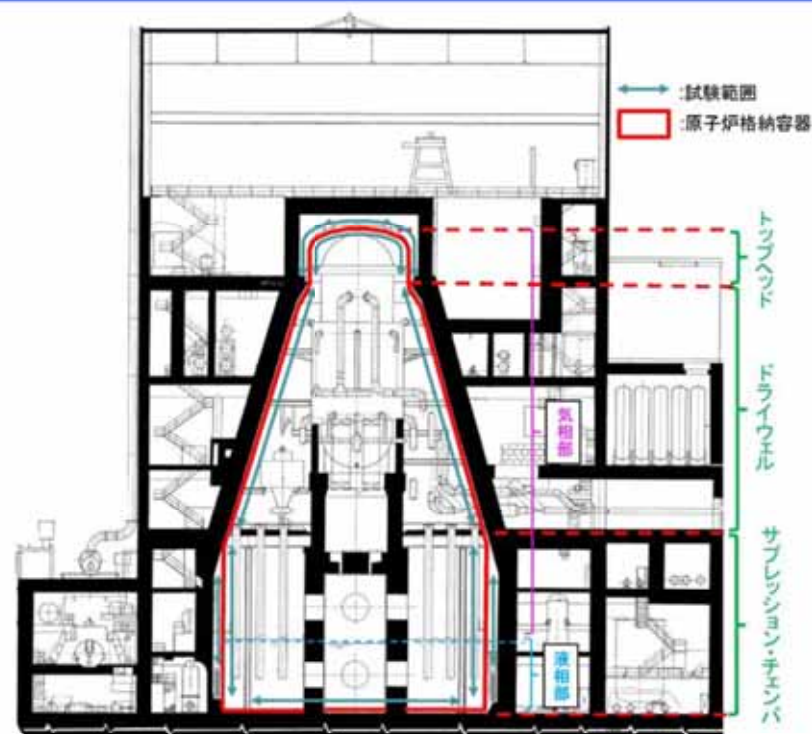


## 2.3 原子炉格納容器

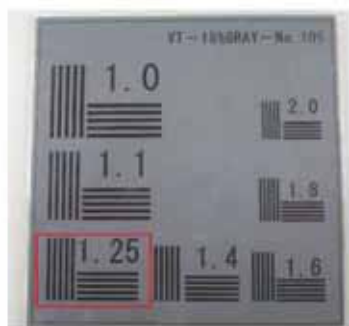
点検部位	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)
点検項目	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
点検方法	・原子炉格納容器内外面の直接目視試験を実施 ・液相部は潜水土により直接目視試験を実施
点検結果	有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかった。

### 【点検方法の妥当性】

- 対象物までの距離を1200 mm以内とし、気相部においてはグレーカード上の幅0.8 mmの黒線を識別、液相部においてはTest Chartに記載された文字(0.105 inch)が識別できることを条件として直接目視試験を行うことで視認性を確保している。この目視試験により、構造健全性または気密性に影響を与えるおそれのある塗膜の劣化や腐食が無いことを確認している。
- 干渉物等により確認が困難である部位については、代表として同一環境である周辺部位を確認すること等により点検を行った。また、塗装の劣化状況を確認するため、付着性試験を実施した。この結果、至近に塗装していない部位において平均3.1 MPaの付着力を有し、最小付着力200 psi(約1.4 MPa)を上回っており、**必要な塗装性能を確保していることを確認した。**  
これらの点検状況の詳細について次頁以降に示す。



原子炉建屋 断面図



グレーカード写真(代表例)



Test Chart(代表例)



仮設足場組立前



仮設足場組立後

例 内面高所のうち従来の点検で確認が容易でない範囲(高所)

## 2.3 原子炉格納容器

特別点検において点検が困難な部位のうち、気相部については現状保全で塗膜の健全性を維持していること、劣化が少ない屋内環境であること、通常運転中は、窒素雰囲気下にあることから、今後も現状保全を継続することで原子炉格納容器鋼板の健全性を維持することができる。液相部については、底面上に干渉物が設置している状態であることから、傷等が発生することはない今後も健全性を維持することができる。

### (1) 接近可能だが今回定めた目視試験条件が確保できない範囲

今回定めた目視試験条件ではないものの、従来の手法で点検できており、塗膜の健全性が維持されていることを確認していることから、現状保全を継続することで今後の運転延長期間における原子炉格納容器鋼板の健全性が保たれる。



例 ダクト裏部



例 サポート裏部

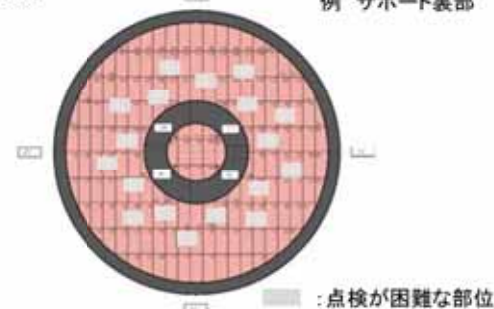
### (2) 干渉物等で接近が困難であり今回定めた目視試験条件が確保できない範囲

干渉物等により点検が困難で、構造的に試験できない部位については、その周辺の塗膜等の状況から、原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響はなく、今後の運転延長期間における原子炉格納容器鋼板の健全性が保たれる。

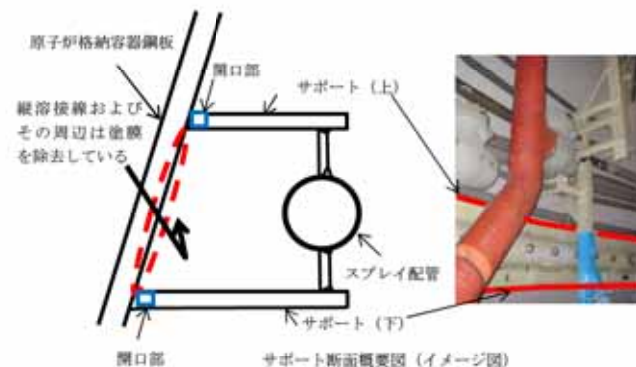
原子炉格納容器気相部外面の傾斜部は、鋼板部と躯体との隙間が約5cmであり接近が困難であるが、サンドクッション部上部の鋼板と同様な環境であり、その状況から健全性が保たれていることを確認している。また、従来の点検において、必要に応じUTにより板厚測定を実施し、問題の無いことを確認している。

原子炉格納容器内スプレイ配管サポートは、原子炉格納容器鋼板に直接溶接しており、その内部は今回定めた目視試験条件が確保できない部位である。

当該サポートの原子炉格納容器鋼板の縦溶接線の開口部から内部を確認した結果、現地溶接に伴い塗膜を除去した部位(縦溶接線および周辺)に軽微な発錆を確認した。当該部について簡易な手入れにより軽微な発錆は除去でき、減肉は確認されなかった。サポート内部の他の部位は周辺と同一環境であり健全であると考え、今後の保全の中でファイバースコープ等による確認を行って点検範囲の拡充を図っていく。



例 サプレッション・チェンバ内面 底面(液相部)



例 原子炉格納容器内スプレイ配管サポート部

## 2.3 原子炉格納容器

### 原子炉格納容器鋼板塗装に対する付着性試験

原子炉格納容器鋼板内面塗装に対して、至近に塗装実績のない箇所及び至近に塗装実績のある箇所を各々2箇所選定し、JIS K 5600-5-7:1999「付着性(プルオフ法)」に基づき、付着性試験を実施した。

試験の概要及び試験結果は以下のとおり。

#### プルオフ法

「プルオフ法」は、ドリリーと呼ばれる円筒形の引張端を塗膜に接着剤で固着させ、接着剤が乾いた後、ドリリーを引張り、塗膜が剥がれるために必要な最小の張力を測定する方法であり、塗膜の付着性能を具体的な数値で表すことができる。



部位	平均値	最大/最小
至近に塗装実績のない箇所	3.1 MPa (6点)	4.2 / 2.3 MPa
至近に塗装実績のある箇所 (今定検で塗装)	4.0 MPa (6点)	6.4 / 2.0 MPa
全試験箇所平均	3.5 MPa (12点)	—

付着性試験の結果、原子炉格納容器の塗装は至近に塗装実績のない箇所であっても、**至近に塗装した箇所と比較して著しい劣化がないことが確認できた。**

また、ASTM D5144-2000「原子力発電プラントにおける保護塗膜の標準指針」の「物理的性質」で示されている最小付着力200 psi(約1.4 MPa)を上回っており、**必要な塗装性能が確保されていることが確認できた。**

## 2.4 特別点検と現状保全の比較



特別点検は現状保全に加え、**点検範囲**、**試験方法の拡充**を行って機器の健全性を確認した。

対象の機器・構造物	現状保全	特別点検
原子炉圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>&gt; 原子炉圧力容器各部位のUT(供用期間中検査:以下「ISI」という。)(頻度:1回/検査間隔<sup>*1</sup>) 対象:上蓋、胴、下鏡等の継手部分、スタッドボルト、主フランジ(ねじ部) 主蒸気管台等の原子炉圧力容器に接続する配管管台(管台内面の丸み部含む) ・試験員力量 UTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*2, *4</sup></li> <li>&gt; 原子炉圧力容器内部からの目視試験(VT-3:ISI)(頻度:1回/検査間隔<sup>*1</sup>) 対象:原子炉圧力容器の内表面、制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル ・試験員力量 VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> <li>&gt; 原子炉圧力容器外側からの目視試験(VT-1, 3:ISI)(頻度:1回/検査間隔<sup>*1</sup>) 対象:原子炉圧力容器貫通部(各配管管台)、原子炉圧力容器の支持構造物(基礎ボルト、支持スカート)、スタッドボルト用ナット・ワッシャ ・試験員力量 VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*4</sup></li> <li>&gt; 原子炉圧力容器の漏えい試験 対象:原子炉圧力容器全体(頻度:毎定検) ・試験員力量 十分な視力、知識、技能、経験を有しているもの VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> <li>&gt; 応力腐食割れ(SCC)の予防保全 ・原子炉冷却材への水素注入 ・ウォータージェットピーニング:制御棒駆動機構スタブチューブ、中性子束計測ハウジング、計装ノズルの一部</li> <li>&gt; 主フランジの開放点検(頻度:毎定検)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>&gt; 炉心領域の全てに対するUT 対象:炉心領域の母材、溶接線全範囲(原子炉圧力容器外側から実施)、ジェットポンプライザーブレース部全数(原子炉圧力容器内側から実施) ・試験員力量 UTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup> ・備考 UT手法としてフェイズドアレイ法を一部で追加している。 (点検部位毎に適した点検手法を検討の上採用)</li> <li>&gt; 給水ノズルコーナー部に対するECT 対象:給水ノズルコーナー部全数 ・試験員力量 ETレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*4</sup></li> <li>&gt; 制御棒駆動機構スタブチューブ他に対する目視試験(MVT-1)、ECT 対象:制御棒駆動機構スタブチューブ、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル ・試験員力量 VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> <li>&gt; ドレンノズルに対する目視試験(VT-1) 対象:ドレンノズル ・試験員力量 VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> <li>&gt; 原子炉圧力容器の基礎ボルト全数に対するUT 対象:基礎ボルト全数 ・試験員力量 UTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*4</sup></li> </ul>
原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>&gt; 原子炉格納容器の目視試験(VT-4:ISI)(頻度:1回/検査間隔<sup>*2</sup>) 対象:原子炉格納容器内面の代表部位及び接近可能な範囲 ・試験員力量 十分な視力、知識、技能、経験を有しているもの VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> <li>&gt; 原子炉格納容器の漏えい試験(頻度:毎定検(機械ペネトレーションの一部機器は個別頻度)) 対象:原子炉格納容器全体、局部(機械ペネトレーション、電気ペネトレーション、底部コンクリートマット(ライナープレート)) ・試験員力量 十分な知識、技能、経験を有しているもの</li> <li>&gt; 主フランジ、機器搬入口等の開放点検(頻度:毎定検)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>&gt; 原子炉格納容器の目視試験(VT-4) 対象:仮設足場による試験可能範囲拡大(格納容器内外面) ・点検方法 目視試験(VT-4)に以下の条件を付与 (1) 試験時のグレーカード等の確認 (2) 試験面までの距離と角度を定め視認性確保 ・試験員力量 十分な視力、知識、技能、経験を有している者 VTレベル1以上(評価員はレベル2以上)<sup>*3</sup></li> </ul>

\*1 検査間隔は30年までは10年間、それ以降は7年間

\*2 検査間隔は10年間

\*3 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

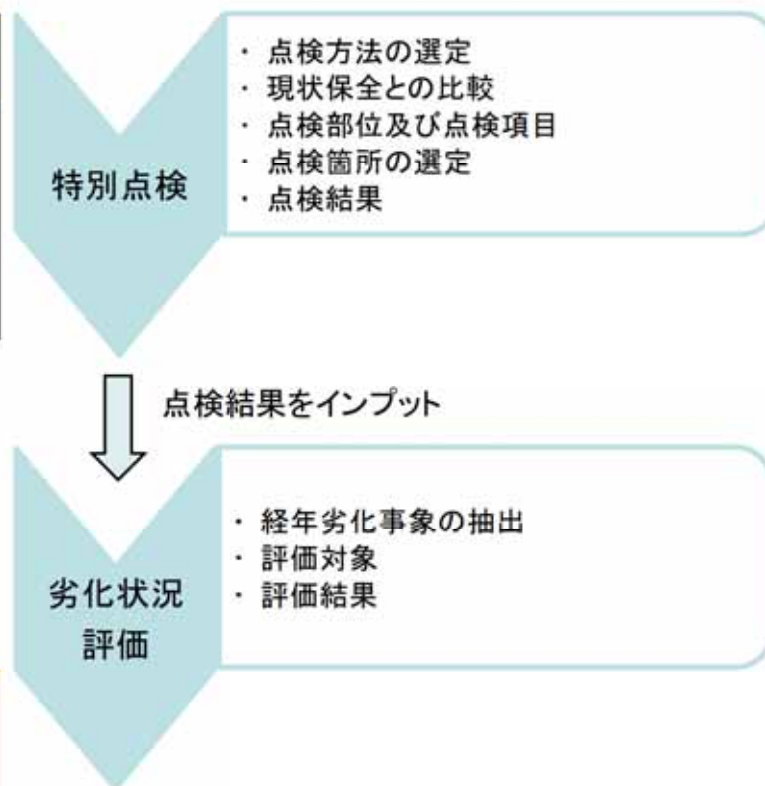
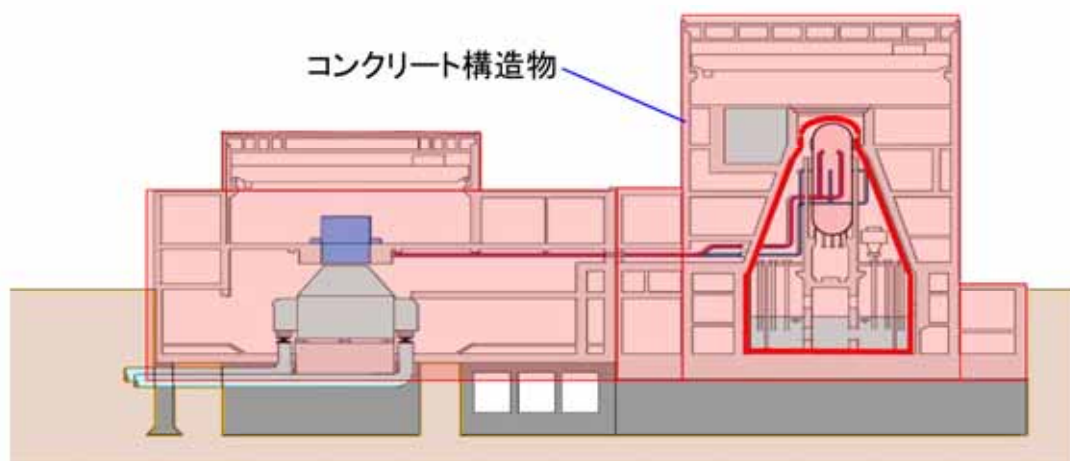
\*4 JIS Z 2305 非破壊試験技術者の資格及び認証

試験員の力量は、事前に力量評価書にて妥当であることを確認している。

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物ー概要

- ・運転期間延長認可申請に際し、劣化状況の把握のための点検(特別点検)として、これまで高経年化技術評価や現状保全にて点検を実施していなかった範囲を含め、使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する箇所から採取したコアサンプルを用いた点検を実施
- ・コンクリート構造物は、強度低下及び遮蔽能力低下に着目し、特別点検で得られた測定値等を用い、20年間の運転期間延長を踏まえた劣化状況評価を実施

点検部位	経年劣化事象	点検の考え方
コンクリート (原子炉建屋、 取水口構造物等)	強度低下 及び 遮蔽能力 低下	対象構造物の部位の中で、点検項目(強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応)に照らして、使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する箇所から採取したコアサンプルを用いた点検を実施



## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検方法の選定

- ・コンクリート構造物は、経年劣化事象が急速に進展するものではない
- ・一般的なコンクリート構造物に関する経年劣化事象の知見を基本とし、**定期的な点検、修繕等にて、強度及び遮蔽能力低下が発生しないように維持管理を実施**

点検部位	コンクリート(原子炉建屋、取水口構造物等)	
点検項目	点検対象部位から採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認	
点検方法	①強度	圧縮力を加えて破壊した時の力を確認
	②遮蔽能力	乾燥させた重さを確認
	③中性化深さ	コンクリート表面からどの程度の深さまでアルカリ性を呈するか(鉄筋保護状態)を試薬の色の変化により確認
	④塩分浸透	塩分の量を確認
	⑤アルカリ骨材反応	詳細に観察し、アルカリ骨材反応が生じていないことを確認 【補足説明資料「1.2 特別点検 コンクリート構造物-アルカリ骨材反応の事例」参照】



①強度の点検状況  
(耐圧試験機による圧縮強度試験)



②遮蔽能力の点検状況  
(促進乾燥試験)



③中性化深さの点検状況  
(フェノールフタレイン溶液による確認)



④塩分浸透の点検状況  
(塩化物イオン含有量試験)



⑤アルカリ骨材反応の点検状況  
(実体顕微鏡観察)

- ・点検方法について、強度、中性化深さ、塩分浸透はJIS規格を選定
- ・遮蔽能力は、日本建築学会規格から一部変更して適用できることを既往の研究成果\*1から確認
- ・**アルカリ骨材反応**は、反応性に関する試験や定期的な目視点検により反応が生じていないことを確認しているが**最新の知見\*2**を踏まえ、**実体顕微鏡観察を選定し、他の精微な方法と比較して妥当性を確認**

\*1：米澤他、日本建築学会大会学術講演梗概集(関東)(既存構造物における遮蔽コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法の検討、2015年9月)

\*2：原子力用コンクリートの反応性骨材の評価手法の提案(JNES-RE-2013-2050,平成26年2月)、ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(JCI,平成26年7月)



## 2.5 特別点検 コンクリート構造物－現状保全との比較

- ・現状保全では、コンクリート表面の目視確認(1回/年)にて劣化事象発生の有無を確認し、定期的(1回/5年)に非破壊・微破壊試験にて、強度、中性化深さ、塩分浸透試験を実施
- ・特別点検(運転開始後35年以降に実施)では、**これまで現状保全にて点検を実施してきた範囲・点検方法に加え、点検を実施していない範囲・点検方法についてもコアサンプルを用いて点検を実施**

	現状保全		特別点検
点検項目 (時期)	コンクリート表面の目視確認 (1回/年)	非破壊・微破壊試験 (1回/5年)	<u>破壊試験</u> (運転開始後35年以降に実施)
点検範囲	コンクリート構造物全体	原子炉建屋, タービン建屋, 取水口構造物, 排気筒基礎	原子炉建屋, タービン建屋, 取水口構造物, 排気筒基礎, <u>使用済燃料乾式貯蔵建屋</u> ⇒ <u>部位毎に使用材料・使用環境条件を分析し, 劣化要因に対する影響が大きいと想定される点検箇所にて実施</u>
点検方法	ひび割れ, 剥離・剥落, 鉄筋腐食の兆候(錆汁の有無)を確認し, 必要に応じて修繕等を検討(簡易測定を含む)	強度, 中性化深さ, 塩分浸透試験	<u>採取したコアサンプルによる強度, 遮蔽能力, 中性化深さ, 塩分浸透, アルカリ骨材反応の確認</u>
試験員力量	一級建築士等		・一級建築士等 ・ <u>コンクリート診断士等</u> ・ <u>アルカリ骨材反応は, 実体顕微鏡観察による必要な評価経験を有するもの</u>

- \* 下線部は特別点検で追加した内容を示す
- \* 現状保全は点検マニュアルに基づき実施
- \* 試験員の力量は, 事前に力量評価書にて妥当であることを確認

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(1/2)



対象部位の中で、使用環境条件等から劣化要因の影響が大きい部位を代表して点検を実施することで、点検対象部位以外の使用条件等は対象部位に包含され、結果も対象部位の結果に包含されることから、網羅的に点検を実施

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○*3	○	-	○
	原子炉圧力容器ベDESTAL又はこれに準ずる部位	○	-	○	-	○
	一次遮蔽壁	○	○	○	-	○
	格納容器底部基礎マット*1	○	-	○	-	○
	格納容器底部外基礎マット	○	-	○	-	○
	使用済み燃料プール	○	-	○	-	○
	ダイヤフラムフロア*2	○	-	○	-	○
原子炉建屋以外の建屋 (中央制御室が設置されているものに限る。)	外壁	※	※	※	※	※
	内壁及び床	※	※	※	-	※
	基礎マット	※	-	※	-	※
タービン建屋	外壁	○	※	○	○	○
	内壁及び床	○	※	○	-	○
	基礎マット	○	-	○	-	○
取水槽	海中帯	○	-	○	○	○
	干満帯	○	-	○	○	○
	気中帯	○	-	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉建屋内	上記構造物「原子炉建屋等」に含む				
	原子炉建屋以外の建屋内(中央制御室が設置されているものに限る。)	※	-	※	-	※
	タービン建屋内(タービン架台を含む。)	タービン架台	○	-	○	-
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済み燃料乾式貯蔵建屋	○	○	○	○*3	○
	排気筒基礎	○	※	○	○	○

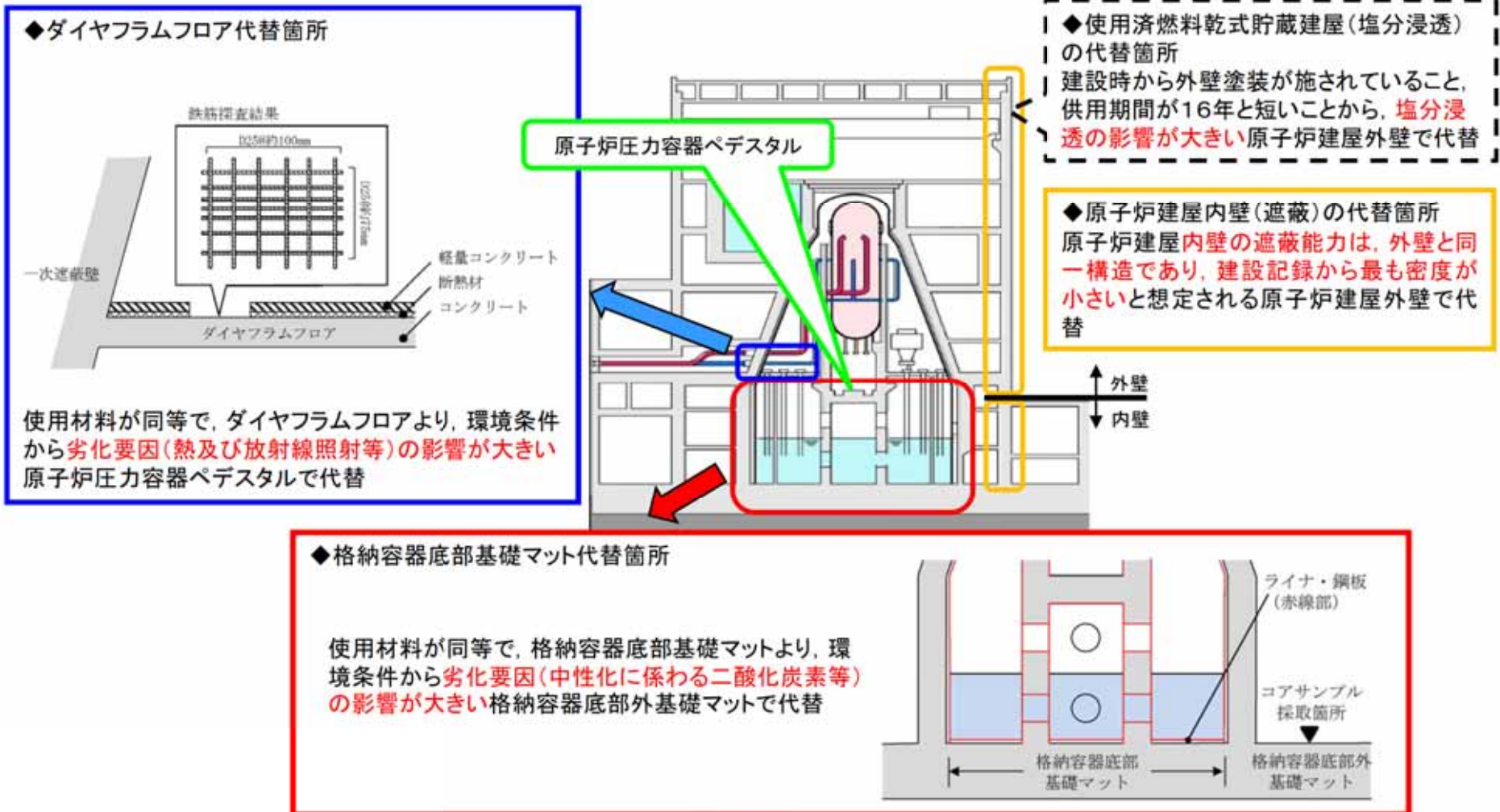
○：特別点検を実施，-：対象外，※：該当する部位なし

\*1：格納容器底部外基礎マットで代替，\*2：原子炉圧力容器ベDESTALで代替，\*3：原子炉建屋外壁で代替

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(2/2)



- ・原子炉建屋等のうち、**格納容器底部基礎マット及びダイヤフラムフロア**については、**コアサンプリング**により、**強度・機能に影響**を及ぼすことになると判断し、**環境条件から劣化要因の影響がより大きい代替部位で点検**
- ・原子炉建屋内壁は、外壁と同一構造であり、建設記録から最も密度が小さいと想定される外壁を点検
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の供用期間及び立地条件等から、劣化要因の影響がより大きい原子炉建屋外壁で点検



## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検箇所を選定

対象部位のうち、**使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する点検箇所を選定**

**【強度】**  
劣化要因の影響が大きい部位を選定  
【補足説明資料「1.2 特別点検 コンクリート構造物—強度用コアサンプリング箇所」参照】

**【遮蔽能力】** ⇒ 遮蔽壁  
建設記録から、コンクリートの密度(単位容積質量)の小さい部位を選定(促進乾燥試験を行うことで環境条件を統一)

**【塩分浸透】** ⇒ 外壁上部  
構造物が置かれた環境条件に影響するため、飛来塩分調査や表面塩分量測定器を用い、コンクリート表面の塩分量が最も多い部位を選定

**【アルカリ骨材反応】** ⇒ 基礎マット  
水分、塩分等の外部から供給されるアルカリ分、アルカリ分の主な供給元であるセメントの種類を考慮し、影響が大きい部位を選定

**【中性化深さ】** ⇒ 内壁  
空気環境(二酸化炭素、温度及び湿度)の測定結果から、森永式により環境影響度が大きい部位を選定

飛来塩分捕集器(ドライガーゼ法)

表面塩分量測定器(ポータブル表面塩分計)

非破壊試験結果による点検箇所の選定(リバウンドハンマー試験による表面状態の確認)  
特別点検の対象部位が**広範囲**な場合は、**表面の硬さ(表面の緻密さ)に着目し、リバウンドハンマー試験\*1により、反発度が最も小さい箇所を選定**

\*1: コンクリートにバネによる打撃を与え、返ってきた衝撃の強さを測定

最大値の箇所を選定

環境影響度\*2

測定箇所

空気環境測定結果による点検箇所の選定(中性化深さの例)

\*2: 森永式における環境条件による係数(下記赤部)から算出

$$x = \sqrt{C} \cdot \frac{1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T}{\sqrt{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot w/c - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x: 中性化深さ (mm)  
T: 温度 (°C)  
t: 材齢 (日)  
C: 炭酸ガス濃度 (%) (1%=10,000ppm)  
RH: 湿度 (%)  
w/c: 水セメント比 (%÷100)  
R: 中性化比率

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検結果(1/2)

- ・強度低下及び遮蔽能力低下に着目し、特別点検で得られた測定値等を用い、20年間の運転期間延長を踏まえた劣化状況評価を実施。なお、強度と遮蔽能力は設計値を満足
- ・強度、遮蔽能力及び中性化深さ試験はコア3本の平均値、その他は1本のコアで試験を実施

対象のコンクリート構造物	対象の部位	強度		遮蔽能力	
		設計値*1 [N/mm <sup>2</sup> ]	平均圧縮強度*2 [N/mm <sup>2</sup> ]	設計値*3 [t/m <sup>3</sup> ]	平均乾燥単位容積質量*2[t/m <sup>3</sup> ]
原子炉建屋等	外壁	22.1	51.1	2.23	2.261
	内壁及び床		50.0	—	—
	原子炉圧力容器ベDESTAL 又はこれに準ずる部位		39.3	—	—
	一次遮蔽壁		50.5	2.23	2.230
	格納容器底部外基礎マット		44.6	—	—
	使用済み燃料プール		49.7	—	—
タービン建屋	外壁	22.1	48.2	—	—
	内壁及び床		33.9	—	—
	基礎マット		32.0	—	—
取水槽	海中帯	20.6	29.1	—	—
	干満帯		34.6	—	—
	気中帯		35.7	—	—
安全機能を有する系統及び機器 又は常設重大事故等対処設備に 属する機器を支持する構造物	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	22.1	37.0	—	—
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大 事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及 び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持す る構造物に限る。)	使用済み燃料乾式貯蔵建屋	24.0	24.8	2.15	2.188
	排気筒基礎	22.1	24.9	—	—

\*1：工事計画認可上の設計基準強度(構造計算において許容応力度の算出等に用いる指標)

\*2：1箇所当たりコア3本を試験

\*3：工事計画認可上の密度(乾燥単位容積質量)

## 2.5 特別点検 コンクリート構造物一点検結果(2/2)



対象のコンクリート構造物	対象の部位	中性化深さ*1	アルカリ骨材反応*1	
		平均中性化深さ*2 [mm]	実体顕微鏡観察*3	
原子炉建屋等	外壁	28.4	反応性なし	
	内壁及び床	15.3	反応性なし	
	原子炉圧力容器ベDESTAL又はこれに準ずる部位	1.7	反応性なし	
	一次遮蔽壁	31.9	反応性なし	
	格納容器底部外基礎マット	1.1	反応性なし	
	使用済み燃料プール	3.6	反応性なし	
タービン建屋	外壁	39.6	反応性なし	
	内壁及び床	24.8	反応性なし	
	基礎マット	1.7	反応性なし	
取水槽	海中帯	1.5	反応性なし	
	干満帯	0.0	反応性なし	
	気中帯	10.3	反応性なし	
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	タービン建屋内(タービン架台を含む。)	タービン架台	2.8	反応性なし
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済燃料乾式貯蔵建屋	20.9	反応性なし	
	排気筒基礎	7.5	反応性なし	

対象のコンクリート構造物	対象の部位	塩分浸透*1						
		塩化物イオン量[kg/m <sup>2</sup> ]						
		表面からの深さ[mm]						
		5~15	15~25	25~35	45~55	65~75	95~105	145~155
原子炉建屋等	外壁	0.57	0.35	0.28	0.20	0.15	0.18	0.20
タービン建屋	外壁	0.36	0.20	0.16	0.11	0.13	0.11	0.07
取水槽	海中帯	2.15	1.95	1.72	1.44	1.03	0.57	0.23
	干満帯	1.89	2.58	1.98	1.37	1.09	0.39	0.11
	気中帯	1.57	2.44	2.14	1.37	0.89	0.30	0.11
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	排気筒基礎	0.34	0.34	0.30	0.23	0.20	0.18	0.23

\*1: 劣化状況評価にインプット

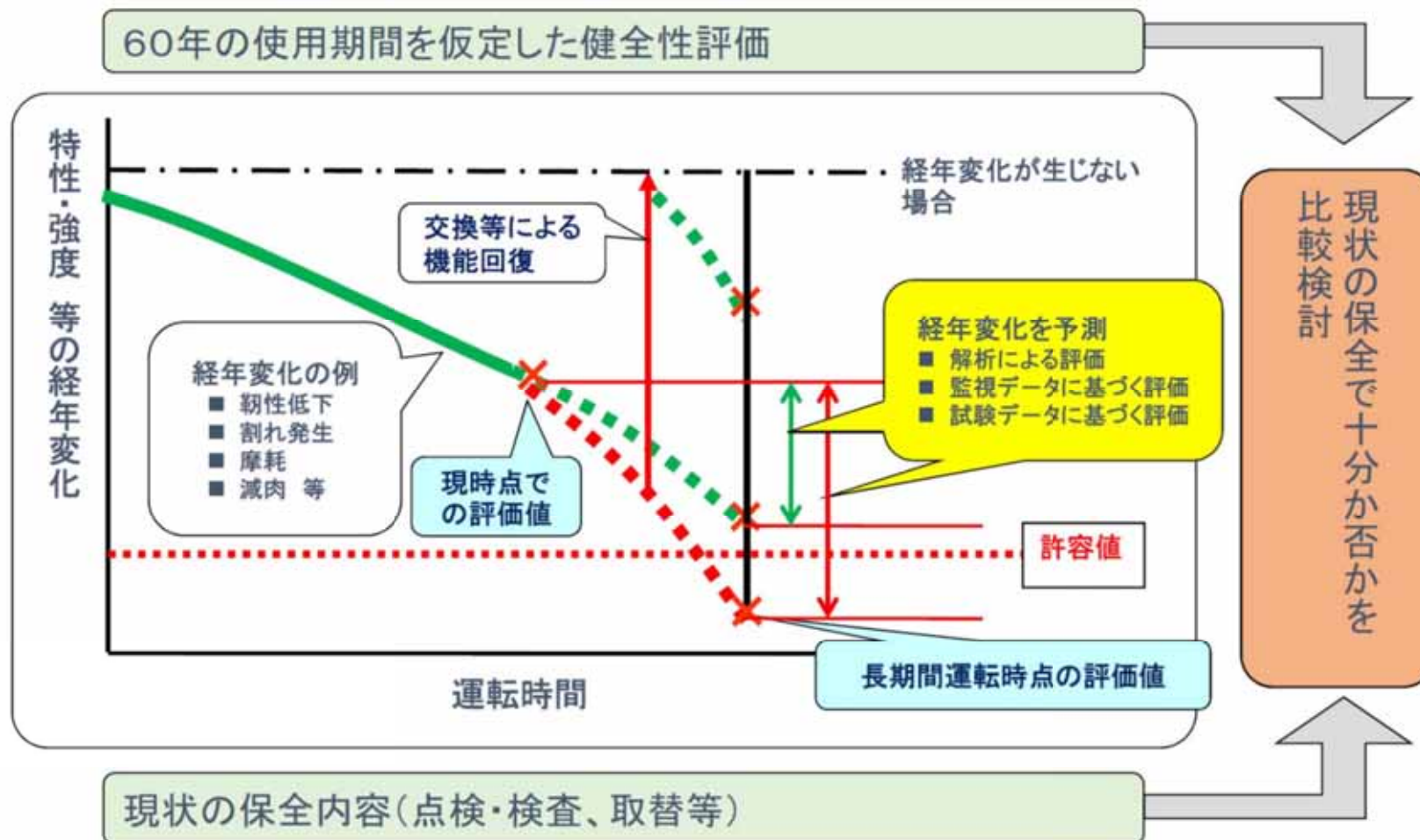
\*2: 1箇所当たりコア3本、その他はコア1本を試験

\*3: ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(JCI,平成26年7月)等を参考に観察結果(反応リム、ゲルのしみ、ひび割れ等)から判断

### 3. 劣化状況評価の説明

### 3.1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の概念

プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうかを確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。

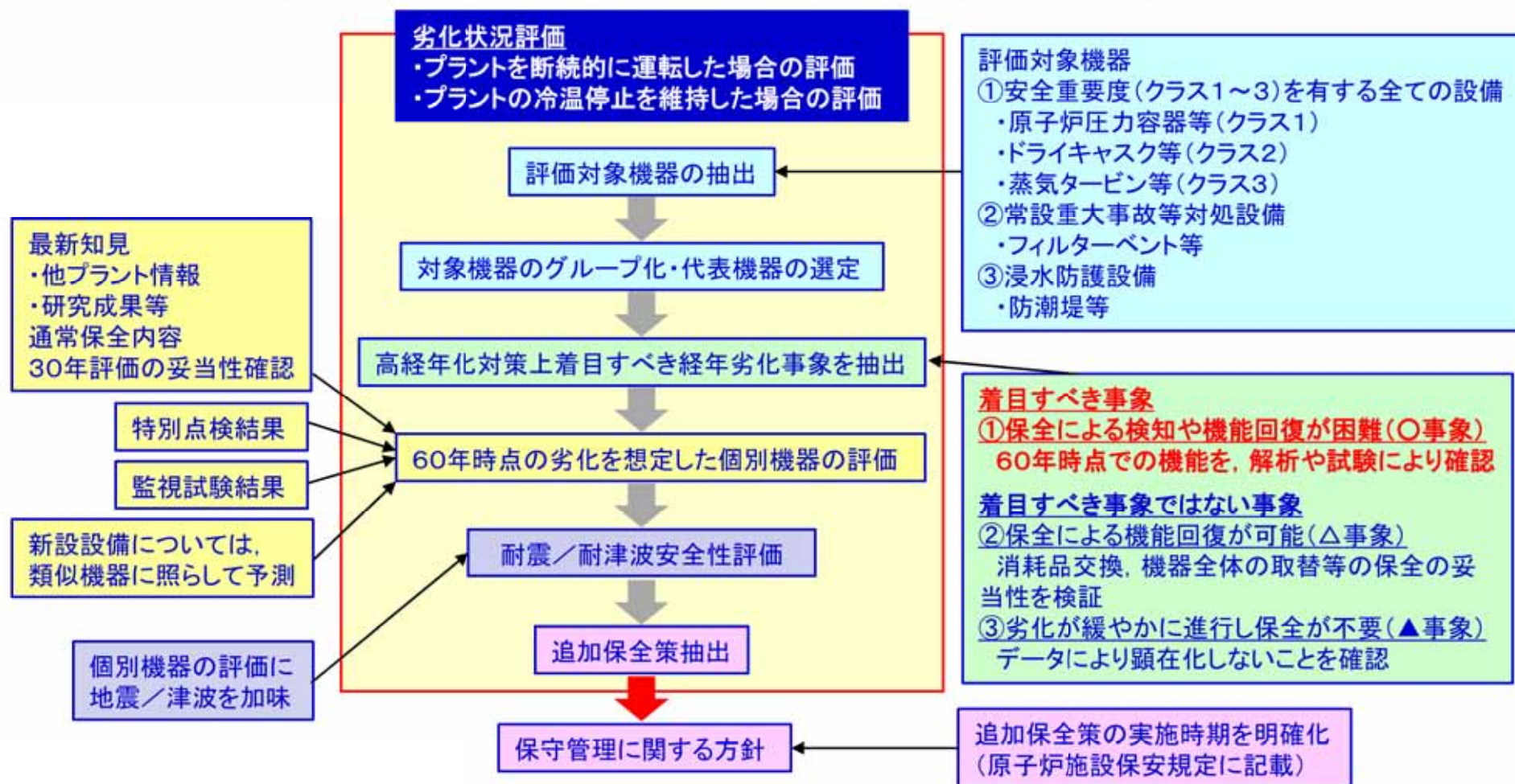


図の出典：H30.1.13他 東海第二発電所の新規制基準適合性審査等の結果に係る住民説明会  
（「東海第二発電所に関する審査の概要」原子力規制庁）抜粋



### 3. 1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の紹介

- ・劣化状況評価のイメージ図を示す。
- ・断続的な運転した場合の評価のうち、保全による検知や機能回復が困難な事象（○事象）についての個別機器の評価と、耐震・耐津波安全性評価について、一部で追加保全策を抽出していることから、詳細に説明する。それ以外については現状の保全で対応可能と評価



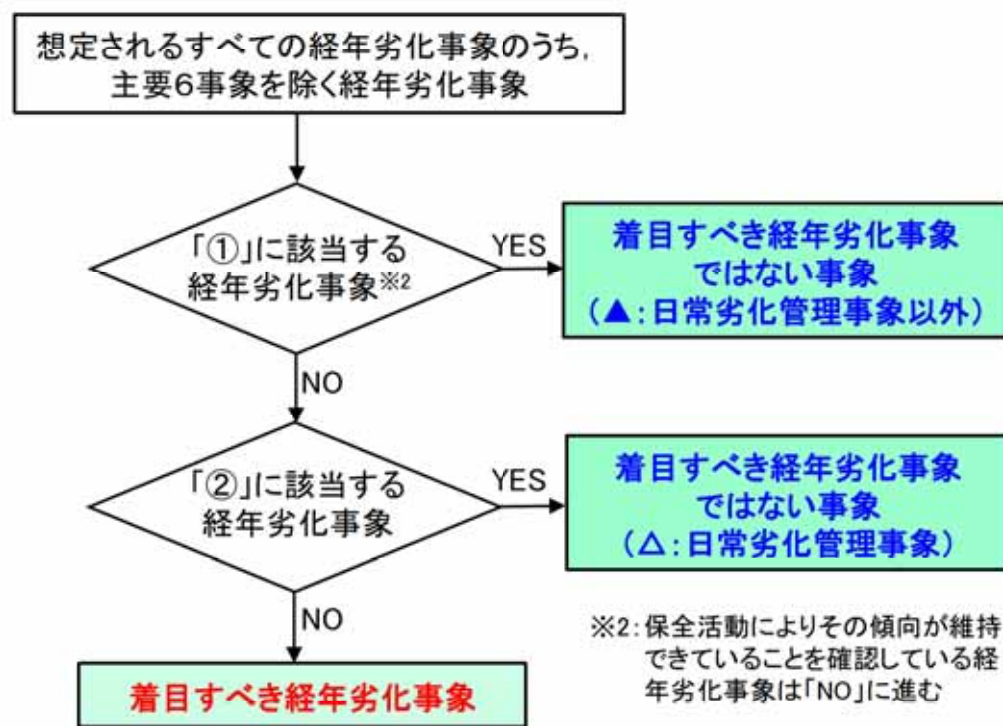
#### <着目すべき経年劣化事象の抽出>

(1) 評価対象機器の使用条件(型式, 材料, 環境条件等)を考慮し, 規格※1に基づき, 経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出する。

(2) **主要6事象: 着目すべき経年劣化事象(○事象)**

主要6事象以外: 以下①, ②のいずれかに該当する場合は, **着目すべき経年劣化事象ではない事象**として整理。

※1: 日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008」附属書A(規定)及び「経年劣化メカニズムまとめ表」



① 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により, 今後も経年劣化の進展が考えられない, または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象  
(▲: 日常劣化管理事象以外)

② 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって, 想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの  
(△: 日常劣化管理事象)  
(①に該当する経年劣化事象であるものの, 保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものを含む。)

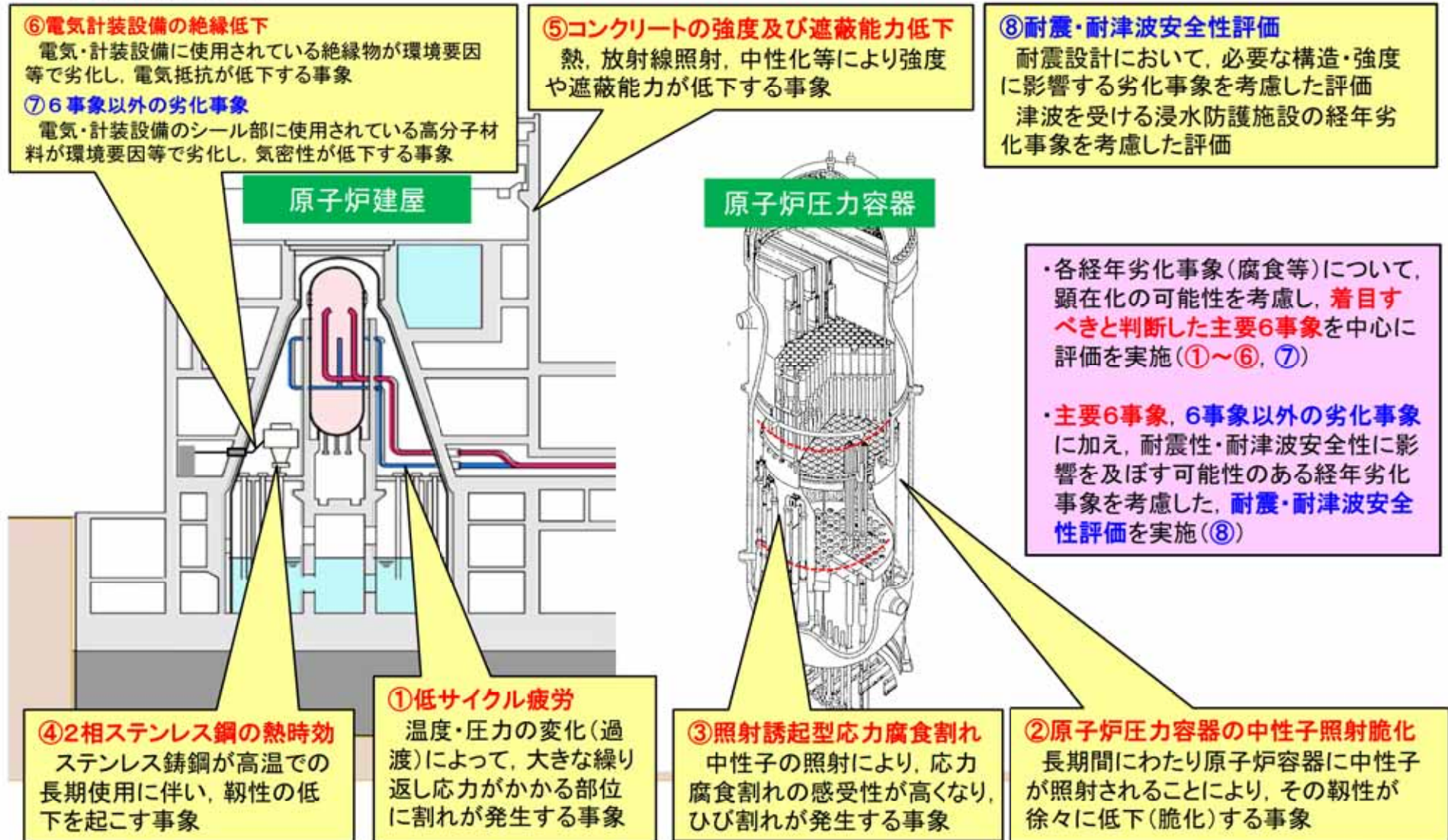
※2: 保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「NO」に進む

#### 経年劣化事象の分類

### 3. 1 劣化状況評価の概要－断続的な運転を前提とした評価内容

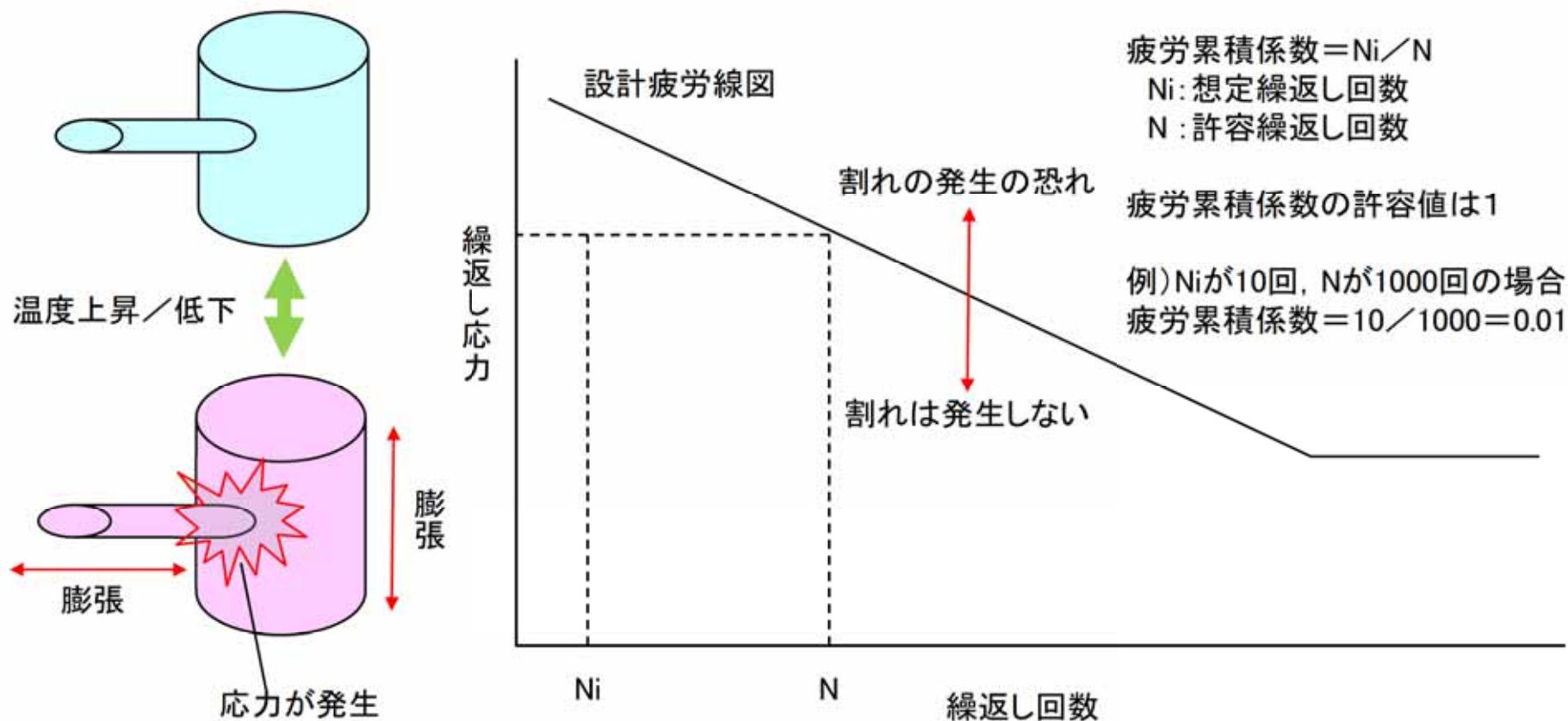


経年劣化事象に対して保全や劣化傾向を把握し、評価を実施。合わせて、耐震・耐津波安全性評価を実施



### 3.2 低サイクル疲労－低サイクル疲労の概要

金属の温度が上がると、熱により膨張し、不連続部があると応力が発生する。温度上昇と温度低下を繰り返すと力が繰返しかかることとなり、ある繰返し回数を超えると割れが生じることがある。この事象を疲労といい、繰返し応力が比較的大きい場合の疲労を低サイクル疲労という。



温度上昇／低下を繰り返すことで、繰返し応力が発生する

### 3. 2 低サイクル疲労－評価対象の抽出

プラントの起動・停止時等に温度・圧力及び流量変化の影響を受ける機器



運転に伴う熱膨張により原子炉冷却材圧力バウンダリ内の機器が熱膨張

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び炉内構造物

原子炉圧力容器

- ・ 給水ノズル
- ・ スタッドボルト
- ・ 下鏡
- ・ 主フランジ
- ・ 支持スカート
- ・ 上鏡
- ・ 胴
- ・ ハウジング
- ・ 計装, ドレンノズル等

<代表機器による評価>

- ・ 構造不連続部, 拘束部及び温度変化部の観点で, 給水ノズル, 下鏡, 支持スカートを実施(疲労累積係数を考慮)
- ・ 加えて, ボルト締結の影響を受けるスタッドボルト, 主フランジを実施

炉内構造物

- ・ シュラウド
- ・ シュラウドサポート

ポンプ

- ・ 原子炉再循環ポンプ

全て実施

配管, 弁, 貫通部

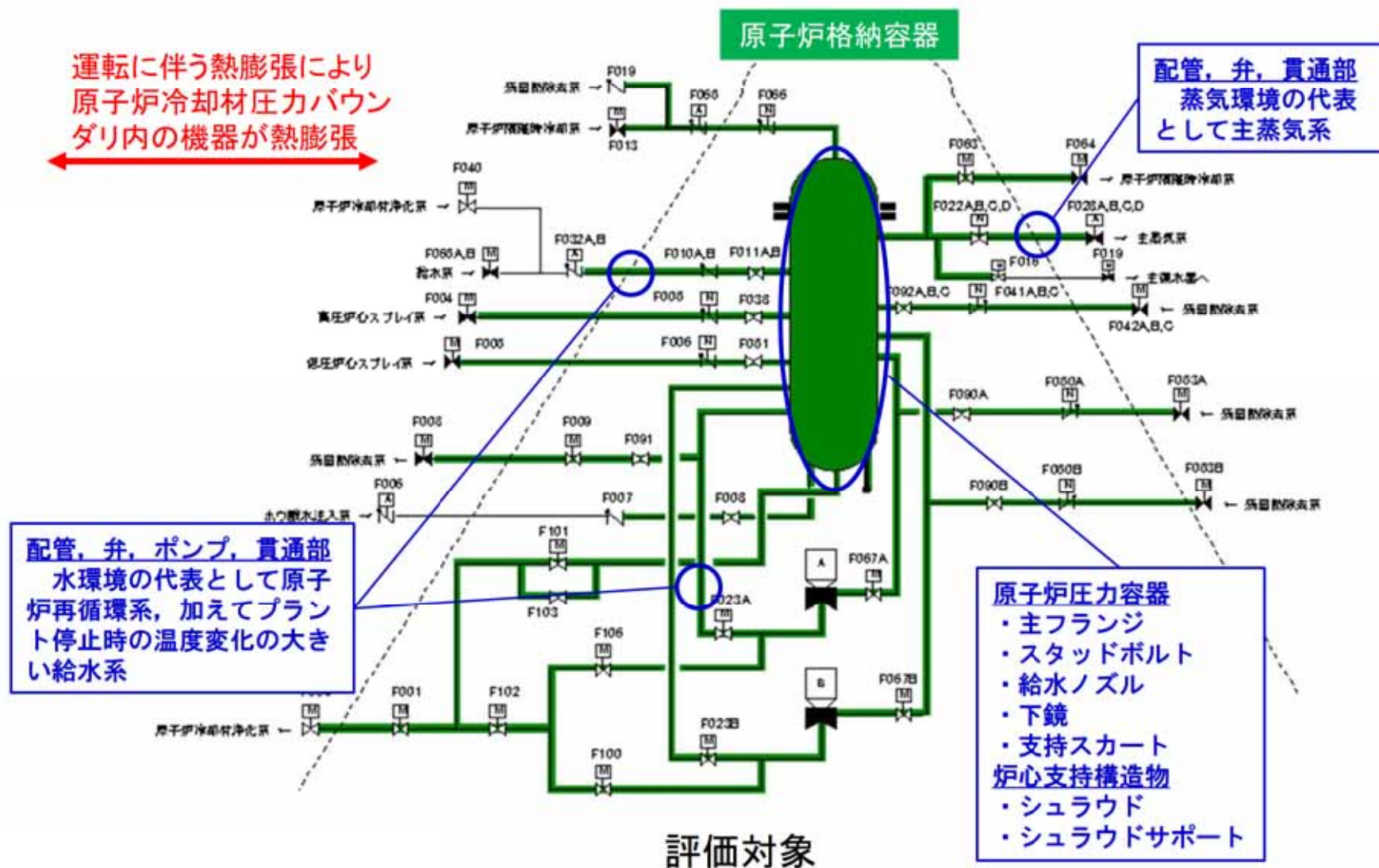
- ・ 主蒸気系
- ・ 原子炉再循環系
- ・ 給水系
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系
- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系

<代表機器による評価>

- ・ 蒸気系: 流れのある主蒸気系を実施
- ・ 水系: 常時流れがあり, 圧力が高い原子炉再循環系, 加えてプラント停止時の温度変化の大きい給水系を実施

### 3. 2 低サイクル疲労評価－評価対象

評価対象: 原子炉冷却材圧力バウンダリ内機器について、代表機器を抽出  
(原子炉圧力容器, 炉心支持構造物, 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁)



### 3. 2 低サイクル疲労評価－評価結果

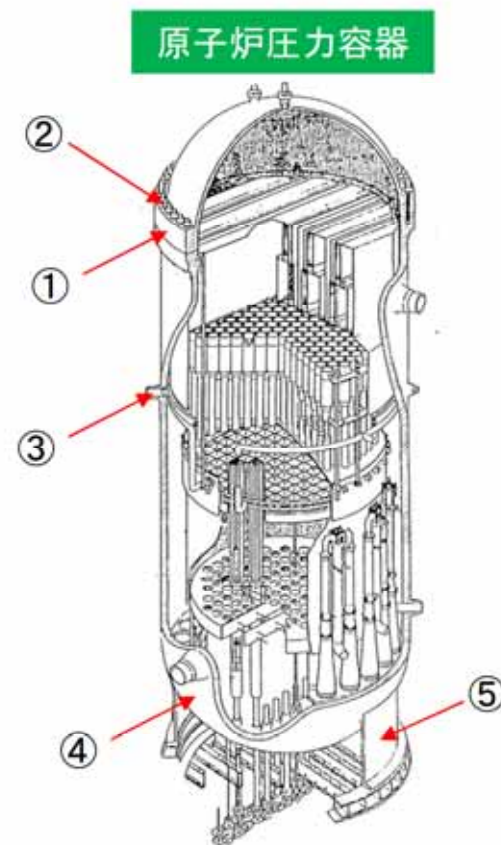
- ・規格\*1に基づき大気中での疲労評価を行った結果，評価対象機器全てについて，疲労累積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・接液環境にある評価対象について，規格\*2に基づき環境を考慮した評価の結果，評価対象機器全てについて，疲労累積係数が許容値1を下回ることを確認した。
- ・特別点検において，最も疲労累積係数が高い給水ノズル(コーナー部)に有意な欠陥は認められなかったことから，評価の妥当性を確認することができた。

\*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)

\*2: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

#### 評価例(原子炉圧力容器の評価結果)

評価対象機器		運転実績回数に基づく疲労評価 (60年時点)	
		大気中での 疲労累積係数	環境を考慮した疲労 累積係数(接液部)
原子炉 圧力 容器	①主フランジ	0.0177	—
	②スタッドボルト	0.2526	—
	③給水ノズル	0.1270	0.6146
	④下鏡	0.0416	0.4475
	⑤支持スカート	0.5691	—



原子炉圧力容器の評価対象

### 3. 2 低サイクル疲労－追加保全策



疲労評価の結果、60年時点での健全性が確認できたが、評価条件である過渡回数は実績を基に推定していることから、念のために追加保全策として、以下を抽出した。

機器名	追加保全策
疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器	疲労評価における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。

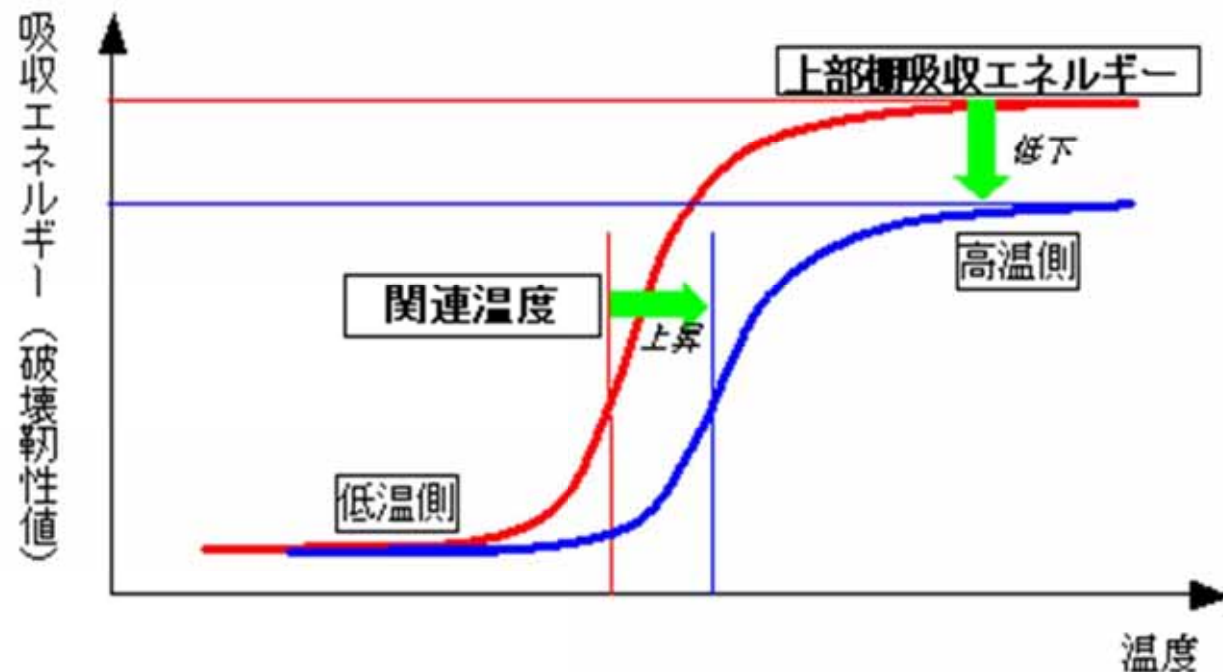


### 3.3 中性子照射脆化－中性子照射脆化の概要

種々の温度に対して実施したシャルピー衝撃試験により得られる吸収エネルギーを試験温度で整理すると下図に示すようになります。

低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点を**関連温度**(または、脆性遷移温度)と呼びます。また、高温側での吸収エネルギーを**上部棚吸収エネルギー**と呼びます。(定義については電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC4206)に規定されています。)

関連温度が上昇するという事は、低温側の破壊に対する抵抗力(破壊靱性値)が低い領域が拡大することを意味しています。また、上部棚吸収エネルギーが低下するという事は、高温側の破壊に対する抵抗力(破壊靱性値)が低下することを意味します。これらのパラメータを監視することにより原子炉容器の中性子照射脆化の程度を把握することができます。



説明及び図は関西電力(株)HPより転記

### 3.3 中性子照射脆化－評価対象及び評価項目

原子炉圧力容器において、プラント運転開始後60年時点での中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ \*1を超える炉心領域部では、中性子照射とともに関連温度は上昇し、上部棚吸収エネルギーは低下することから、中性子照射脆化に対する評価対象とした。

○胴内表面での最大中性子照射量\*2  
( $E > 1 \text{ MeV}$ )

現時点 :  $3.26 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$  程度  
60年時点\*3 :  $5.35 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$  程度

\*1: 材料特性変化の可能性がある値(日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008)

\*2: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出

\*3: 発電所実効運転期間 38.94EFPY, 稼働率80%以上(想定)

炉心領域部に対して、以下の評価を実施。

①最低使用温度の評価

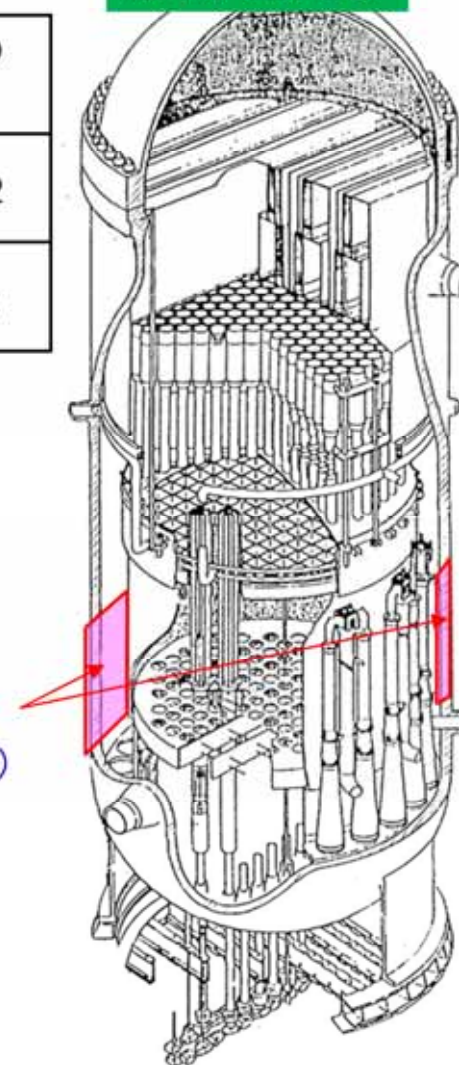
②上部棚吸収エネルギーの評価

③加圧熱衝撃(PTS)に関する評価

(PTSが問題となるのはPWRであるが、プラント寿命40年に際し改めて問題のないことを確認)

最高使用圧力(MPa)	8.62
最高使用温度(°C)	302

原子炉圧力容器



評価対象  
(胴の炉心領域部)

評価対象

### 3.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価対象)



原子炉圧力容器, 部位(板材やノズル)を溶接で接合しており, 部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量が違うため, 部位ごとの関連温度移行量を規格\*に基づき算出し, 最低使用温度を評価する。

#### <母材>

監視試験片を取り出した部位

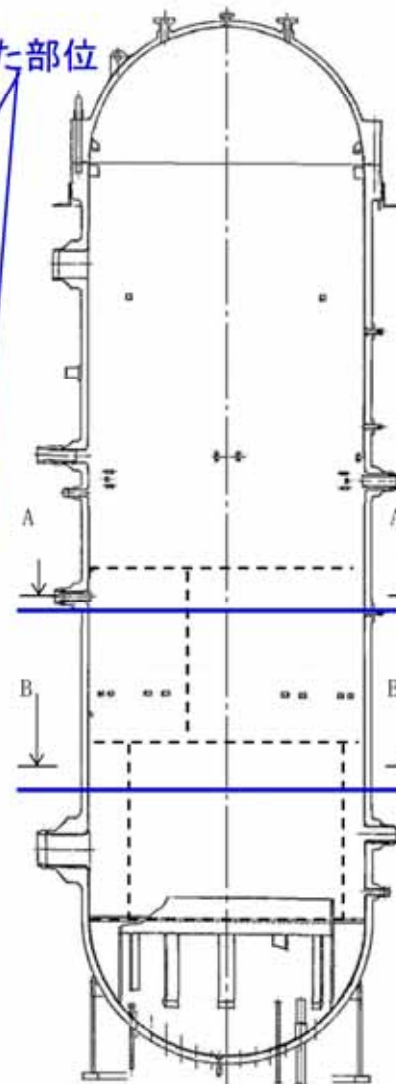
部位	識別番号	識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B, C	11035-1-3*2

\*1:ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

\*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

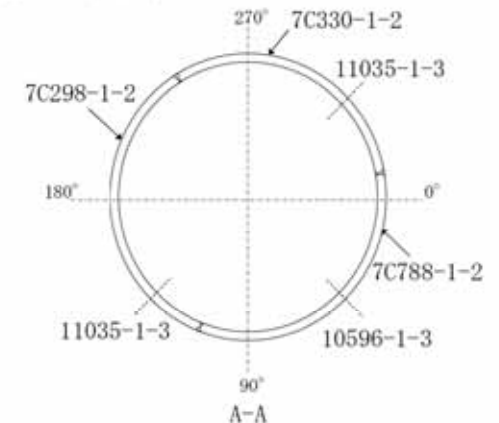
#### <溶接金属>

部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

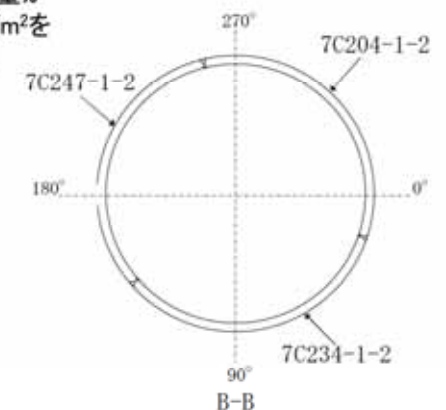


\*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)



中性子照射量が  
 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を  
超える範囲



### 3.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価手法と評価結果)

評価手法: これまでは最低使用温度は監視試験片の結果(監視試験片を取り出した材料の化学成分量に基づき算出)していたが、今回の評価では、より保守的な評価を得るために、炉心領域にある全ての部位\*について最低使用温度を算出した。

\*: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と、中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

評価結果: 下表に示す通り、**60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53℃と算出され、十分に管理可能な温度であることを確認した。**

今後、最低使用温度はその時点での照射量より算出し、耐圧・漏えい試験時等、原子炉圧力容器を加圧する際は、その温度を下回らないよう運用することとなる。

なお、特別点検において、炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったことから、本評価が保守的なものであることを確認することができた。

原子炉圧力容器の関連温度の予測値(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)	C=A+B 関連温度 (℃)	D 余裕* $T-RT_{NDT}$ (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

\*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

### 3.3 中性子照射脆化－②上部棚吸収エネルギーの評価



評価手法：規格\*1に基づく国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて、60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価し、規格\*2で要求している68 J以上であることを確認する。

評価結果：母材、溶接金属、熱影響部のいずれにおいても、許容値を十分上回ることを確認した。

\*1：日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007/2013)

運転中に中性子の照射を受ける原子炉圧力容器について、原子炉圧力容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を定期的に調査し、評価するための規程

\*2：日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)

原子力発電所の機器の非延性破壊防止のため、機器構成材料に対する破壊靱性の妥当性を確認するための試験方法及び合格基準等について規定した規程

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位：J)

	初期値	現時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	202	111	111	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113	112	

### 3.3 中性子照射脆化－③加圧熱衝撃評価(評価手法)

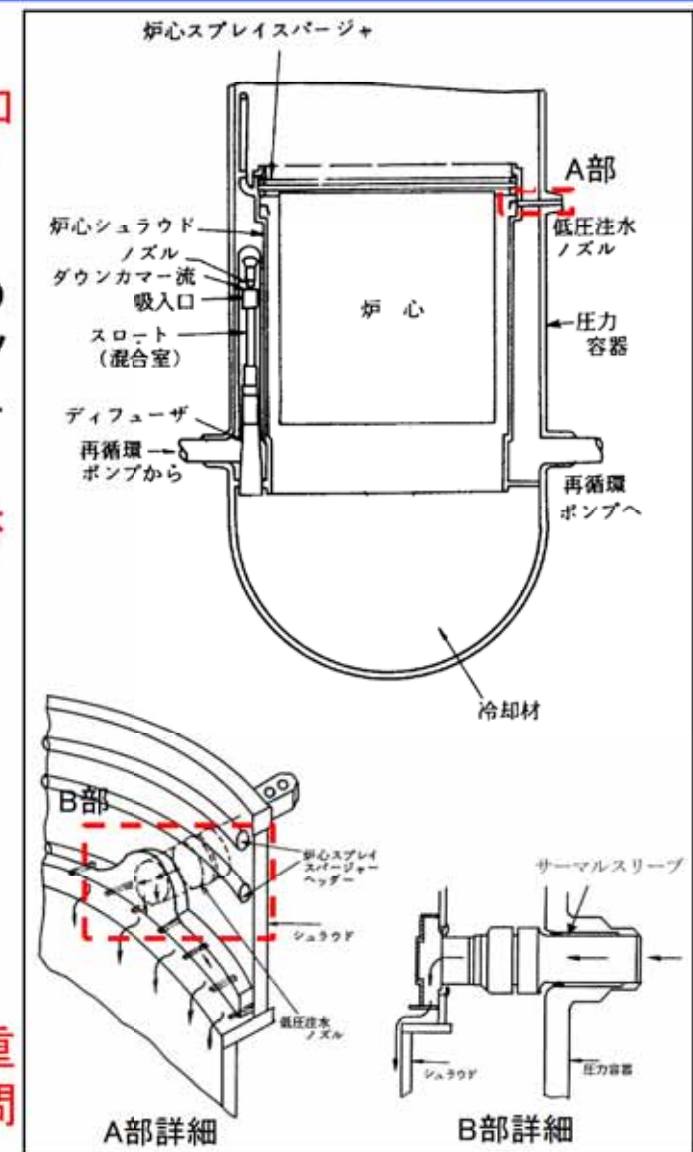
#### 【加圧熱衝撃評価について】

- ・加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)事象は、加圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生する事象である。
- ・東海第二の炉型である沸騰水型原子炉では、蒸気温度の低下に伴い原子炉圧力は低下すること、冷水を注水するノズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水はサーマルスリーブを経てシュラウド内に注水され、直接炉壁に接することはないことから、PTS事象は問題とならない\*とされてきた。
- ・なお、新規規制基準で考慮することとなった、重大事故等時においても、PTS事象が発生しないことを確認する必要がある。

\*:財団法人 発電設備技術検査協会, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書  
[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版], 平成4年3月, p20-26

#### 【評価手法】

- ・これまで設計で考慮してきた事故(設計基準事故)で引張応力が高くなる温度低下率が高い事象の評価を利用し、重大事故等時の温度低下率を比較することで、PTS事象が問題とならないか検証する。



低圧注水ノズルの注水先

### 3.3 中性子照射脆化－③加圧熱衝撃評価(評価結果)

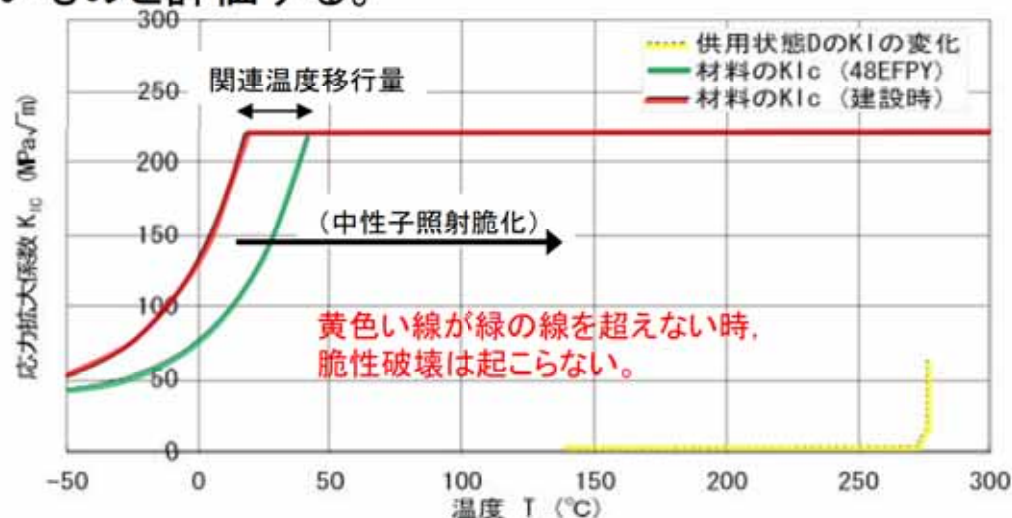
#### 【評価結果】

- ・「原子炉冷却材喪失(原子炉に近い配管が破断し、原子炉水が漏えいする事象)」における・BWR-5のPTS評価\*の結果、中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量が増加しても、下図のとおり静的平面ひずみ破壊靱性値( $K_{IC}$ )は応力拡大係数( $K_I$ )に対して、十分な裕度があることが確認されている。ここで、 $K_{IC} > K_I$ であれば脆性破壊には至らない。
- ・プラント毎に関連温度初期値、関連温度移行量(脆化量)に差異はあるが、十分な裕度があることから、東海第二の中性子照射脆化を考慮しても、 $K_{IC}$ は $K_I$ を上回ると言える。
- ・**重大事故等時の原子炉圧力容器内温度低下の挙動**(温度低下率が高い場合に $K_I$ が大きくなる)を整理した結果、すべて「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認したため、重大事故等時も「原子炉冷却材喪失」の評価に包絡されることを確認した。
- ・以上より、PTS事象が問題となることはないものと評価する。

\*: 樹田他, 「沸騰水型原子炉圧力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」, 日本保全学会第10回学術講演会, 2013.7

#### 原子炉冷却材喪失における想定 (BWR-5)

想定事象	原子炉冷却材喪失	
概要	原子炉圧力容器の再循環出口ノズルから冷却材が流出し、ECCS作動	
ECCS作動後	水位	再循環出口ノズル
	圧力	格納容器内圧力まで低下
	温度	飽和蒸気温度



原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価 (BWR-5)

### 3.3 中性子照射脆化－追加保全策



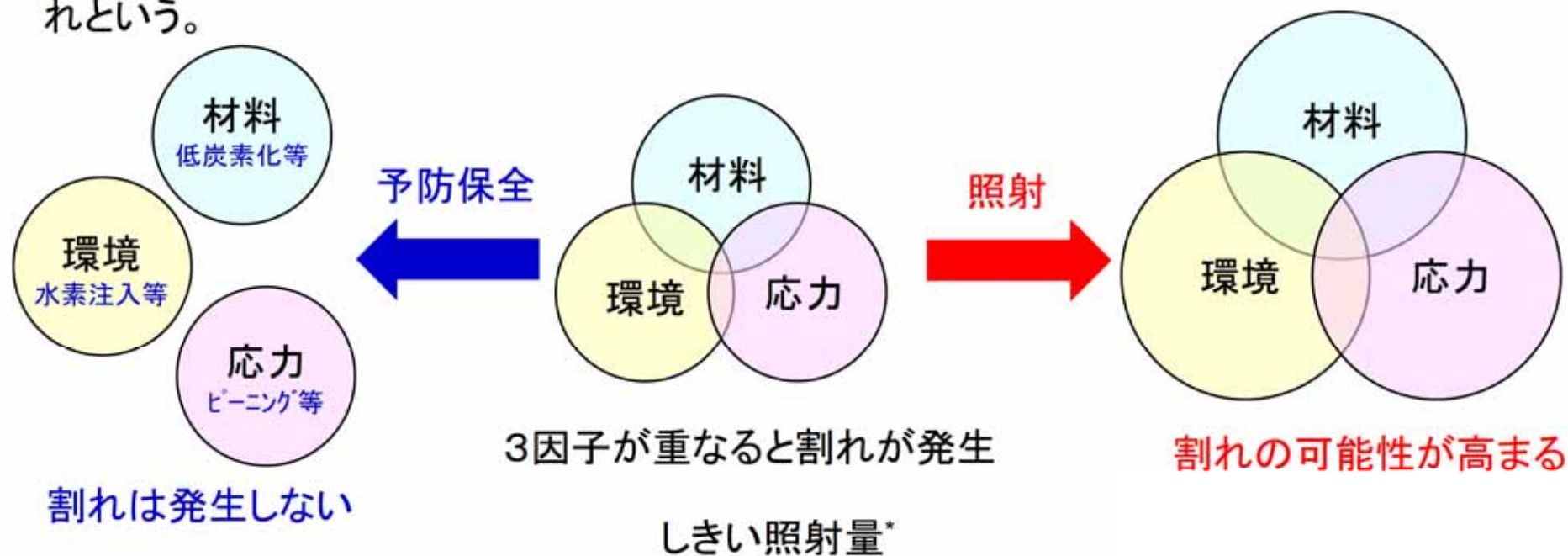
評価の結果、60年時点での健全性が確認できたが、念のために追加保全策として、以下を抽出した。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉压力容器	原子炉压力容器胴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・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。



### 3.4 照射誘起型応力腐食割れ—評価対象

- ・オーステナイト系ステンレス鋼は一般的に腐食に強いが、材料因子(炭素量等)、環境因子(酸素等)、応力因子(溶接による残留応力等)が全て重畳すると、腐食が進み割れが生じることがある。この割れを応力腐食割れという。
- ・軽水炉環境でオーステナイト系ステンレス鋼が一定量を超える中性子の照射を受けると、応力腐食割れの可能性が高まることが知られている。この割れを照射誘起型応力腐食割れという。



材料	しきい照射量 [n/m <sup>2</sup> ]
ステンレス鋼(SUS304)	約 $5 \times 10^{24}$
ステンレス鋼(SUS316)	約 $1 \times 10^{25}$

\* 高速中性子(エネルギー>1 [MeV])による照射量。

### 3. 4 照射誘起型応力腐食割れ—評価対象

- ・しきい照射量(規格\*に基づきSUS304の場合約  $5 \times 10^{24}$  [n/m<sup>2</sup>]) 以上の中性子照射量を受ける炉内構造物は、**炉心シュラウド中間胴及び上部格子板(グリッドプレート)**である。

\*: 日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2008

炉内構造物の60年時点での推定中性子照射量

評価対象機器	材料	中性子照射量[n/m <sup>2</sup> ]
炉心シュラウド	SUS304L相当	約 $2.0 \times 10^{25}$ *
上部格子板	SUS304相当	約 $2.9 \times 10^{25}$
炉心支持板	SUS304相当	約 $2.1 \times 10^{24}$
周辺燃料支持金具	SUS304 TP	約 $7.1 \times 10^{23}$
制御棒案内管	SUS304相当	約 $2.1 \times 10^{24}$

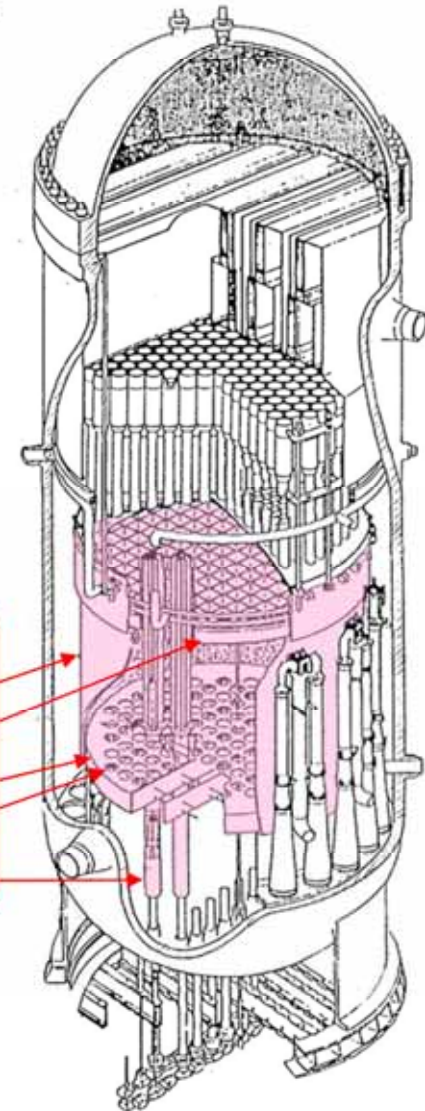
- ・応力の観点で、ピーニングによる残留応力改善が行われている炉心シュラウド外面溶接部、溶接による残留応力がない中間胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)については、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価した。



残留応力改善を図っていない**炉心シュラウド内面溶接部**について、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性があるため、**割れの発生を前提とした評価を行うこととした。**

【炉内構造物】

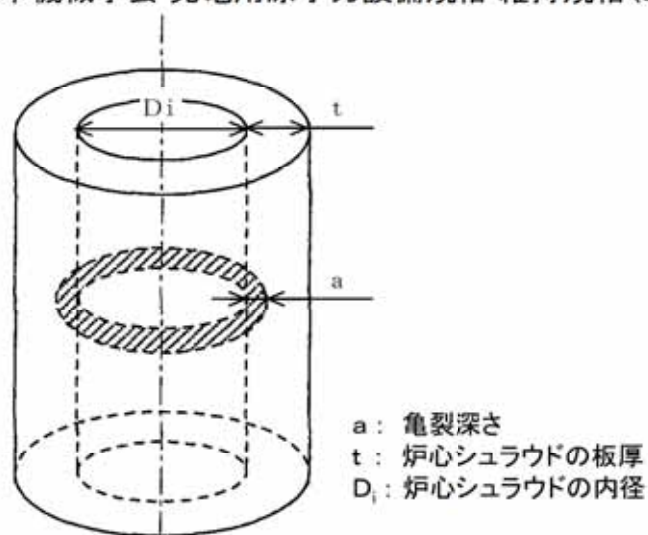
- 炉心シュラウド
- 上部格子板
- 炉心支持板
- 周辺燃料支持金具
- 制御棒案内管



### 3. 4 照射誘起型応力腐食割れ—評価結果

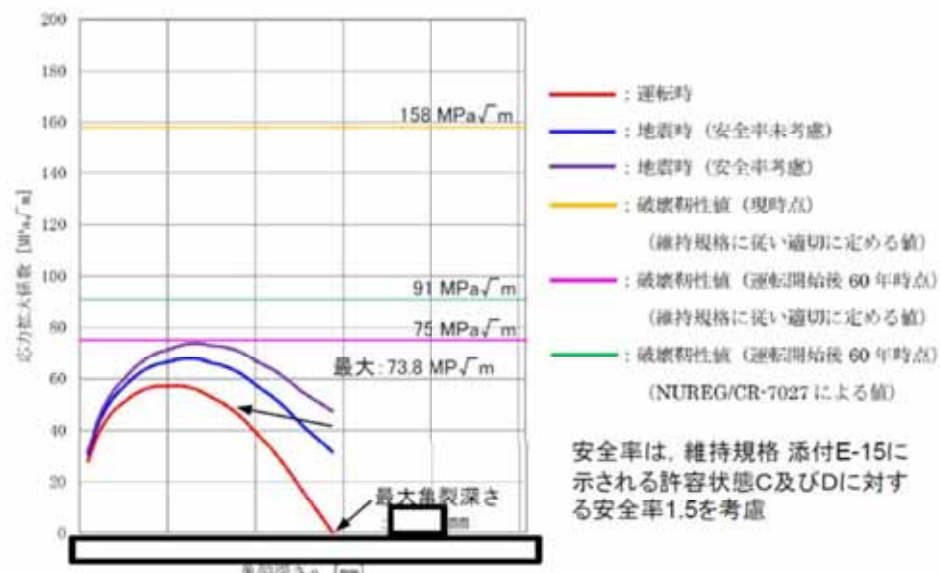
- ・溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食割れの発生を想定し、**内表面全周亀裂を想定した評価**を実施した。
- ・規格\*に基づく解析により応力拡大係数を算出し、規格\*に基づき60年時点の照射量に応じて算出した破壊靱性値と比較した結果、**応力拡大係数は破壊靱性値を下回るため、不安定破壊に至らない。**

\*:日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)



炉心シュラウドH4周溶接継手の内表面全周に初期亀裂を想定 深さ $a_0=1.0$  [mm]

亀裂想定位置及び評価モデル



内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

応力拡大係数(73.8 $MPa\sqrt{m}$ )は、安全率を考慮した場合でも運転開始後60年時点の破壊靱性値(75 $MPa\sqrt{m}$ )を下回ることを確認した。

### 3.4 照射誘起型応力腐食割れ—追加保全策



評価の結果, 60年時点での健全性が確認できており, 割れの検出は現状の保全(目視点検:MVT-1)で可能であるため, **追加保全策は抽出されなかった。**

### 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効—評価対象

2相ステンレス鋼(鋳鋼)は比較的高い温度で長時間使用すると、フェライト相中に合金成分であるCr相が析出し、フェライト相を硬化させ靱性が低下する。この事象はフェライト量が多く使用温度が高いほど、その傾向が顕著になる。

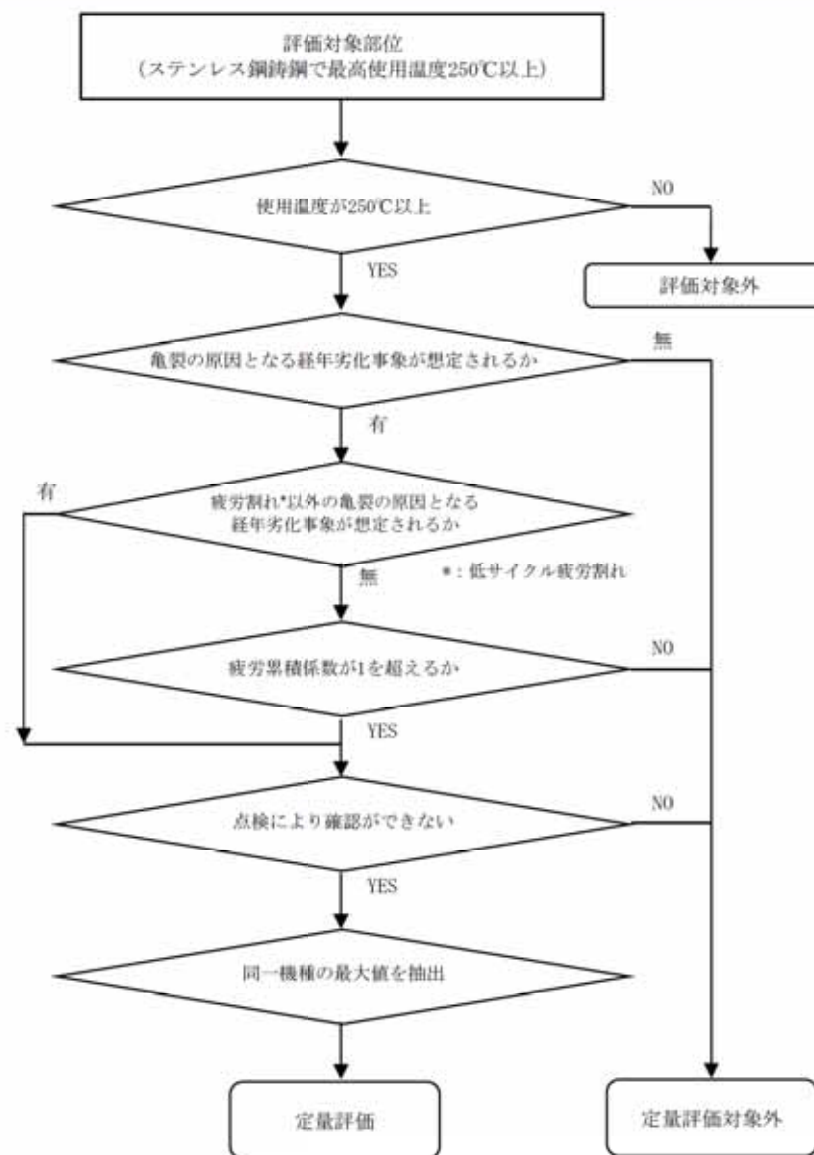
評価対象は以下のとおりとした。

- 使用温度が250 °C以上
- 使用材料が2相ステンレス鋼(ステンレス鋼鋳鋼)

以下について定量評価を行うこととした。

- 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される

フローにすると右図のようになるが、低サイクル疲労を想定する部位であっても疲労累積係数は1以下であり、その他亀裂の原因となる経年劣化事象がないため、**定量評価の対象となる部位は抽出されなかった。**



### 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象

定量評価対象部位は抽出されなかったが、**保守的に低サイクル疲労を想定する部位について評価を行うこととした。**

定量評価を実施するにあたり、熱時効への影響が大きいと考えられる条件(発生応力及びフェライト量)での比較を実施し、**発生応力が最大となる部位として原子炉再循環ポンプのケーシング及びフェライト量が最大となる部位として原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を代表部位として選定した。**

熱時効の代表評価対象部位

機種分類	対象機器	対象部位	フェライト量*1 [%]	使用温度[°C]	発生応力*2 [MPa]
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	約21.1	285	198.5
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	約24.3	285	146.7

\*1:フェライト量は、製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM 800/A800M)」に示される線図より決定した。

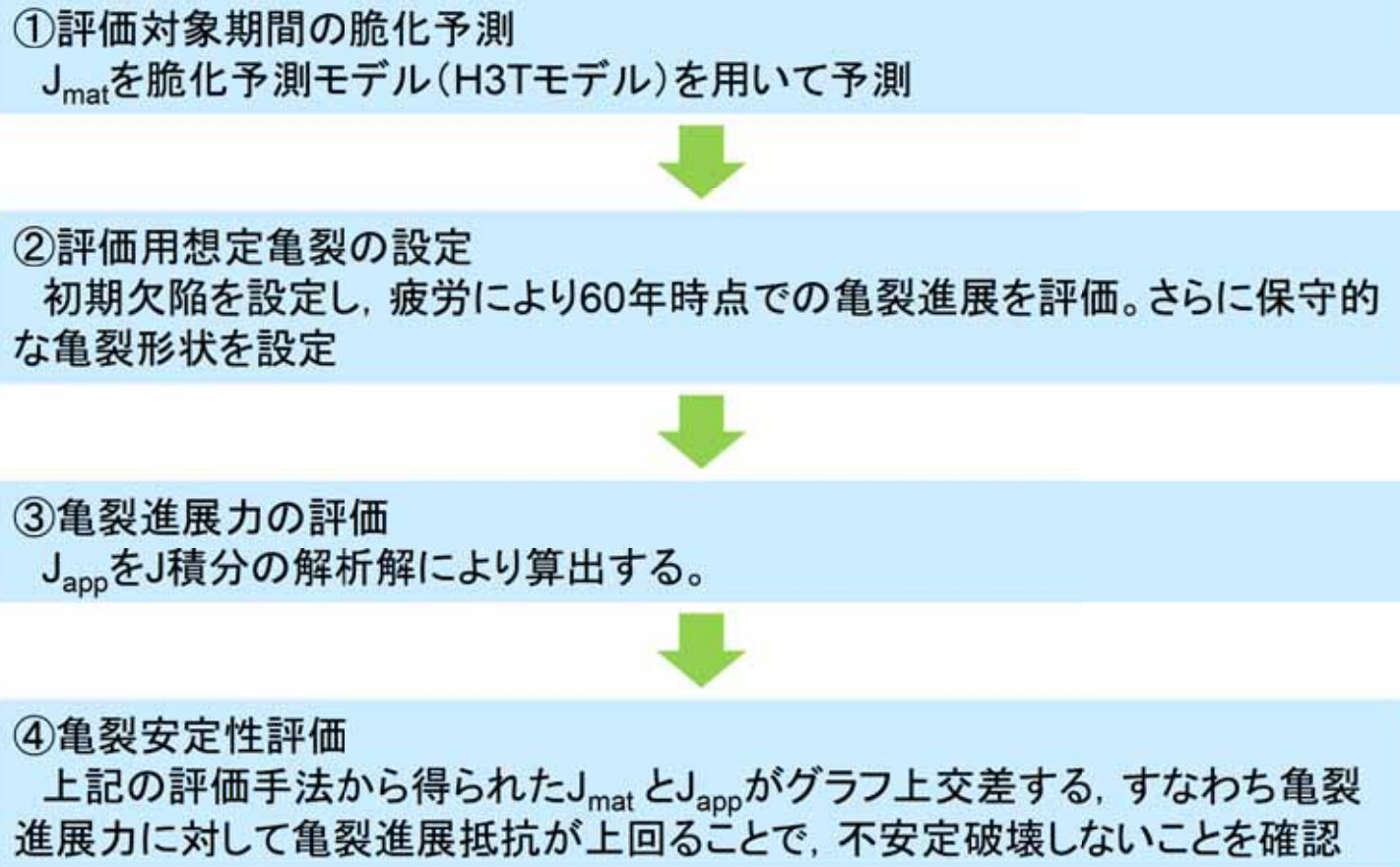
\*2:発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧、自重、地震(Ss))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。

### 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価手法



原子炉再循環ポンプのケーシング，原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱を代表評価対象部位として，それぞれの評価手法を以下に示す。

評価では欠陥を想定し，脆化を考慮した亀裂進展抵抗( $J_{mat}$ )と，地震を考慮した応力により生ずる亀裂進展力( $J_{app}$ )を比較することで評価する。具体的には以下のとおり。



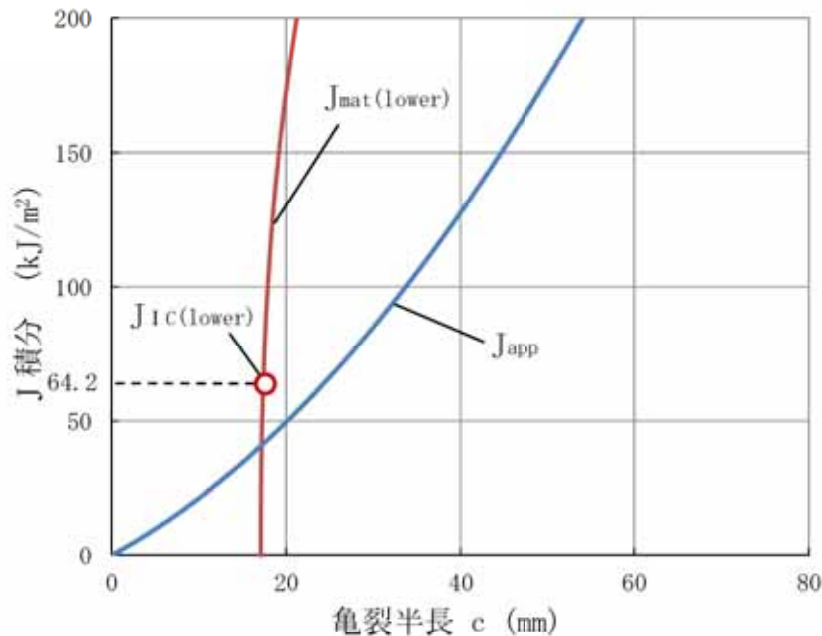
### 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価結果



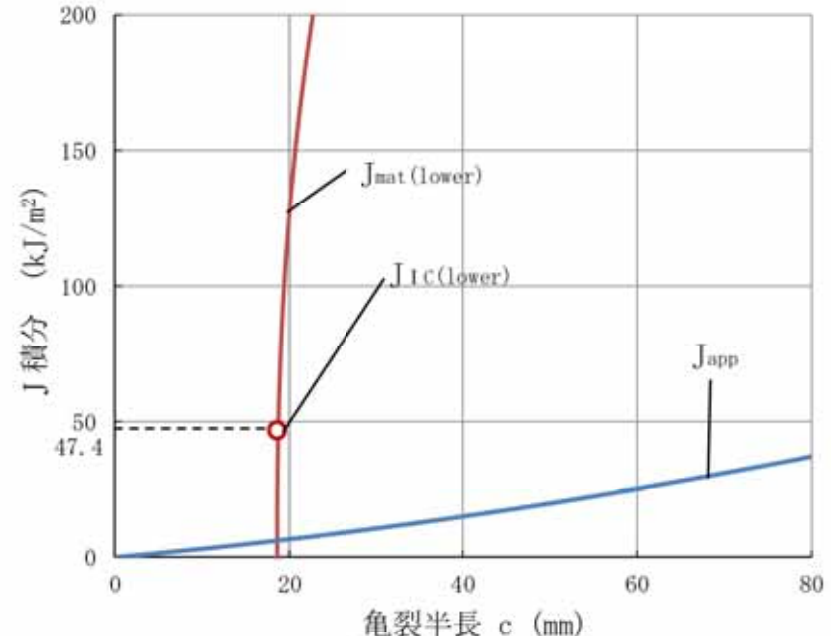
前述の亀裂進展抵抗( $J_{mat}$ )と亀裂進展力( $J_{app}$ )を比較し、破壊力学による健全性を評価した結果、

- ・亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ることを確認した。
- ・亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることを確認した。

よって、原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定破壊することはない、健全性評価上問題ない。



原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果



原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果



### 3.5 2相ステンレス鋼の熱時効—追加保全策



評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、割れの検出は現状の保全（超音波探傷試験）で可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。

### 3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—経年劣化事象の抽出

運転経験、現状保全等から評価上着目すべき経年劣化事象を抽出

経年劣化事象	劣化要因	劣化メカニズム	分類	判断根拠
強度・遮蔽能力低下	熱	コンクリート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割れ等が発生	○	
強度低下	放射線照射	中性子照射やガンマ線照射による発熱等の影響で、コンクリート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割れ等が発生	○	
	中性化	空気中の二酸化炭素の作用を受け、表面から徐々にそのアルカリ性を失い、鉄筋を保護する能力が失われ、水分及び酸素の作用により鉄筋腐食が発生	○	
	塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透し、鉄筋の腐食保護機能が失われ、水分及び酸素の作用により鉄筋腐食が発生	○	
	アルカリ骨材反応	コンクリート中に存在するアルカリ溶液と、骨材中に含まれる反応性のシリカ鉱物の化学反応であり、生成されたアルカリ・シリカゲルが周囲の水を吸収し膨張しひび割れ等が発生	△	過去の反応性試験、現状保全にける目視確認、特別点検結果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており、日常劣化管理事象と判断
	機械振動	長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひび割れ等が発生	○	
	凍結融解	凍結融解を繰り返すことでひび割れ等が発生	▲	気象資料から東海第二周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当しており、日常劣化管理事象以外と判断
耐火能力低下	火災時などの熱	部分的な断面厚の減少	▲	これまでの運転経験において、コンクリートの劣化に繋がるような火災を経験しておらず、通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚さが減少することはない、耐火能力は維持されるため、日常劣化管理事象以外と判断

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)

▲：(同上) (日常劣化管理事象以外)

### 3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－評価対象

- ・使用材料は建設記録, 使用環境はプラント温度データ, 空気環境測定及び解析結果等により**劣化要因毎に影響がより大きい部位を選定**
- ・**アルカリ骨材反応**は, 過去の反応性試験, 現状保全における目視確認, 特別点検結果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており, **着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)と判断**

経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位\*1

構造種別		コンクリート構造物						
経年劣化事象		強度低下					遮蔽能力低下	
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	機械振動	熱
代表構造物	原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ, 廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	原子炉圧力容器 ペDESTAL ○	原子炉圧力容器 ペDESTAL, 一次遮蔽壁 ○	○	○	△	○	ガンマ線遮蔽壁 ○
	タービン建屋			外壁 (屋内面) ○	○	△	タービン発電機架台 ○	
	取水口構造物			気中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○	△		

○ : 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

□ : 評価対象部位

△ : 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)

\* 1: 鉄骨構造物も含めた劣化要因毎の評価対象部位も確認

【補足説明資料「2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－評価対象(鉄骨構造物含む)」参照】

### 3.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—評価結果



- ・劣化要因毎に評価対象部位の使用材料及び使用環境条件等に基づき、その進展の程度が大きいと考えられる評価点について、**特別点検の結果を踏まえて評価**
- ・評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、**コンクリートの強度及び遮蔽能力低下は、現状保全で異常の兆候は検知可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。**

劣化要因	評価点	評価基準*1	評価結果
熱による強度低下*2	原子炉圧力容器ペDESTAL上部	一般部:65°C 局部:90°C	> 約64°C
放射線照射による強度低下	中性子:原子炉圧力容器ペDESTAL上部 ガンマ線:一次遮蔽壁(炉心側)	中性子: $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 \cdot \text{年}^3$ ガンマ線: $2.0 \times 10^8 \text{Gy} \cdot \text{年}^3$	> 中性子: $4.10 \times 10^{15} \text{n/cm}^2$ ガンマ線: $7.80 \times 10^4 \text{Gy}$
中性化による強度低下	屋内:タービン建屋外壁(屋内面) 屋外:取水口構造物(気中帯)	屋内:6.0cm 屋外:6.4cm	> 屋内:5.0cm 屋外:1.6cm
塩分浸透による強度低下	取水口構造物(気中帯, 干満帯, 海中帯)	気中帯: $62.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 干満帯: $67.7 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 海中帯: $62.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$	> 気中帯: $3.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 干満帯: $18.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 海中帯: $1.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$
機械振動による強度低下	タービン発電機架台	機械の異常振動に伴う定着部周辺のコンクリート表面に有害なひび割れがないこと	定期的を目視点検を実施し、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性がある欠陥がないことを確認
熱による遮蔽能力低下*2	ガンマ線遮蔽壁(炉心側)	中性子遮蔽:88°C ガンマ線遮蔽:177°C	> 約64°C

\*1: 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準【補足説明資料「2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—審査基準の要求事項」参照】

\*2: 震災時のプラント停止操作により評価基準を超えた可能性があり、評価を行い影響がないことを確認

【本文「3.10 東海第二発電所の特有の評価—(1)震災影響評価」参照】

\*3: H.K.Hilsdorf, J.Kropp, and H.J.Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」

### 3. 7 電気・計装設備の絶縁低下について

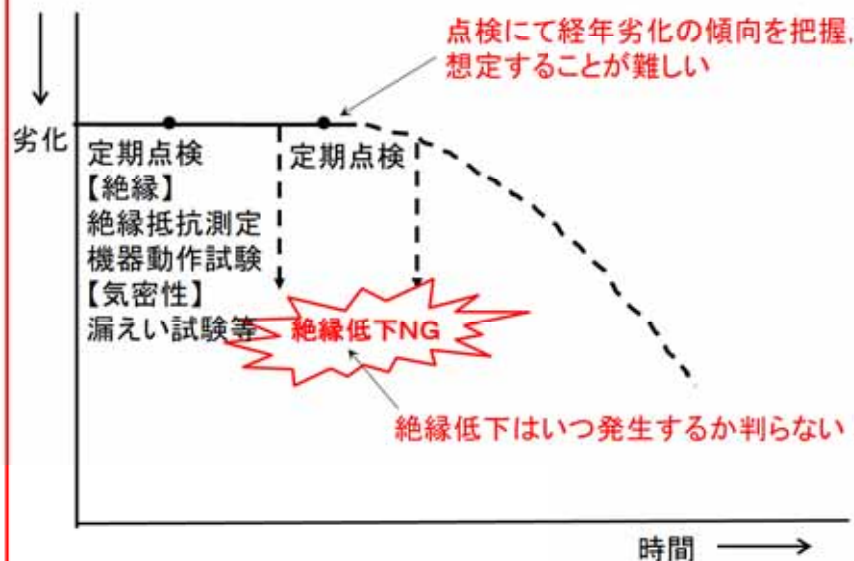


#### (1) 電気・計装設備の劣化と保全活動

電気・計装設備の劣化事象のうち、**絶縁低下及び気密性の低下事象は突発的に発生する事象であり、経年による劣化の傾向を把握することが難しい事象**である。ここでは、電気・計装設備の絶縁低下事象に関する健全性評価と対策について示す。

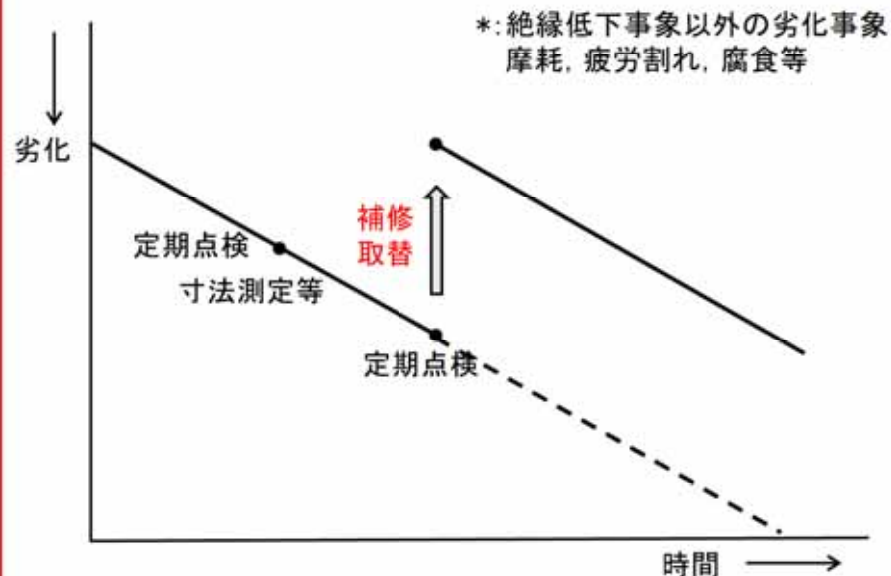
##### 絶縁低下及び気密性の低下事象

絶縁低下事象は、突発的に発生する事象であり、**経年による劣化の傾向を把握することが難しい事象**である。



##### 絶縁低下及び気密性の低下事象以外の劣化事象

電気・計装設備の絶縁低下事象以外の劣化事象\*は、劣化傾向の把握が可能で、**補修・取替等の適切な保全を行うことで60年の健全性を維持することが可能**



### 3.7 電気・計装設備の絶縁低下について



#### (2) 電気・計装設備の経年劣化事象

電気・計装設備に想定される経年劣化事象に対する劣化対応方法を網羅的に以下に示す。

設備	評価部位	劣化事象	劣化対応方法
モータ	固定子コイル, 口出線	絶縁低下	絶縁低下は, 経年による劣化傾向を把握することが難しいため, 健全性評価試験により確認された期間内に補修, 取替を行うことで機能維持は可能
	主軸, フレーム, 冷却器, 取付ボルト, 回転子等	摩耗, 腐食, 疲労割れ, はく離	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能
電気ベネトレーション	電線, シール部	絶縁低下	絶縁低下, 気密性低下は, 経年による劣化傾向を把握することが難しいため, 健全性評価試験により確認された期間内に補修, 取替を行うことで機能維持は可能
	シール部	気密性低下	
	アダプタ, スリーブ, コネクタ, 電線	腐食, 導通不良	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能
電動弁駆動部	固定子コイル, 口出線, 電磁ブレーキ	絶縁低下	絶縁低下は, 経年による劣化傾向を把握することが難しいため, 健全性評価試験により確認された期間内に補修, 取替を行うことで機能維持は可能
	フレーム, 主軸, ギア, トルクスイッチ, リミットスイッチ, スプリング等	摩耗, 腐食, 疲労割れ, 導通不良, へたり, はく離	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能
ケーブル	絶縁体	絶縁低下	絶縁低下は, 経年による劣化傾向を把握することが難しいため, 健全性評価試験により確認された期間内に補修, 取替を行うことで機能維持は可能
ケーブルトレイ, 電線管	トレイ, 電線管, サポート, 基礎ボルト等	腐食	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能
ケーブル接続部	インシュレータ, 端子台接続部, 熱収縮チューブ等	絶縁低下	絶縁低下は, 経年による劣化傾向を把握することが難しいため, 健全性評価試験により確認された期間内に補修, 取替を行うことで機能維持は可能
	接続端子, コンタクト, シェル, スプライス等	腐食	通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能
電源設備	固定子コイル, 絶縁フレーム, 断路部, 端子, コイル, 計器用変圧器, 断路部, 接触子, 継電器, 真空バルブ, バネ, 筐体, 取付けボルト, スイッチ, タイマー, 主軸, 軸受, 電圧調整器等	絶縁低下, 摩耗, 腐食, 導通不良, 特性変化, 固着, 真空度低下, へたり, 疲労割れ, はく離, 樹脂の劣化, 固着	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源設備で絶縁低下の想定される機器は, 構造, 使用状態等から電氣的, 機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく, 設置環境も屋内空調環境下であり, 浮遊塵埃による影響も小さいことから, <b>通常保全(点検, 清掃)を行うことで機能維持は可能</b></li> <li>通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能</li> </ul>
計装設備	検出器, 固定子コイル, 計装配管類, 弁, サポート, 架台, 検出器, 信号変換処理部, 取付ボルト, 筐体等	絶縁低下, 腐食, 応力腐食割れ, 導通不良, 特性変化,	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備で絶縁低下の想定される機器は, 構造, 使用状態等から電氣的, 機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく, 設置環境も屋内空調環境下であり, 浮遊塵埃による影響も小さいことから, <b>通常保全(点検, 清掃)を行うことで機能維持は可能</b></li> <li>通常保全の中で, 点検データの傾向監視等を行い, 必要に応じて補修, 取替を行うことで機能維持は可能</li> </ul>

: 健全性評価・対応が必要な部位

### 3.7 電気・計装設備の絶縁低下について

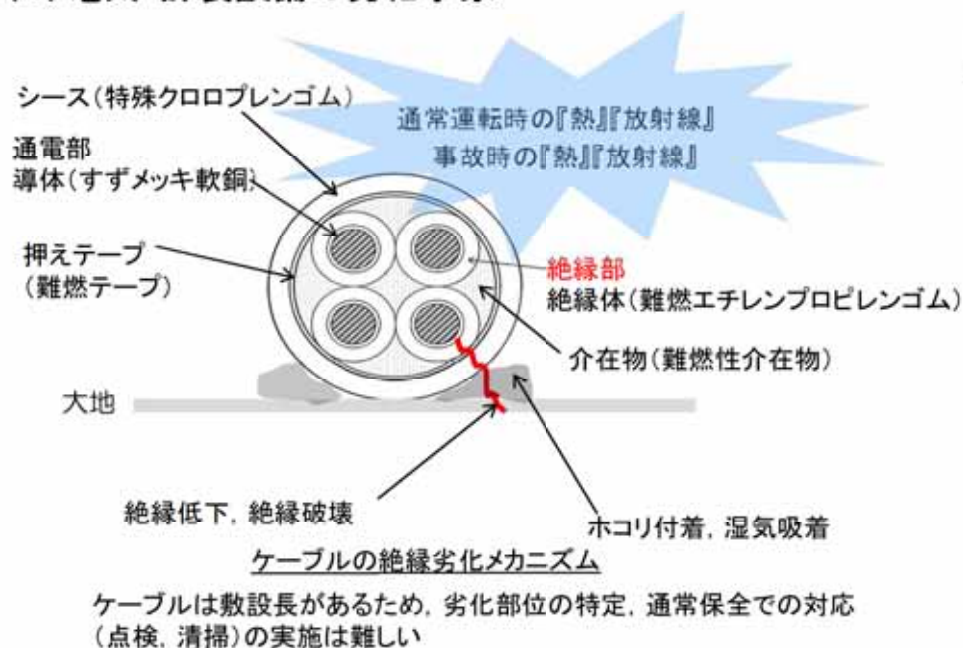
#### (3) 評価対象設備

運転時及び事故時の熱、放射線による劣化による絶縁低下事象のうち、通常の保全の中で経年劣化による絶縁低下の傾向を把握することが出来ない部位を有している機器(ポンプモータ、高圧、低圧ケーブル、電動弁駆動部、ケーブル接続部等)を評価対象設備とする。

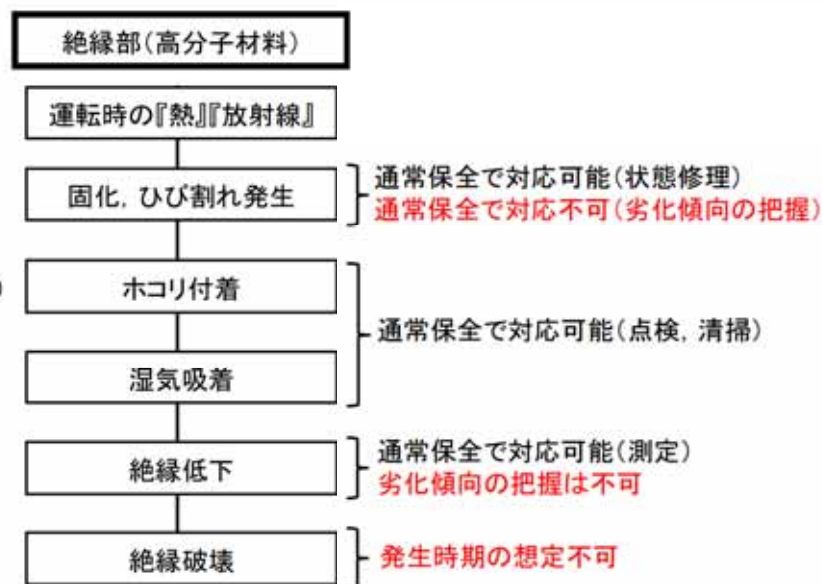
以下には、絶縁低下評価の結果、健全性の確認された期間が短い低圧ケーブルについて示す。

\* その他の評価対象設備については補足説明資料「2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果」参照

#### (4) 電気・計装設備の劣化事象



電気・計装設備の絶縁劣化メカニズム



#### (5) 電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位

電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位は、電気が通電されている部位の絶縁を維持している絶縁体が評価部位となる。

### 3. 7 電気・計装設備の絶縁低下について



#### (6) 評価手法

長期健全性評価試験の実施にあたり、設計基準事故時は電気学会推奨案\*1及びACAガイド\*2にもとづき、重大事故等時は電気学会推奨案をもとに、**供試ケーブルに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝した後、耐電圧試験にて絶縁機能が維持されることを確認する。**

【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性」参照】

**格納容器内ケーブルの健全性評価に用いる環境温度は、実測値\*3が設計温度以下の場合には、設計温度を用い、実測値\*3が設計温度を超過している場合は実測値\*3を用いる。**

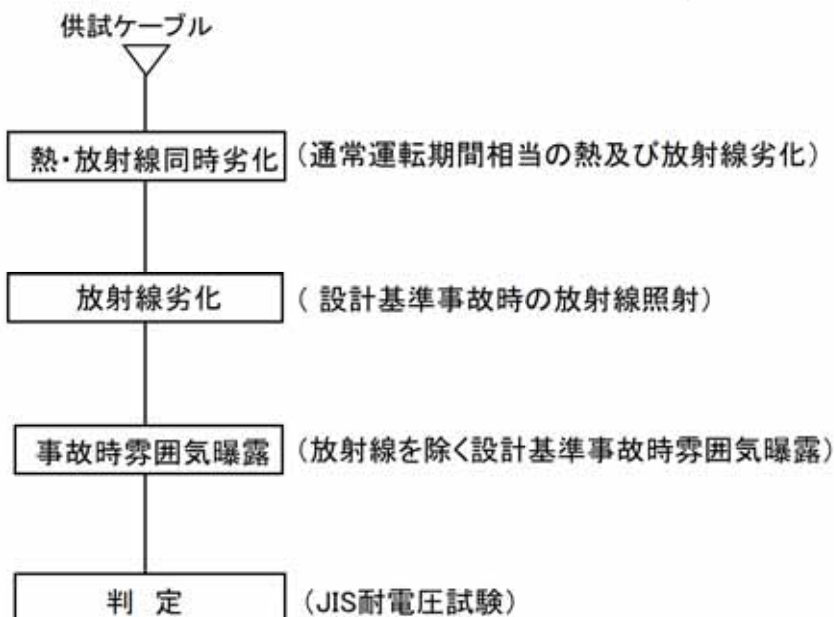
【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について（3. 格納容器内環境測定）」参照】

- \*1: 原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月)
- \*2: 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
- \*3: 100%出力運転時における各測定箇所の実測値の平均温度

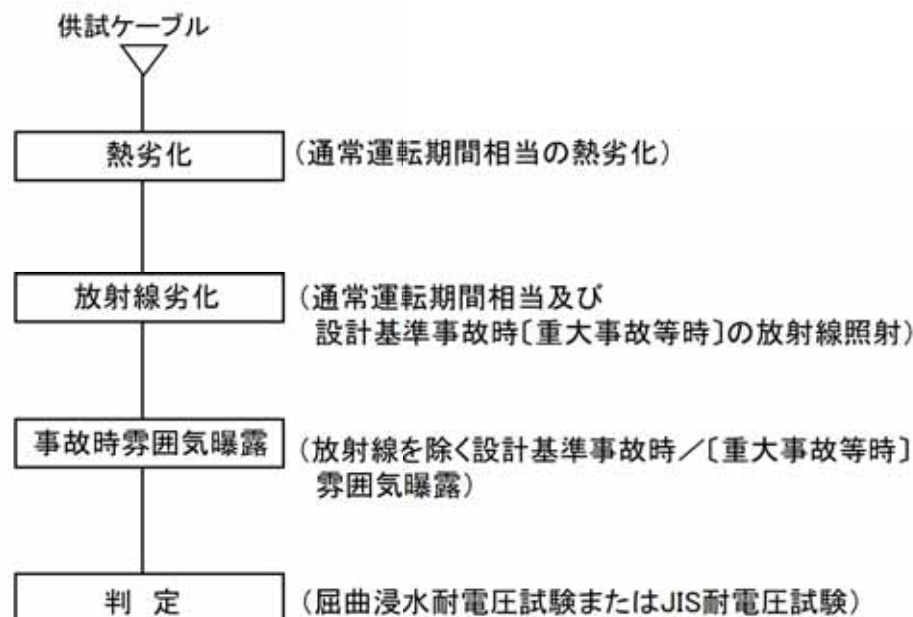
#### (7) 技術評価

##### a. 試験手順

ACAガイドによる健全性評価(設計基準事故時)



電気学会推奨案による健全性評価(設計基準事故時/[重大事故等時])





### 3. 7 電気・計装設備の絶縁低下について

#### b. 長期健全性評価試験実施概要(電気学会推奨案)例

【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について(2. 低圧ケーブルの長期健全性評価試験結果)」参照】

##### ① 熱劣化

・恒温槽にて**運転相当期間の熱を加える**



##### ③ 事故時雰囲気曝露

・蒸気曝露試験装置にて**事故時環境条件の温度、圧力、蒸気を加える**



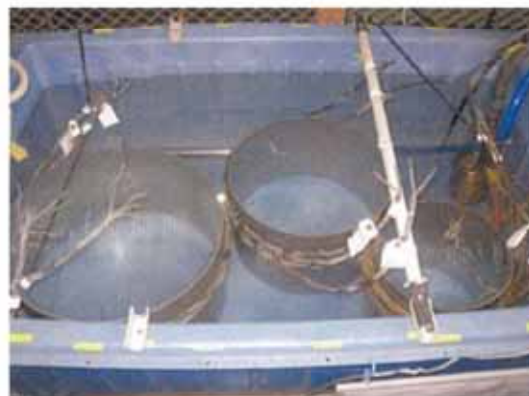
##### ② 放射線劣化

・放射線照射施設にて**運転相当期間及び事故時相当の放射線を照射する**



##### ④ 判定(屈曲浸水耐電圧試験)

・環状にした供試ケーブルを水槽内に沈め、規定の**試験電圧を加え、絶縁機能の維持を確認する**



### 3.7 電気・計装設備の絶縁低下について

#### c. 評価結果

##### 1) 設計基準事故時の健全性評価結果

各使用ケーブルの健全性評価試験結果をもとに東海第二の敷設環境条件に展開して評価した結果、**設計基準事故時に機能要求のある難燃PNケーブルは約14年から約28年、CV、難燃CV及びKGBケーブルは60年の健全性が確認された。**

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に**取替を行うことで60年の健全性を維持できる**と評価した。

##### a) ケーブルの評価結果

種類	敷設箇所	通常時環境条件 (設計値)		事故時環境条件 (設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間	
		温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		ACAガイド	電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
KGBケーブル	格納容器内	65.6	0.5	171	260	良	60年	60年
難燃PNケーブル		65.6	0.25	171	260	良	28年	60年

##### b) 原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果\*

種類	敷設箇所	敷設環境条件		事故時環境条件 (設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間	
		実測温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		ACAガイド	電気学会 推奨案
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 ~ 76.5	0.25	171	260	良	17.3年~27.9年	14.1年~60.1年

\* : 通常時環境温度(設計値)65.6 °Cを上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価

### 3. 7 電気・計装設備の絶縁低下について



#### 2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時に機能要求のある難燃PNケーブルは約3年から30年、CV及び難燃CVケーブルは60年の健全性が確認された。

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性を維持できると評価した。

#### a) ケーブルの評価結果

種類	敷設箇所	通常時環境条件(設計値)		事故時環境条件(設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間
		温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃PNケーブル	格納容器内	65.6	0.25	235	640	良	15年*1 30年*2

\*1: 電力用, 制御用  
\*2: 計測用, 温度計測用

#### b) 原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果\*

種類	敷設箇所	敷設環境条件		事故時環境条件		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間
		実測温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線[kGy]		電気学会 推奨案
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 ~ 76.5	0.25	235	640	良	3.3年~14.2年

\*: 通常時環境温度(設計値)65.6 °Cを上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価

#### (8) 電気・計装設備(その他評価対象)の絶縁低下の評価結果

難燃六重同軸ケーブルは30年、同軸コネクタは6年の健全性が確認された。これらも健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性を維持できると評価した。

これら以外のその他の評価対象設備については、60年の健全性が維持できることを確認した。

【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について—健全性評価結果」参照】

### 3.7 電気・計装設備の絶縁低下について



#### (9) 電気・計装設備の追加保全策

電気・計装設備の絶縁低下に対する評価の結果、**低圧ケーブル、同軸ケーブル及び同軸コネクタの一部の設備については、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行う必要があるため、保守管理に関する方針に反映し適切な時期に取替を実施する。**

機器名	保守管理に関する方針
ケーブル	<p>低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案*及びACAガイド**に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。</p> <p>* :「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月)」</p> <p>** : 原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」</p>
	<p>同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323***に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。</p> <p>*** : IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</p>

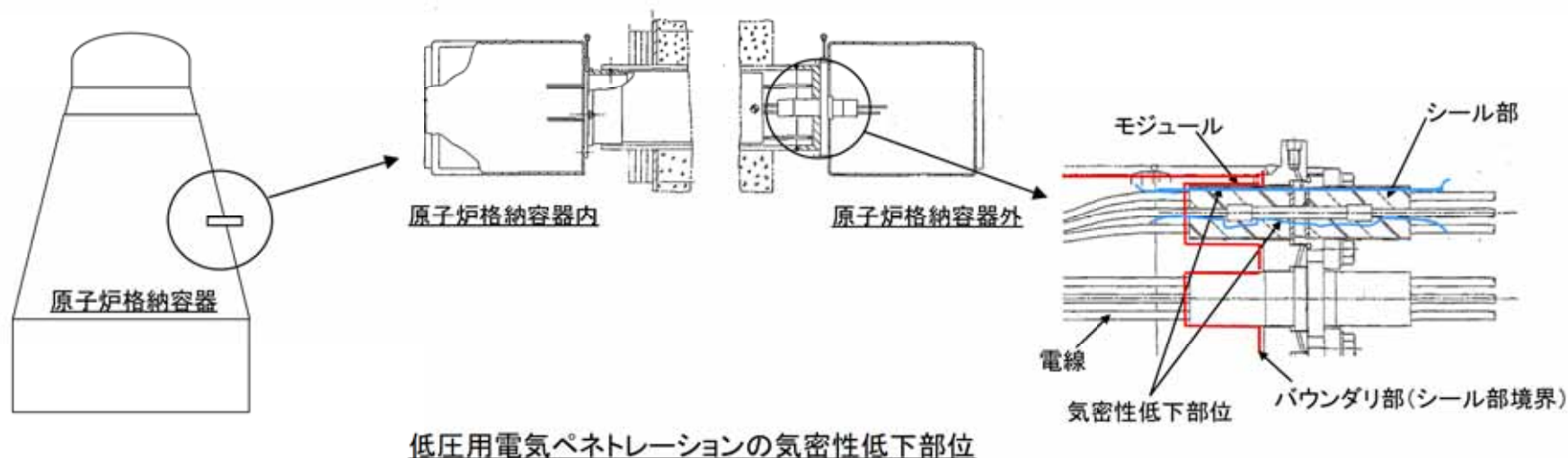
#### (1) 評価対象

6事象以外の劣化事象を抽出し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出を行った結果、**電気ペネトレーション(低圧、高圧用)の気密性低下事象**が対象となった。【補足説明資料「2. 8 6事象以外の劣化事象について」参照】

#### (2) 電気ペネトレーションの気密性の低下

電気ペネトレーションの気密性を維持しているシール材(高分子材料)は、環境的(熱・放射線等)劣化の進展により、**モジュール、電線等との接着面に隙間が発生し、気密性の低下を起こす可能性**がある。気密性の低下事象は、保全活動の中で**経年劣化の傾向を把握することが難しい事象**であり、突発的に低下を起こす可能性のある事象である。

\* 電気ペネトレーションの使用材料、構造等は補足説明資料「2. 8 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－」参照



#### (3) 電気ペネトレーションの評価部位

電気ペネトレーションに要求される気密性の機能を維持している**シール部**を**評価部位**とする。

#### (4) 評価手法

長期健全性評価試験ガイド等\*をもとに試験用の電気ペネトレーションに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝した後、気密試験にて気密性能が維持されることを確認する。重大事故等時による評価は温度解析による手法を用いて気密性能が維持されることを確認する。

【補足説明資料「2.7 電気・計装設備の絶縁低下について-電気ペネトレーション気密試験方法及び試験結果」参照】

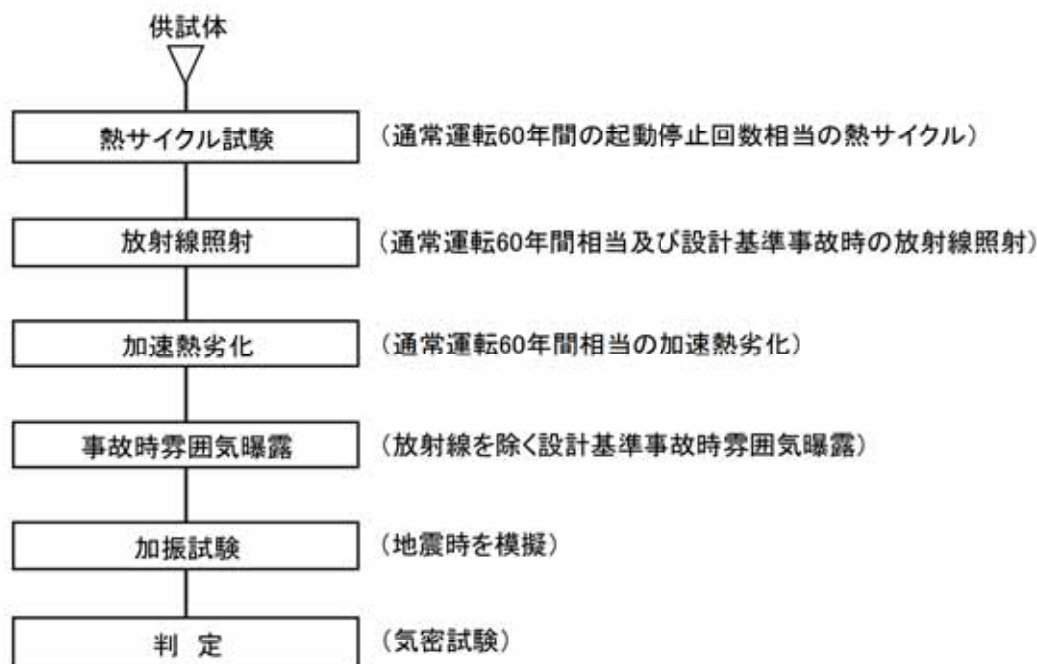
\*: IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」

IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」

#### (5) 技術評価

##### 1) 設計基準事故時の健全性評価

###### a. 試験手順



電気ペネトレーションの長期健全性評価試験手順

##### 2) 重大事故等時の健全性評価

低圧用電気ペネトレーションの構造体の解析モデルを作成し、重大事故等時の解析入力条件に対する評価部位の温度を解析により算出する。

【補足説明資料「2.8 6事象以外の劣化事象について(4. 電気ペネトレーションの温度解析による健全性評価(重大事故等時))」参照】

### 3.8 6事象以外の劣化事象について - 電気ペネトレーション -



#### (6) 評価結果

##### 1) 設計基準事故時の健全性評価結果

東海第二における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件が長期健全性評価試験の条件を包絡しており、**リーク量が判定基準値内であることから、60年間の通常運転時及び設計基準事故時において気密性を維持できると評価した。**

長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(設計基準事故時)

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)	判定試験(気密試験)
熱サイクル	120回	110回	良
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時:260 kGy)	
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	
加振	1.36 G	9.69 G*	

\*: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20Gの加振試験にて健全性を確認している。

### 3. 8 6事象以外の劣化事象について - 電気ペネトレーション -



#### 2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時条件における電気ペネトレーションの評価部位の温度解析値が長期健全性評価試験(設計基準事故時)温度条件を包絡していることから、60年間の通常運転時及び重大事故等時において気密性を維持できると評価した。

長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(重大事故等時)

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二における60年間の通常運転時及び重大事故等時条件(解析結果及び設計値)	判定試験(気密試験)
熱サイクル	120回	110回	良
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	661 kGy (通常時: 21 kGy 事故時: 641 kGy)	
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	重大事故等時条件 1* <sup>1</sup> 59.6 °C(解析値最高温度) 重大事故等時条件 2* <sup>2</sup> 61.0 °C(解析値最高温度) 重大事故等時条件 3* <sup>3</sup> 74.5 °C(解析値最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力)* <sup>4</sup>	
加振	1.36 G	9.69 G* <sup>5</sup>	

\*1: 重大事故等時条件1は「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」、「大LOCA+循環冷却(早期注水)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

\*2: 重大事故等時条件2は「大LOCA+ベント(DW)」、「大LOCA+ベント(SC)」、「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

\*3: 重大事故等時条件1は「RPV破損(代替循環冷却B系)」、「RPV破損原子炉注水復旧なし」、「RPV破損PCV圧力上昇(エントレイメント係数最大)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

重大事故等時条件1,2,3については、補足説明資料「2. 8 6事象以外の劣化事象について(5. 温度解析による健全性評価(重大事故等時))」参照

\*4: 想定される最高圧力0.62MPaに対しては、同等の電気ペネトレーションによる圧力0.79MPaの加圧試験にて健全性を確認

\*5: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認

#### (7) 電気ペネトレーションの追加保全策

電気ペネトレーションは60年時点での健全性が確認できたことから、追加の保全策の設定は必要ない。