

# 高浜発電所2号炉 運転期間延長認可申請の概要

平成27年5月20日  
関西電力株式会社

|                 |    |
|-----------------|----|
| ○運転期間延長認可申請について | 2  |
| ○特別点検結果         | 4  |
| ○劣化状況評価         | 11 |
| ○保守管理に関する方針     | 33 |

# 運転期間延長認可申請について

---

# 運転期間延長認可申請

**高浜発電所 2号炉**（炉型：加圧水型軽水炉、電気出力：約826MW）

○営業運転開始 : 1975年11月14日

○運転できる期間 : 2016年 7月 7日まで（原子力規制委員会設置法附則第25条による）

## 運転期間延長認可申請

（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の32第4項に基づく申請）

**運転期間延長認可申請書**（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第113条に基づく）

本文 四 **延長しようとする期間 : 2035年11月13日まで**

添付書類 一 高浜発電所2号炉 特別点検結果報告書

添付書類 二 高浜発電所2号炉 劣化状況評価書

添付書類 三 高浜発電所2号炉 保守管理に関する方針書

## 高経年化対策(運転開始後40年)に係る保安規定変更認可申請

（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第82条に基づく技術評価、同第92条に基づく申請）

**保安規定変更認可申請書**（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第92条に基づく）

変更内容 高浜発電所2号炉 長期保守管理方針（延長申請書 添付書類三 と同じ内容）

添付書類 高浜発電所2号炉 高経年化技術評価書（延長申請書 添付書類二 と同じ内容）



# 特別点検結果

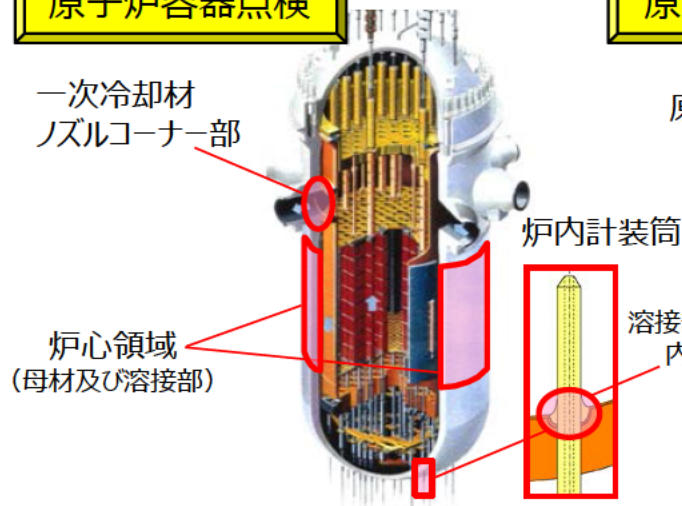
---

# 特別点検の概要

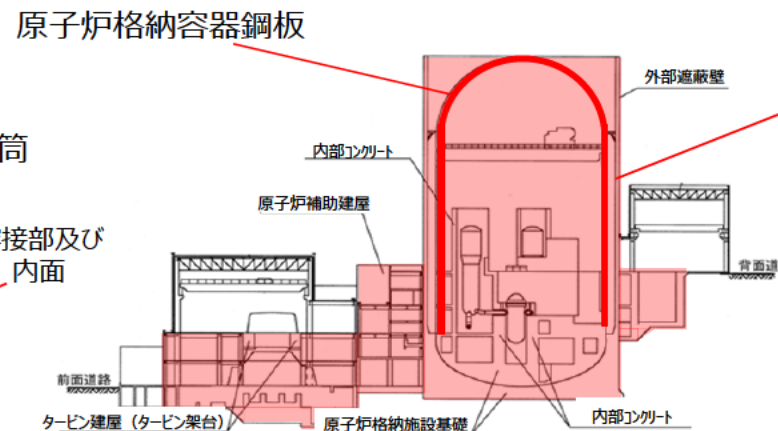
## ○特別点検の内容

| 対象機器      | 対象部位                          | 点検方法   |
|-----------|-------------------------------|--|
| 原子炉容器     | 母材及び溶接部(炉心領域100%)             | 超音波探傷試験※ <sup>1</sup> による欠陥の有無の確認            |
|           | 一次冷却材ノズルコーナー部                 | 渦流探傷試験※ <sup>2</sup> による欠陥の有無の確認             |
|           | 炉内計装筒(全数)                     | 目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面の欠陥の有無の確認 |
| 原子炉格納容器   | 原子炉格納容器鋼板<br>(接近できる点検可能範囲の全て) | 目視試験による塗膜状態の確認                               |
| コンクリート構造物 | 原子炉格納施設<br>原子炉補助建屋 等          | 採取したコアサンプル(試料)による強度等の確認                      |

### 原子炉容器点検



### 原子炉格納容器点検



### コンクリート構造物点検

原子炉格納施設  
原子炉補助建屋 等

※1: 超音波の反射によって欠陥の有無を確認

※2: 材料に渦電流を発生させ、その電流の変化によって表面欠陥の有無を確認

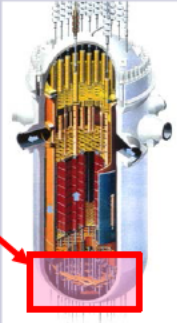
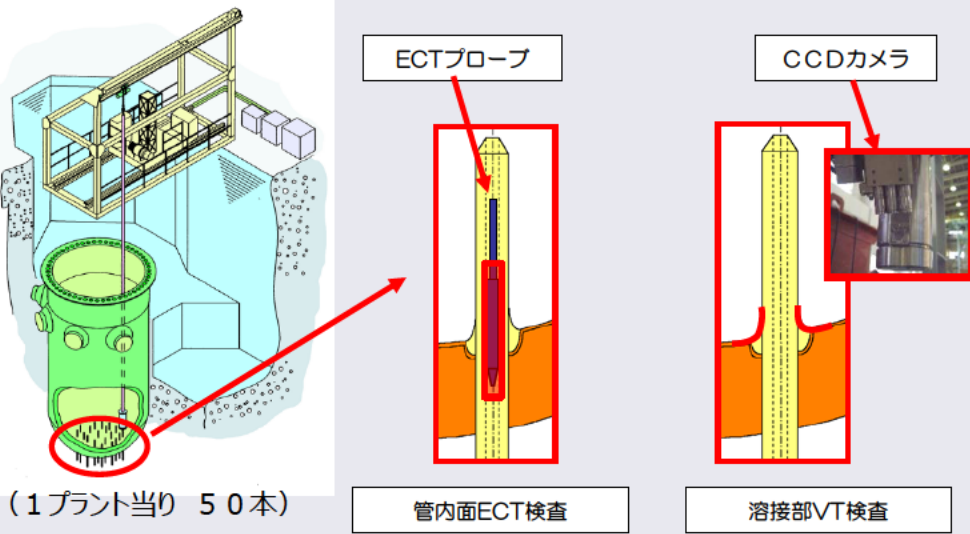
# 原子炉容器の特別点検結果

|                 |  |   |
|-----------------|--|---|
| <b>点検部位</b>     | 母材及び溶接部<br>(炉心領域の100%)                                       |  <p>炉心領域<br/>(母材及び溶接部)</p>   |
| <b>着目する劣化事象</b> | 中性子照射脆化  |   |
| <b>点検手法</b>     | 超音波探傷試験(UT)  |   |
| <b>点検方法</b>     | 原子炉容器供用期間中検査ロボットを用いて、原子炉容器の母材及び溶接部の欠陥の有無を確認するために、超音波探傷試験を実施。 |   |
| <b>実施期間</b>     | 2015.2.19 ~ 2015.3.5   |   |
| <b>点検結果</b>     | 有意な欠陥は認められなかった。  |   |

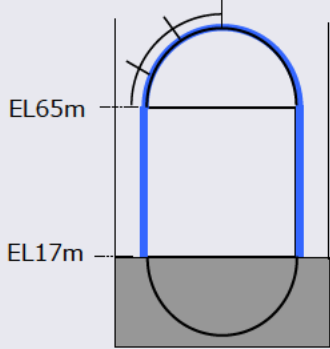
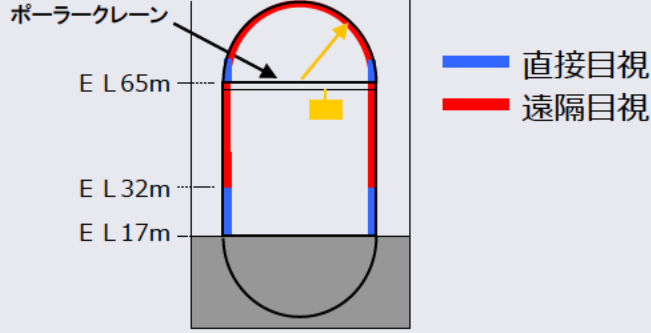
# 原子炉容器の特別点検結果

|                 |  |   |
|-----------------|--|---|
| <p>点検部位</p>     | <p>一次冷却材ノズルコーナー部<br/>(クラッドの状態を確認)</p>                                |  <p>一次冷却材<br/>ノズルコーナー部</p>   |
| <p>着目する劣化事象</p> | <p>疲労</p>  |   |
| <p>点検手法</p>     | <p>渦流探傷試験(ECT)</p>   |   |
| <p>点検方法</p>     | <p>原子炉容器供用期間中検査ロボットを用いて、一次冷却材ノズルコーナー部のクラッドの状態を確認するために渦電流探傷試験を実施。</p> |   |
| <p>実施期間</p>     | <p>2015. 3. 8 ~ 2015. 3.16</p>                                       |   |
| <p>点検結果</p>     | <p>有意な欠陥は認められなかった。</p>   |   |

# 原子炉容器の特別点検結果

|                 |   |   |
|-----------------|---|---|
| <p>点検部位</p>     | <p>炉内計装筒 (BMI)<br/>(全数)</p>                                       |  <p>炉内計装筒</p>  |
| <p>着目する劣化事象</p> | <p>応力腐食割れ (SCC)</p>   |   |
| <p>点検手法</p>     | <p>溶接部: 目視試験 (MVT-1)<br/>管内面: 渦流探傷試験 (ECT)</p>                    |   |
| <p>点検方法</p>     | <p>燃料取換クレーンにより目視点検装置、渦流探傷試験装置を吊り下げて、炉内計装筒の溶接部、管内面の欠陥の有無を確認する。</p> |  <p>(1プラント当り 50本)</p> <p>ECTプローブ</p> <p>管内面ECT検査</p> <p>CCDカメラ</p> <p>溶接部VT検査</p> |
| <p>実施期間</p>     | <p>2015.3.26 ~ 2015.4.3</p>                                       |   |
| <p>点検結果</p>     | <p>有意な欠陥は認められなかった。</p>  |   |

# 原子炉格納容器の特別点検結果

|          |   |
|----------|---|
| 点検部位     | CV内外面の鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)  |
| 着目する劣化事象 | 腐食  |
| 点検手法     | 目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認  |
| 点検方法     | <p>接近性を考慮し、直接目視もしくは、遠隔目視により点検</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>外面</p> <p>(半球部外面)<br/>・歩廊から直接目視</p> <p>(円筒部外面)<br/>・仮設足場から直接目視</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>内面</p> <p>(半球部内面)<br/>・ポークレーン上から遠隔目視</p> <p>(円筒部内面)<br/>・高所はゴンドラから直接目視もしくは遠隔目視<br/>・架台や機器等によりゴンドラが近寄れない箇所は<br/>オペフロ床面等から遠隔目視<br/>・各フロアの床面及び歩廊等から近寄れる箇所は直接目視</p> </div> </div> |
| 実施期間     | 2014.12.1 ~ 2015.3.17   |
| 点検結果     | 点検の結果、原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食は認められなかった。   |



# コンクリート構造物の特別点検結果

|                 |   |   |  |                        |                 |                                   |
|-----------------|---|---|--|------------------------|-----------------|-----------------------------------|
| <b>点検部位</b>     | コンクリート                                      |   |  |                        |                 |                                   |
| <b>着目する劣化事象</b> | 強度低下及び遮蔽能力低下                                |   |  |                        |                 |                                   |
| <b>点検手法</b>     | 採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認   |   |  |                        |                 |                                   |
| <b>点検方法</b>     | 点検部位  | 外部遮蔽壁、内部コンクリート、基礎マット 他  |  |                        |                 |                                   |
|                 | 点検項目  | 強度  | 遮蔽能力   | 中性化                    | 塩分浸透            | アルカリ骨材反応                          |
|                 | 点検方法の概要                                     | コアサンプルに圧縮力を加えて破壊した時の力(圧縮強度)を確認  | コンクリートの重さ(保守的に乾燥させた重さ)を確認  | コンクリートがアルカリ性を保っているかを確認 | コンクリート中の塩分の量を確認 | コアサンプルを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 |
|                 |   |  |  |                        |                 |                                   |
|                 |   | 強度の点検事例   | 中性化の点検事例   |                        |                 |                                   |
| <b>実施期間</b>     | 2015. 1. 7 ~ 2015. 3.26                     |   |  |                        |                 |                                   |
| <b>点検結果</b>     | 点検の結果、コンクリート構造物の健全性に影響を与える恐れのある劣化は認められなかった。 |   |  |                        |                 |                                   |

# 劣化状況評価

---



# 実施工程

## ○工程管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等に基づき、2015年4月～7月までに運転期間延長認可申請等を行うべく工程管理を実施。

- ・2012年9月19日および2015年3月3日に実施計画および実施手順を策定し、技術評価の実施を開始
- ・2015年4月3日には高浜発電所による評価書確認を完了
- ・2015年4月9日にグループ内での評価者以外による技術的な内容の妥当性確認を完了
- ・2015年4月10日に原子力事業本部品質保証グループによるプロセス確認のための内部監査を完了
- ・2015年4月22日に社内の原子力発電安全委員会において評価書の審議を実施し確認され、原子力技術部門統括が承認

### 実施工程

| 年月<br>項目       | 2012 |     |    | 2013 |     |    | 2014 |     |   |   |    | 2015 |                 |   |   |   |   |                 |
|----------------|------|-----|----|------|-----|----|------|-----|---|---|----|------|-----------------|---|---|---|---|-----------------|
|                | 9    | ... | 12 | 1    | ... | 12 | 1    | ... | 8 | 9 | 10 | 11   | 12              | 1 | 2 | 3 | 4 | 5               |
| 手順書作成          | ▼    |     |    |      |     |    |      |     |   |   |    |      |                 |   |   | ▼ |   |                 |
| 評価書作成          | ■    |     |    |      |     |    |      |     |   |   | ■  |      |                 |   |   |   |   |                 |
| 発電所確認          |      |     |    | ■    |     |    |      |     |   | ■ |    |      |                 |   |   | ■ |   |                 |
| 妥当性確認          |      |     |    |      |     |    |      |     |   | ■ |    |      |                 |   |   |   | ■ |                 |
| 内部監査(プロセス監査)   |      |     |    |      |     |    |      |     |   |   | ▼  |      |                 |   |   |   |   | ▼               |
| 原子力発電安全委員会(審議) |      |     |    |      |     |    |      |     |   |   |    | ■    |                 |   |   |   |   | ▼               |
| 保安規定変更認可申請     |      |     |    |      |     |    |      |     |   |   |    |      | ▼ <sup>※1</sup> |   |   |   |   | ▼ <sup>※2</sup> |
| 運転期間延長認可申請     |      |     |    |      |     |    |      |     |   |   |    |      |                 |   |   |   |   | ▼               |

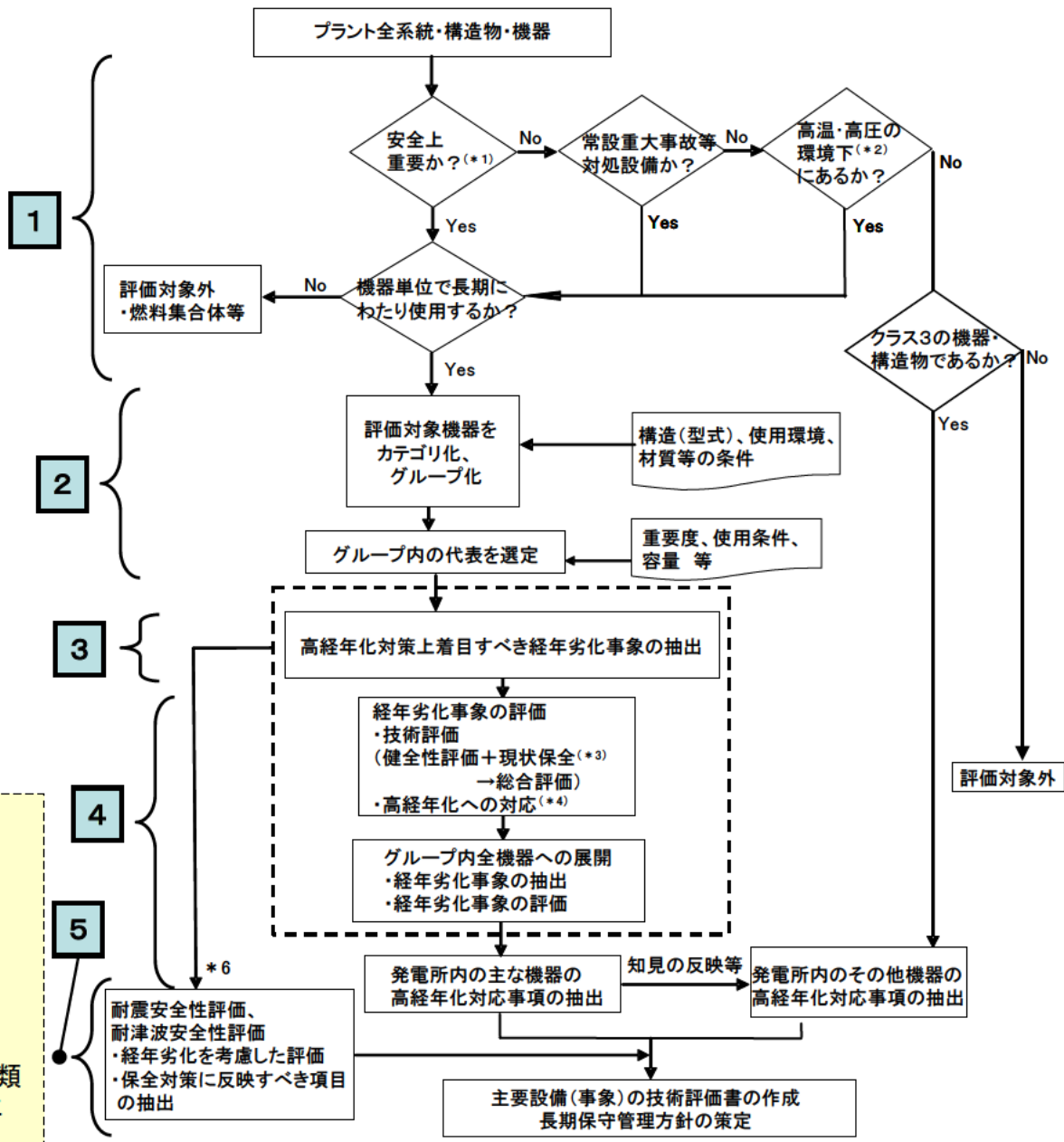
※1:冷温停止を前提とした評価、※2:運転を前提とした評価および冷温停止を前提とした評価

# 実施手順

## ○評価の方法

- ・技術評価手法は社内の「高経年化対策実施手順書」で明確にして実施。
- ・右図に運転を前提とした技術評価フローを示す。
- ・評価は、大別すると下記の流れにて実施しており、それぞれ次頁以降で説明。
  1. 技術評価対象機器の抽出
  2. 機器のグループ化・代表機器の選定
  3. 劣化事象の抽出
  4. 経年劣化事象に対する技術評価  
(特別点検の対象機器はその結果を踏まえ評価)
  5. 耐震・耐津波安全性評価

\* 1: 重要度クラス1、2 (\* 5)  
 \* 2: 重要度クラス3のうち、最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える環境 (原子炉格納容器外にあるものに限る)  
 \* 3: 系統レベルの機能確認を含む。  
 \* 4: 高経年化対応としての保全のあり方を論じ、高経年化に関係のない一般的な保全は切り離す。  
 \* 5: 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の重要度分類  
 \* 6: 経年劣化の発生・進展が否定できず、耐震安全性・耐津波安全性に影響を及ぼす可能性のある事象



技術評価実施フロー

- ① 低サイクル疲労割れ
- ② 原子炉容器の中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ⑤ 電気・計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下
- ⑦ 耐震安全性評価
- ⑧ 耐津波安全性評価

# ① 低サイクル疲労割れ

○ 評価対象機器: 原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ 等

【評価例】: 原子炉容器

## 健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境を考慮した評価も実施)。

## 現状保全

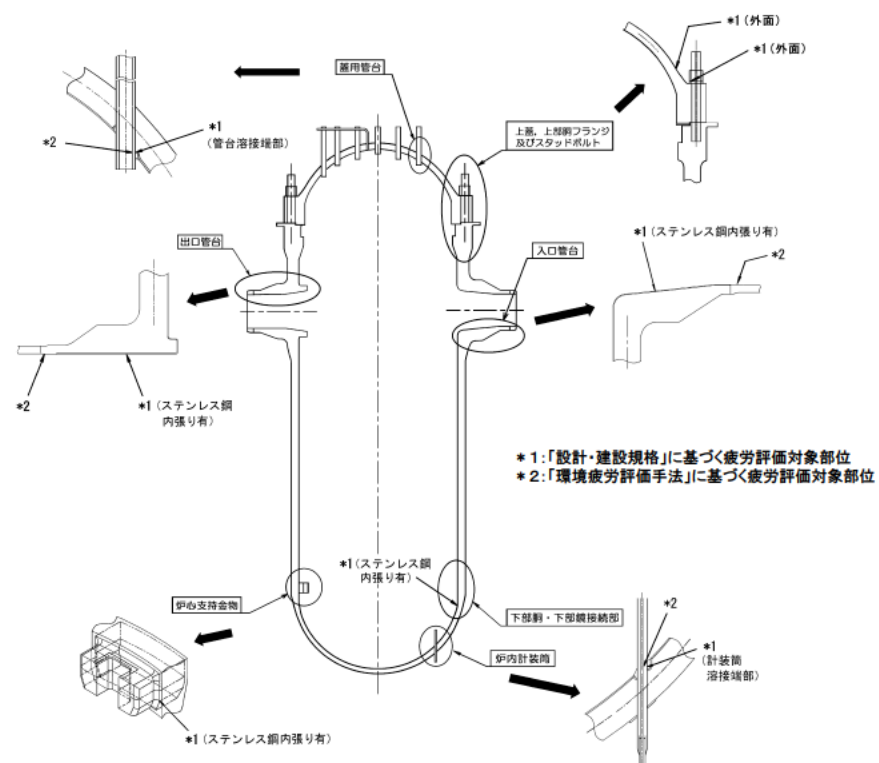
- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施している。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

## 総合評価

疲労割れが問題となる可能性はない。  
また、保全内容も適切である。

## 高経年化への対応

原子炉容器の冷却材出入口管台等の疲労割れについては、現状保全項目として、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

### 原子炉容器の疲労評価結果

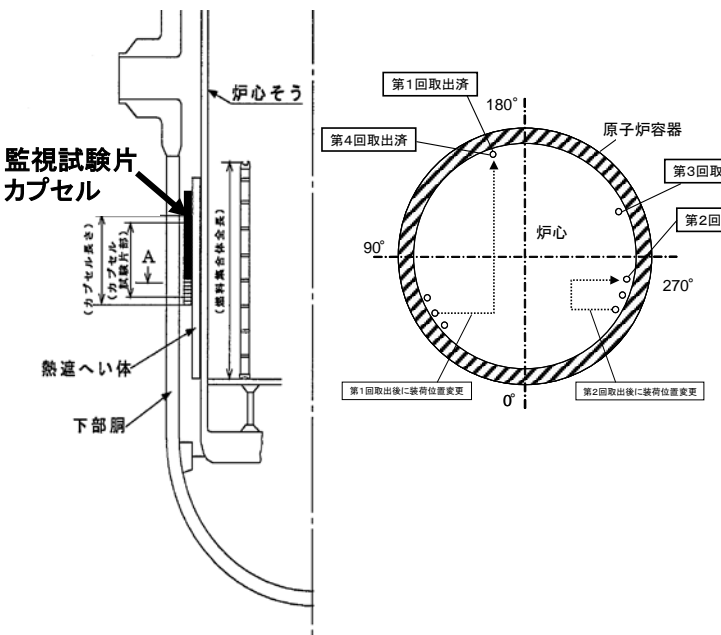
| 評価対象部位      | 疲労累積係数(許容値:1以下) |                     |
|-------------|-----------------|---------------------|
|             | 設計・建設規格による解析    | 環境疲労評価手法による解析       |
| 冷却材入口管台     | 0.044           | 0.001* <sup>3</sup> |
| 冷却材出口管台     | 0.052           | 0.014* <sup>3</sup> |
| 蓋用管台        | 0.153           | 0.002* <sup>3</sup> |
| 炉内計装筒       | 0.157           | 0.006* <sup>3</sup> |
| 上部蓋、上部胴フランジ | 0.009           | —* <sup>4</sup>     |
| 下部胴・下部鏡接続部  | 0.004           | —* <sup>4</sup>     |
| 炉心支持金物      | 0.007           | 0.000* <sup>3</sup> |
| スタッドボルト     | 0.331           | —* <sup>4</sup>     |

\*3: 炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。  
\*4: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

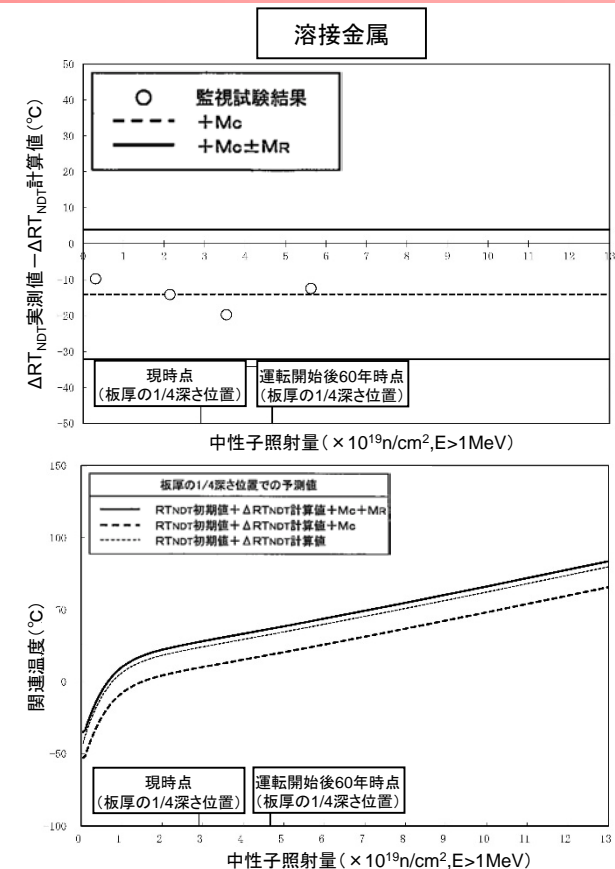
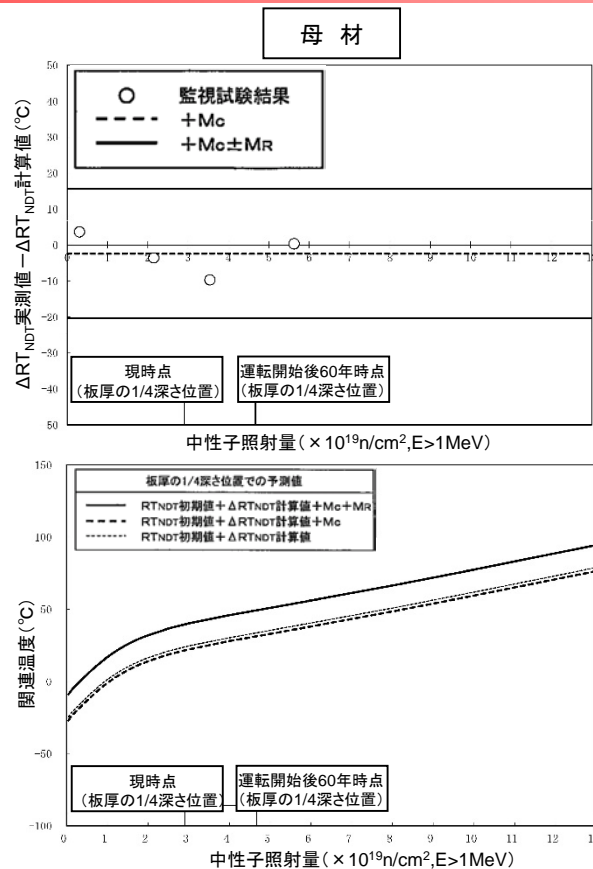
# ② 原子炉容器の中性子照射脆化(その1)

## 健全性評価

○監視試験結果より、原子炉容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測法(日本電気協会 JEAC4201-2007/2013追補版)による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。



監視試験片の装荷位置



原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測と監視試験結果の関係

原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度と上部棚吸収エネルギーの予測値

| 評価時期           | 中性子照射量*1<br>(× 10 <sup>19</sup> n/cm <sup>2</sup> )<br>[E > 1MeV] | 関連温度*2(°C) |      |      | 上部棚吸収エネルギー*2(J) |      |      |
|----------------|---|------------|------|------|-----------------|------|------|
|                |   | 母材         | 溶接金属 | 熱影響部 | 母材              | 溶接金属 | 熱影響部 |
| 2015年<br>4月時点  | 2.90  | 40         | 28   | 3    | 108             | 113  | 141  |
| 運転開始後<br>60年時点 | 4.67  | 50         | 37   | 13   | 104             | 106  | 136  |

\*1:内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量  
\*2:内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値



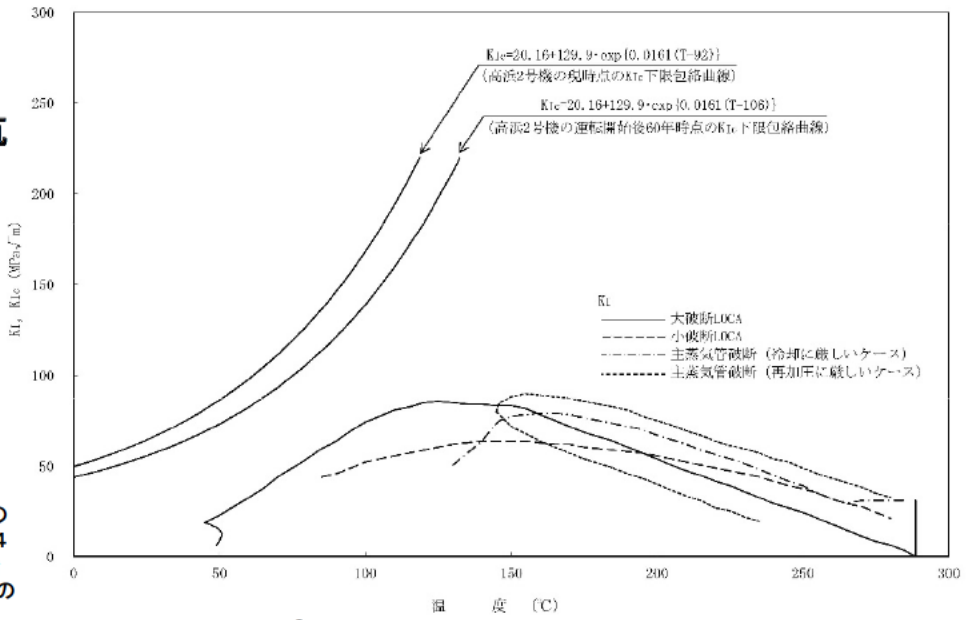
# ② 原子炉容器の中性子照射脆化(その2)

## 健全性評価(続き)

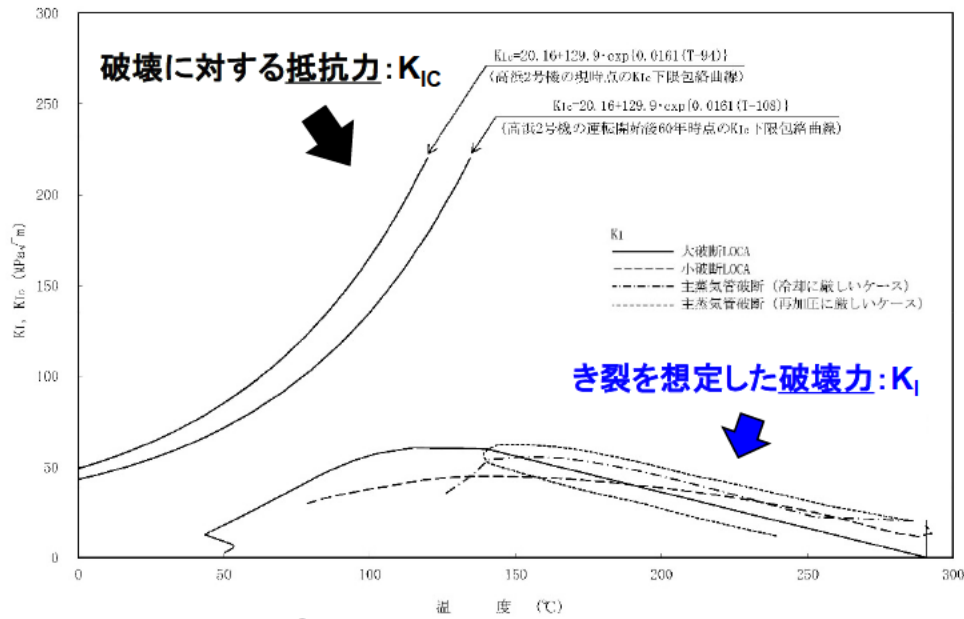
○加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。評価は、評価条件を変えて以下の3通りの評価を実施した。

- ①従来のPLM手法と同じく、深さ10mmのき裂を想定した評価。
- ②特別点検によって有意なき裂がないことが確認されたため、想定き裂を5mmとした評価。
- ③照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価※1※2

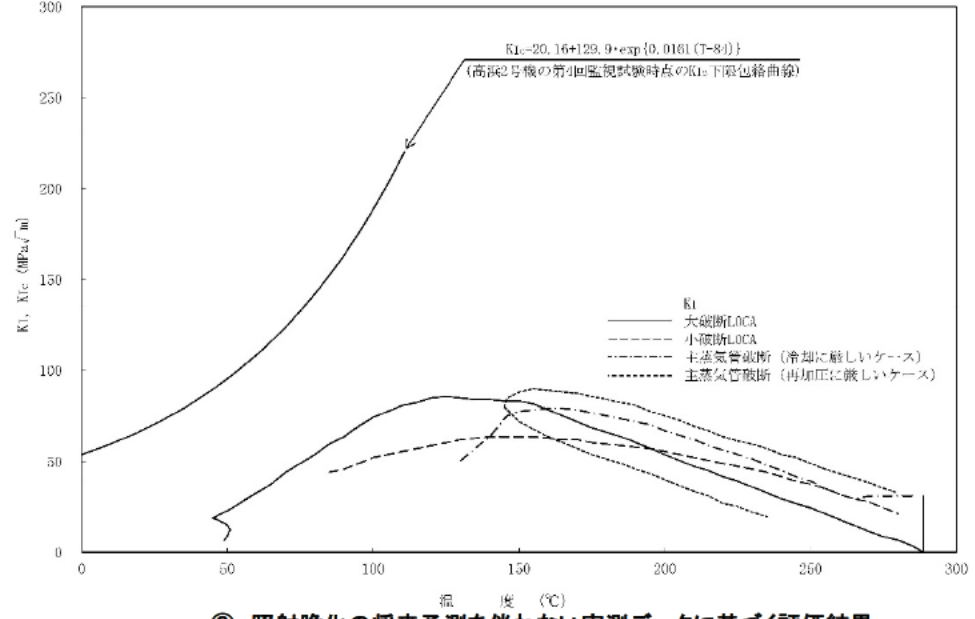
※1 原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に実施が規定されている。  
 ※2 評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した破壊靱性実測値をプロットし、第1～3回監視試験のデータについては測定したTr30実測値と第4回監視試験で測定したTr30実測値の差分だけ温度シフトさせた。なお、第4回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ10mmの位置(想定き裂先端位置)の照射量に換算すると運転開始後約54年時点の照射量に相当する。次に、温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡したKIC曲線をJEAC4206の附属書Cに従い設定した。



① 深さ10mmの想定き裂を用いた評価結果



② 深さ5mmの想定き裂を用いた評価結果



③ 照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価結果

# ② 原子炉容器の中性子照射脆化(その3)

上部棚吸収エネルギーの予測値(単位:J)

|      | 方 向          | 初 期 値 | 2015年<br>4月時点*1 | 運転開始後<br>60年時点*1 |
|------|--------------|-------|-----------------|------------------|
| 母 材  | T方向*2        | 141   | 108             | 104              |
| 溶接金属 | 溶接線に<br>直角方向 | 172   | 113             | 106              |

\*1:内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値  
 \*2:試験片の長手方向が圧延方向に垂直

## 健全性評価(続き)

○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年経過時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した結果、JEAC4206で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがある。

## 現状保全

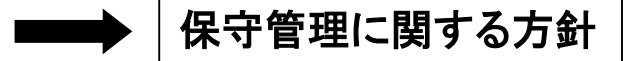
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線および耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。

## 総合評価

炉心領域部の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。また、保全内容も適切である。

## 高経年化への対応

健全性評価の結果から原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、経年劣化管理をより万全にするため、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。\*



保守管理に関する方針

※原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」において、運転期間の延長を申請するプラントは“運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を保守管理に関する方針として定めることが規定されている。

# ③ 照射誘起型応力腐食割れ

○ 評価対象機器: 炉内構造物 (炉心バツフル、炉心そう、バツフルフォーマボルト 等)

【評価例】: バツフルフォーマボルト

### 健全性評価

バツフルフォーマボルトについては、原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数 (全体の20%) 以下であり、安全に関わる機能を維持できる。

### 現状保全

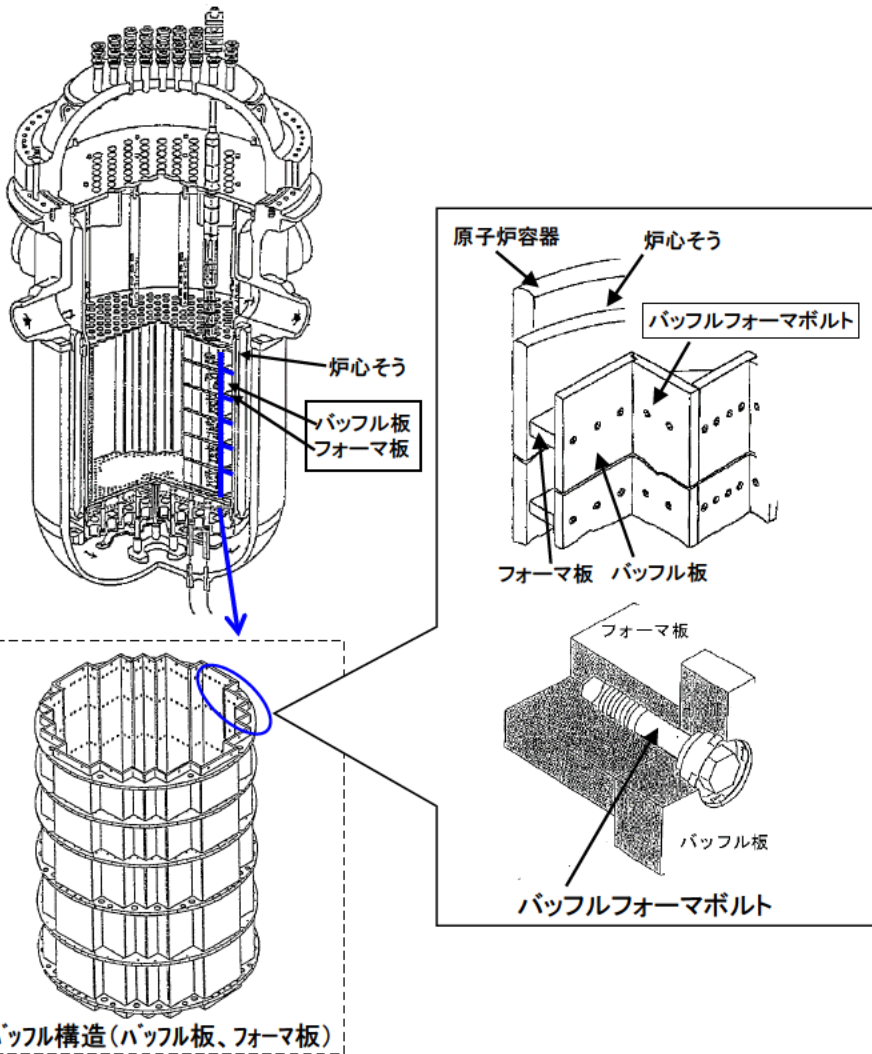
- バツフルフォーマボルトに対して第11回定期検査時(1990年度)及び第15回定期検査時(1995年度)に超音波探傷検査を実施。有意な指示なし。
- 定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施している。

### 総合評価

バツフルフォーマボルトの損傷が炉心の健全性に影響を与える可能性は小さい。

### 高経年化への対応

バツフルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。



バツフルフォーマボルト構造図



# ④ 2相ステンレス鋼の熱時効

## ○評価対象機器: 一次冷却材管、 一次冷却材ポンプケーシング

### 【評価例】: 一次冷却材管

#### 健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料のき裂進展抵抗(Jmat)とき裂進展力(Japp)の交点においてJmatの傾きがJappの傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することではなく、健全性評価上問題とならない。

#### 現状保全

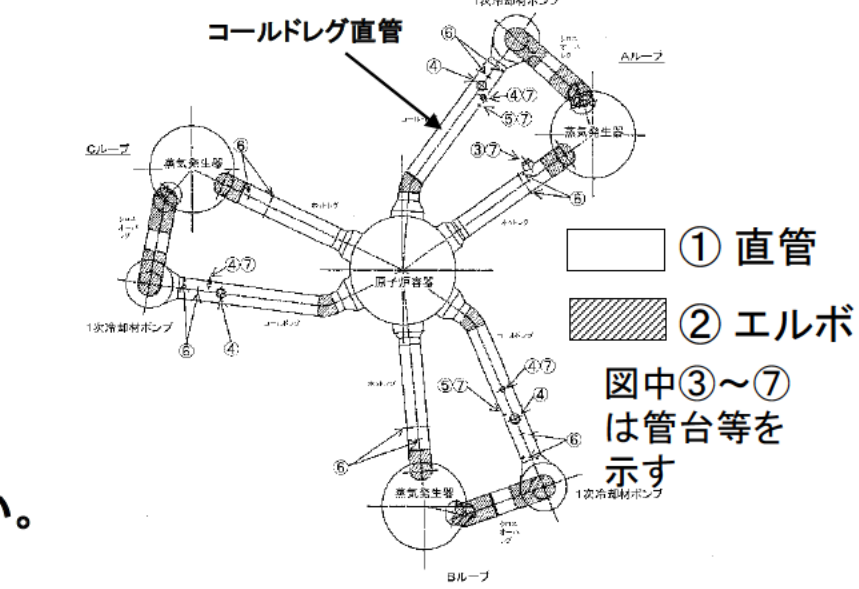
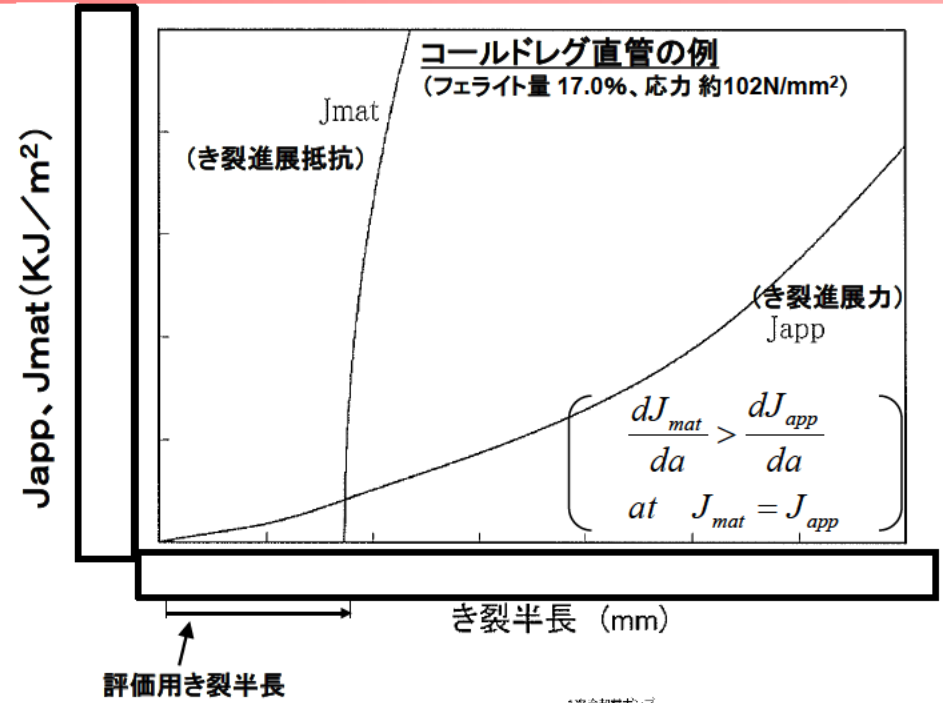
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施している。

#### 総合評価

一次冷却材管の熱時効が問題となる可能性はない。また、保全内容も適切である。

#### 高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。



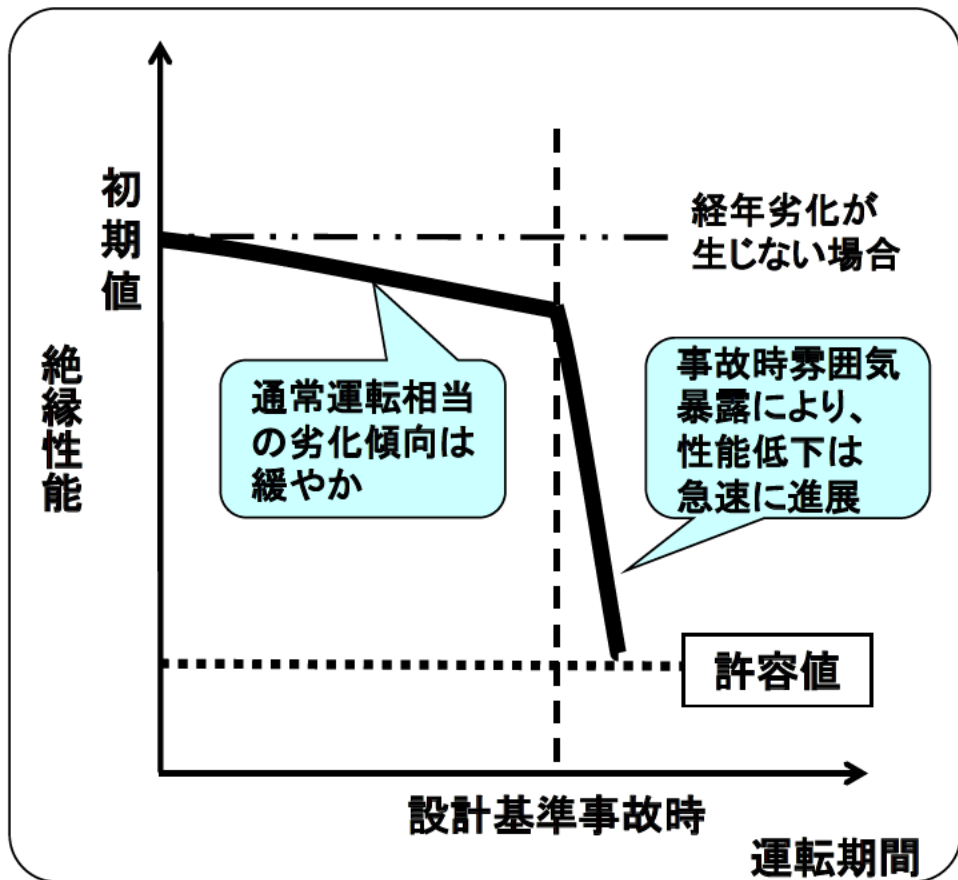
一次冷却材管概要図

内は商業機密に属しますので公開できません。

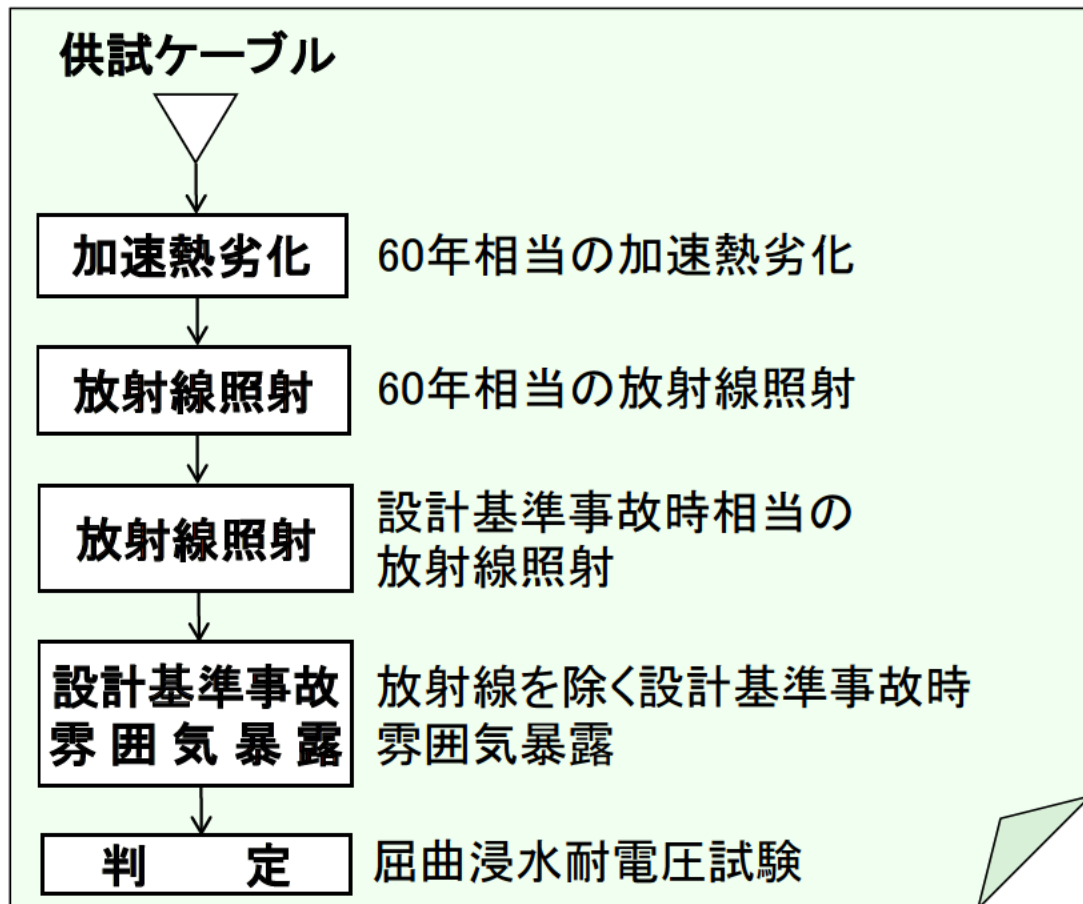
# ⑤ 電気・計装品の絶縁低下(その1)

○ 評価対象機器: 電気ペネトレーション、弁電動装置、ケーブル等

【評価例】: 低圧ケーブル



絶縁低下のイメージ図



電気学会推奨案の長期健全性試験手順

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

## ⑤ 電気・計装品の絶縁低下(その2)

### 【評価例】： 低圧ケーブル

#### 健全性評価

電気学会推奨案に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。

#### 現状保全

定期的に系統機器の動作確認、又は絶縁抵抗測定を行い異常のないことを確認している。

#### 総合評価

絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

#### 高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

### 例：難燃PHケーブルの長期健全性試験条件

|                  |               | 試験条件                       | 60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件              |
|------------------|---------------|----------------------------|--------------------------------------|
| 通常<br>相当<br>運転   | 温度            | 140℃－9日※ <sup>1</sup>      | 124℃－9日<br>(=65℃※ <sup>2</sup> －60年) |
|                  | 放射線<br>(集積線量) | 500kGy ※ <sup>1</sup>      | 153kGy                               |
| 設計<br>相当<br>基準事故 | 放射線<br>(集積線量) | 1500kGy                    | 607kGy                               |
|                  | 温度            | 最高温度：<br>190℃              | 最高温度：約122℃                           |
|                  | 圧力            | 最高圧力：<br>0.41MPa<br>[gage] | 最高圧力：<br>約0.26MPa[gage]              |

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

※<sup>2</sup> 原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約48℃)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定した。

# ⑤ 絶縁特性低下(その3)

## 【評価例】：電気ペネトレーション

### 健全性評価

設計基準事故時雰囲気内で機能要求のある電気ペネトレーションは、IEEE-Std.323に準拠した長期健全性試験(右図参照)による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。

### 現状保全

定期的にケーブルおよび機器を含めた絶縁抵抗測定または機器の動作確認を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

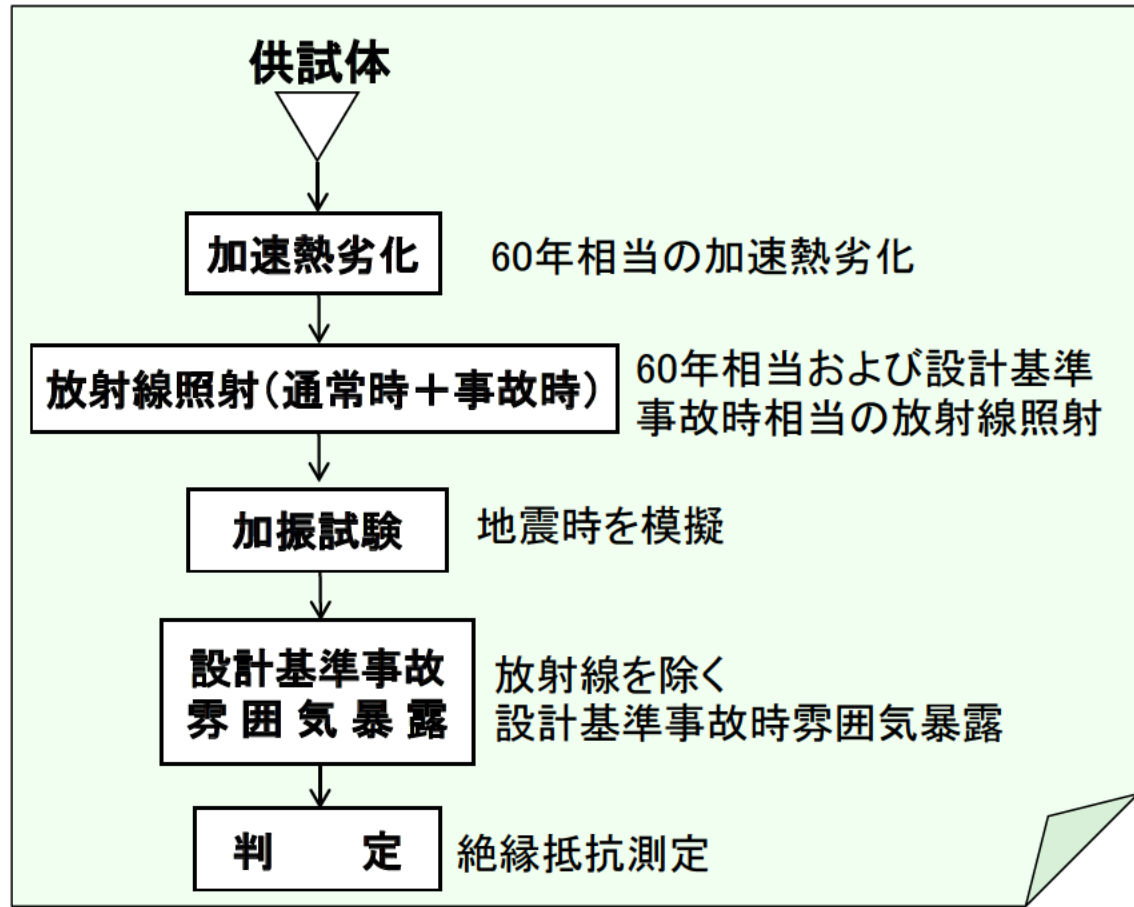
### 総合評価

ポッティング材および外部リードの絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

### 高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。  
尚、一部の三重同軸型電気ペネトレーションについては、実機相当品での長期健全性試験結果に基づき健全性は維持できると考えているが、実機同等品での試験は実施していないことから、念のため、実機同等品による試験に基づく再評価または評価ができていない同等品への取替を実施することとする。

保守管理に関する方針



電気ペネトレーションの長期健全性試験手順



## ⑥ コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下

### ○ 評価対象構造物：外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

#### 健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価。

#### 1. コンクリートの強度低下

##### 【評価例】：中性化

・特別点検による中性化深さの測定結果①を踏まえて、中性化深さを推定する速度式を用いて推定した運転開始後60年経過時点の中性化深さ②は、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ③を下回っている。

#### コンクリートの中性化深さの評価結果

|                   | 中性化深さ(cm)                 |                                  | ③鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ(cm) |
|-------------------|---------------------------|----------------------------------|-----------------------|
|                   | ①測定値<br>調査時点<br>(39年経過時点) | ②推定値の<br>最大値<br>運転開始後<br>60年経過時点 |                       |
| 内部コンクリート<br>(上部)  | 0.2                       | 4.0                              | 6.0                   |
| タービン建屋<br>(内壁及び床) | 1.8                       | 3.9                              | 8.0                   |
| 取水構造物<br>(気中帯)    | 0.3                       | 2.7                              | 8.55                  |

#### 2. コンクリートの遮蔽能力低下

##### 【評価例】：熱

・温度分布解析の結果、最高温度は約64℃で温度制限値(中性子遮蔽88℃、ガンマ線遮蔽177℃)以下であり、水分逸散はほとんどないと考えられる。また、特別点検において、より保守的に乾燥単位容積質量を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を担保する値を上回っている。

#### 現状保全

○定期的にコンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化等の目視確認および必要に応じ塗装の塗替え等の補修を実施している。

○非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

#### 総合評価

健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。

また、保全内容も適切である。

#### 高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

## ⑦-1 耐震安全性評価(概要一覧)

○ 技術評価の結果から経年劣化を保守的に想定したうえ、耐震安全性評価を実施した。

### 耐震安全性評価の概要一覧

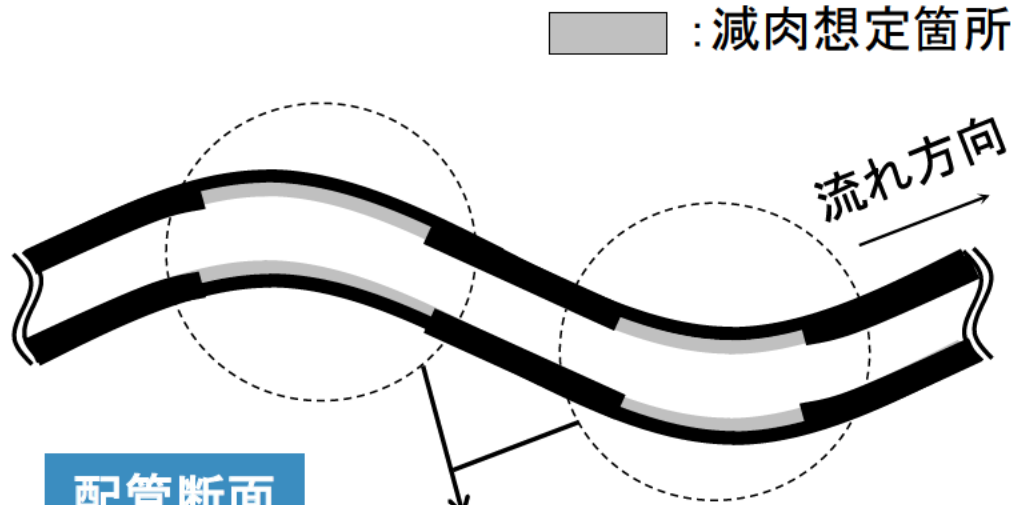
| 経年劣化事象                          | 評価結果(例)の概要  |
|---------------------------------|---|
| 摩耗<br>(制御棒クラスタ案内管および被覆管)        | 保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認                                 |
| 摩耗<br>(重機器支持構造物)                | ヒンジ摺動部に摩耗を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認                                   |
| 腐食<br>(配管、熱交換器、基礎ボルト)           | 保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認                               |
| 疲労割れ<br>(配管、弁、原子炉容器等)           | 通常運転時および地震時の疲労累積係数の合計が1を上回らないことを確認  |
| 応力腐食割れ、高サイクル疲労割れ<br>(配管、廃液蒸発装置) | 想定き裂に対し、当該部位における地震時の発生応力を算出し、き裂安定限界応力を上回らないことを確認                                      |
| 照射誘起型応力腐食割れ<br>(バフIFORMボルト)     | 8段のうち2段目～7段目のバフIFORMボルト(全体の3/4)が折損したと仮定して、残るバフIFORMボルトに生じる地震時の発生応力を算出し、許容値を上回らないことを確認 |
| 熱時効<br>(1次冷却材管等)                | 想定き裂に対し、当該部位における地震時のき裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗値を上回らないことを確認                           |
| 中性子照射脆化<br>(原子炉容器胴部)            | 想定き裂に対し、加圧熱衝撃事象に地震を考慮した応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認                        |
| 中性子照射脆化<br>(原子炉容器サポート)          | 想定き裂に対し、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認                              |

※JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて評価を実施

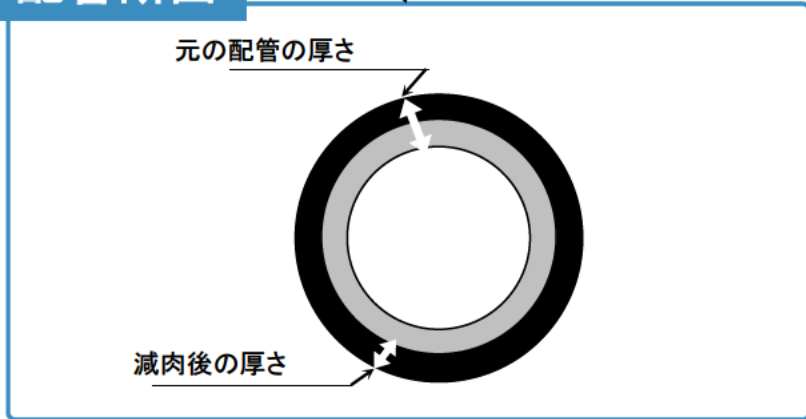
評価の結果、経年劣化を考慮しても耐震安全性に問題はないことを確認したが、配管の腐食(流れ加速型腐食)については、一部の配管で、より耐震性を向上させることを目的とした「保守管理に関する方針」を策定した(⑦-3参照)。

# ⑦-2 耐震安全性評価(配管減肉の例)

配管減肉の起こり得る、エルボ、レジューサ、オリフィス等の偏流発生部位およびその下流部が周軸方向に減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上まわらないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上まわらないことを確認した。



## 配管断面



## 減肉想定イメージ

### 耐震重要度Cクラス配管の評価結果

| 評価対象        | 応力比(発生応力/許容応力) |
|-------------|----------------|
| 低温再熱蒸気系統配管  | 0.25           |
| 第3抽気系統配管    | 0.60           |
| 第4抽気系統配管    | 0.74           |
| 復水系統配管      | 0.88           |
| ドレン系統配管     | 0.70           |
| グラウンド蒸気系統配管 | 0.60           |
| 補助蒸気系統配管    | 0.52           |

### 耐震重要度Sクラス配管の評価結果

| 評価対象            | 応力比(発生応力/許容応力) <sup>※1</sup> |       | 疲労累積 <sup>※1</sup><br>係数 |
|-----------------|------------------------------|-------|--------------------------|
|                 | 一次                           | 一次+二次 |                          |
| 主蒸気系統配管         | 0.66                         | 0.72  | — <sup>※2</sup>          |
| 主給水系統配管         | 0.47                         | 0.73  | — <sup>※2</sup>          |
| 蒸気発生器ブローダウン系統配管 | 0.75                         | 1.07  | 0.012                    |

※1: SsおよびSd地震力のうち、Ss地震力による評価結果を例示。なお、Sd地震力による評価においても許容値を満足していることを確認している。

※2: 一次+二次の発生応力が許容応力を下回っているため、疲労累積係数は評価不要



# ⑦-3 耐震安全性評価(配管減肉の例)

## 現状保全

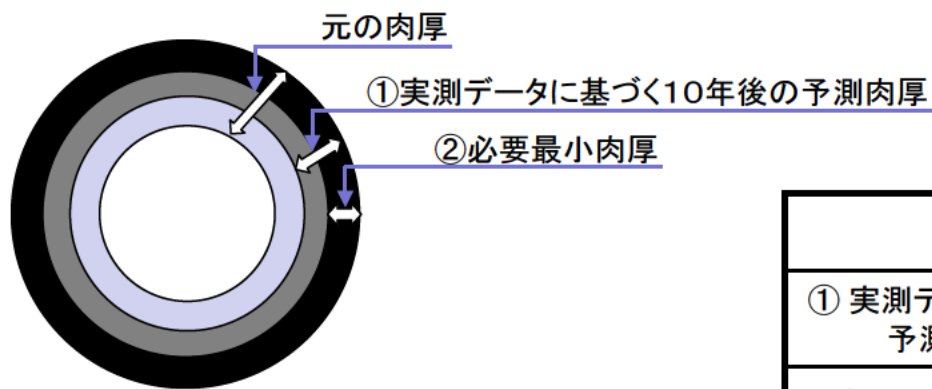
管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

## 耐震安全性評価

全ての管理対象箇所(減肉の発生し得る、エルボ、レジューサ、オリフィス等の偏流発生部位およびその下流部)に①実測データに基づく10年後の予想肉厚 または②必要最小肉厚 まで、周軸方向一様減肉した状態を想定し、耐震安全性評価を実施して、問題ないことを確認している。

## 高経年化への対応

現状保全項目に加えて、①実測データに基づく10年後の予測肉厚により耐震安全性を確認した一部の第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管およびドレン系統配管については、耐震性が確認できる限界肉厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策工事を行う。また、これを反映し、②必要最小肉厚までの減肉を想定した耐震安全性評価を実施する。



減肉を想定した配管の断面イメージ

➡ 保守管理に関する方針

### 第4抽気系統配管の評価結果(例)

|                           | 応力比(発生応力/許容応力) |
|---------------------------|----------------|
| ① 実測データに基づく10年後の予測肉厚による評価 | 0.74           |
| ② 必要最小肉厚による評価             | 1 以上           |



## ⑧ 耐津波安全性評価

### 評価対象構造物

浸水防護施設に属する下記の機器・構造物

| 機種分類              | 対象設備                 |              |
|-------------------|----------------------|--------------|
| コンクリート構造物および鉄骨構造物 | 浸水防護施設<br>(外郭浸水防護設備) | 取水構造物(浸水防止蓋) |

### 耐津波安全性上着目すべき経年劣化事象

評価対象構造物における経年劣化事象から「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの」を抽出した結果、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。

### 追加保全策

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

# 劣化状況評価で追加する評価(1/2)

運転開始後40年目に実施する劣化状況評価は、30年目の高経年化技術評価を過去約10年間の供用実績、保全実績および安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。具体的には、追加検討を要する事項として、以下の評価を行う。

1. 経年劣化傾向の評価
2. 保全実績の評価
3. 長期保守管理方針の有効性評価

## 1. 経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)

○ 40年目の評価は30年目の評価から大きく乖離するものではないことを確認

### <低サイクル疲労の評価例>

| 機器・設備  | 部 位              | 60年時点の予測値（許容値：1以下）<br>（ ）内は環境疲労を考慮した値 |                    | 相違の主な理由            |
|--------|------------------|---------------------------------------|--------------------|--------------------|
|        |                  | 30年目評価                                | 40年目評価             |                    |
| 1次冷却材管 | 加圧器サージ<br>ライン用管台 | 0.032<br>( 0.269 )                    | 0.026<br>( 0.147 ) | 告示501号から設計・建設規格へ変更 |
|        | 安全注入系ラ<br>イン用管台  | 0.013<br>( 0.064 )                    | 0.004<br>( 0.014 ) |                    |

# 劣化状況評価で追加する評価(2/2)

## 2. 保全実績の評価(30年目評価以降に発生したトラブル分析)

○ 劣化状況評価では、事故・トラブルの再発防止対策が図られていることを確認

### <30年目評価以降に発生したトラブルの例>

蒸気発生器(SG)1次冷却材入口管台溶接部での傷の確認について(第24回定検時)

SGの入口管台溶接部の渦流探傷試験を行ったところSGに有意な信号指示が認められた。また、有意な信号指示が認められた箇所において超音波探傷試験を実施したところ、2つのSGにおいて、当該部の肉厚が、工事認可申請書に記載の75mmを下回ると評価した。

#### 再発防止対策

傷が確認された入口管台に対しては内表面全周をより耐腐食性に優れた690系ニッケル基合金で肉盛り溶接を、出口管台溶接部に対しては予防保全措置として超音波ショットピーニング(応力緩和)を実施した。

## 3. 長期保守管理方針の有効性評価(30年目評価にて策定した長期保守管理方針)

- 有効性が認められた方針; 24件
- 有効ではあったものの、追加的措置が必要とみなされた方針; 0件

### <長期保守管理方針(30年目)の例>

|   |  |    |
|---|--|----|
| 7 | 燃料取換用水タンクの外面からの応力腐食割れについては、耐応力腐食割れ性を向上したものに取替えを実施する。 | 短期 |
|---|--|----|

#### <実施状況>

第22回定期検査時(2004年度)に耐応力腐食割れ性を向上した材料に取替えを実施した。

#### <有効性評価>

上記の通り、耐応力腐食割れ性を向上したものに取替え済みであり、その後の点検でも健全性が確認できていることから、長期保守管理方針は有効であったと考える。

# 劣化状況評価結果まとめ

## 健全性評価

- ・点検結果等、実機経年監視データに基づく評価
- ・解析による評価 など

## 現状保全評価

- ・定期点検・検査、日常点検など現状の保全内容を評価

## 総合評価

- 運転開始以来、約40年を経過した高浜発電所2号炉のプラントを構成する機器・構造物について、高経年化対策に関する評価を実施した。
- 大部分の機器・構造物は、現状の保全を継続していくことにより、長期間の運転および冷温停止状態を仮定しても、プラントを健全に維持することは可能との見通しを得た。
- 一部の機器・構造物は、現状の保全項目に加えて、新たに講じる必要がある保全項目が3件抽出された。

## 高経年化への対応

評価の結果抽出された3件を保守管理に関する方針として策定（次章参照）。

# 今後の取組み

今回実施した劣化状況評価は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後以下に示すような運転経験や最新知見等を踏まえ、適切な時期に再評価および変更を実施していく。

- ・材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・関係法令の制定および改廃
- ・原子力規制委員会からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定および改廃
- ・発電用原子炉の運転期間の変更
- ・発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・発電用原子炉の設備利用率(実績)から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・点検・補修・取替の実績

当社は、高経年化対策に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力プラントの安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のなお一層の向上に取り組んでいく所存である。

# 保守管理に関する方針

---



# 高浜2号炉 保守管理に関する方針

現状の保全項目に追加すべき新たな保全策(追加保全策)について、具体的な実施内容、実施方法および実施時期を保守管理に関する方針として下記の通りとりまとめた。

## 高浜2号炉 保守管理に関する方針

| No. | 保守管理に関する方針  | 実施時期※1 |
|-----|---|--------|
| 1   | 原子炉容器の胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、原子炉の運転時間および照射量を勘案し、適切な時期に第5回監視試験を実施する。   | 中長期    |
| 2   | 三重同軸型電気ペネトレーションのポッティング材および外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価または取替を実施する。  | 短期     |
| 3   | 配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、耐震性が確認できる板厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。<br>*:第4抽気系統配管、グラント蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管 | 短期     |

※1 :実施時期における、平成27年11月14日からの5年間を「短期」、平成27年11月14日からの10年間を「中長期」、平成27年11月14日からの20年間を「長期」とする。

# 參考資料

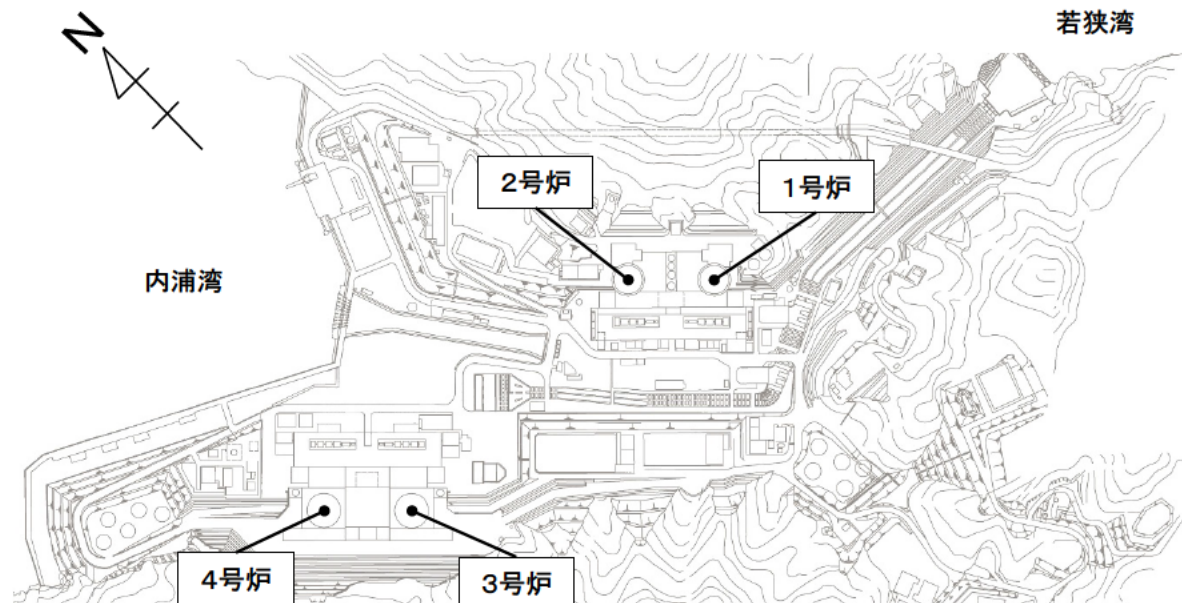
---



# 高浜発電所2号炉の概要

## ○高浜発電所2号炉の主要仕様

- ・電気出力 約826MW
- ・原子炉型式 加圧水型軽水炉
- ・原子炉熱出力 約2,440MW
- ・燃料 低濃縮ウラン  
(燃料集合体157体)
- ・減速材 軽水
- ・タービン 横置串型4車室  
再熱再生式



高浜発電所構内配置図

## ○高浜発電所2号炉の主な経緯

- ・原子炉設置許可 1970年11月
- ・建設工事開始 1971年1月
- ・営業運転開始 1975年11月



高浜発電所の位置

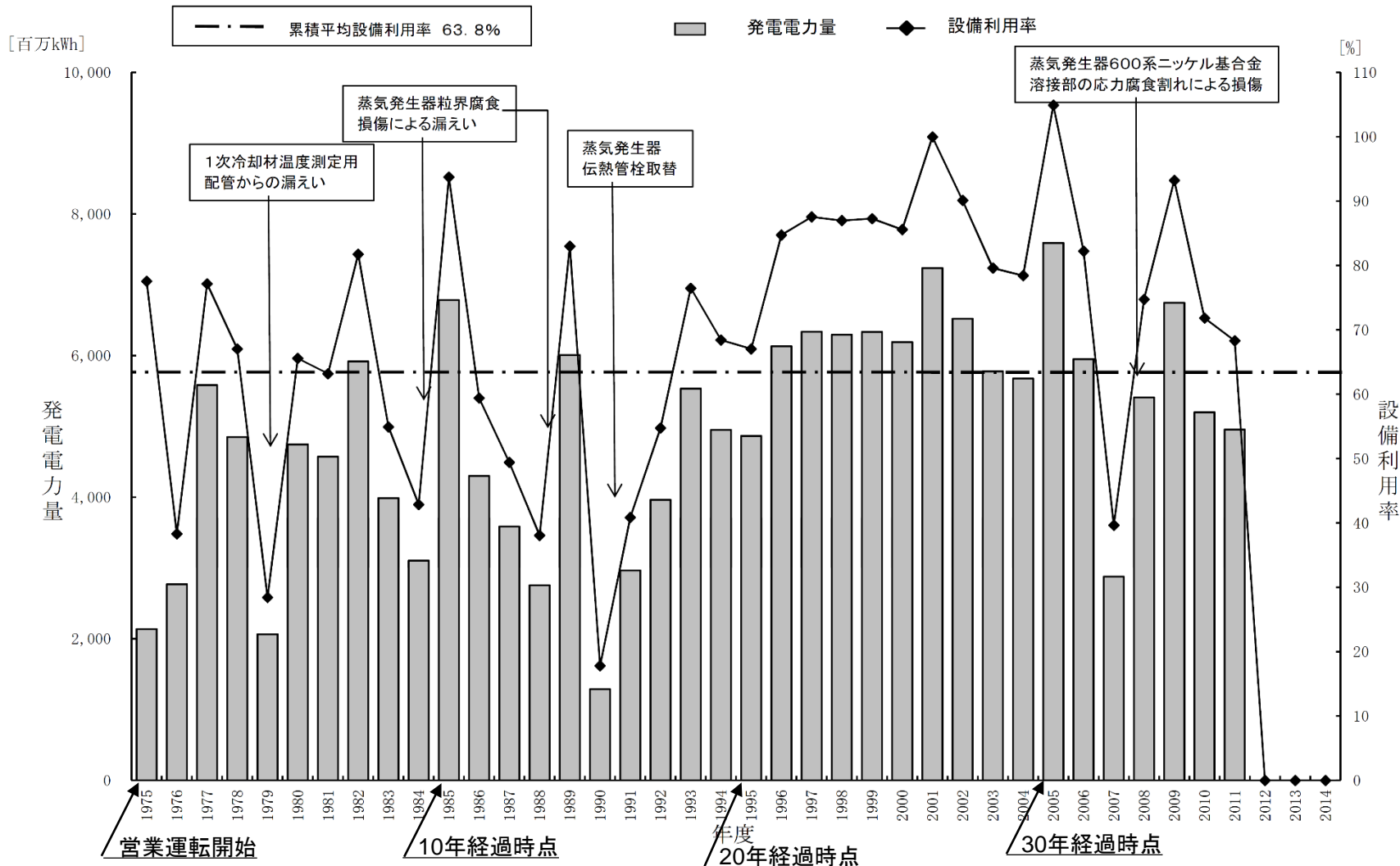


高浜発電所の景観

# 高浜発電所2号炉運転状況の推移

## ○発電電力量・設備利用率の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの発電電力量・設備利用率の推移を見ると、  
 供用期間の長期化に伴い、発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。

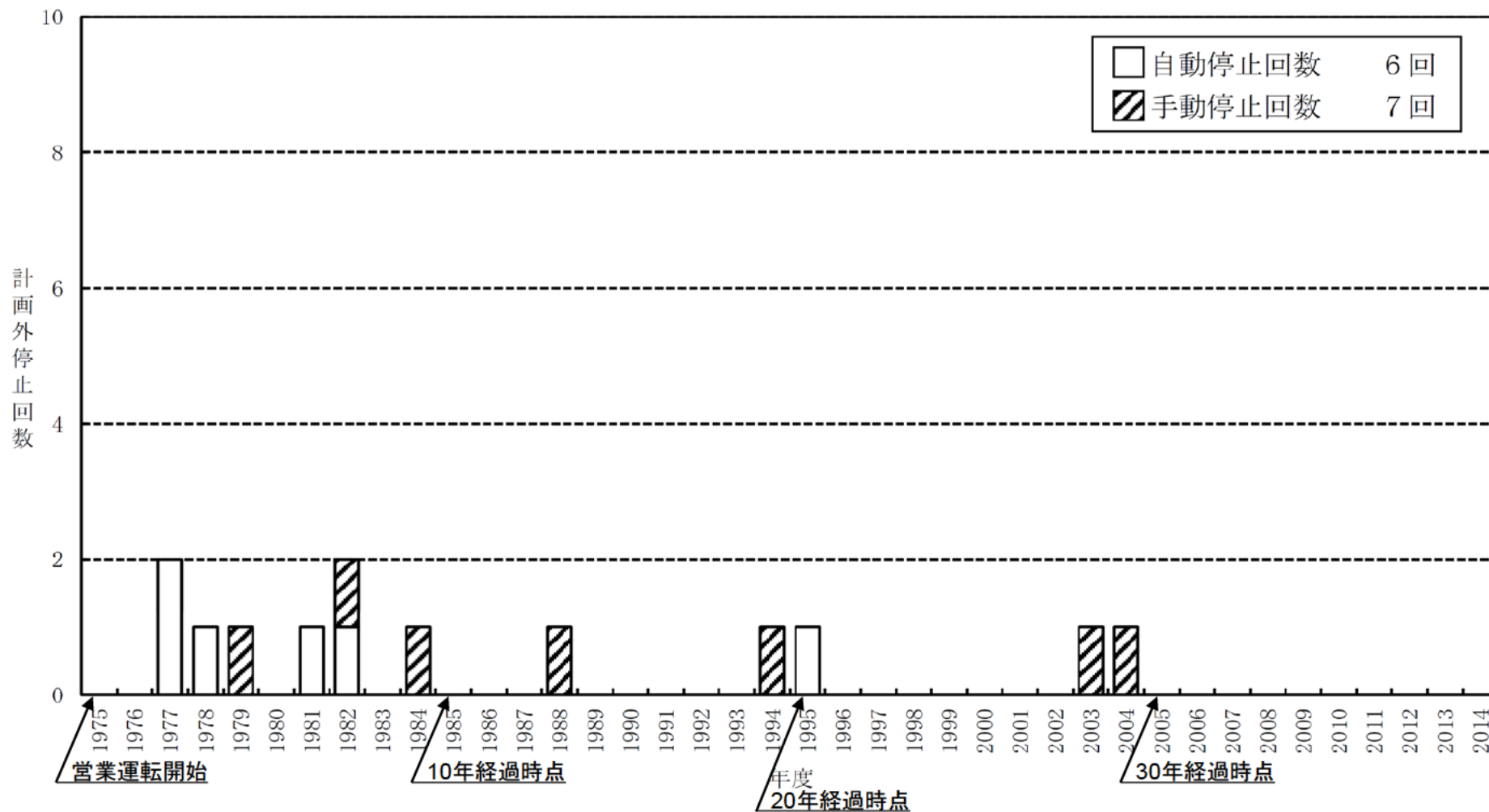


高浜発電所2号炉 発電電力量・設備利用率の年度推移

# 高浜発電所2号炉運転状況の推移

## ○計画外停止回数の年度推移

過去約40年間を遡った時点までの計画外停止(手動停止および自動停止)件数の推移を見ると、供用期間の長期化に伴い、計画外停止件数が増加する明確な傾向は認められない。



高浜発電所2号炉 計画外停止回数の年度推移

# 30年目評価以降に実施した主な改善

## ○主要機器更新状況・改善の状況

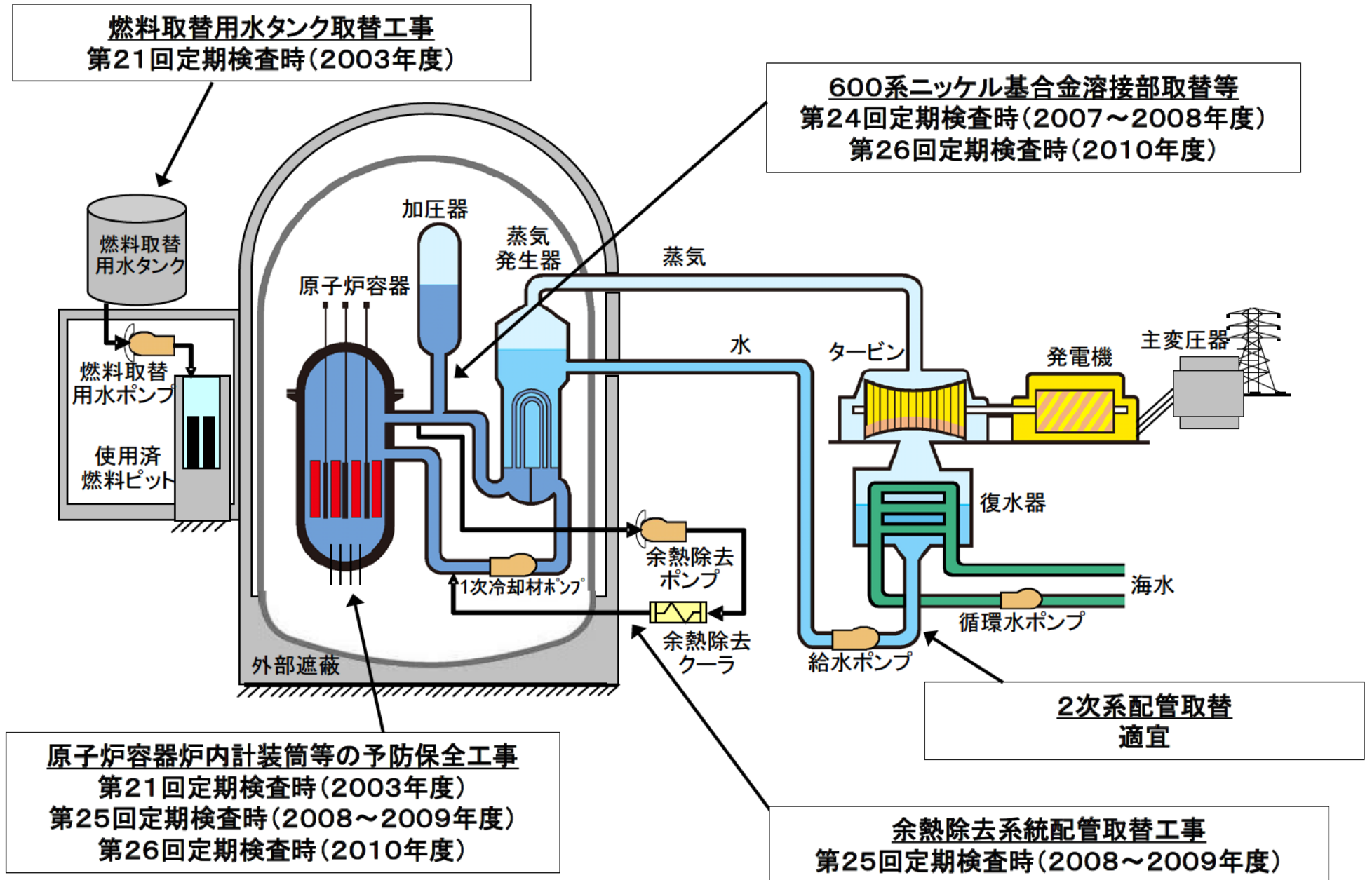
高浜発電所2号炉において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善としては、以下に示すものがある。

### 高浜発電所2号炉 安全性・信頼性向上のための主な改善

| 工事名                | 実施時期   | 内容   |
|--------------------|--|--|
| 燃料取替用水タンク取替工事      | 第21回定期検査時<br>(2003年度)  | 国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、海塩粒子による塩素型応力腐食割れに対する長期保全の観点から、応力腐食割れ性を向上した材料に取替を実施した。   |
| 原子炉容器炉内計装筒等の予防保全工事 | 第21回定期検査時<br>(2003年度)<br>第25回定期検査時<br>(2008～2009年度)<br>第26回定期検査時<br>(2010年度) | 国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、600系ニッケル基合金が使用されている溶接部表面の残留応力を低減させるため、蒸気発生器出口管台についてショットピーニング(応力緩和)を、炉内計装筒についてウォータージェットピーニング(応力緩和)をそれぞれ実施した。   |
| 余熱除去系統配管取替工事       | 第25回定期検査時<br>(2008～2009年度)   | 国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる熱疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、温度揺らぎおよび熱疲労を抑制する合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。   |
| 600系ニッケル基合金溶接部取替等  | 第24回定期検査時<br>(2007～2008年度)<br>第26回定期検査時<br>(2010年度)                          | 国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、蒸気発生器入口管台については、表面全周をより耐食性に優れた690系ニッケル基合金での溶接に変更した。また、加圧器サージ管台の溶接部を、600系ニッケル基合金で溶接された管台から、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台への取替を実施した。さらに、原子炉容器冷却材出入口管台については溶接部内表面全周を研削した後、耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接を実施した。 |
| 2次系配管取替            | 適宜   | 計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替を実施している。   |



# 30年目評価以降に実施した主要機器の更新・改善状況



高浜発電所2号炉の安全性・信頼性向上のための主な改善状況