

東海第二発電所

特別点検及び劣化状況評価について

平成31年3月12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。

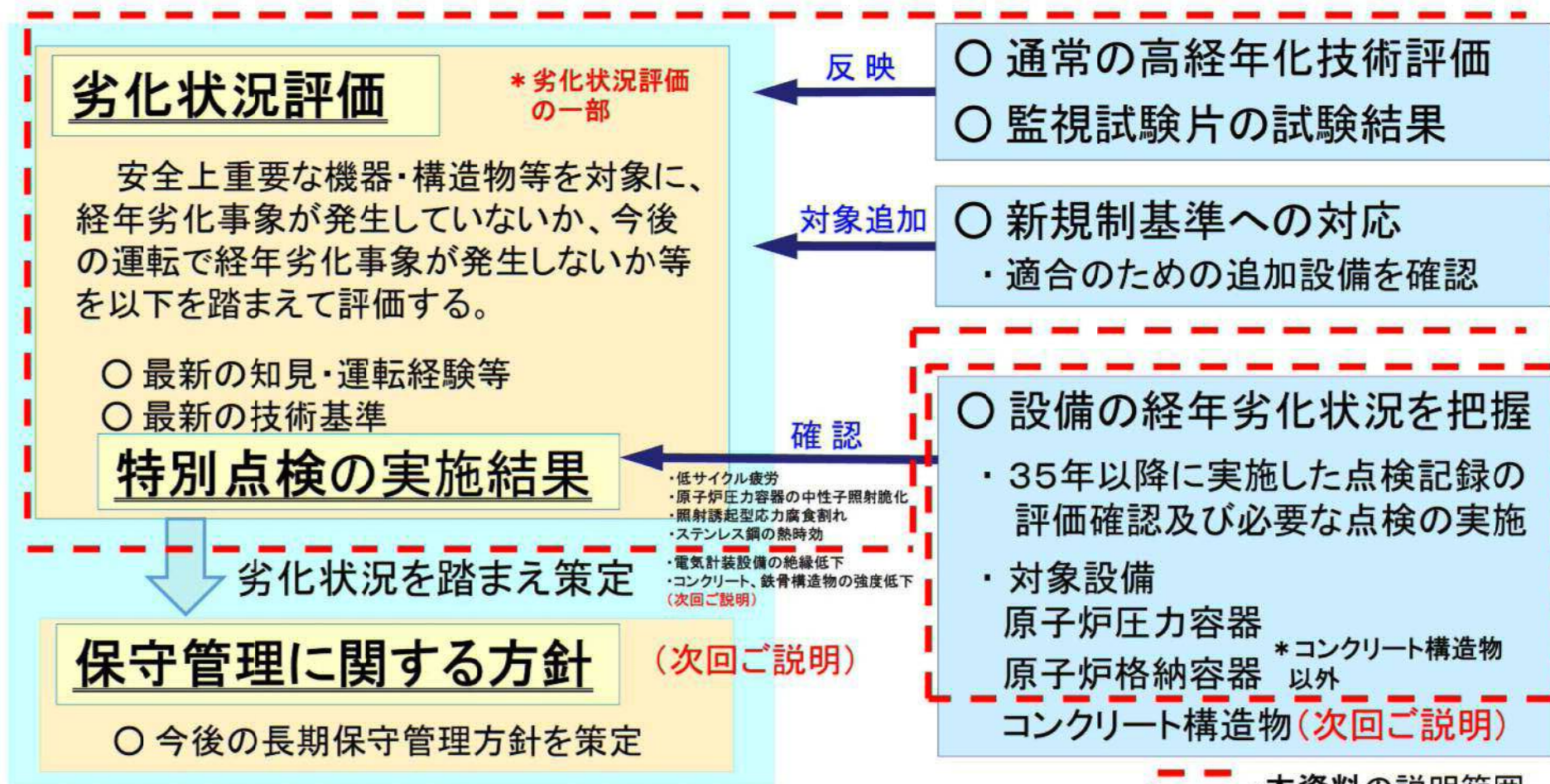
目 次

1. 今回の説明内容	2- 3
2. 特別点検の説明	2- 5
2. 1 特別点検の概要	2- 6
2. 2 原子炉圧力容器	2- 9
2. 3 原子炉格納容器	2-19
2. 4 特別点検と現状保全の比較	2-22
3. 劣化状況評価の説明	2-23
3. 1 劣化状況評価の概要	2-24
3. 2 低サイクル疲労	2-27
3. 3 中性子照射脆化	2-32
3. 4 照射誘起型応力腐食割れ	2-40
3. 5 2相ステンレス鋼の熱時効	2-44
3. 6 まとめ	2-49

1. 今回の説明内容



東海第二発電所の運転期間延長認可申請の内容のうち、本資料の説明範囲を示す。ここでは、特別点検、劣化状況評価の説明を行う。残りは次回以降のWTで説明を行う予定



: 本資料の説明範囲

東海第二発電所 運転期間延長認可申請の全体像

特別点検の説明

- ・原子炉圧力容器……………今回ご説明
- ・原子炉格納容器……………今回ご説明
- ・コンクリート構造物……………次回ご説明

劣化状況評価の説明

主要6事象＋耐震・耐津波安全性評価

- ・低サイクル疲労……………今回ご説明
- ・原子炉圧力容器の中性子照射脆化……………今回ご説明
- ・照射誘起型応力腐食割れ……………今回ご説明
- ・ステンレス鋼の熱時効……………今回ご説明
- ・電気計装設備の絶縁低下……………次回ご説明
- ・コンクリート、鉄骨構造物の強度低下……………次回ご説明
- ・耐震・耐津波安全性評価……………次回ご説明

保守管理に関する方針の説明

- ・今後の長期保守管理方針を策定……………次回ご説明

2. 特別点検の説明

2. 1 特別点検の概要－原子炉压力容器、原子炉格納容器



原子炉压力容器は、燃料及び炉内構造物を収容し、**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、原子炉压力容器、原子炉冷却系統等を収容し、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
原子炉压力容器	①母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	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、燃料集合体の有効長全範囲の母材、溶接部を点検対象とし、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年時点で中性子照射量が$1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ *を超え脆化が懸念される領域を含んでいる。 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。 *: 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給水ノズルコーナー部	疲労	給水ノズルは、原子炉压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、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。このため、当該部を点検対象としている。 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。
	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	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、応力腐食割れに対する感受性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。 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。

2. 1 特別点検の概要－原子炉压力容器、原子炉格納容器



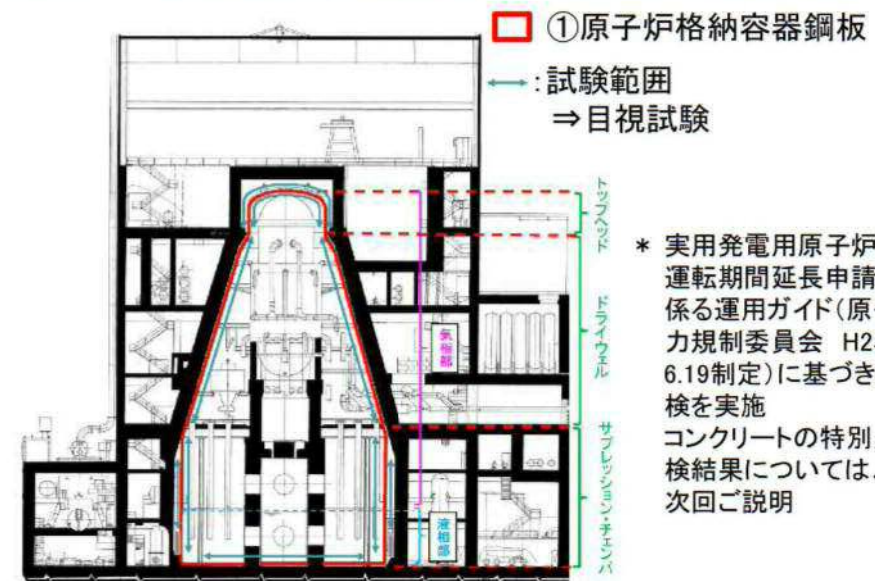
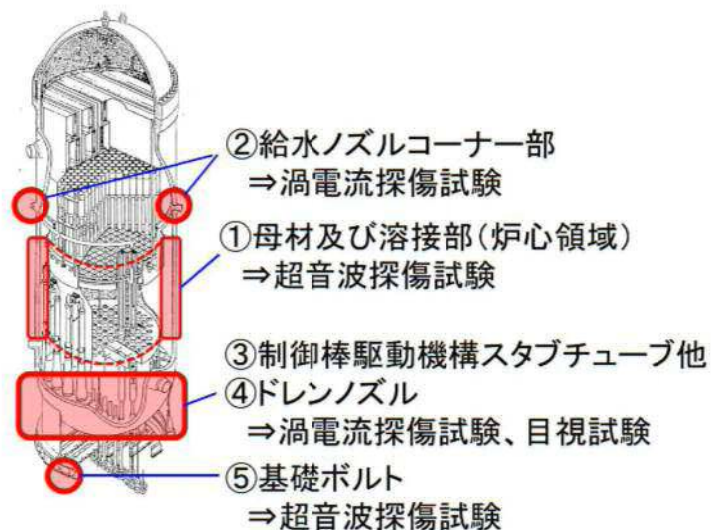
対象の 機器 ・構造物	点検部位	経年劣化 事象	点検の考え方
原子炉 圧力 容器	④ドレンノズル	腐食	ドレンノズル部は原子炉压力容器にあるノズルの内最も低い位置にあり、その下流には原子炉冷却材浄化系が設置されている。この部位は常時流れがあり、比較的流速の速い部位であるため、腐食（エロージョン・コロージョン）の発生が想定される。このため、ノズルの内部まで含んだ範囲を点検対象としている。 この点検は、現状保全として実施しているビデオカメラによる目視試験に加え、より欠陥検出の精度が高い目視試験を特別な点検として設定したものである。
	⑤基礎ボルト	腐食	基礎ボルトは基礎コンクリートに埋め込まれており、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不動態被膜が破壊され、腐食することが懸念される。このため、基礎ボルト全域を点検対象としている。 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基礎ボルト内部の健全性を確認する特別な点検として設定したものである。
原子炉格 納容器	①原子炉格納容器 鋼板	腐食	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。 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。

2. 1 特別点検の概要－原子炉压力容器、原子炉格納容器



特別点検対象のうち**原子炉压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。***

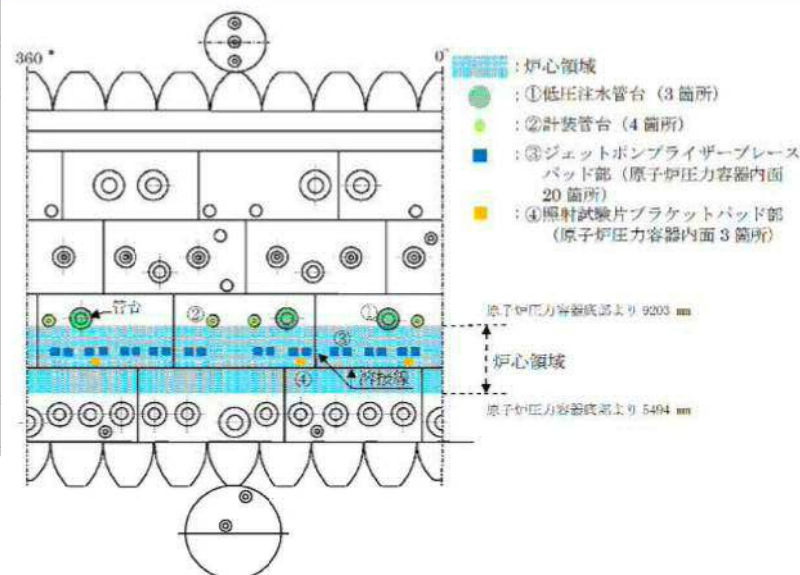
対象の機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目／点検結果
原子炉压力容器	① 母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。
	② 給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験の結果、欠陥等の異常はなかった。
	③ 制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング、 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視試験の結果、炉内の溶接部等に欠陥等の異常はなかった。
	④ ドレンノズル	腐食	目視試験の結果、欠陥等の異常はなかった。
	⑤ 基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果、欠陥等の異常はなか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



* 実用発電用原子炉の
運転期間延長申請に
係る運用ガイド(原子
力規制委員会 H25.
6.19制定)に基づき点
検を実施
コンクリートの特別点
検結果については、
次回ご説明

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	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 ・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。 ・溶接部の検査は斜角及び垂直によるUTを実施した。 ・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。 ・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。
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※1及びパッド※2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

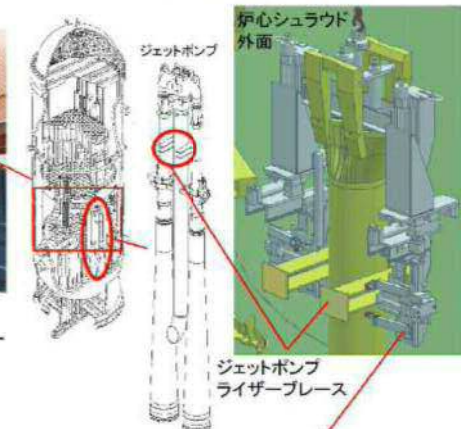
* 多数の振動子によりプローブが構成され、個々の振動子が超音波を送受信するタイミングを独立に制御し、合成された超音波波面を形成することにより超音波ビームの制御を行うことで多様な角度の探傷を可能とする手法

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 原子炉压力容器－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。

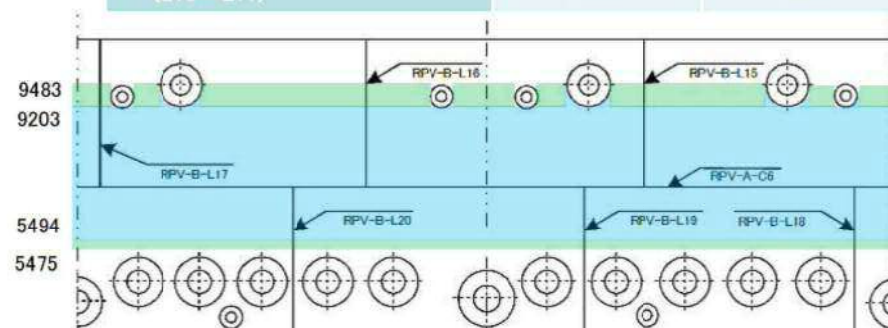
- ①ウェルドイメージ精度:
…モックアップ試験結果*:
 - ②スキャナー位置精度:
…モックアップ試験結果*: 本機
予備機
- 合計: 10 mm

* 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。

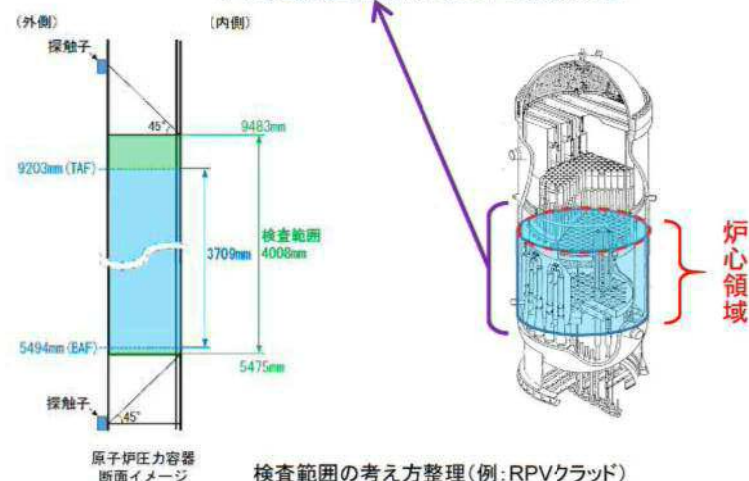
検査を実施した範囲

(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



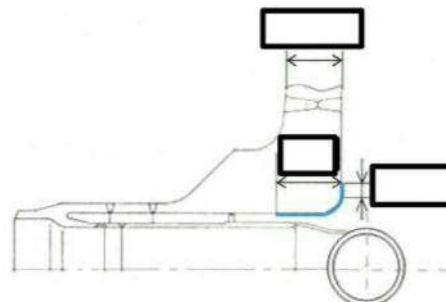
検査範囲の考え方整理(例: RPVクラッド)

2. 2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部

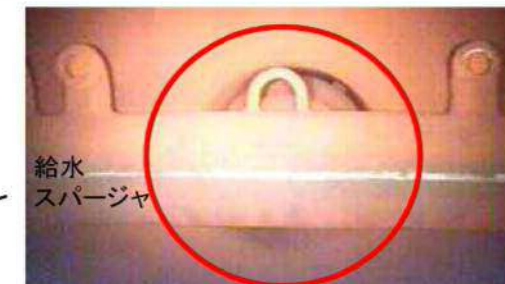
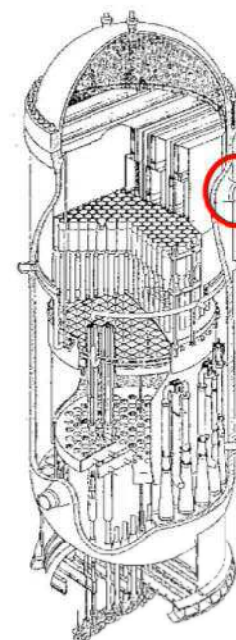
点検部位	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)
点検項目	渦電流探傷試験(ECT)
点検方法	遠隔試験装置を用い給水ノズルコーナー部のECTを実施
点検結果	有意な欠陥は認められなかった。

【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1 mm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。



給水ノズルコーナー部断面図



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】

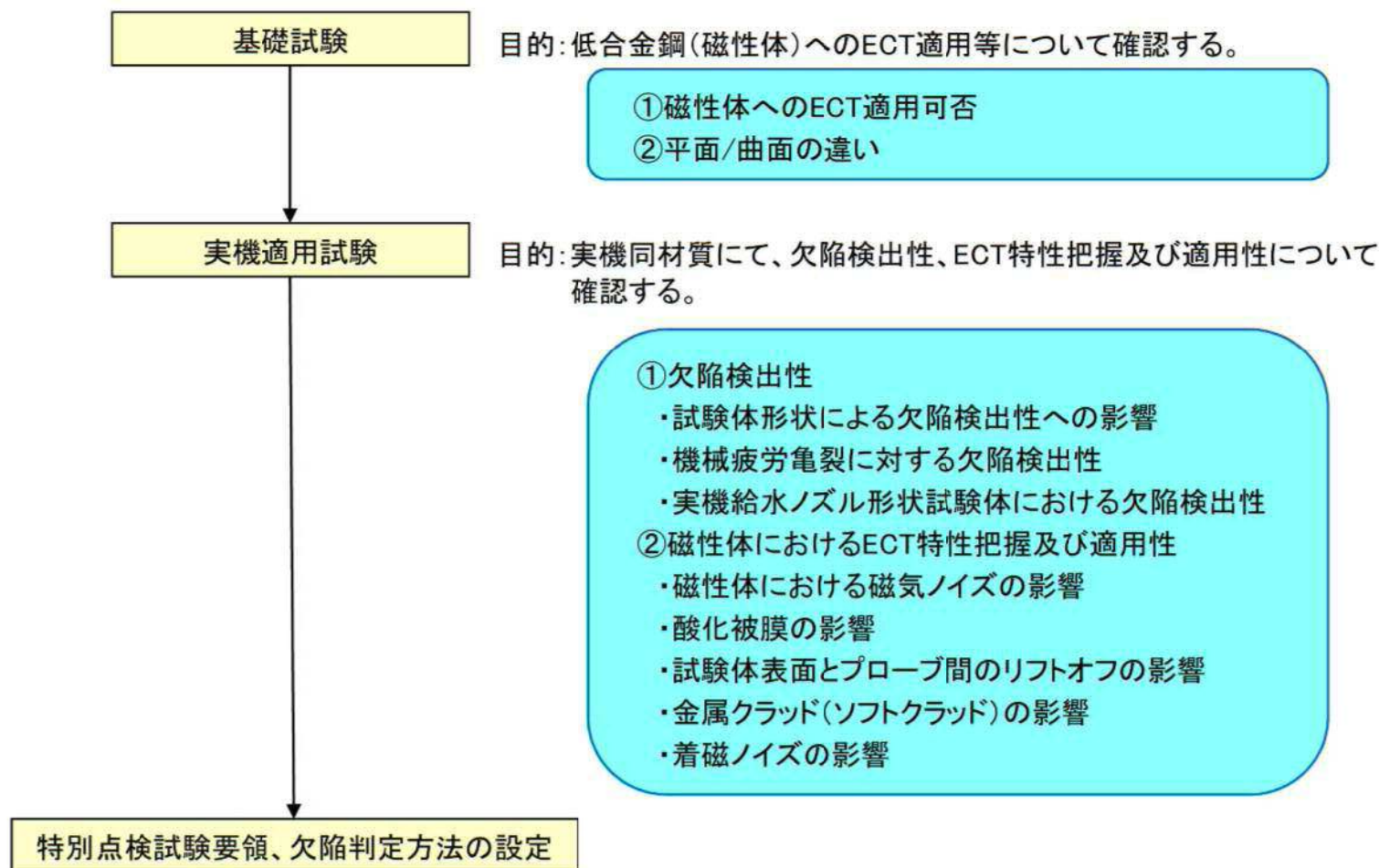
維持規格*により定められている給水ノズルコーナー部のUT(供用期間中検査)として実施している範囲である[]の範囲を十分に測定できるよう、軸方向、周方向で約1割の余裕を設け、広く測定できるプローブを適用した。

* 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。

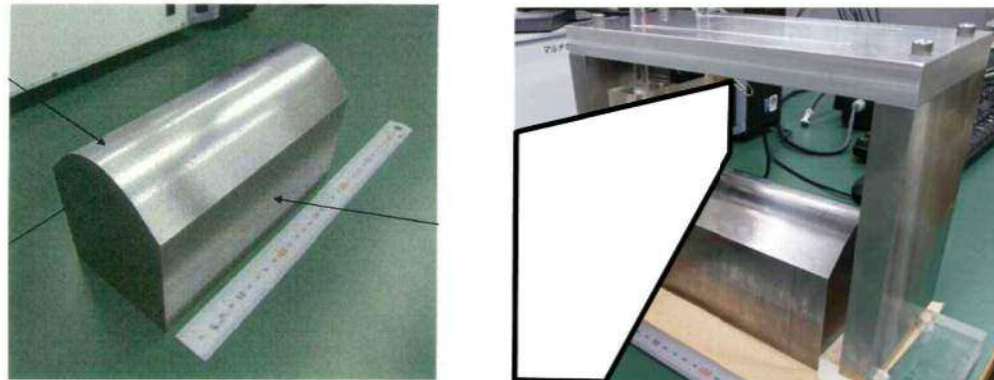


2. 2 原子炉圧力容器－給水ノズルコーナー部



(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		リサージュ波形		
		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								
欠陥以外の信号	リフトオフ							
	(コイル浮き)							
	表面うねり (グラインダー痕、凹凸、肌荒れ等)							
	形状信号 (ドリフト、形状変化)							
	電磁氣的信号							

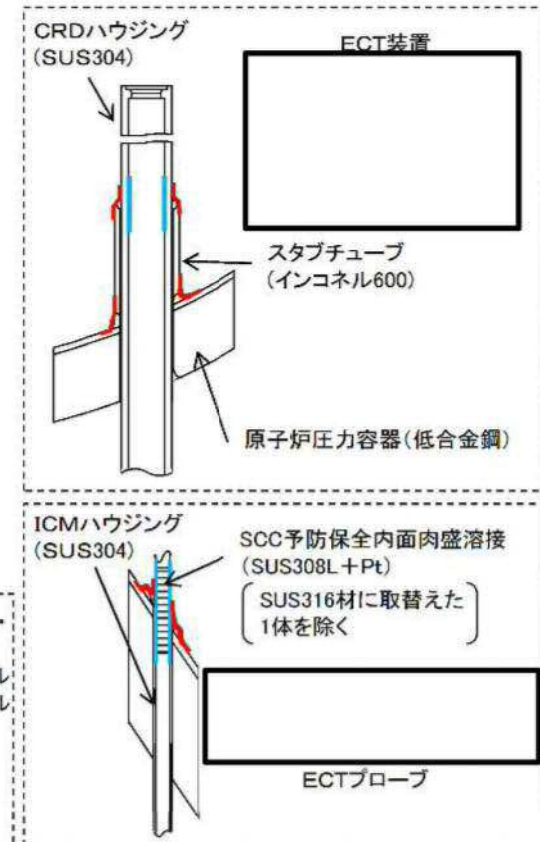
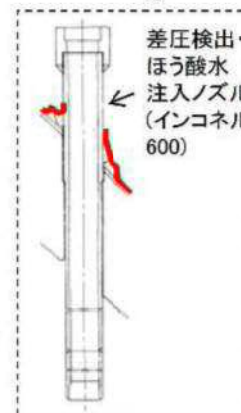
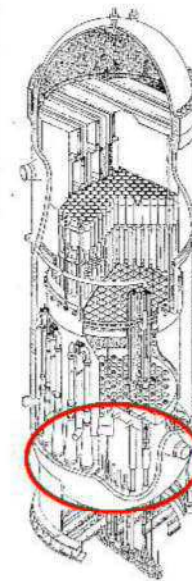
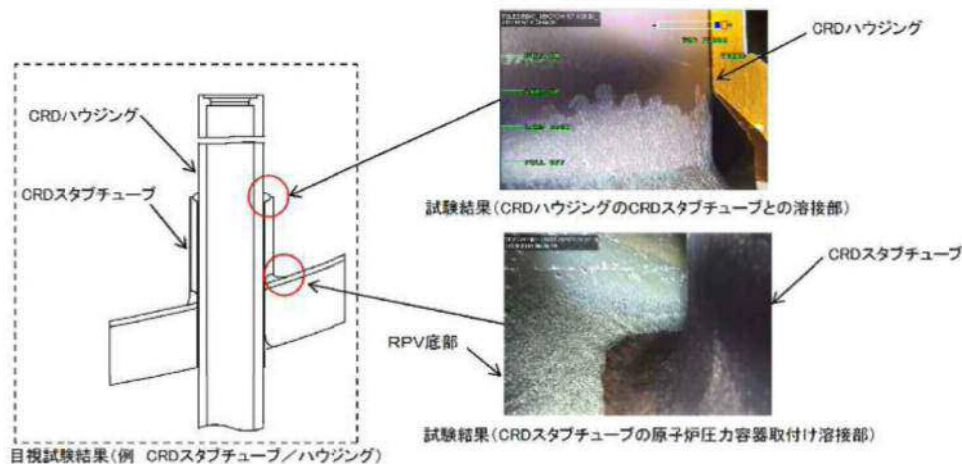
欠陥信号と欠陥以外の信号(例)

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。



点検範囲の考え方:
取付け溶接部+熱影響部(25mm)(維持規格から)

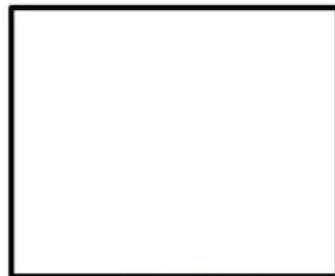
—: MVT-1 点検部位
—: ECT 点検部位

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】

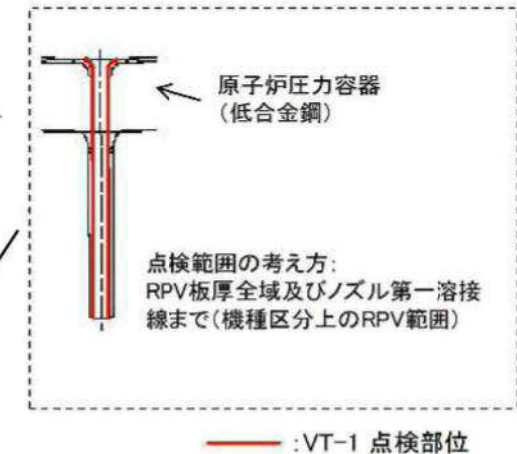
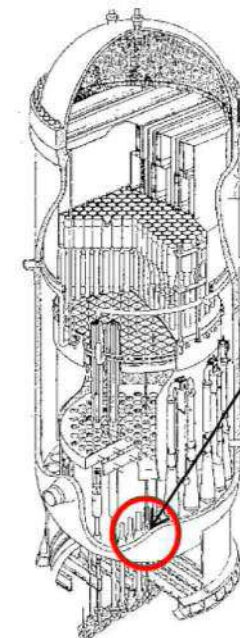
- VT-1については、維持規格に従い0.8 mm黒線が識別可能な手法により試験を行っており、試験前後で視認性を確認している。この目視試験では、画像により有意な欠陥がないことを確認している。
- 目視試験にあたって、試験部位はハイドロレーザー（高圧水噴射）により、表面を清浄にした上で実施している。



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。



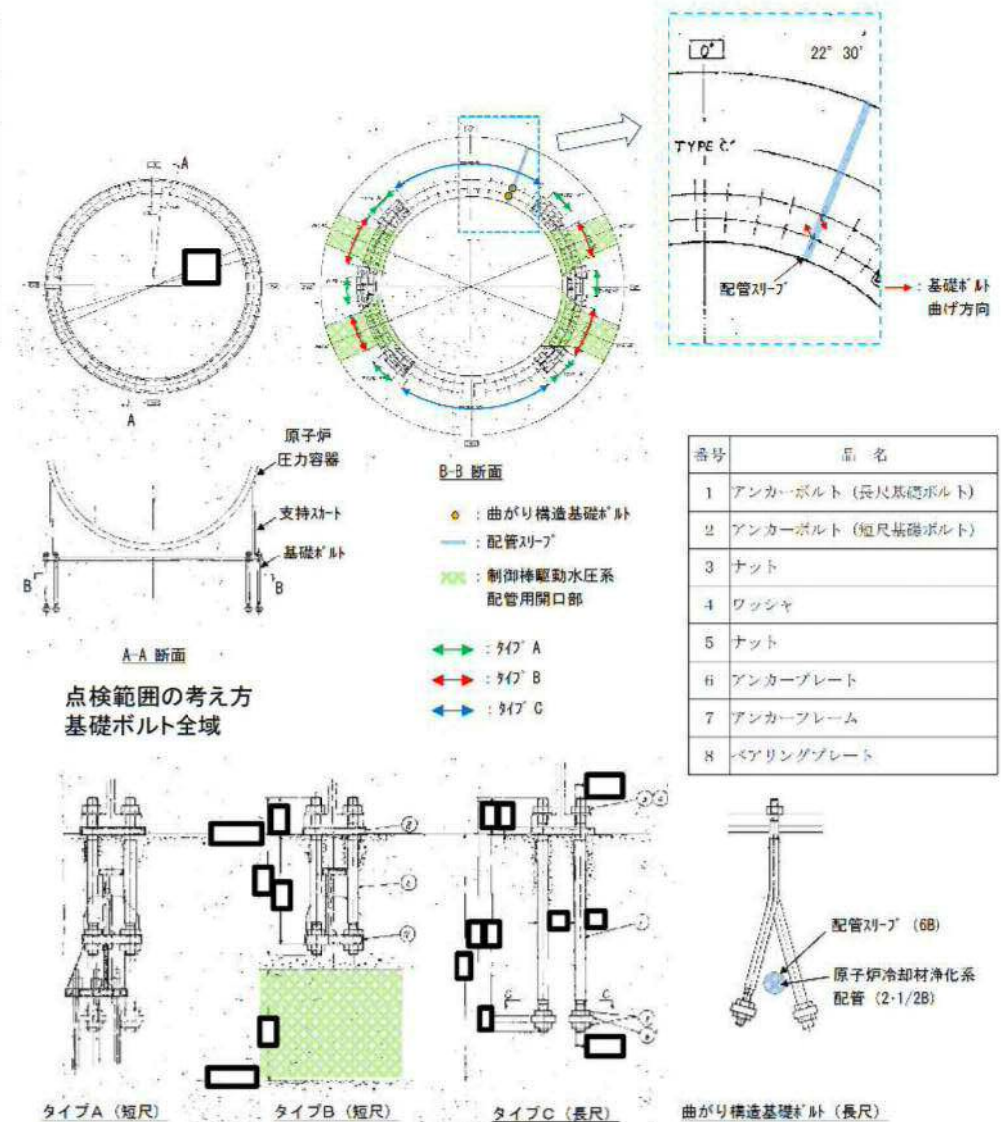
目視試験の様子

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	・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 ・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
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。

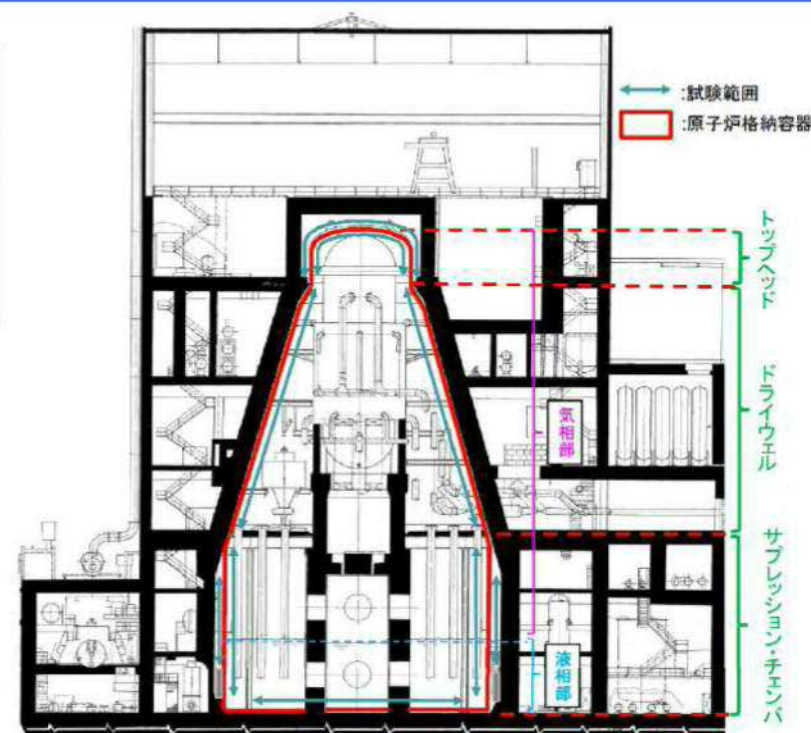


2. 3 原子炉格納容器

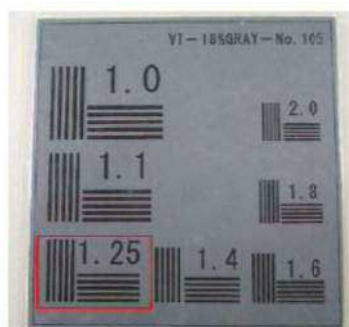
点検部位	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)
点検項目	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
点検方法	・原子炉格納容器内外面の直接目視試験を実施 ・液相部は潜水土により直接目視試験を実施
点検結果	有意な塗膜の劣化や腐食は認められなかった。

【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



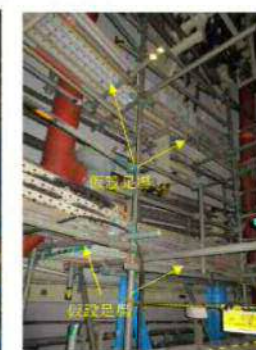
グレーカード写真(代表例)



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。

(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。

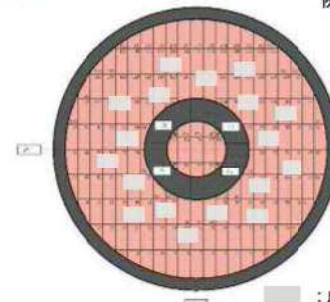
当該サポートの原子炉格納容器鋼板の縦溶接線の開口部から内部を確認した結果、現地溶接に伴い塗膜を除去した部位(縦溶接線および周辺)に軽微な発錆を確認した。当該部について簡易な手入れにより軽微な発錆は除去でき、減肉は確認されなかった。サポート内部の他の部位は周辺と同一環境であり健全であると考えるが、今後の保全の中でファイバースコープ等による確認を行って点検範囲の拡充を図っていく。



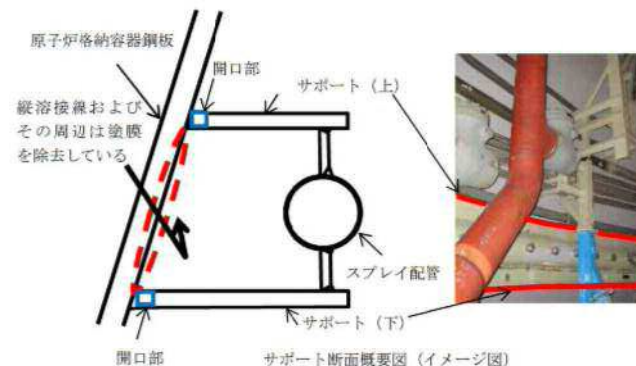
例 ダクト裏部



例 サポート裏部



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	➢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*1) 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)*3、*4 ➢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*1) 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)*3 ➢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*1) 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)*4 ➢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)*3 ➢応力腐食割れ(SCG)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 ➢主フランジの開放点検(頻度:毎定検)	➢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)*3 ・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) ➢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)*4 ➢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)*3 ➢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)*3 ➢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)*4
原子炉格納容器	➢原子炉格納容器の目視試験(VT-4:ISI)(頻度:1回/検査間隔*2) 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)*3 ➢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 ➢主フランジ、機器搬入口等の開放点検(頻度:毎定検)	➢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)*3

*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

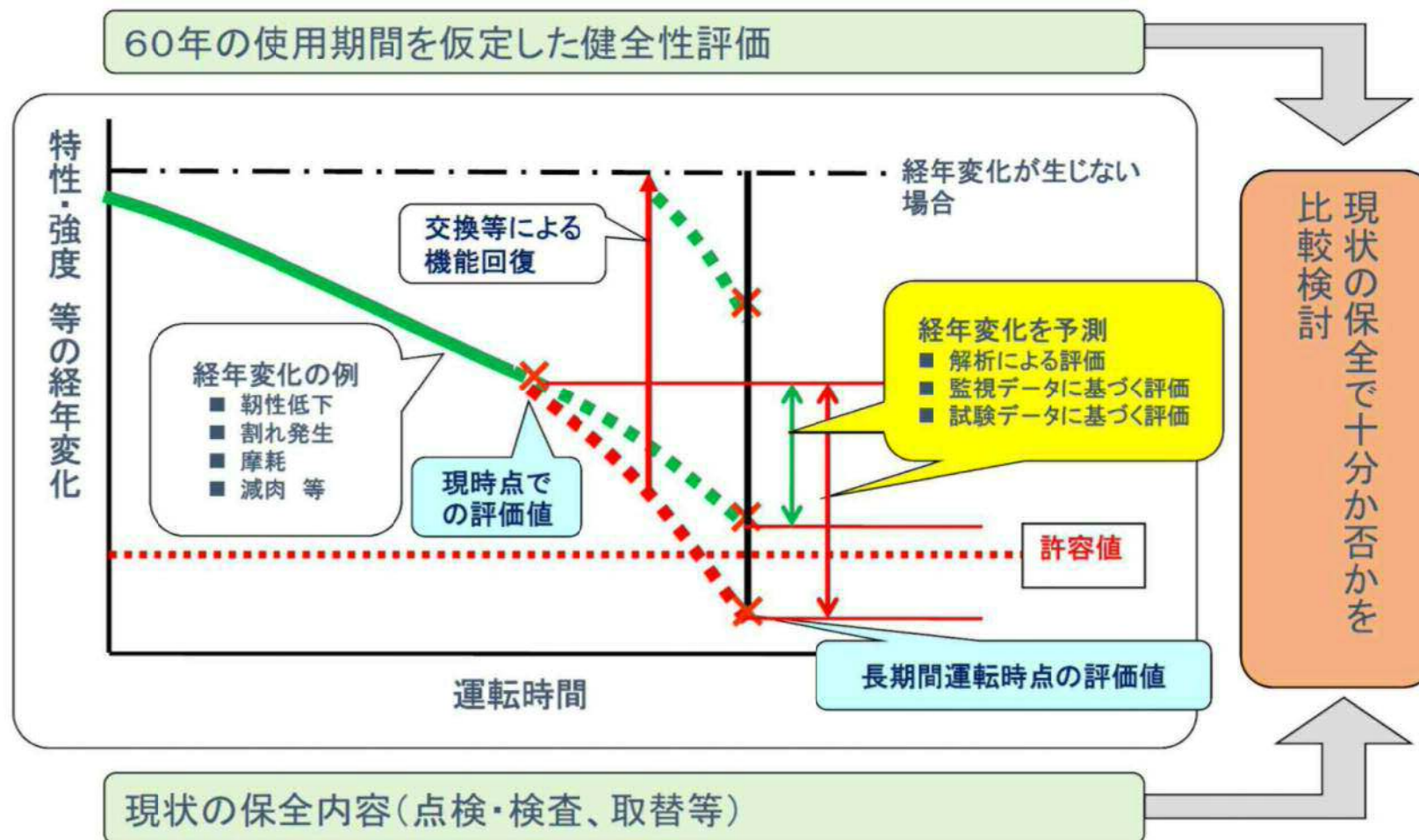
試験員の力量は、事前に力量評価書にて妥当であることを確認している。

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。

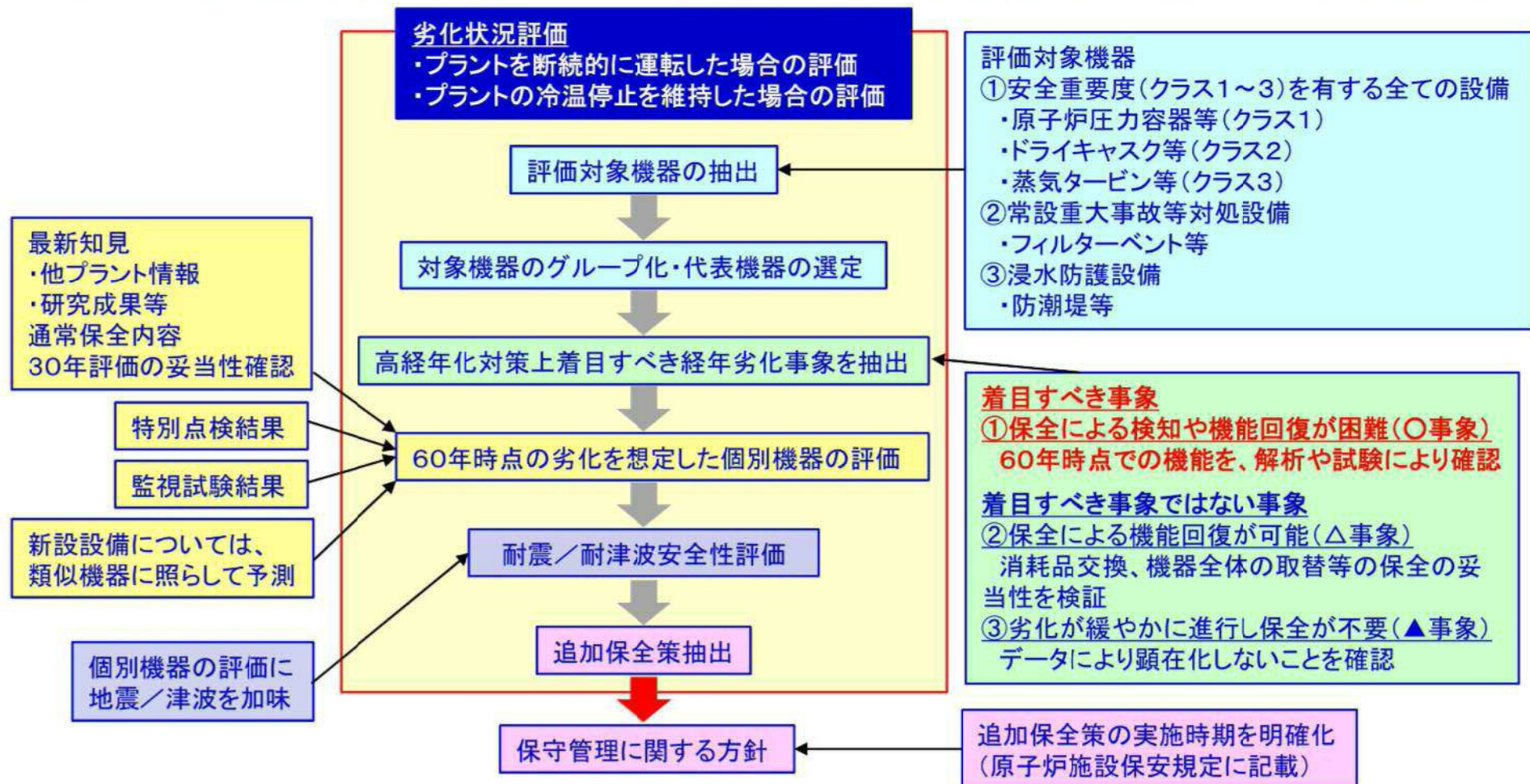


図の出典：H30.1.13他 東海第二発電所の新規制基準適合性審査等の結果に係る住民説明会
(「東海第二発電所に関する審査の概要」原子力規制庁) 抜粋

3. 1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の紹介



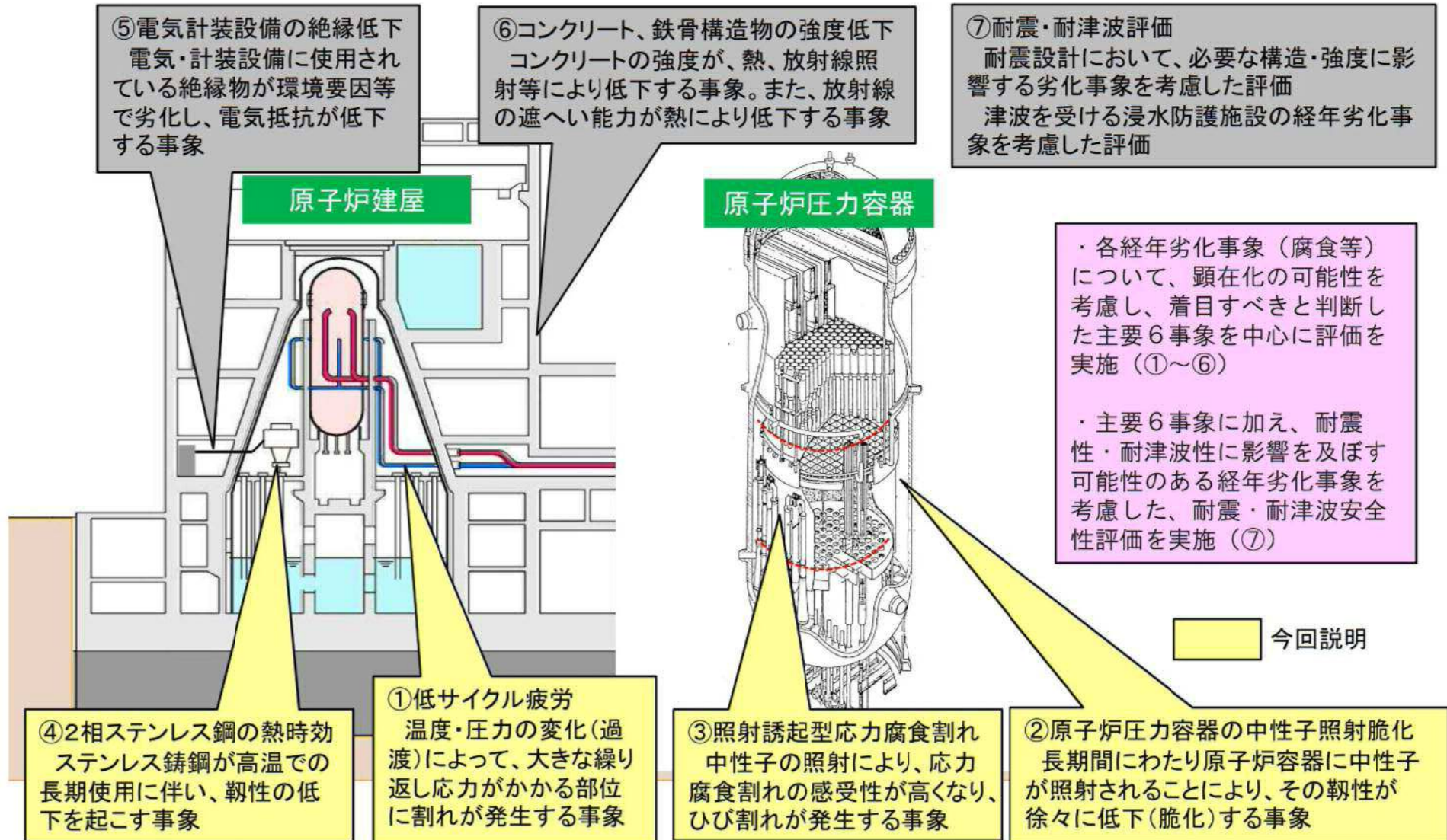
- ・劣化状況評価のイメージ図を示す。
- ・断続的な運転した場合の評価のうち、保全による検知や機能回復が困難な事象（○事象）についての個別機器の評価と、耐震・耐津波安全性評価について、一部で追加保全策を抽出していることから、詳細に説明する。それ以外については現状の保全で対応可能と評価



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

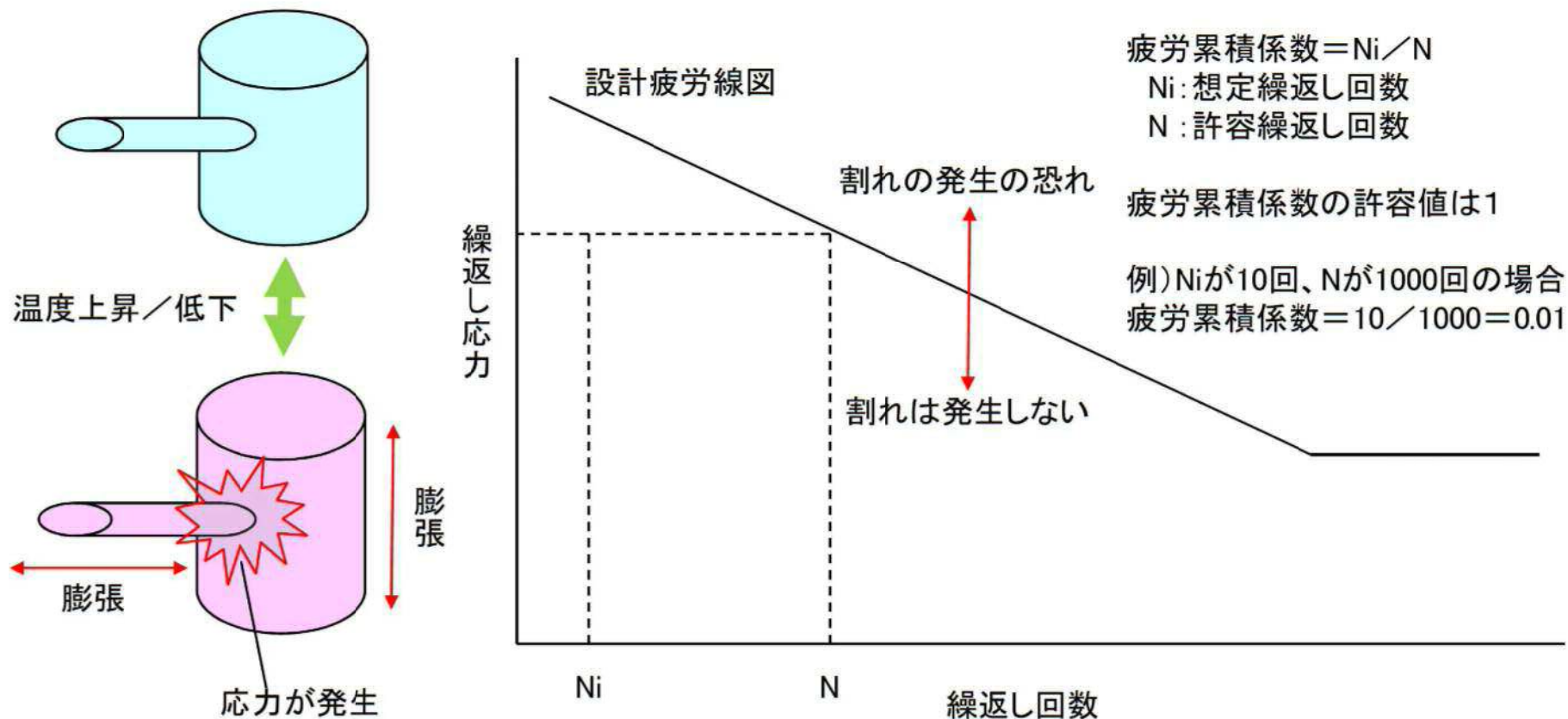


経年劣化事象に対して保全や劣化傾向を把握し、評価を実施。合わせて、耐震・耐津波評価を実施



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

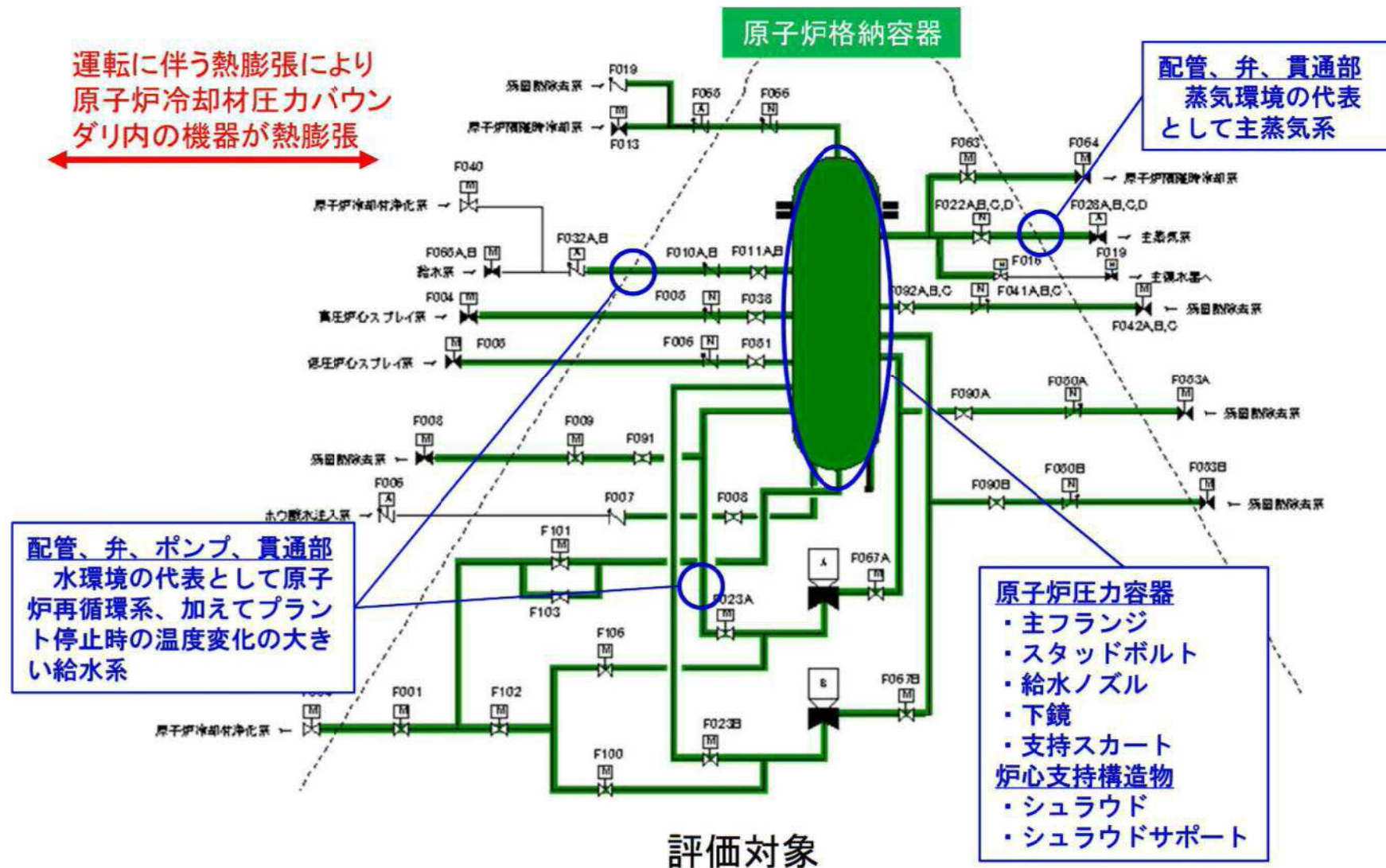
- ・ 主蒸気系
- ・ 原子炉再循環系
- ・ 給水系
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系
- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系

＜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

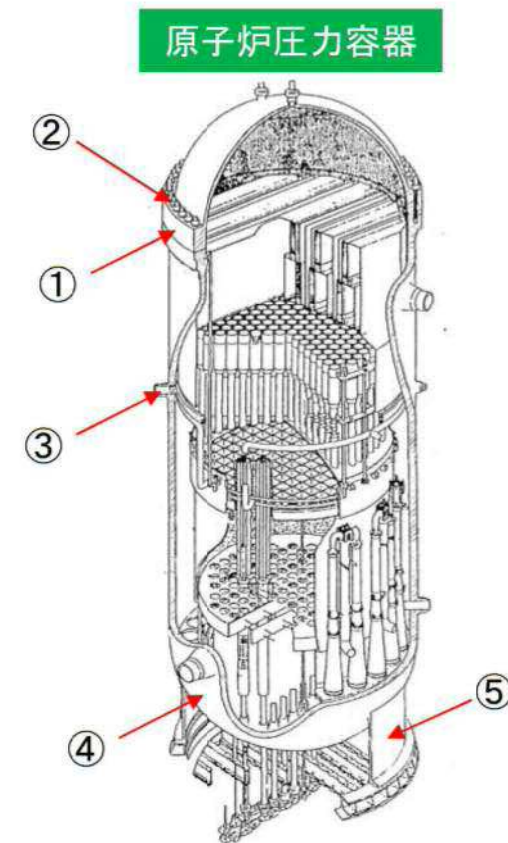
- ・規格*¹に基づき**大気中での疲労評価を行った結果**、評価対象機器全てについて、**疲労累積係数が許容値1を下回る**ことを確認した。
- ・接液環境にある評価対象について、規格*²に基づき**環境を考慮した評価の結果**、評価対象機器全てについて、**疲労累積係数が許容値1を下回る**ことを確認した。
- ・特別点検において、最も疲労累積係数が高い給水ノズル(コーナー部)に有意な欠陥は認められなかったことから、評価の妥当性を確認することができた。

*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。

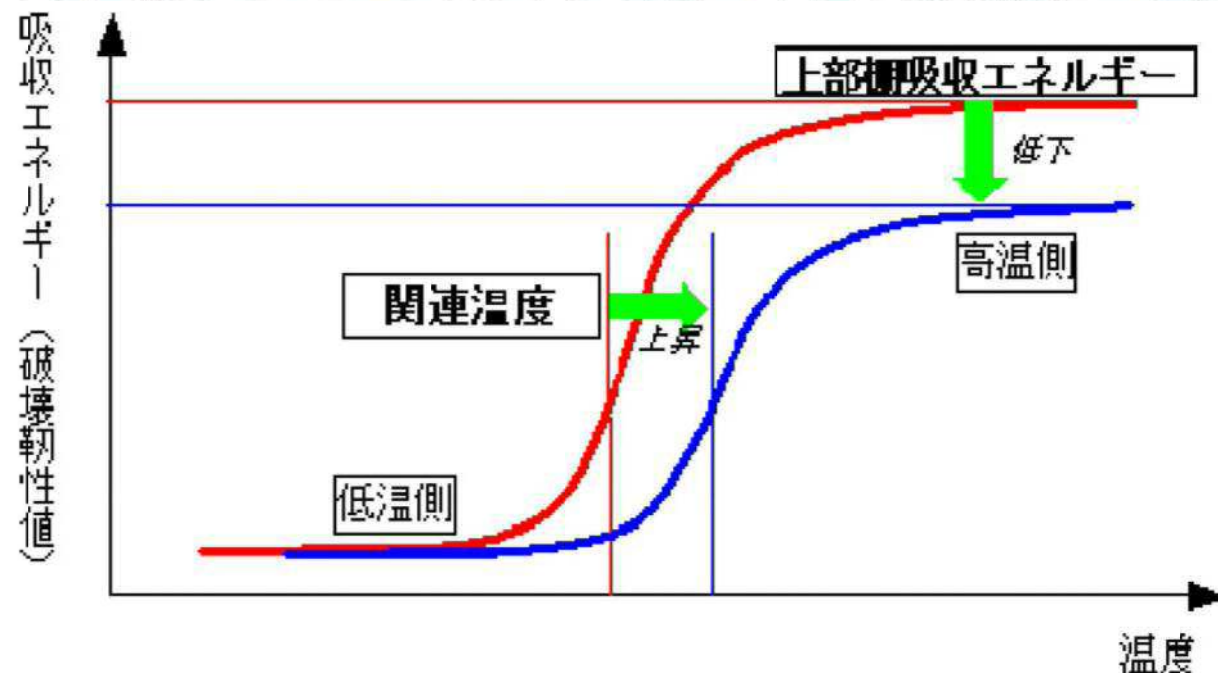
3. 3 中性子照射脆化－中性子照射脆化の概要



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ことは、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ことは、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)

原子炉圧力容器の使用条件	
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>

部位		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

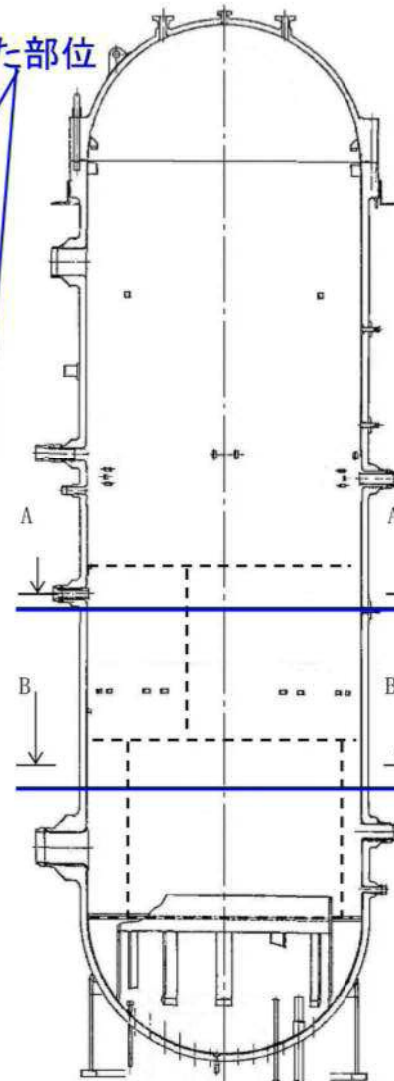
*1: ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

*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>

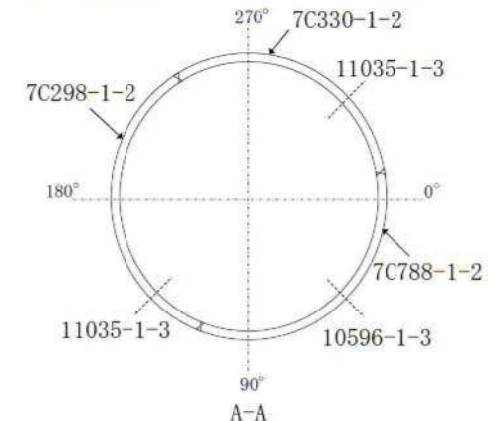
部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

監視試験片を取り出した部位

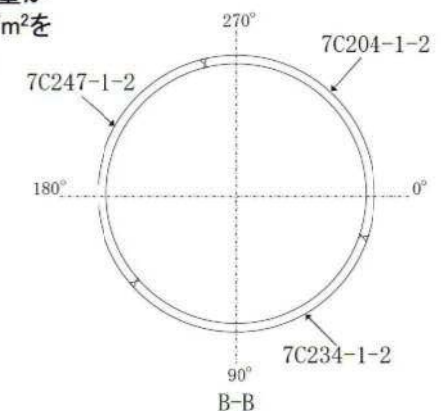


*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)、

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高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)

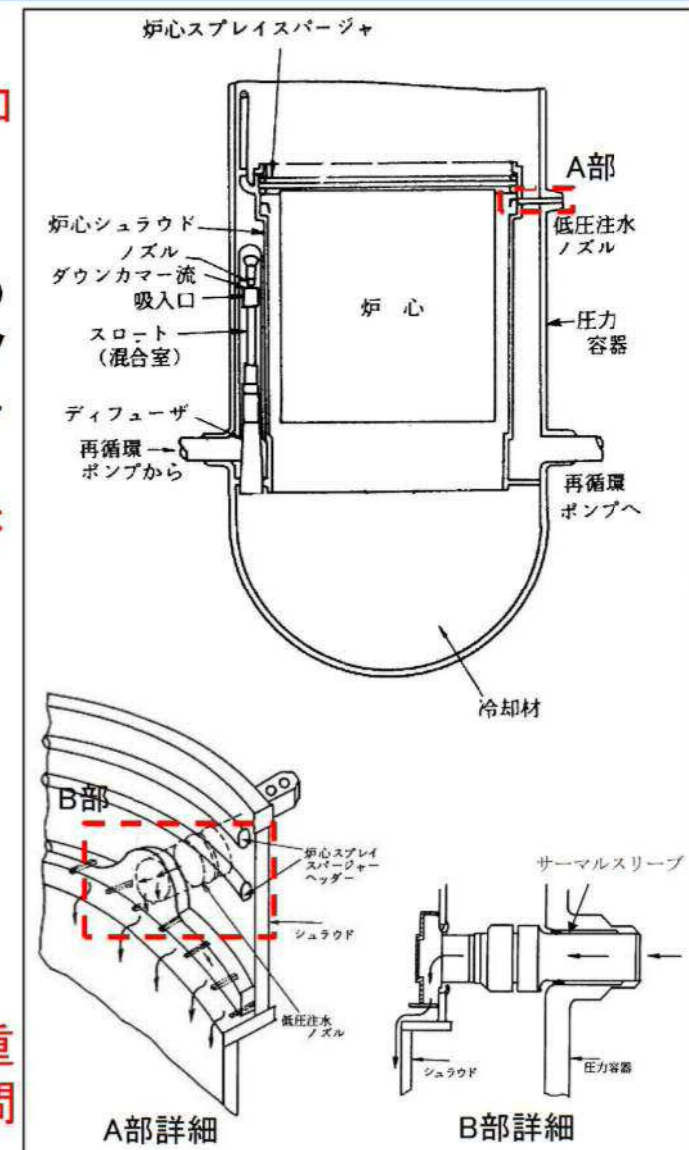
【加圧熱衝撃評価について】

- ・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)

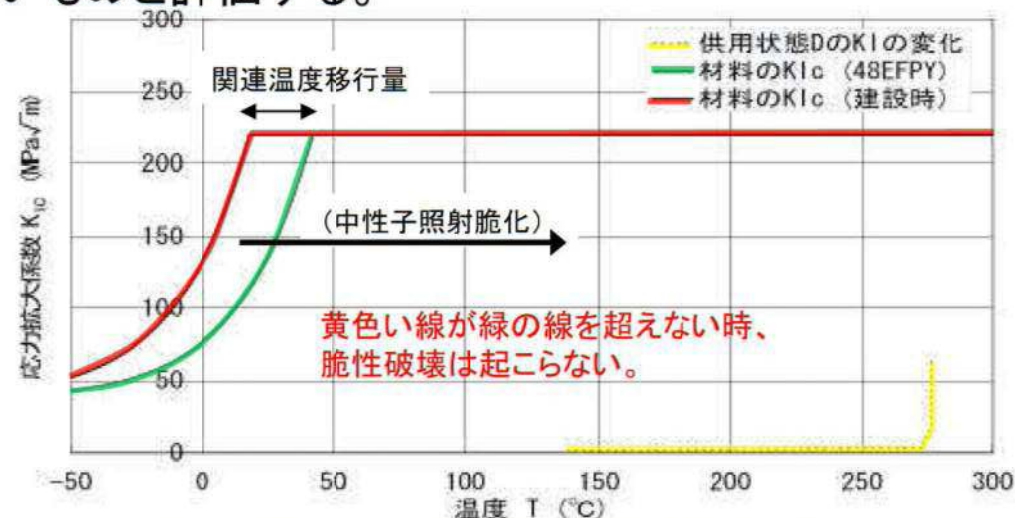
【評価結果】

- ・「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。

*: 梶田他、「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

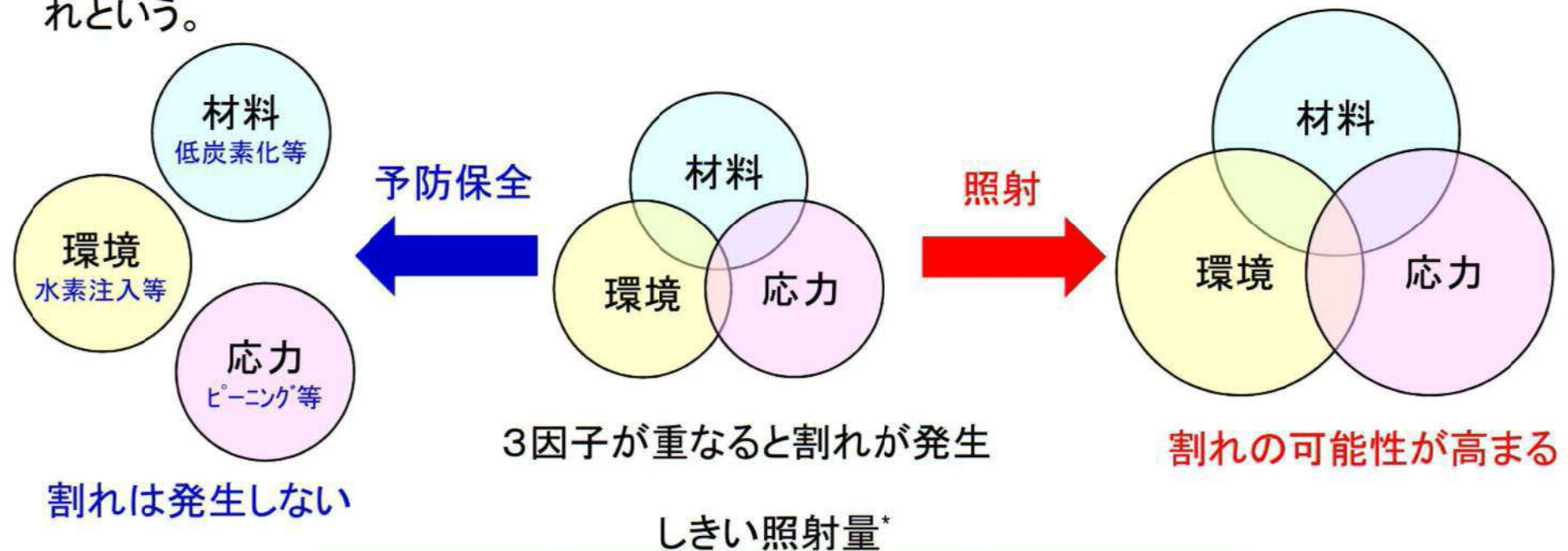


評価の結果、60年時点での健全性が確認できたが、念のために追加保全策として、以下を抽出した。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧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 ²]
ステンレス鋼(SUS304)	約 5×10^{24}
ステンレス鋼(SUS316)	約 1×10^{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 5×10^{24} [n/m²]) 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

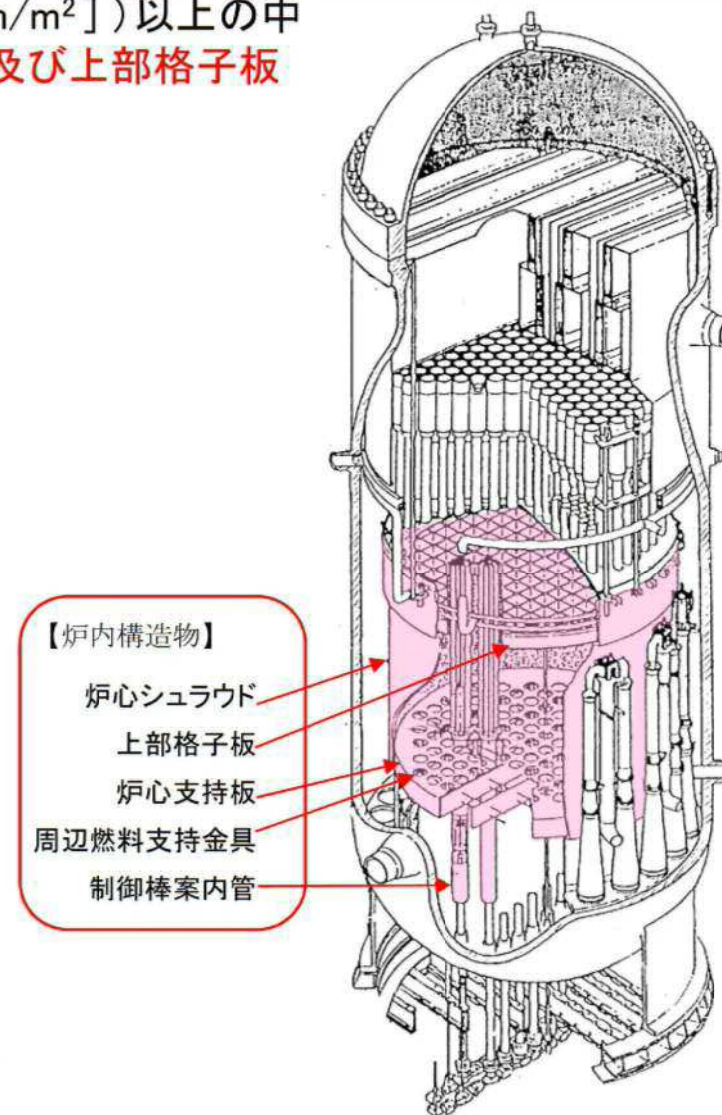
炉内構造物の60年時点での推定中性子照射量

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



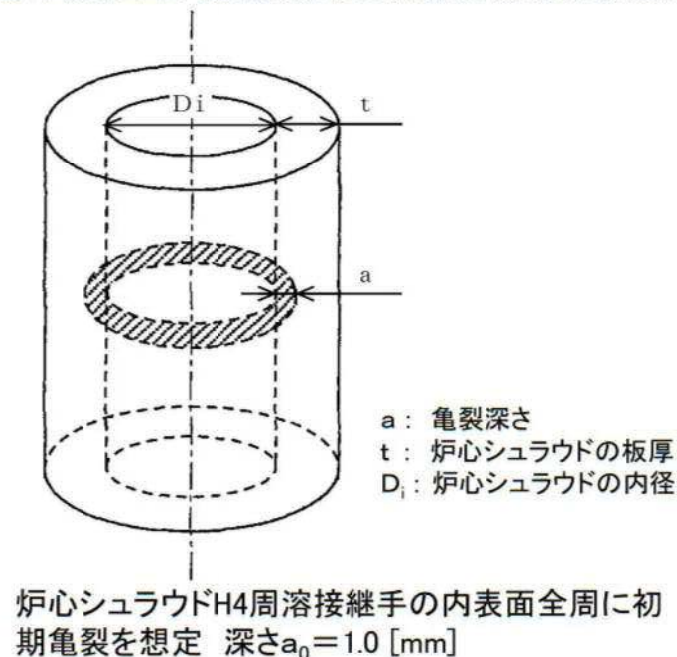
残留応力改善を図っていない**炉心シュラウド内面溶接部について**、照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性があるため、**割れの発生を前提とした評価を行うこととした。**



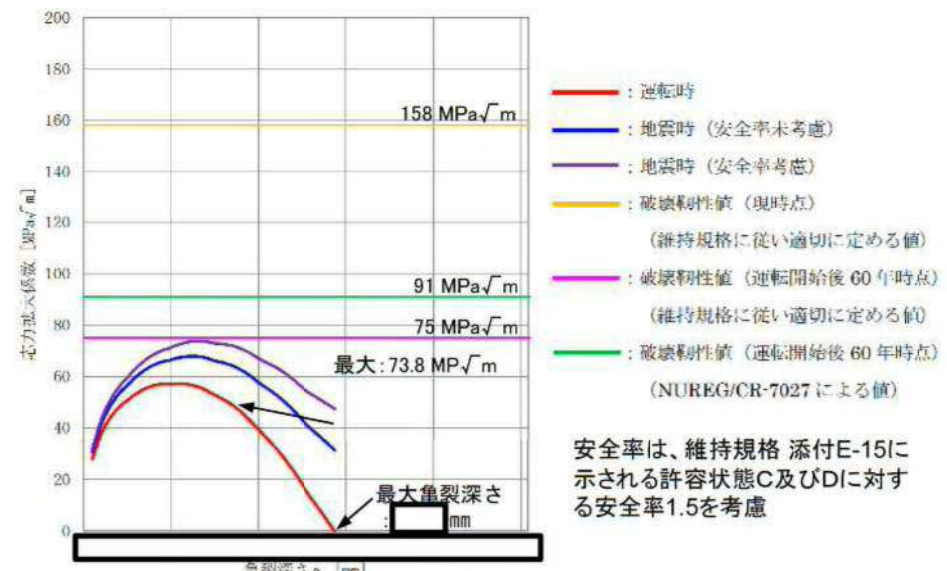
3. 4 照射誘起型応力腐食割れ－評価結果

- ・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)



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(73.8MPa√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(75MPa√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。

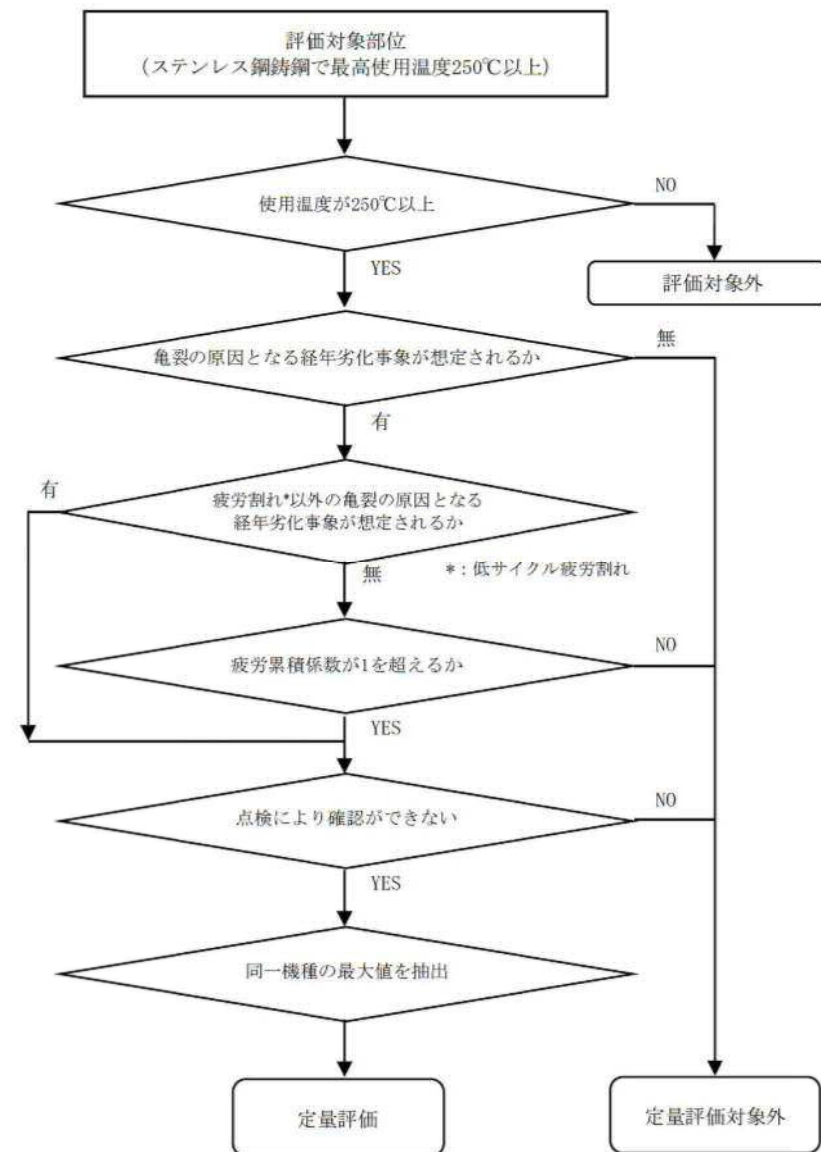
○使用温度が250℃以上

○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。

①評価対象期間の脆化予測

J_{mat} を脆化予測モデル(H3Tモデル)を用いて予測



②評価用想定亀裂の設定

初期欠陥を設定し、疲労により60年時点での亀裂進展を評価。さらに保守的な亀裂形状を設定



③亀裂進展力の評価

J_{app} をJ積分の解析解により算出する。



④亀裂安定性評価

上記の評価手法から得られた J_{mat} と J_{app} がグラフ上交差する、すなわち亀裂進展力に対して亀裂進展抵抗が上回ることで、不安定破壊しないことを確認

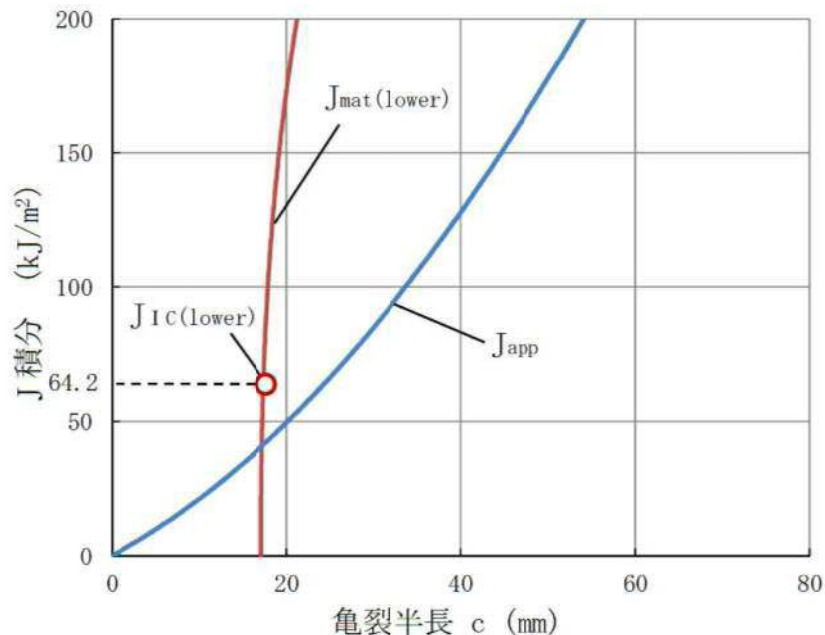
3.5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価結果



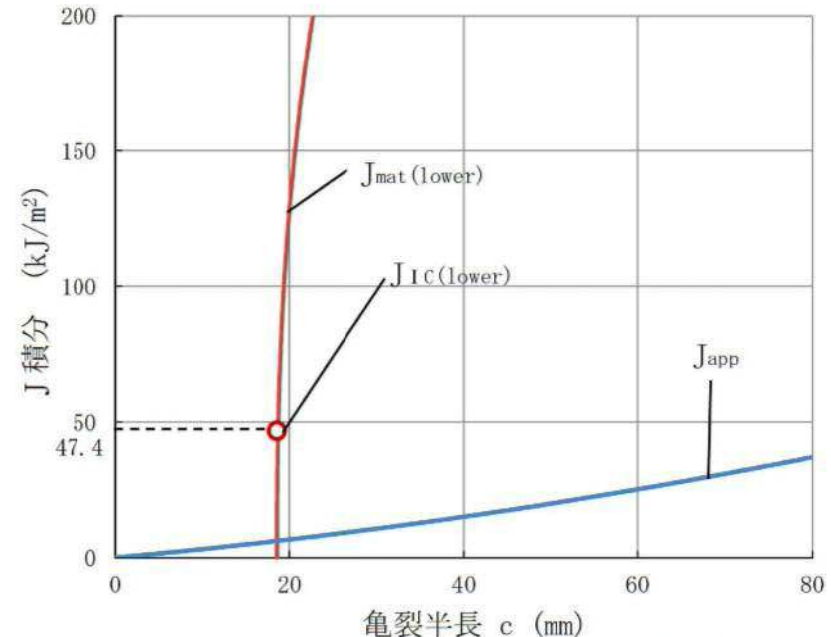
前述の亀裂進展抵抗(J_{mat})と亀裂進展力(J_{app})を比較し、破壊力学による健全性を評価した結果、

- ・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 まとめ－評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の 選定方法	評価部位	代表 評価※	代表性・網羅性の考え方
低サイクル疲労	設計時に疲労評価を する部位	原子炉圧力容器	有	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
		バウンダリ配管系 (弁含む)	有	蒸気系: 常時流れのある主蒸気系を実施 水系: 常時流れがあり、圧力が大きい原子炉再循環系 とプラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
		ポンプ	無	全て実施(原子炉再循環ポンプ)
		炉心支持構造物	無	全て実施(シュラウド、シュラウドサポート)
		格納容器貫通部	有	蒸気系: 常時流れのある主蒸気系を実施 水系: 常時流れがあり、プラント停止時の温度変化が大 きい給水系を実施
原子炉圧力容器 の中性子照射脆 化	60年時点での中性子 照射が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴、 低圧注水ノズル	無	最低使用温度評価及びPTS評価: 全て実施*1 *1: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴、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
			有	上部棚吸収エネルギー評価: 中性子照射量が最も大き い圧力容器胴(監視試験結果)を実施
照射誘起型応力 腐食割れ	しきい照射量 $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える SUS304系炉内構造 物	炉心シュラウド中間 胴内面溶接部	無	全て実施*2 *2: ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部、溶 接による残留引張応力が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)は除外
2相ステンレス鋼 の熱時効	ステンレス鋼であっ て、使用温度が 250°C を超える部位	ポンプケーシング、 弁箱等	有	疲労割れの発生が想定される部位がなかったため、低 サイクル疲労が想定される部位の中から、熱時効への 影響が大きいと考えられる条件として発生応力が最も 大きい部位と、フェライト量が最も多い部位を実施

※: 選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』、していないものを『無』としている。

3. 6 まとめ－評価の保守性



評価種別	主な保守性	
	項目	説明
低サイクル疲労	過渡回数	今後の過渡回数はこれまでの実績の1.5倍で設定 これまで実績のない過渡回数を1と設定
中性子照射脆化	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	特別点検や現状保全で欠陥を検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、規格に基づき欠陥を模擬して最低使用温度を算出
照射誘起型応力腐食割れ	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬
	地震力	評価用地震力として S_s の1.5倍を付与、さらに規格に基づき1.5倍を考慮
2相ステンレス鋼の熱時効	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全で欠陥を検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、保守的に初期亀裂を模擬 さらに、亀裂の進展評価結果は貫通しないが、保守的に貫通亀裂を模擬
	地震力	評価用地震力として S_s の1.5倍を付与

(補足説明資料 特別点検及び劣化状況評価について)

補足説明資料 目次

1. 劣化状況評価の概要	2-52
2. 低サイクル疲労評価	2-53
3. 中性子照射脆化	2-57
4. 照射誘起型応力腐食割れ	2-64
5. 2相ステンレス鋼の熱時効	2-74

1. 劣化状況評価の概要－冷温停止維持を前提とした評価



今回の評価では、断続的な運転（プラント運転、点検のための停止を繰り返すもの）と冷温停止維持を前提とした2つの評価を実施した。冷温停止維持を前提とした評価において、断続的な運転を前提とした評価より経年劣化等が進む事象として下表に示す事象が抽出されたが、適切に保全を行うことで、健全性の維持は可能であると判断した。

対象機器	経年劣化事象	評価
ポンプ、ポンプモータ等	摺動部の摩耗	残留熱除去系（海水系を含む）の機器については、プラント停止状態が継続すると、燃料を冷やすために運転時間が長くなるため、これらの経年劣化が進む可能性がある。これに対しては長期停止を考慮した特別な保全計画を策定しており、分解点検等で検知可能であるため、健全性の維持は可能であると判断した。
熱交換器	伝熱管摩耗及び高サイクル疲労割れ	
流量調整弁	弁体、弁座の腐食（エロージョン）	
ポンプモータ	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下	
原子炉格納容器内の炭素鋼、低合金鋼製機器	腐食（全面腐食）	プラント停止中は原子炉格納容器内が窒素雰囲気から空気雰囲気となり、炭素鋼や低合金鋼製の機器に腐食が発生する可能性がある。これに対してはパトロール等の目視点検により検知可能であることから、健全性の維持は可能であると判断した。



冷温停止維持を前提とした評価で、追加保全策が必要となる事象は抽出されなかった。

2. 低サイクル疲労評価－評価手法及び評価条件



評価手法: 大気中の疲労累積係数を「設計・建設規格*1」で評価し、接液環境にあるものは、環境(水中の溶存酸素、温度、不純物)の影響を「環境疲労評価手法*2」で評価したうえで、許容値1を下回ることを確認

評価条件: 過渡回数についてはこれまでの実績に1.5倍の裕度を考慮して推定

評価用過渡回数

運転条件		PLM40評価条件 (基本となる過渡回数)
		2020年8月末まで冷温停止 とした推定過渡回数
1	ボルト締付け	48
2	耐圧試験	132
3	起動(昇温)	110
4	起動(タービン起動)	110
5	夜間低出力運転(出力75%)	120
6	週末低出力運転(出力50%)	165
7	制御棒パターン変更	176
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	1
9	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分 バイパス)	1
10	スクラム(タービントリップ)	22
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6
12	スクラム(その他のスクラム)	24
13	停止	111
14	ボルト取外し	49

今後の過渡回数の予測は実績の
1.5倍以上となるよう設定

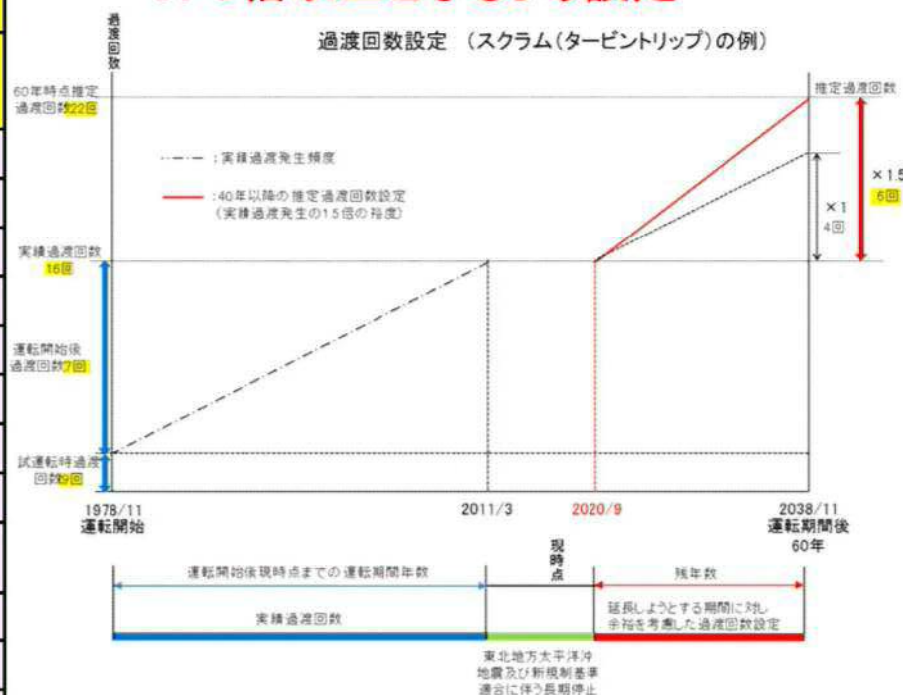


図2.2-2 過渡回数の裕度

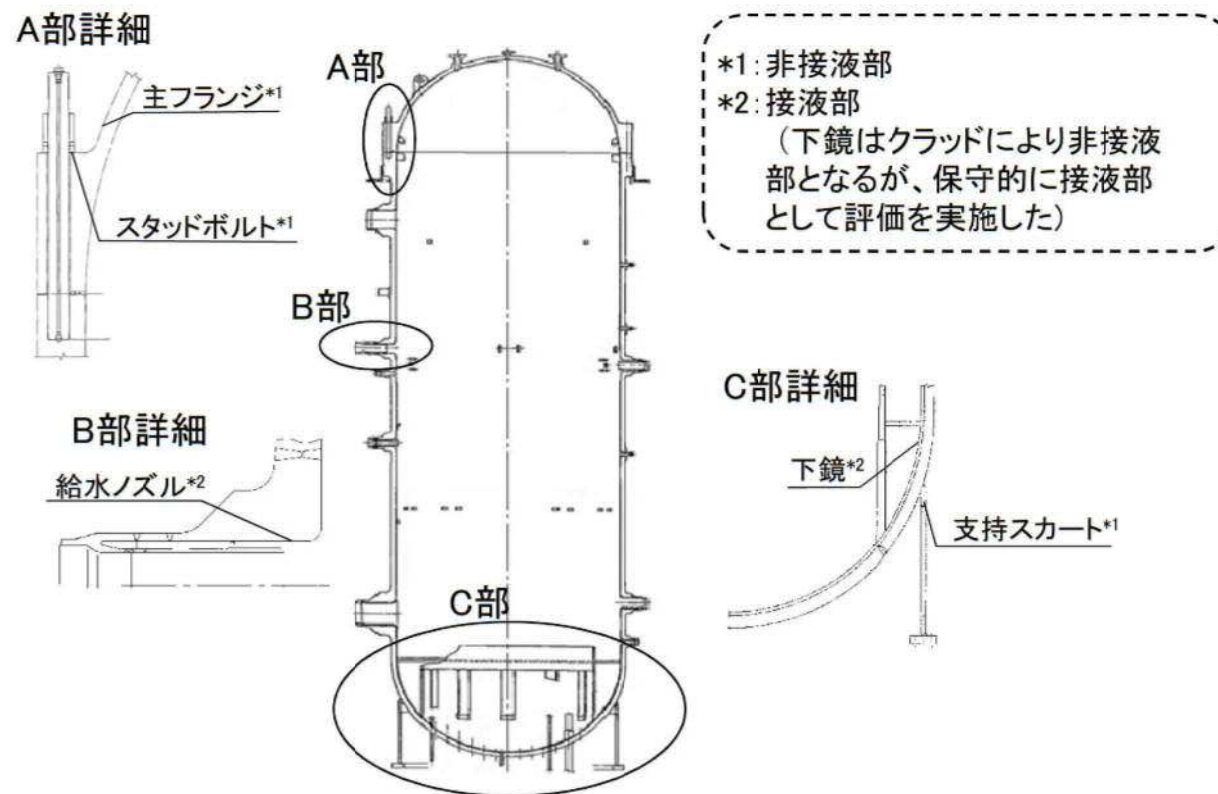
*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)

*2: 日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

2. 低サイクル疲労評価－代表機器の選定

評価対象(原子炉圧力容器)

原子炉圧力容器を評価するにあたって、構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点から、給水ノズル、スタッドボルト、下鏡、支持スカート及び主フランジを代表として疲労評価を実施した。



原子炉圧力容器の評価対象部位

2. 低サイクル疲労評価－代表機器の選定



評価対象(配管)

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管を評価するにあたって、運転状態(常時流れの有無)及び最高使用圧力より代表を選定した。

・蒸気環境の代表: 原子炉系(主蒸気系)

・水環境の代表: 原子炉再循環系

加えて、水環境の代表として、プラント停止時の温度変化の大きい給水系も選定した。

環境 (内部流体)	当該系統	① 運転 状態	② 最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)	選定	選定理由
蒸気	原子炉系(主蒸気系)	連続	8.62	302	○	①常時流れがある
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		
純水	原子炉再循環系	連続	11.38	302	○	①常時流れがある ②最高使用圧力
	原子炉系(給水系)	連続	8.62	302	○*	
	原子炉冷却材浄化系	連続	8.62	302		
	残留熱除去系	一時	10.69	302		
	高圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	低圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		

*: 原子炉冷却材浄化系に比して、プラント停止時の温度変化の大きい給水系を選定

2. 低サイクル疲労評価－他設備の評価結果



原子炉圧力容器以外の評価対象機器・部位においても、全て疲労累積係数が1を下回ることを確認した。結果を下記に示す。

評価対象機器・部位			運転実績回数に基づく疲労解析 (運転開始後60年時点)*1	
			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)
原子炉再循環ポンプ		ケーシング入口ノズル-配管との溶接部	0.0000	0.0000
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182
	炭素鋼配管	原子炉系配管 (純水部)	0.1423	0.5799
		原子炉系配管 (蒸気部)	0.0853	— *2
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)		0.0587	0.5373
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)*3		0.0015	0.0338
	原子炉給水逆止弁(弁箱)		0.0862	0.8848
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)		0.0033	0.0738
	主蒸気隔離弁(弁箱)		0.2278	— *2
炉内構造物		炉心シュラウド	0.0014	0.0351
		シュラウドサポート	0.0230	0.0647
容器	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.0071	— *2
		給水系配管貫通部	0.0064	— *2

*1: 設計・建設規格による U_f 、環境疲労評価手法による U_{en} ともに部位毎の最大値を示す

*2: 非接液部

*3: 取替を実施したため、9年間の過渡回数を基に算出した

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価手法及び評価条件)

評価手法: JEAC4201*に基づき、国内脆化予測法により関連温度移行量を算定し、余裕を見込んで、最低使用温度を評価したうえで、設定可能であるかを判断する。

評価条件: これまで実施した監視試験により評価した関連温度移行量が、国内脆化予測法による予測の範囲内にあることを確認する。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(2007/2013)

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{21} \text{ n/m}^2$) [E>1MeV]	関連温度移行量(°C)			関連温度(°C)		
			母 材	溶接金属	熱影響部	母 材	溶接金属	熱影響部
初期値	－	0	－	－	－	-25*2	-25*2	-25*2
第1回 (加速)	1981年9月	5.30 (29.9EFPY*1)	4	2	11	-21	-23	-14
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-1	9	-22	-26	-16
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64 (21.4EFPY*1)	7	0	20	-18	-25	-5
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-2	-5	-10	-27	-30

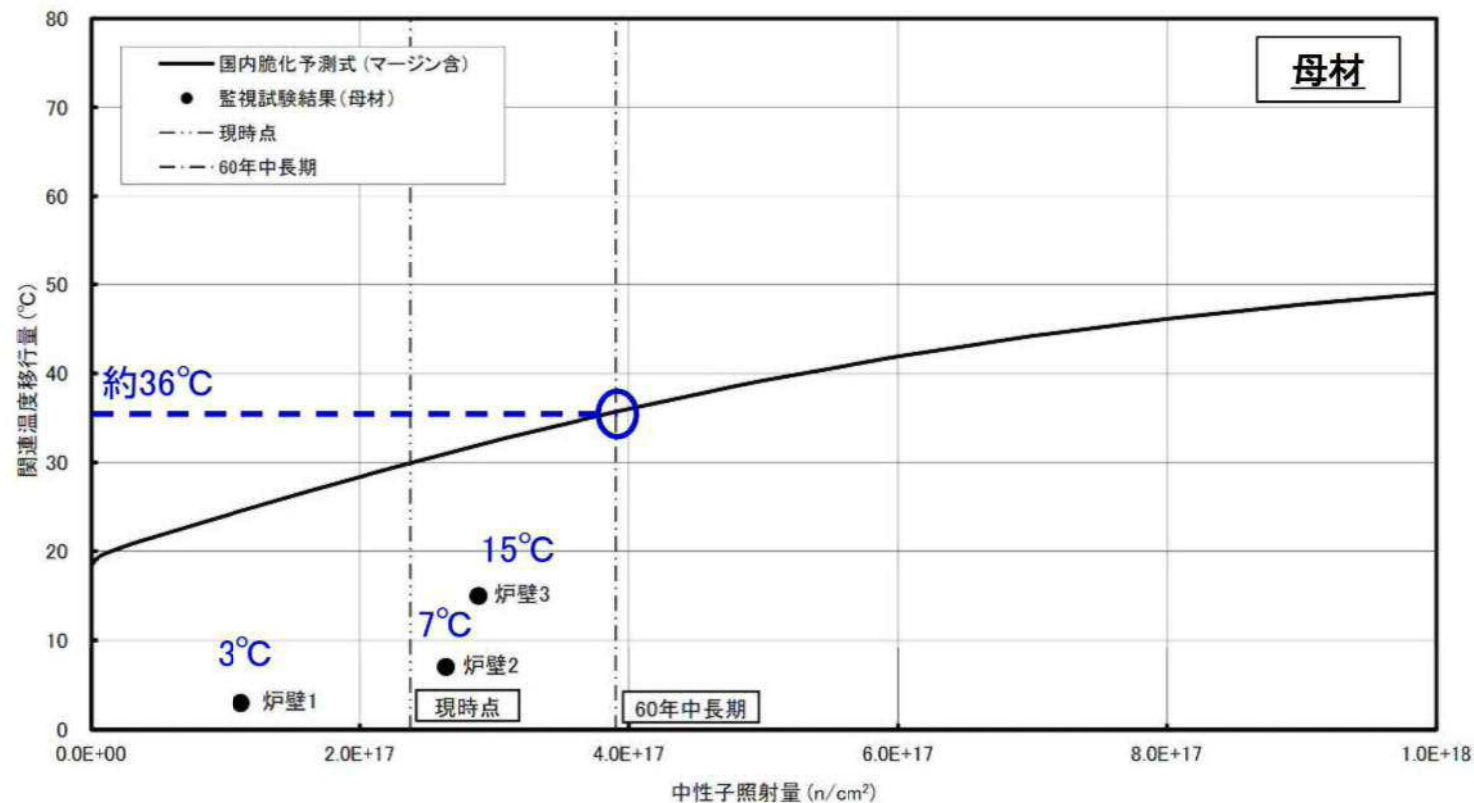
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80 %として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: JEAC4206附属書E-5000Iに基づき算出した関連温度初期値のうち母材、溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価条件)



- ・国内脆化予測法による予測と、第1回加速試験を除く第2回から第4回監視試験結果の関係を下図に示す。
- ・関連温度移行量の予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。
- ・60年時点での関連温度移行量の予測値は下図より約36℃となる。



関連温度移行量の国内脆化予測式による予測と監視試験結果の関係(母材の例)

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価結果)



国内脆化予測法による運転開始後60年時点での関連温度予測値は、最大値11℃となり、余裕(26℃)を見込んだ結果、**胴の最低使用温度は最大値37℃**となった。

$$\text{関連温度} = \text{関連温度初期値} + \text{関連温度移行量(予測値)} = (-25^{\circ}\text{C}) + 36^{\circ}\text{C} = 11^{\circ}\text{C}$$

$$\text{最低使用温度} = \text{関連温度} + \text{余裕} = 11^{\circ}\text{C} + 26^{\circ}\text{C} = 37^{\circ}\text{C}$$

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)	余裕 ($T - RT_{NDT}$) (℃)	胴の最低 使用温度(℃)
2016年 11月時点	母材	-25*2	30	5	26	31
	溶接金属	-25*2	27	2		
	熱影響部	-25*2	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25*2	36	11		37
	溶接金属	-25*2	31	6		
	熱影響部	-25*2	36	11		

*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値

*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材、溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用(当該の部材については母材及び熱影響部は-32℃、溶接金属は-43℃)

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(追加評価)



これまでの最低使用温度の評価は監視試験片を取り出した部位でおこなってきたが、劣化状況評価では炉心領域の部位ごとに評価することとした。その結果、監視試験に基づく結果(最大値11℃)よりも**関連温度が高い部位(最大値27℃)**が抽出された。

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
	3-3	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25	42	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B、C	11035-1-3*2	-28	55	27

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3、4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

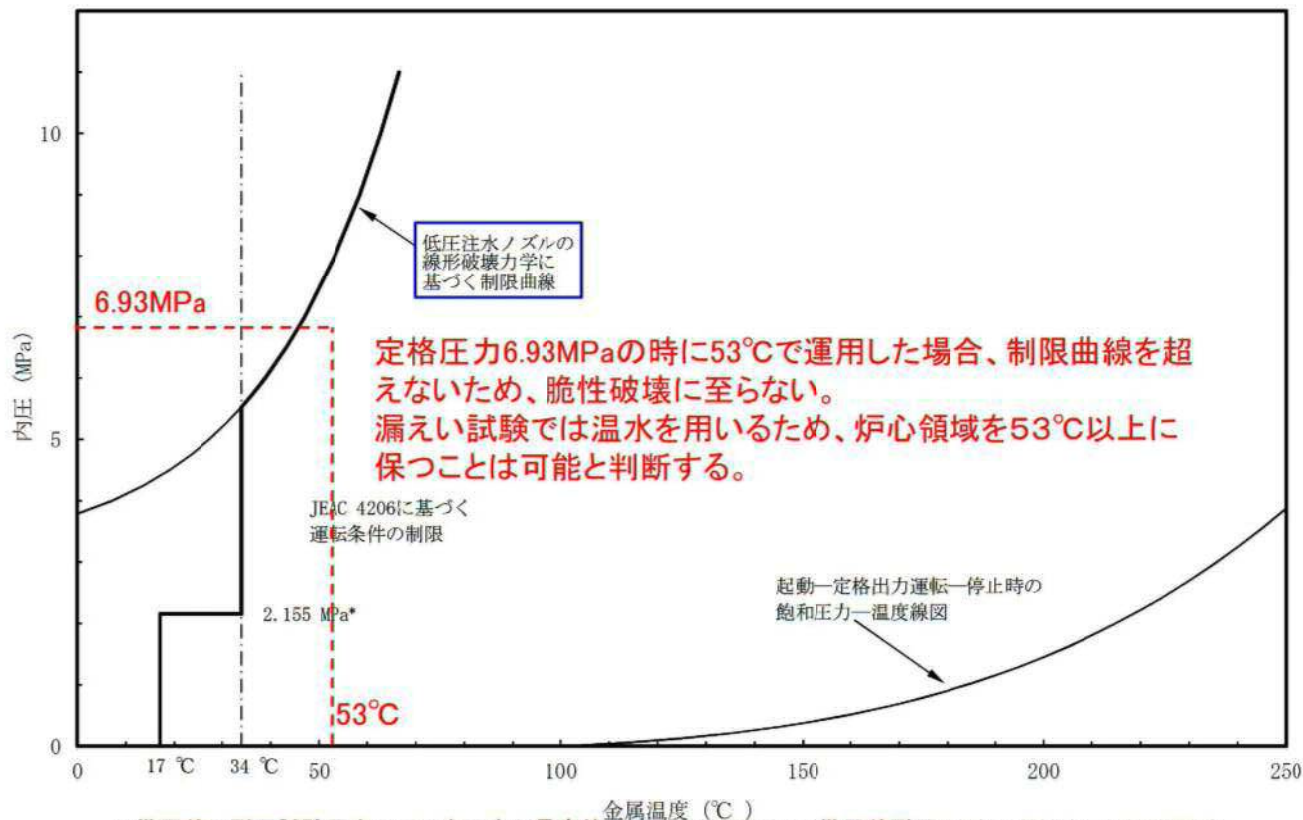
*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚 t の1/4深さ位置での予測値、ただし低圧注水ノズルについては板厚 t の1/16深さ位置での予測値

*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

3. 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(運用について)



- ・原子炉圧力容器胴部の温度が低い状態で、圧力を上げる操作として、プラント停止時における、漏えい試験(原子炉圧力を定格(6.93MPa)まで上げた状態で、漏えいのないことを確認する試験)があげられる。
- ・60年時点での最低使用温度を考慮しても、下図に示す制限曲線を超えないように漏えい試験を実施することで、脆性破壊を防止することが可能となる。



*: 供用前の耐圧試験圧力の20%を示す((最高使用圧力8.62 MPa) × (供用前耐圧1.25) × (20%) = 2.155 MPa)

原子炉圧力容器の圧力・温度制限曲線(60年時点)(低圧注水ノズル、漏えい試験時)

3. 中性子照射脆化－②上部棚吸収エネルギー－



＜上部棚吸収エネルギー評価＞

- ・監視試験片において、未照射時のシャルピー衝撃試験によるエネルギー初期値を評価するとともに、各回の監視試験においてもエネルギー実測値を評価している。
- ・60年時点の予測では国内予測式を適用しており、第4回までのエネルギー実測値の多くが初期値を上回っているため、保守的評価としてマージンに標準偏差の2倍を適用している。

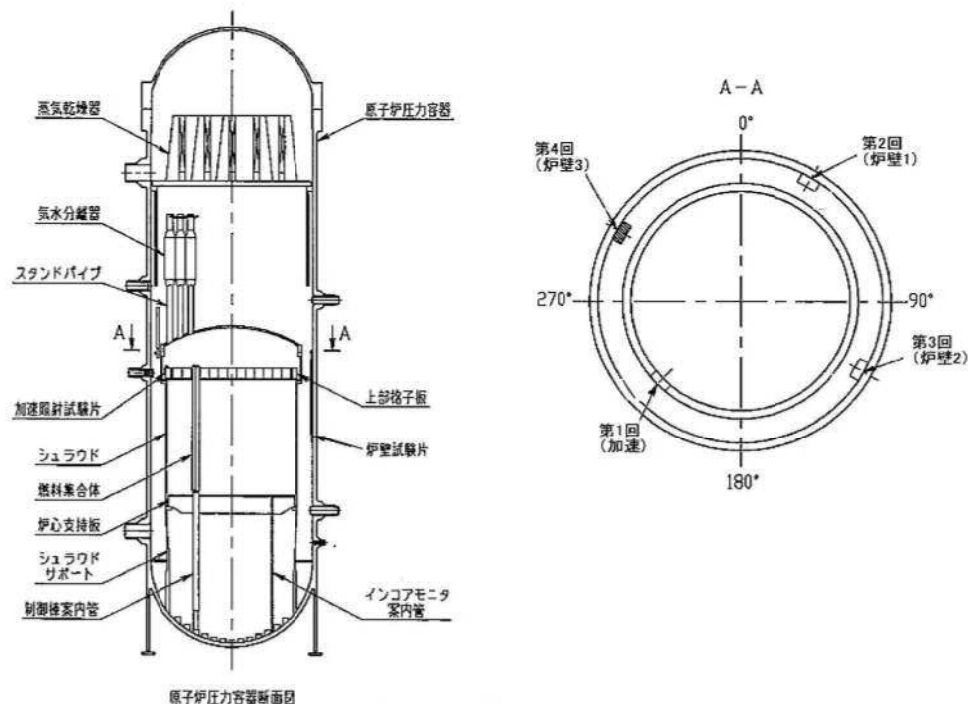
監視試験結果(上部棚吸収エネルギー)

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期値	—	0	202	188	205
第1回 (加速)	1981年9月	5.30	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88	220	215	240

3. 中性子照射脆化－追加保全策(監視試験片)



- ・建設時に「原子力発電設備に関する構造等の技術基準(告示501号)」に基づき、3 カプセル(この他、加速照射試験片1 カプセル)を炉内に装荷している。



監視試験片の配置

監視試験片の配置, 試験片数, 各カプセルの取出時期

配置場所	取出時期	試験片個数					
		衝撃試験片			引張試験片		
		母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
上部格子板	1981年9月						
炉壁	① 1986年2月						
	② 1998年1月						
	③ 2014年2月						

<第5回監視試験の取出時期>

- ・今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－評価対象



以下のとおり、部位ごとに割れの可能性について評価した結果、炉心シュラウドH4周溶接継手の内面については、可能性を否定できないことから、詳細に評価することとした。

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価結果

炉内構造物	照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響 部含む)内面	<u>しきい照射量を超えるものの、内面には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして、局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの、将来にわたって発生することが否定できない。</u>
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響 部含む)外面	<u>しきい照射量を超えるものの、外面にはウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を行っていることから、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する。</u>
炉心シュラウド中間胴 の母材部	<u>しきい照射量を超えるものの、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低いことから、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する。</u>
上部格子板の グリッドプレート	<u>しきい照射量を超えるものの、溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、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する。</u>

4. 照射誘起型応力腐食割れ—評価手法及び評価条件



評価手法:これまでの点検で割れを確認していないが、割れが発生したことを仮定して、応力拡大係数を算出し、破壊靱性値を下回ることを確認する。

評価条件:維持規格*に基づき、適切な破壊靱性値を設定するため、共同研究の成果である破壊靱性評価式を適用した。

*: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

1. 国内外より、軽水炉環境(中性子照射、温度)、材料(SUS304系、SUS316系)を考慮し試験データを収集

2. NUREG/CR-7027を参考に破壊靱性評価式のモデル式を策定

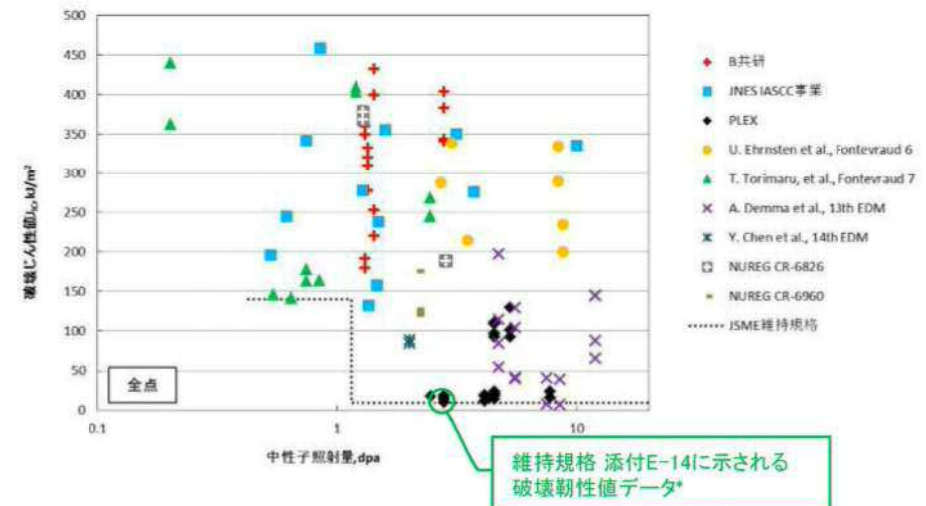
$$\text{モデル式: } J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * dpa^D)$$

注) NUREG/CR: US Nuclear Regulatory Commission Regulation

3. モデル式に基づき、試験データの全データの下限値を包絡する破壊靱性評価式を策定

中性子照射量に応じた破壊靱性値の算出が可能

共同研究における破壊靱性評価式の策定方法



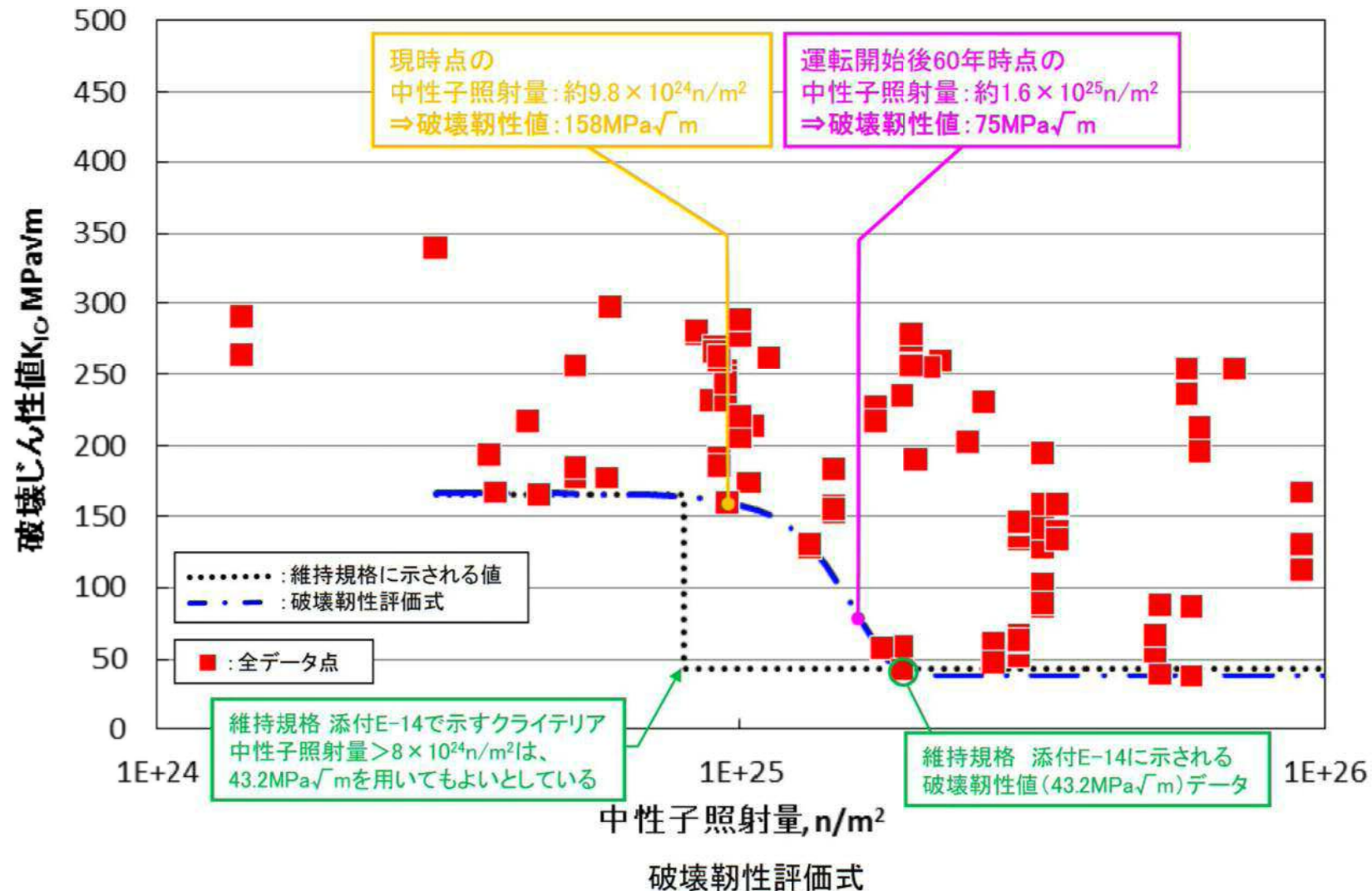
*: 発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成3年度)」

収集された破壊靱性値の試験データ群

4. 照射誘起型応力腐食割れ－評価条件

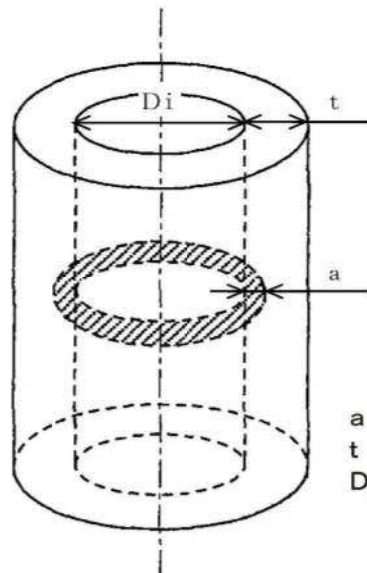


下図のとおり、国内外から集めたデータの下限包絡線を破壊靱性評価式とした。評価式より60年時点の破壊靱性値は $75\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ と評価した。



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**を実施する。



a : 亀裂深さ
t : 炉心シュラウドの板厚
Di : 炉心シュラウドの内径

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

＜応力拡大係数の算出＞

維持規格(2012)の添付-5に基づく式を用いて応力拡大係数を算出

$$K = \left[(\sigma_0 + \sigma_p) G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t} \right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t} \right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t} \right)^3 + \sigma_4 G_4 \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right] \sqrt{\pi a}$$

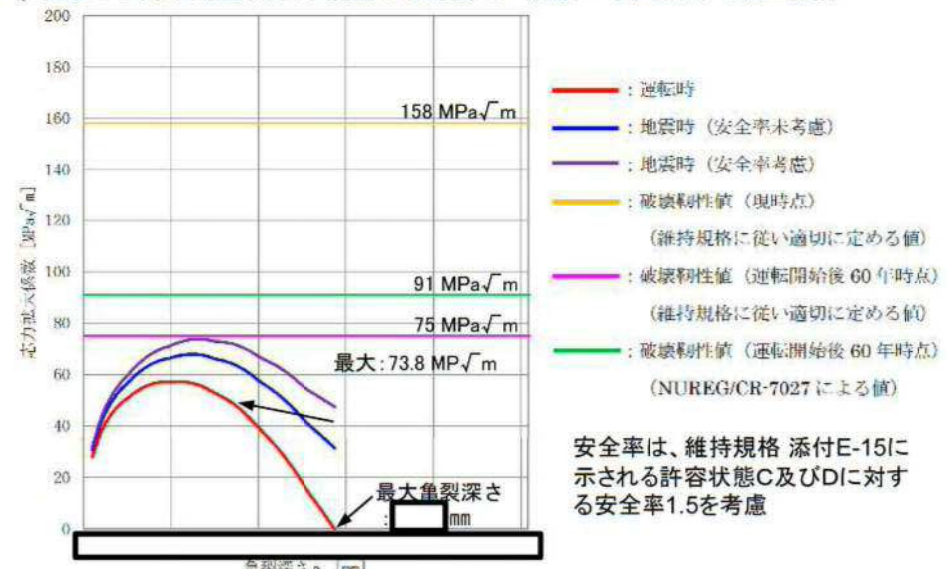
a : 亀裂深さ[m]

t : 炉心シュラウドの板厚

$\sigma_0 \sim \sigma_p$: 板厚方向の応力分布を四次多項式(板厚で規格化)で与えたときの係数

ただし、 σ_p は円筒内表面の欠陥に作用する膜応力

$G_0 \sim G_4$: 管厚比(内半径/板厚)及び欠陥深さ(亀裂深さ/板厚)から決定される補正係数



安全率は、維持規格 添付E-15に示される許容状態C及びDに対する安全率1.5を考慮

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(73.8MPa√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(75MPa√m)を下回ることを確認した。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（1／5）



① 点検状況（炉心シュラウド）

表1 維持規格に基づく点検内容

点検対象		点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド 周溶接継手H4	内面	MVT-1	運転時間で5～15年	第24回定期検査 (2009年)	良
	外面	MVT-1	運転時間で5～15年	第25回施設定期検査 (2015年)	良
炉心シュラウド		VT-3	10年	第25回施設定期検査 (2015年)	良

表2 維持規格に基づく点検に加えて実施する点検内容

点検対象	点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド周溶接 継手H4内面	MVT-1	4定期検査毎	第24回定期検査 (2009年)	良

<判定基準>

MVT-1: 表面について、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

VT-3 : 過度の変形、心合わせ不良、傾き、部品の破損及び脱落がないこと。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（2／5）



① 点検状況(炉心シュラウド)(続き)

炉心シュラウド周溶接継手 H4 MVT-1 点検範囲

内面：全長の 100%（第 24 回定期検査）

外面：全長の 100%（第 25 回定期検査）ジェットポンプを取り外して点検

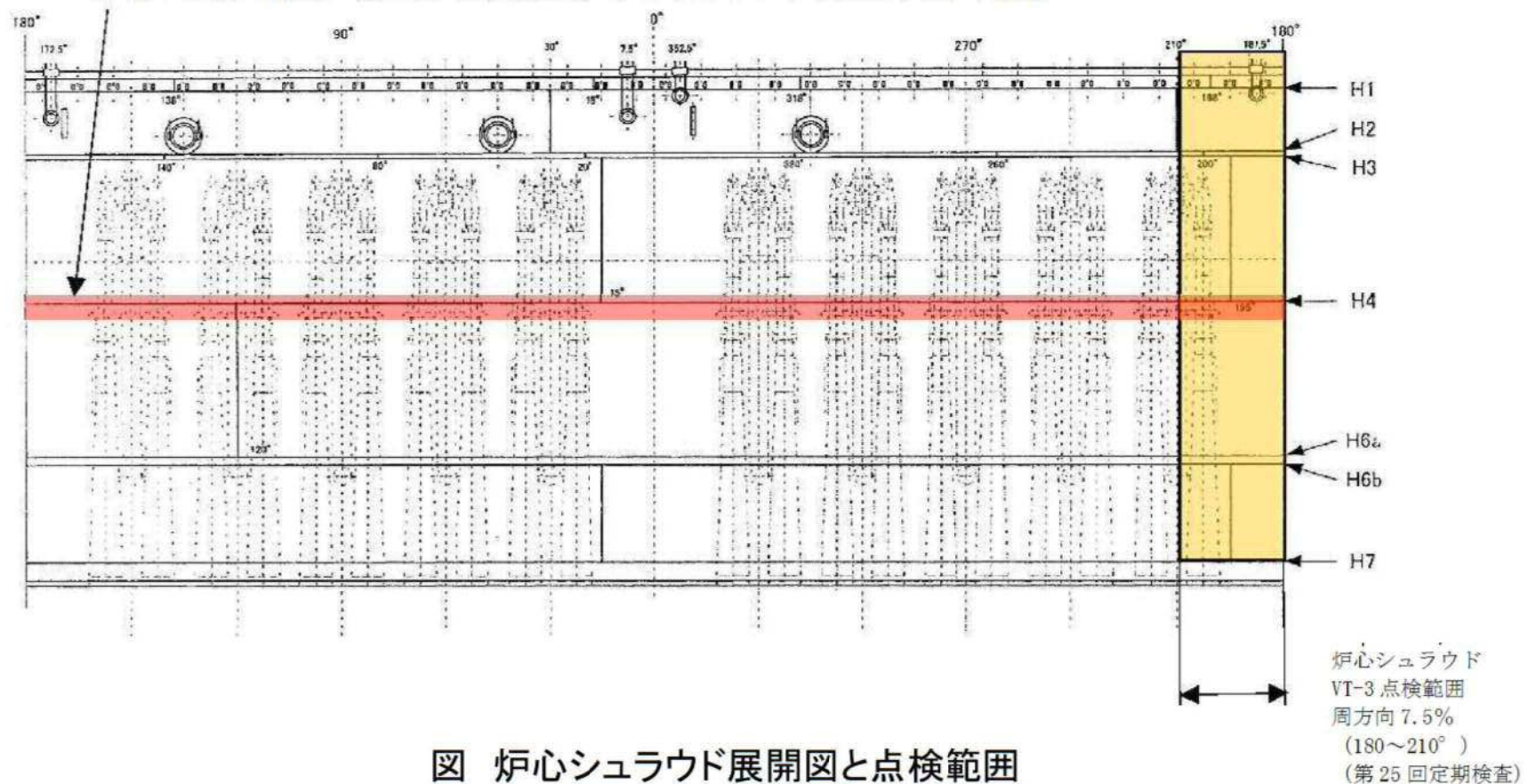


図 炉心シュラウド展開図と点検範囲

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（3／5）



② 応力腐食割れに対する予防保全対策

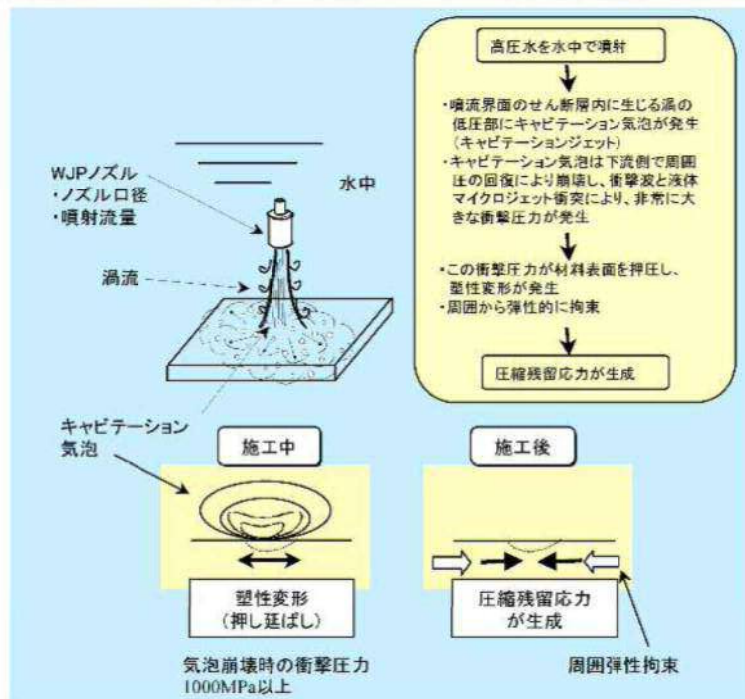
発生因子	炉心シュラウド
応力	➤ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年) (外面)
材料	➤ 低炭素ステンレス鋼SUS304Lを使用(全体)
環境	➤ 水素注入による腐食電位の低減(1997年1月～)(全体) ➤ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)(内面)

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（4／5）WJP施工について

ウォータージェットピーニング施工（WJP）とは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより、発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングすることにより、材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する方法である。

（解説 2-1）WJP（Water Jet Peening）の原理

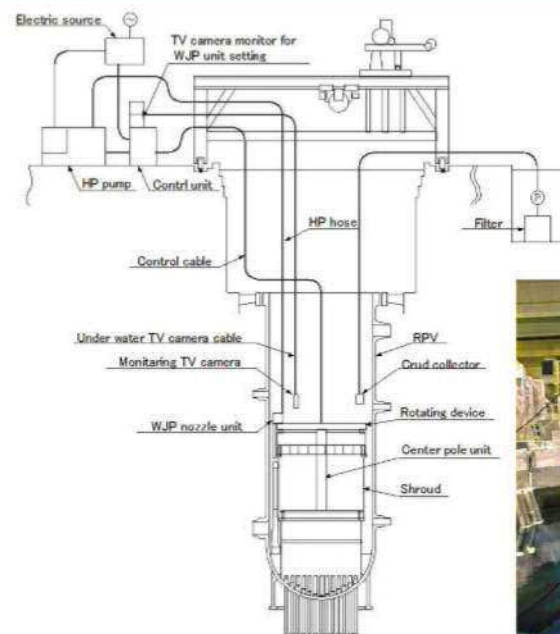
WJPは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングする技術である。このWJPの原理を、解説図 2-1 に示す。



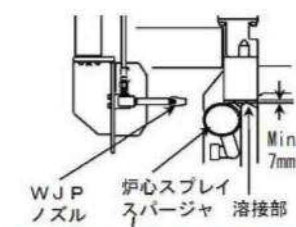
解説図 2-1 WJPの原理

WJPによる引張残留応力改善の原理*

*：日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン[ピーニング工法]より



炉心シュラウド適用時の装置の配置



炉心スプレー配管と炉心シュラウド上部リング隙間への施工模式図とモックアップ試験状況



センターポールユニット

WJPの現場施工の概要

4. 照射誘起型応力腐食割れ－現状保全（5／5）

② 応力腐食割れに対する予防保全対策（続き）

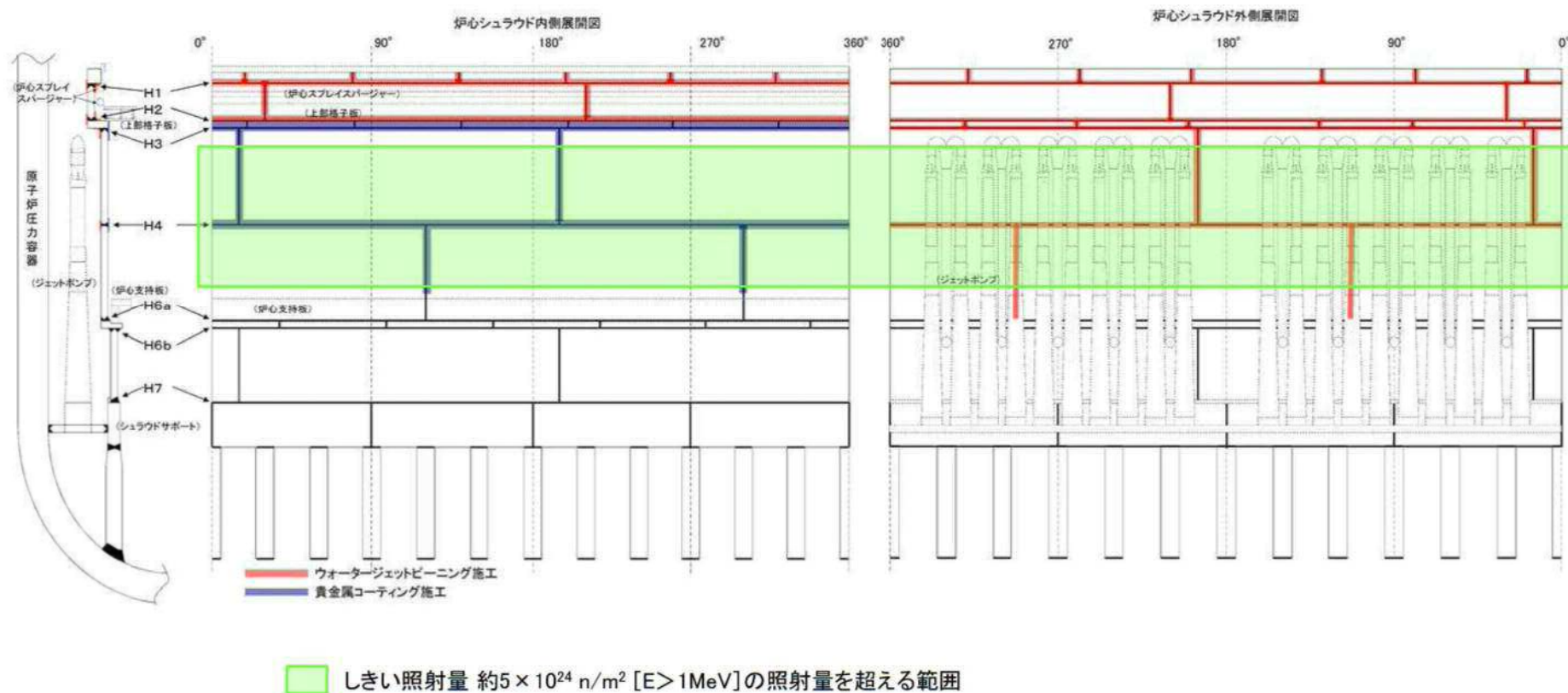


図 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図(1999年第17回定期検査)

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（1／4）



- ① 中性子照射量と照射誘起型応力腐食割れの感受性の関係
- ・制御棒に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は、しきい照射量（SUS304: 約 5×10^{24} n/m²、SUS316: 約 1×10^{25} n/m²）以上の中性子照射量を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。
- ② 高い照射量を受ける制御棒上部の使用材料は、一部を除きステンレス鋼である。
（東海第二の制御棒は、ボロン・カーバイド型）

部位	A社製	B社製
制御材被覆管	SUS304相当	SUS304相当 SUS304L相当
シース	SUS304相当	SUS316L
タイロッド	SUS304相当	SUS316L
ピン	コバルト基合金	ステンレス鋼
上部ハンドル	SUS304相当	SUS316L

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（2／4）



③制御棒の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価

- **制御棒は**、核的寿命に対して保守的に定めた**運用基準**（取替基準： 2.0×10^{25} n/m²（熱中性子）、取替目標値： 1.5×10^{25} n/m²（熱中性子））**に基づき取替を実施**している。

➡照射量の観点から、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

- 制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また、制御材被覆管には、制御材の熱中性子捕獲による $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によるHe発生に伴う内圧上昇、並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

➡応力の観点から、照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

- 制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れが発生した場合、内部のボロン・カーバイドの流出によって原子炉水のトリチウム濃度が上昇する。

➡定期的にトリチウム濃度の測定（3か月に1度）を実施。**トリチウム濃度の急上昇はなく、制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認**している。

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（3／4）

(2) 現状保全

① 点検状況

- 定期検査毎に実施している原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査により、制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認している。

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

発生因子	対 策
応力	- 溶接部の残留応力低減（取替品） - 製造時の不純物管理、上部ハンドルガイドローラのピン穴に通水溝（取替品）（右図）
材料	低炭素ステンレス鋼SUS316L、SUS304Lを使用（取替品）
環境	水素注入による腐食電位の低減（1997年1月～）

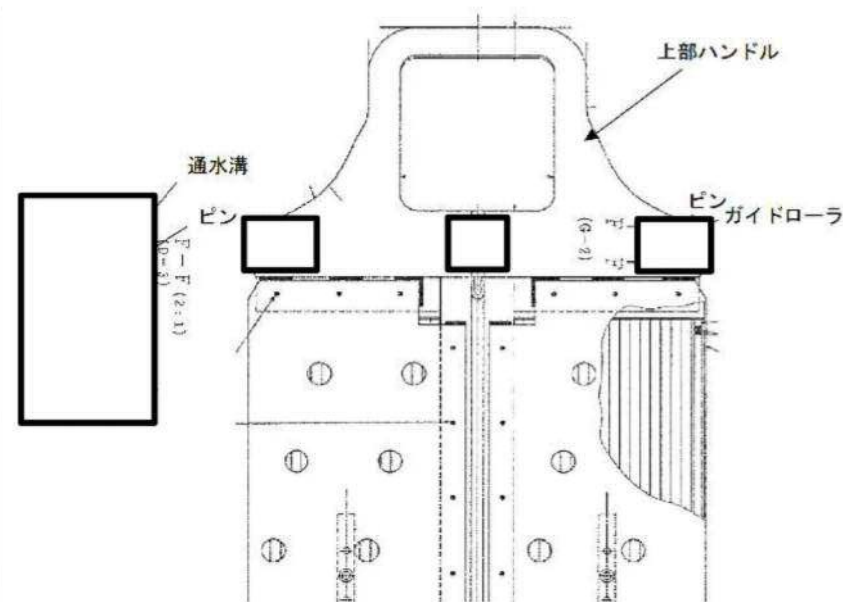


図 上部ハンドルガイドローラのピン穴長穴構造化

4. 照射誘起型応力腐食割れ－制御棒の評価（4／4）



(3) 総合評価

- 制御棒は、照射量及び応力の観点から、ステンレス鋼を使用している上部に位置する部位について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。
- しかしながら、**運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。**
- また、定期的なトリチウム濃度の測定によって、制御材被覆管の照射誘起型応力腐食割れによる**ボロン・カーバイドの流出がないことを確認**している。
- したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を継続することで、技術基準規則第36条及び第59条に定める制御棒の機能は維持できることから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。
- なお、新制御棒については、製造時の不純物管理を徹底するとともに、応力腐食割れ対策品とすることで、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性を低減できると考える。

(4) 高経年化への対応

- 制御棒の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はない。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定 (1/3)



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)

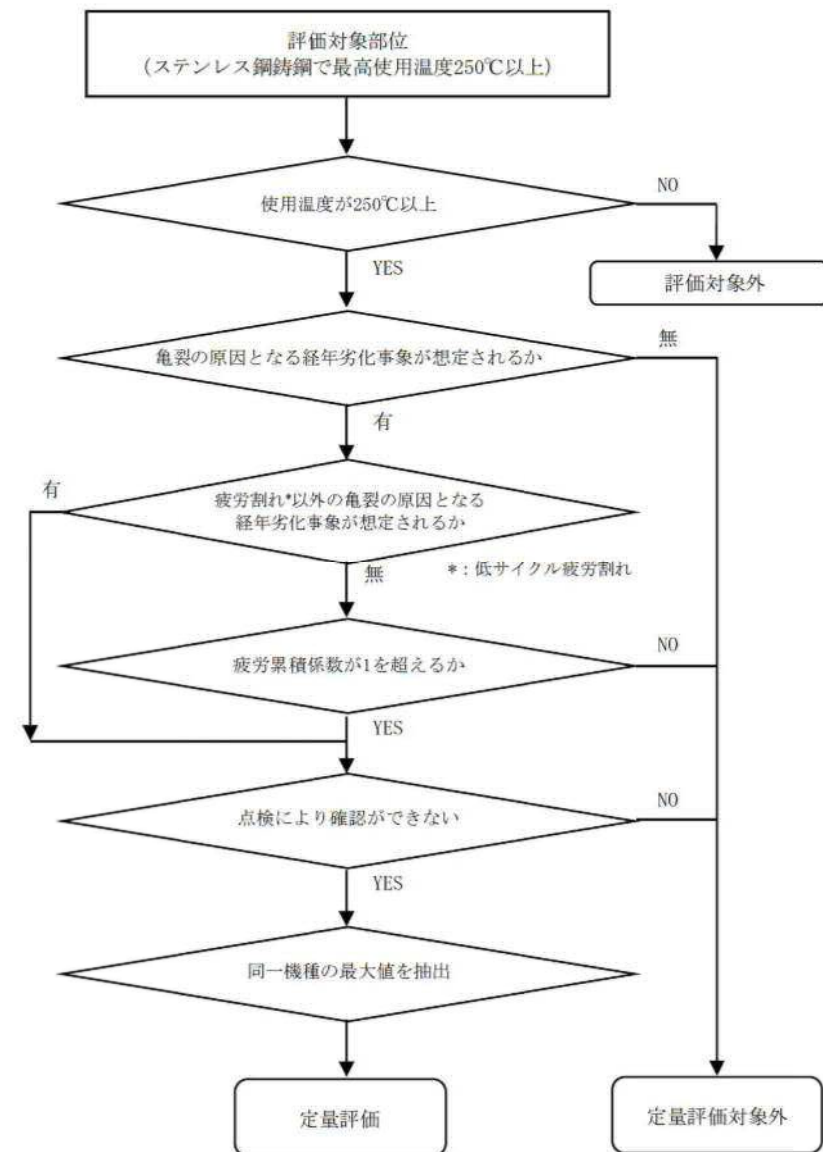
以下について定量評価を行うこととした。

- 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。**

このため、**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。**

次ページに全評価対象と評価要否を示す。



5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定（2／3）



全評価対象

*1：図1の熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。

*2：劣化状況評価書にて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている部位を示している。

機種分類	機器名称	対象部位	評価結果 ^{*1}	最高使用温度 【℃】	使用温度 【℃】	亀裂の原因となる 経年劣化事象 ^{*2}	疲労累積係数	備考
ポンプ	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285	—	—	
		ケーシングリング	定量評価対象外	302	285	—	—	
		羽根車	定量評価対象外	302	285	—	—	
		水中軸受	定量評価対象外	302	285	—	—	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉再循環ポンプ出口弁（代表機器）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉隔離時冷却系注入弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉圧力容器底部ドレン弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた、弁体	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	—	代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
玉型弁	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系シャットダウン注入弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化吸込弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉圧力容器底部ドレンバイパス弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁	弁箱、弁ふた	定量評価対象外	302	285	—	—	
	ほう酸水注入系テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
逆止弁	残留熱除去系ヘッドスプレイライン逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉隔離時冷却系外側テスト逆止弁	弁箱、アーム	定量評価対象外	302	285	—	—	
	原子炉戻り配管逆止弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	—	—	
	残留熱除去系停止時冷却ライン安全弁	弁箱	評価対象外	302	250℃未満	—	—	運用上、使用温度が250℃未満
安全弁	排ガス復水器胴側安全弁	弁箱	評価対象外	538	250℃未満	—	—	熱流動解析の結果、使用温度が250℃未満
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
機械設備	制御棒	弁ふた、ボールシャフト	定量評価対象外	302	285	—	—	
	制御棒駆動機構	落下速度リミッタ	定量評価対象外	302	285	—	—	
		コレットピストン、コレットリティナチューブ	評価対象外	302	250℃未満	—	—	冷却流路に設置されているため、使用温度は250℃未満
	ディーゼル機関本体	過給機ノズル	評価対象外	250℃以上	250℃以上	—	—	運転時間（時効時間）が短い
炉内構造物	燃料支持金具（中央、周辺）	中央燃料支持金具	定量評価対象外	302	285	—	—	
	制御棒案内管	ベース	定量評価対象外	302	285	—	—	
	炉心スプレイ配管・スパージャ	ノズル	定量評価対象外	302	285	—	—	
		インレットミキサ	定量評価対象外	302	285	—	—	
	ジェットポンプ	ディフューザ	定量評価対象外	302	285	—	—	
		リストレーナブラケット	定量評価対象外	302	285	—	—	

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定（3／3）



代表の選定

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
			F106	約14.1	285	115.1	無し	
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し	
			F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－①脆化予測、②-1 想定亀裂



①評価対象期間の脆化予測

脆化予測モデル(「Proceeding of ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデル^{*1)}を用いて、熱時効後のステンレス鋼の亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測した。

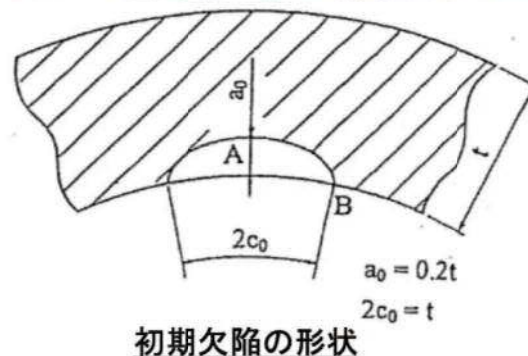
亀裂進展抵抗(破壊靱性値: J_{IC} 、 J_6) 評価結果

対象機器・部位	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプのケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

*1: H3Tモデルは、熱時効により低下する亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測するために開発されたものであり、複数の鋼種や製造方法の材料により取得された材料データに基づき、フェライト量から熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。本評価では保守的にばらつきの下限線(−2S)を用いて、運転開始後60年時点における亀裂進展抵抗を予測している。

②-1 想定亀裂の評価(1/3)

初期欠陥は、社団法人 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」及び原子炉安全基準専門部会報告書の『配管の破断に伴う「内部発生飛来物」に対する設計上の考慮』について』を参考に設定している。



②-1 想定亀裂の評価(2/3)

ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期欠陥がプラント運転時に生じる応力サイクルにより運転開始後60年時点までに進展する量を算出した。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{2.12}$$

$$\Delta K = K_{\max} - K_{\min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{\max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

[	da/dN	: 疲労亀裂進展速度[m/cycle]	ΔK	: 応力拡大係数の変動範囲[MPa√m]
	t _r	: 負荷上昇時間[s]	R	: 応力比[K _{min} /K _{max}]
	t _r = 1 (t _r < 1 の場合)		K _{max} , K _{min}	: 最大及び最小応力拡大係数[MPa√m]
	t _r = 1000 (t _r が定義できない場合)			

疲労亀裂進展速度は、BWR環境中を考慮した式であり、保守的な評価となる社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労亀裂進展速度を用いて算出している。

応力サイクルは、実績過渡回数に基づいて、運転開始後60年時点までを想定したものであるが、2020年9月以降の期間は実績より保守的*な過渡回数を想定した。

応力拡大係数は、供用状態A、B及び地震荷重を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。

*: 評価条件として、2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態、2020年9月以降の発生頻度は実績の1.5倍以上を想定。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－②－1 想定亀裂



②-1 想定亀裂の評価 (3/3)

疲労亀裂進展解析の結果は下表のとおりであり、運転開始後60年時点までの進展を想定しても貫通に至らない。

疲労亀裂進展解析結果

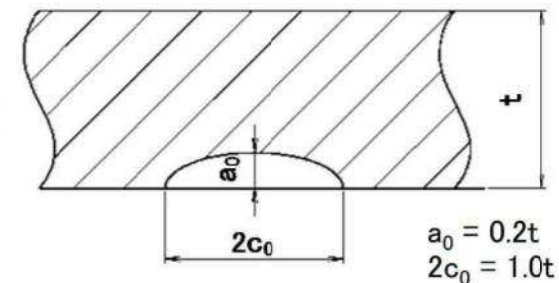
原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚*1 : $t=33.4$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 6.7$	$2c_0 = 33.4$	—
60年 想定時	$a = 9.8$	$2c = 35.6$	$\Delta a^{*2} = 3.1$ mm $2\Delta c^{*2} = 2.2$ mm

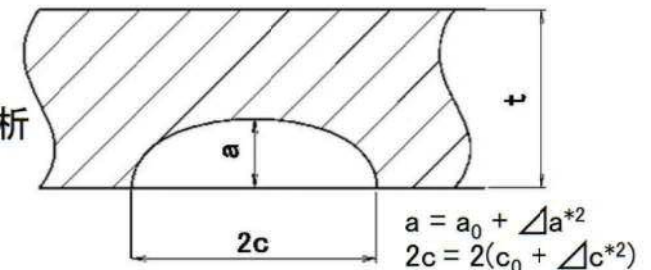
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚*1 : $t=37.0$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 7.4$	$2c_0 = 37.0$	—
60年 想定時	$a = 9.1$	$2c = 38.2$	$\Delta a^{*2} = 1.7$ mm $2\Delta c^{*2} = 1.2$ mm

評価用初期欠陥



疲労亀裂進展解析



*1: 初期亀裂長さ($2c_0$)である板厚(t)は、評価に用いる応力を保守的に評価するため、評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち、最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

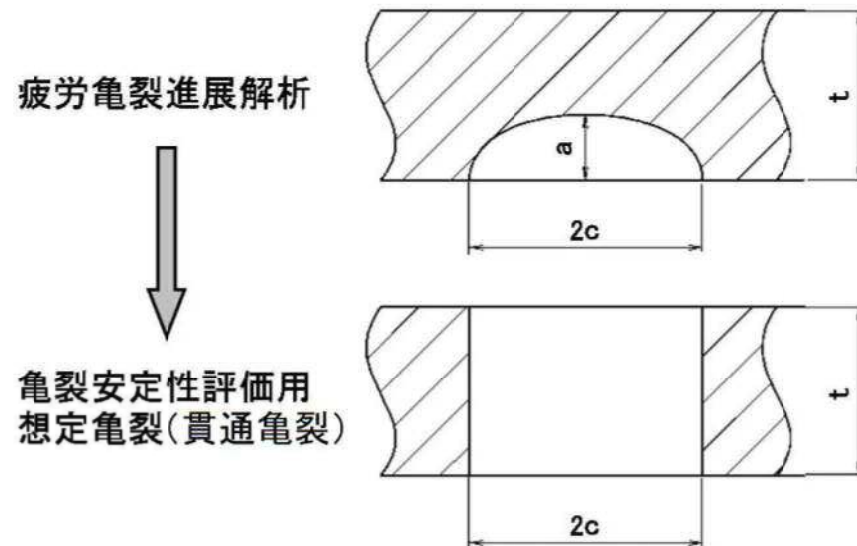
*2: Δa 、 Δc は供用期間中の疲労亀裂進展量

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－②-2評価用想定亀裂



②-2評価用想定亀裂

評価では、安全側に評価するため、4.(2)項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える。



亀裂安定性評価用想定亀裂

対象機器・部位	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプのケーシング	$2c = 35.6$	$t = 33.4$
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



③亀裂進展力(J_{app})の評価(1/2)

亀裂進展力を評価する際に想定する発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力（内圧、自重、地震(S_s))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。評価に用いた発生応力の詳細を以下に示す。

発生応力の詳細

対象機器・部位	応力分類	一次応力			二次応力の 熱膨張荷重	合計
		自重	内圧	地震(S_s)		
原子炉再循環ポンプの ケーシング	膜応力[MPa]	—	34.0	—	—	34.0 (43.2)*1
	曲げ応力[MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3)*1
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	膜応力[MPa]	—	42.4	—	—	42.4 (45.0)*1
	曲げ応力[MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6)*1

*1:表中の()内は、最小板厚部での発生応力を示している。

5. 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



(4) 亀裂進展力(J_{app}) の評価 (2/2)

亀裂進展力は、評価部位の応力と亀裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及び亀裂進展解析結果(60年想定亀裂)の亀裂安定性評価用想定亀裂を用いて、「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989) のvolume1の1章2項2.1～2.3節にあるJ積分の解析解により算出する。

亀裂進展力の評価結果

対象機器・部位		初期欠陥 (板厚の1倍)	60年想定亀裂 進展解析結果	亀裂想定 (板厚の3倍)	亀裂想定 (板厚の5倍)
原子炉再循環ポンプ のケーシング	亀裂長さ 2c[mm]	33.4	35.6	100.2	167.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44	47	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	亀裂長さ 2c[mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	7	8	25	53