



# 高浜発電所1、2号機の 運転期間延長認可申請の概要について (高経年化技術評価書(40年目)の概要)

平成28年 5月13日

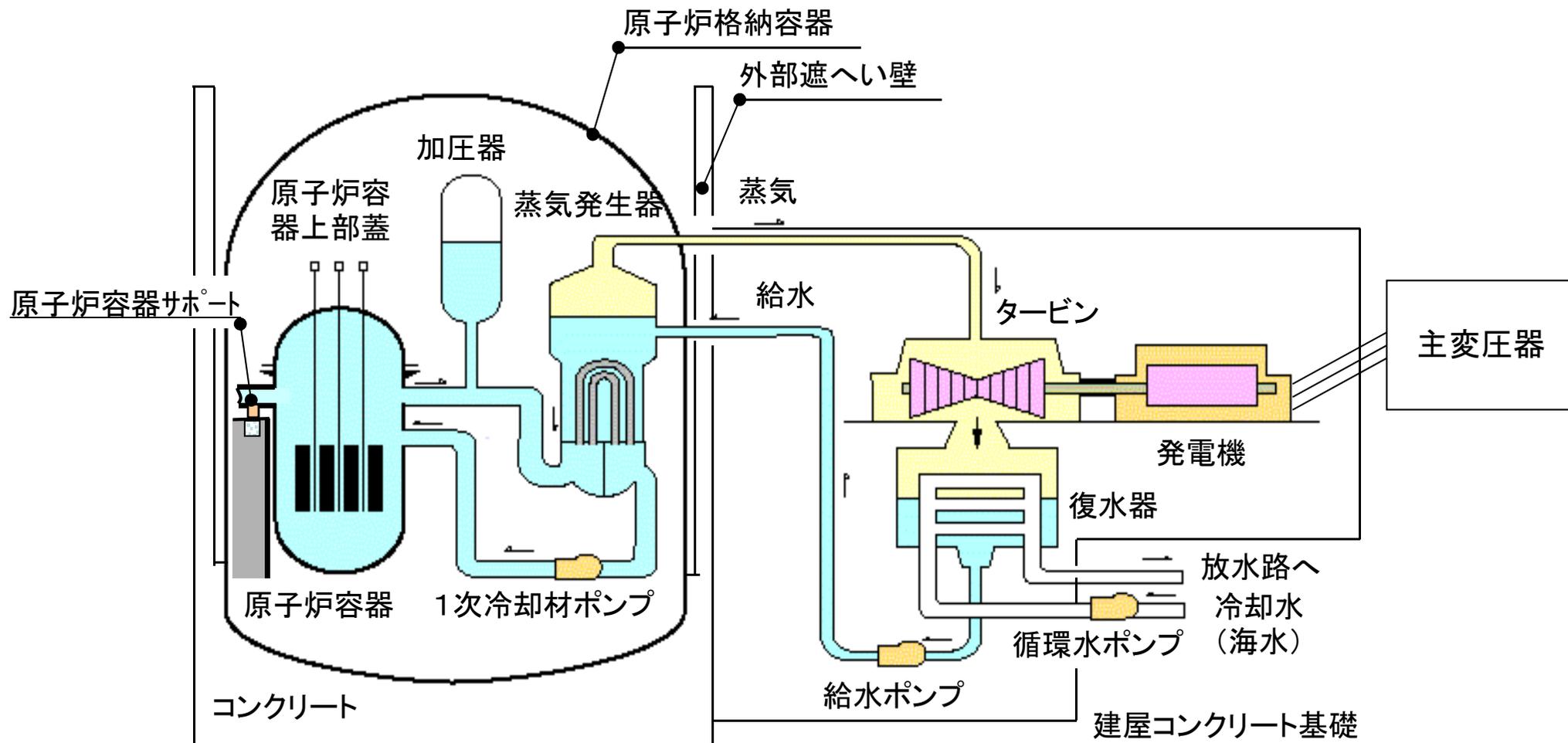
# 目次

▪ 高浜発電所1、2号炉の概要と保全実績……………	1
▪ 高浜発電所1、2号炉の運転期間延長申請……………	5
▪ 高浜発電所1、2号炉の特別点検……………	6
▪ 高浜発電所1、2号炉の高経年化技術評価……………	11
▪ 高浜発電所1、2号炉の長期保守管理方針……………	19
▪ まとめ……………	20

# 高浜発電所1、2号炉の概要

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

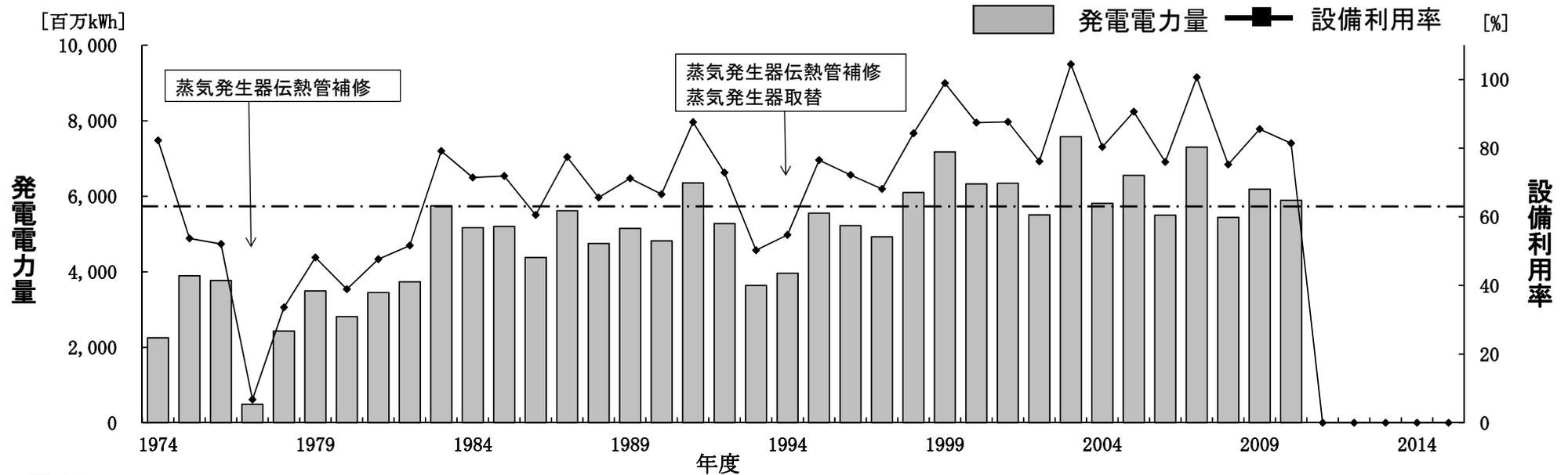
減速材	軽水
タービン	横置串型4車室再熱再生式
営業運転開始	1号炉: 1974年11月14日 2号炉: 1975年11月14日



# 運転状況の推移

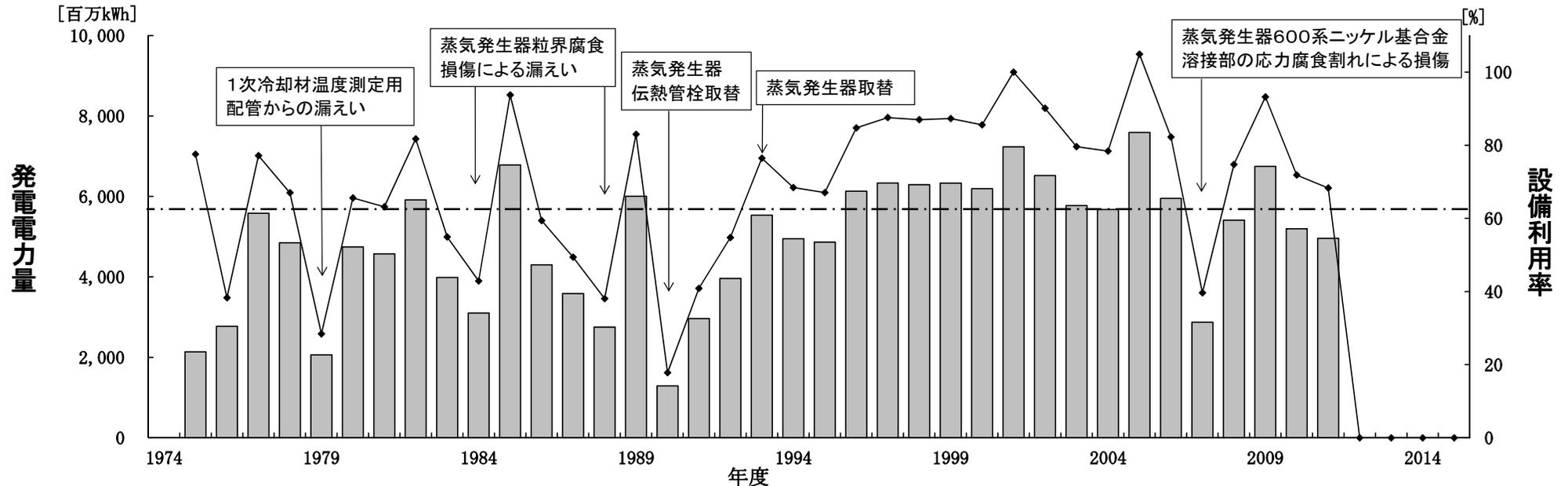
## 高浜1号炉

累積平均設備利用率＝61.4%(70.1%) ※( )内は、福島第一原子力発電所事故後の定期検査開始までの設備利用率



## 高浜2号炉

累積平均設備利用率＝62.2%(69.7%)



発電電力量・設備利用率の推移

# 運転開始以降に実施した主要機器更新状況

青字：実施済み  
赤字：今後実施予定

**蒸気発生器**  
美浜2号炉蒸気発生器伝熱管損傷事象を踏まえ、改良型への取替を実施。  
高浜1: H7~8年度、高浜2: H5~6年度

**原子炉容器上蓋**  
上蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、取替を実施。  
高浜1: H7~8年度、高浜2: H8~9年度

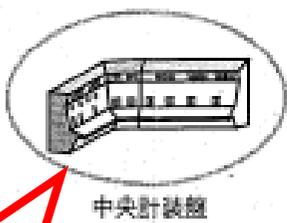
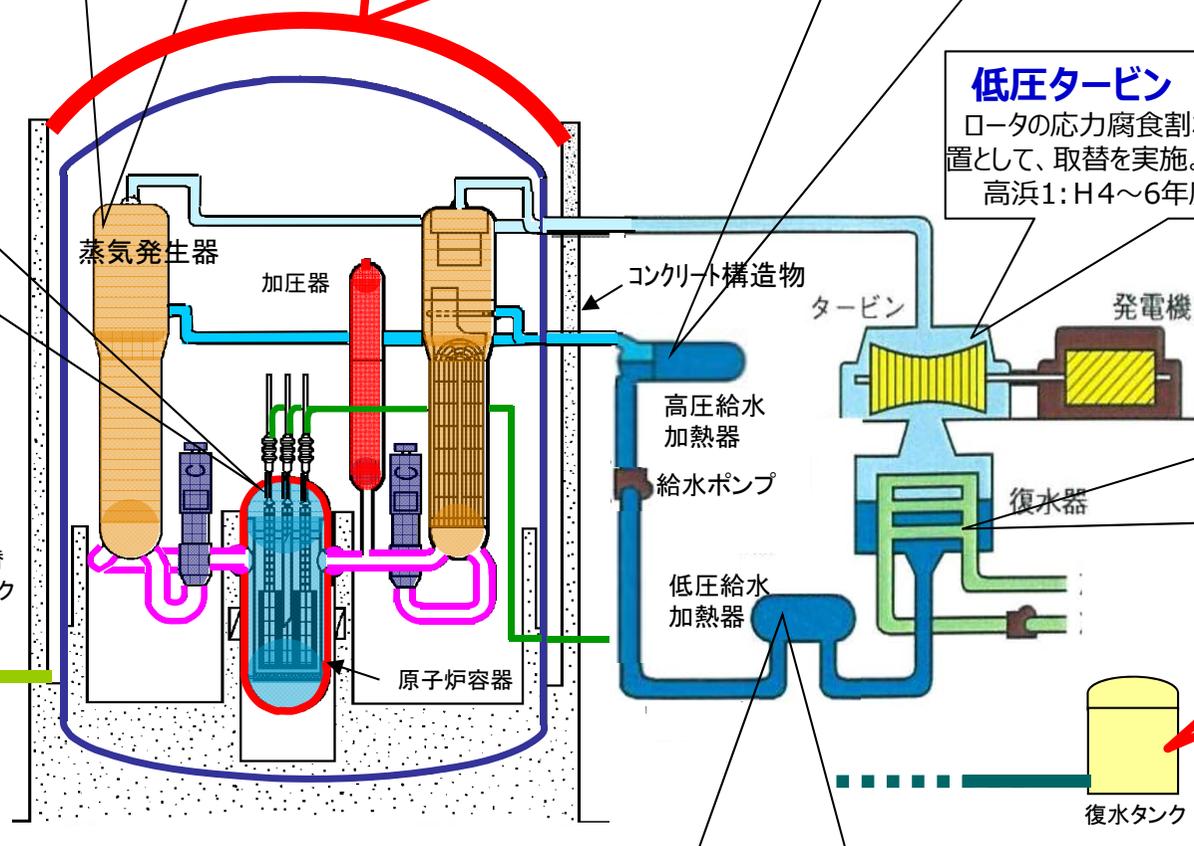
**格納容器上部遮蔽**  
高浜1、2号機

**高圧給水加熱器**  
蒸気発生器内の水質向上のため、細管のステンレス管への取替を実施。  
高浜1: H14年度、高浜2: H12/H15年度

**低圧タービン**  
ロータの応力腐食割れに対する予防保全処置として、取替を実施。  
高浜1: H4~6年度、高浜2: H5~7年度

**燃料取替用水タンク**  
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、取替を実施。  
高浜1: H16年度、高浜2: H15年度  
高浜1、2号機

**復水器**  
細管の海水漏えい事象の未然防止のため、耐食性に優れたチタン管への取替を実施。  
高浜1: H14年度  
高浜2: H15年度



**中央制御盤**  
高浜1、2号機

**海水管**  
高浜2号機

**復水タンク**  
高浜1、2号機

**低圧給水加熱器**  
蒸気発生器内の水質向上のため、細管のステンレス管への取替を実施。  
高浜1: H14/H16年度、高浜2: H15年度

# 30年目評価以降に実施した主な改善の実施内容

30年目以降に、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は以下のとおり。

改善項目	実施時期(定検)	内容
燃料取替用水タンク取替	1号炉 2004年度(第22回)	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、 <b>耐応力腐食割れ性を向上した材料への取替を実施</b> (国内外PWRプラント事例反映)
	2号炉 2003年度(第21回)	
原子炉容器炉内計装筒等の予防保全対策	1号炉 2002年度(第21回)、 2007～2008年度 (第25回)	予防保全として、600系ニッケル基合金の溶接部表面の残留応力低減のため、 <b>炉内計装筒及び冷却材出入口管台溶接部:ウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施</b> (国内外PWRプラント事例反映)
	2号炉 2003年度(第21回)、 2008～2009年度 (第25回)、 2010年度(第26回)	
余熱除去系統配管取替	1号炉 2007～2008年度 (第25回)	予防保全として、 <b>温度揺らぎ及び熱疲労を抑制する合流部形状に変更、応力集中が小さい溶接形状に変更</b> (国内外PWRプラント事例反映)
	2号炉 2008～2009年度 (第25回)	
600系ニッケル基合金溶接部取替	1号炉 2010年度～ (第27回)	予防保全として、 <b>加圧器サージ管台の溶接部: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取替</b> (国内外PWRプラント事例反映)
	2号炉 2007～2008年度 (第24回)、 2010年度(第26回)	
2次系配管取替	1号炉 2号炉 適宜	計画的に超音波による肉厚測定、余寿命評価を実施し、必要に応じて <b>配管取替を実施</b>

運転期間延長認可申請は、以下を実施し、延長しようとする期間(約20年※)の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

## ①特別点検の実施、②劣化状況の評価、③保守管理に関する方針策定

※高浜1, 2号炉は経過措置適用のため20年に満たない。運転開始から60年までとなる。

### ①特別点検の実施

6

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施。

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

### ○最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。

- ・最新の経年対策に係るガイド等による評価
- ・長期保守管理方針の実施
- ・国内外におけるトラブル知見の反映

### ○新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。

- ・設計基準事故対処設備(浸水防止設備等)
- ・重大事故等対処設備(空冷式ディーゼル発電機等)

### ②劣化状況評価

11

原子力発電所の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

### ③保守管理に関する方針策定

延長しようとする期間に実施すべき保守管理に関する方針を策定。

(長期保守管理方針として保安規定に反映)

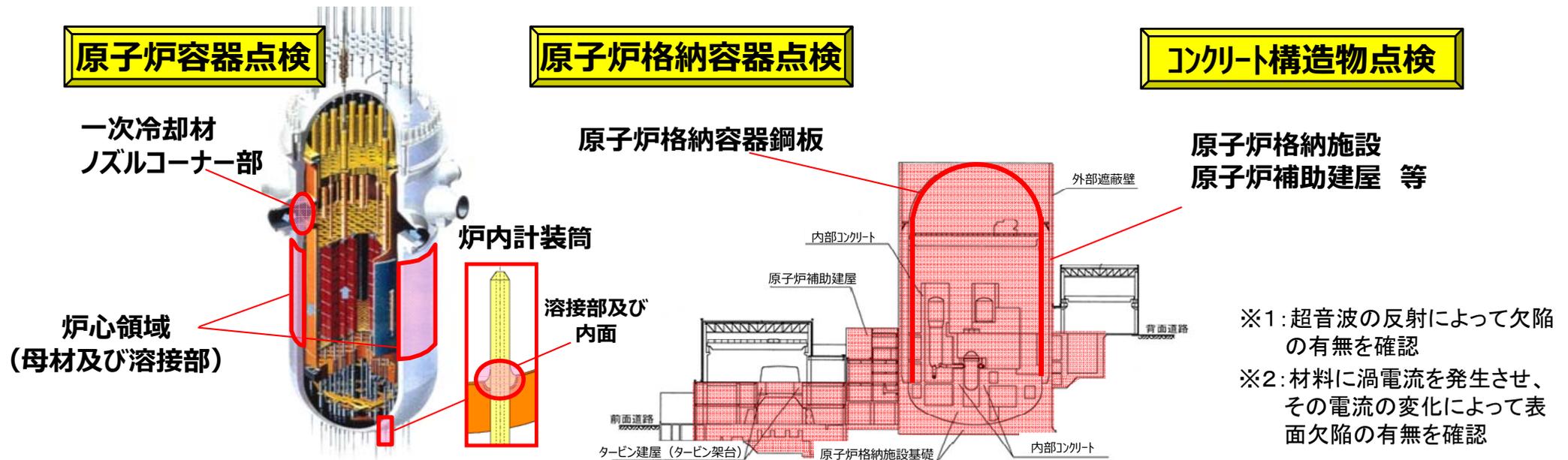
19

保守管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

# ① 特別点検の概要

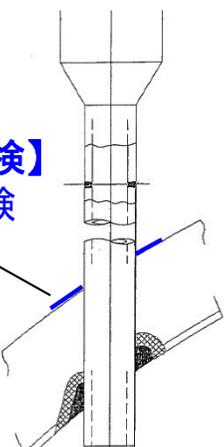
## ○特別点検の内容

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一部	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 (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 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



# ①-1 通常保全と特別点検の整理(原子炉容器)(1/2)

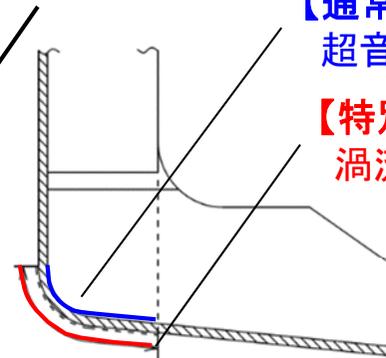
## 上蓋管台



【通常の点検】  
漏えい試験

【補修・予防保全】600系Ni合金応力腐食割れ対策(上蓋取替)

## 一次冷却材ノズルコーナー部

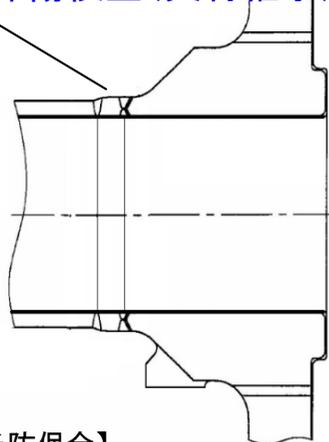


【通常の点検】  
超音波探傷検査(母材)

【特別点検】  
渦流探傷検査(クラッド)

## セーフエンド異材継手

【通常の点検】  
超音波探傷検査(異材継手)



【補修・予防保全】  
600系Ni合金応力腐食割れ対策  
(WJP/INLAY)

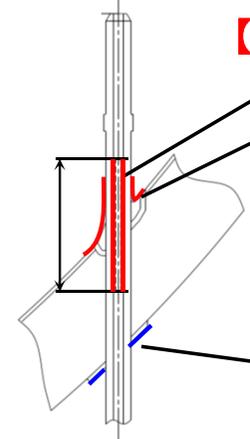
## 炉心領域部

【通常の点検】  
超音波探傷検査(溶接部)

【特別点検】  
超音波探傷検査(母材・溶接部)

## 炉内計装筒管台

【特別点検】  
管内面:渦流探傷検査  
溶接部:ビデオカメラによる  
目視



【通常の点検】  
貫通部外面側から  
直接目視

【補修・予防保全】  
600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)

# ①-1 通常保全と特別点検の整理(原子炉容器)(2/2)

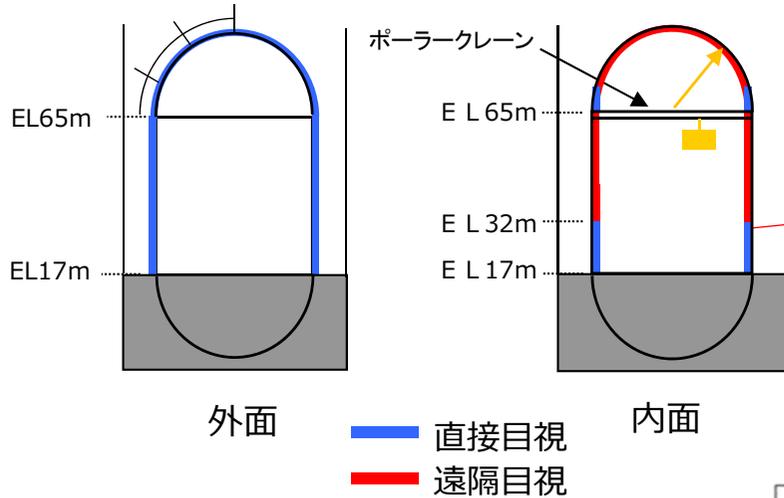
部位	通常の点検	補修・予防保全実績			特別点検
		内容	1号炉	2号炉	
上蓋管台	・漏えい試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(上蓋取替)	第16回定検	第16回定検	—
セーフエンド異材継手	・超音波探傷試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP/INLAY)	第25回定検(WJP)	第26回定検(INLAY)	—
母材及び溶接部(炉心領域の100%)	・溶接線+母材10mm幅 ・超音波探傷試験(UT)	—	—	—	・炉心領域100% ・超音波探傷試験(UT)
一次冷却材ノズルコーナー部	・ノズルコーナー(母材) ・超音波探傷試験(UT)	—	—	—	・ノズルコーナー(クラッド) ・渦流探傷試験(ECT)
炉内計装筒(BMI)	・原子炉容器外面からの直接目視(ほう酸の付着等がないことを確認)(BMV)	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	(管内面) 第21回定検 ※  (溶接部) 第25回定検	(管内面) 第21回定検  (溶接部) 第26回定検	(管内面) 渦流探傷試験(ECT)  (溶接部) ビデオカメラによる目視(MVT-1)

※: 1管台でWJP施工前に実施したECTにより軽微な信号指示を確認したため、第22回定検で補修を実施しWJPを施工

# ①-2 特別点検の実施結果（原子炉格納容器、コンクリート構造物）

## ○原子炉格納容器鋼板

目視点検で、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なし



### (半球部内面)

- ・ポークレーン上から遠隔目視

### (円筒部内面)

- ・高所は搭乗設備から直接目視もしくは遠隔目視
- ・架台や機器等によりゴンドラが近寄れない箇所はオペフロ床面等から遠隔目視
- ・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

### (半球部外面)

- ・歩廊から直接目視

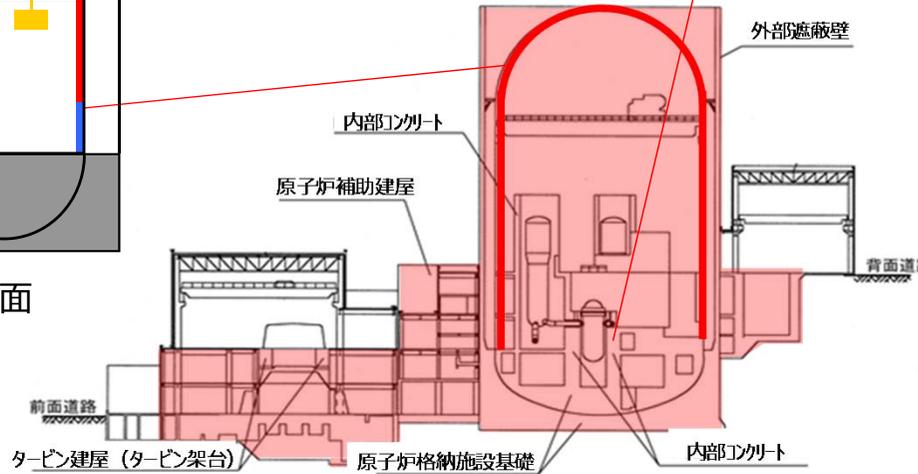
### (円筒部外面)

- ・仮設足場から直接目視

## ○コンクリート構造物（原子炉格納施設、原子炉補助建屋等）

コンクリートのコアサンプル約**150個**※を採取して点検し、コンクリートの構造物の健全性に影響を与える劣化なし（強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応）

※ 1号炉：約150個、2号炉：約150個

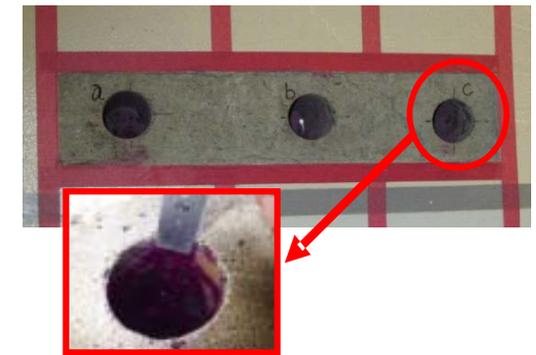


強度の点検事例

コアサンプル採取状況



コアサンプル



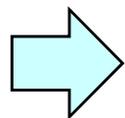
中性化の点検事例  
(フェノールフタレイン溶液による確認)

## ・原子炉格納容器

	原子炉格納容器漏えい率試験時の点検 (従来点検)	特別点検 (今回の点検)
点検部位 (範囲)	原子炉格納容器鋼板 (円筒部外面上部の干渉物裏等を除く)	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)
点検方法	目視点検 ・高所は双眼鏡を用いた点検	目視点検(VT-4) ・高所は高倍率のカメラ等を使用

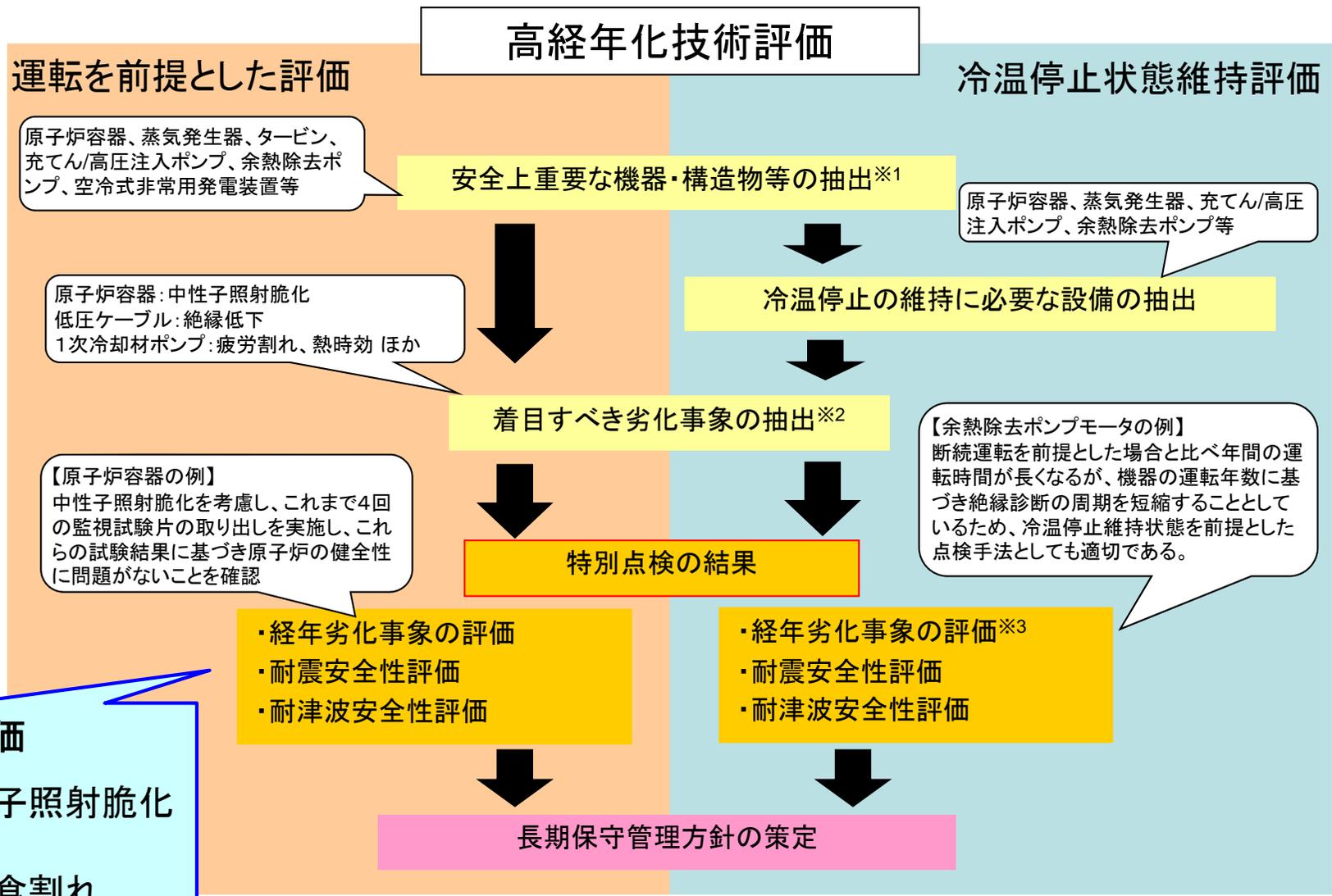
## ・コンクリート構造物

	定期点検+高経年化対策用点検 (従来点検)	特別点検 (今回の点検)
対象の構造物・ 部位	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物単 位で実施	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物の 詳細な部位を指定
点検方法/ 点検項目	定期点検:目視点検 高経年化対策用点検: ・非破壊試験(強度) ・コアサンプルによる中性化、塩分浸透、強度の 確認	コアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分 浸透およびアルカリ骨材反応の確認



これまでも通常保全活動の中で点検を行っており、特別点検は40年超の長期運転に際し従来の点検を補完して機器・構築物の状況を確認するものと考えている。

# ② 劣化状況評価(高経年化技術評価)



- 主要な劣化事象の評価**
- 原子炉容器の中性子照射脆化
  - 疲労割れ
  - 照射誘起型応力腐食割れ
  - 絶縁低下
  - コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
  - 2相ステンレス鋼の熱時効
  - 耐震安全性評価 等

※1 「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」において定義されるクラス1、2の機能を有するもの(安全上重要な機器・構造物)および常設重大事故等対処設備等を審査対象として抽出。  
 ※2 日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」附属書に基づき、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出している。  
 ※3 冷温停止状態維持評価において通常の運転状態と比較し、劣化の進展が厳しくなる劣化事象を抽出し評価を行っている。

# ②-1 原子炉容器の中性子照射脆化(その1)

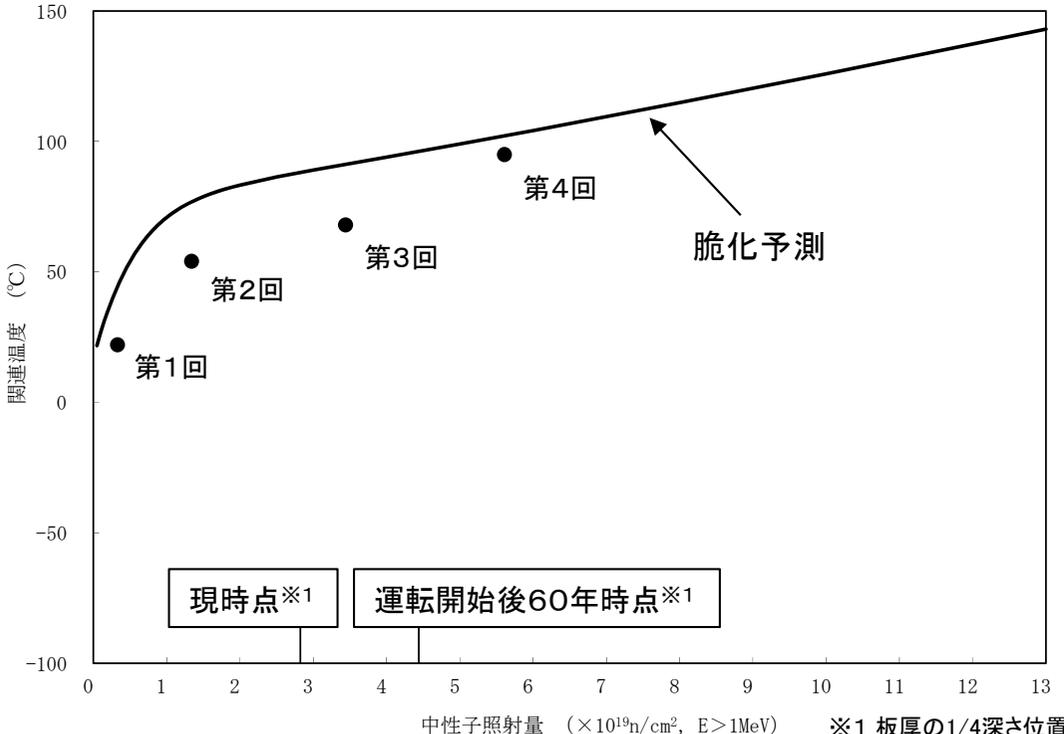
## 健全性評価

○監視試験結果より、「(社)日本電気協会 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(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。

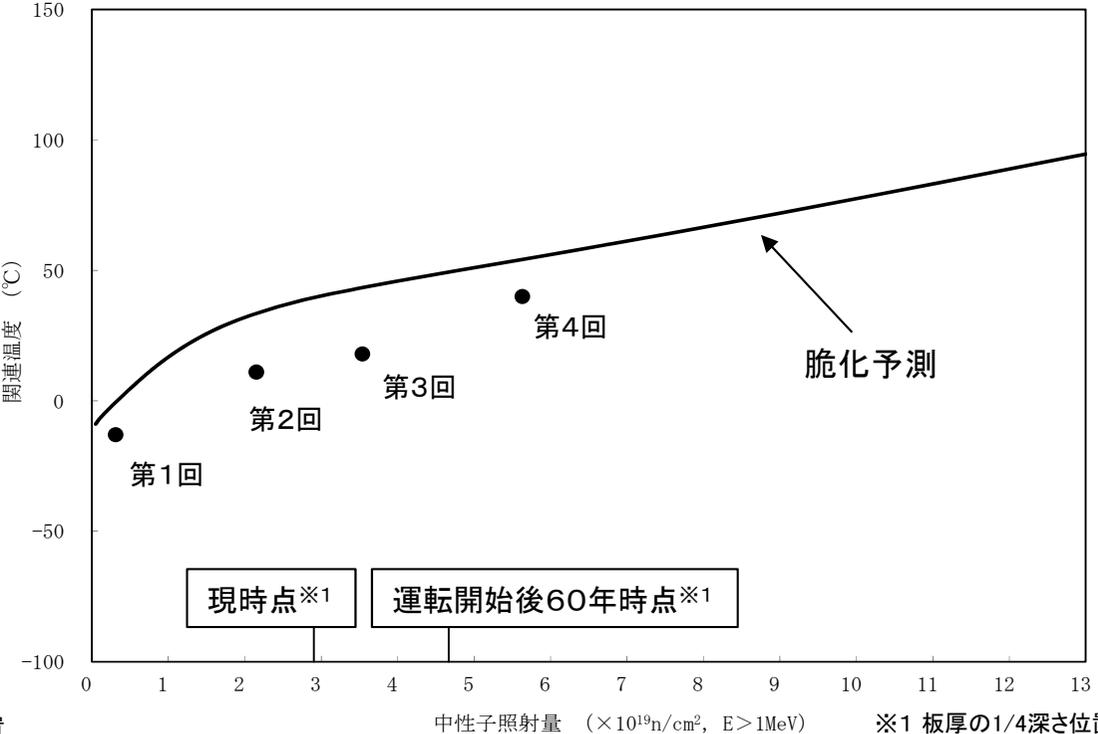
関連温度の予測値

	評価時期	中性子照射量*1 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	関連温度*2 (°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
高浜1号炉	2015年4月時点	2.82	89	43	54
	運転開始後60年時点*3	4.44	97	52	62
高浜2号炉	2015年4月時点	2.90	40	28	3
	運転開始後60年時点*3	4.67	50	37	13

\*1: 内表面から板厚tの1/4深さでの中性子照射量  
 \*2: 内表面から板厚tの1/4深さでの予測値  
 \*3: 将来の設備利用率を80%と仮定して算出



高浜1号炉 監視試験結果および脆化予測(母材)



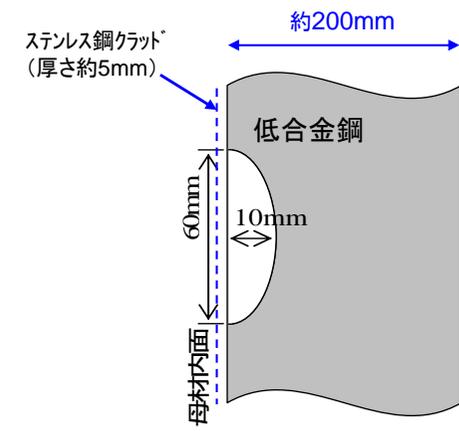
高浜2号炉 監視試験結果および脆化予測(母材)

## 健全性評価(続き)

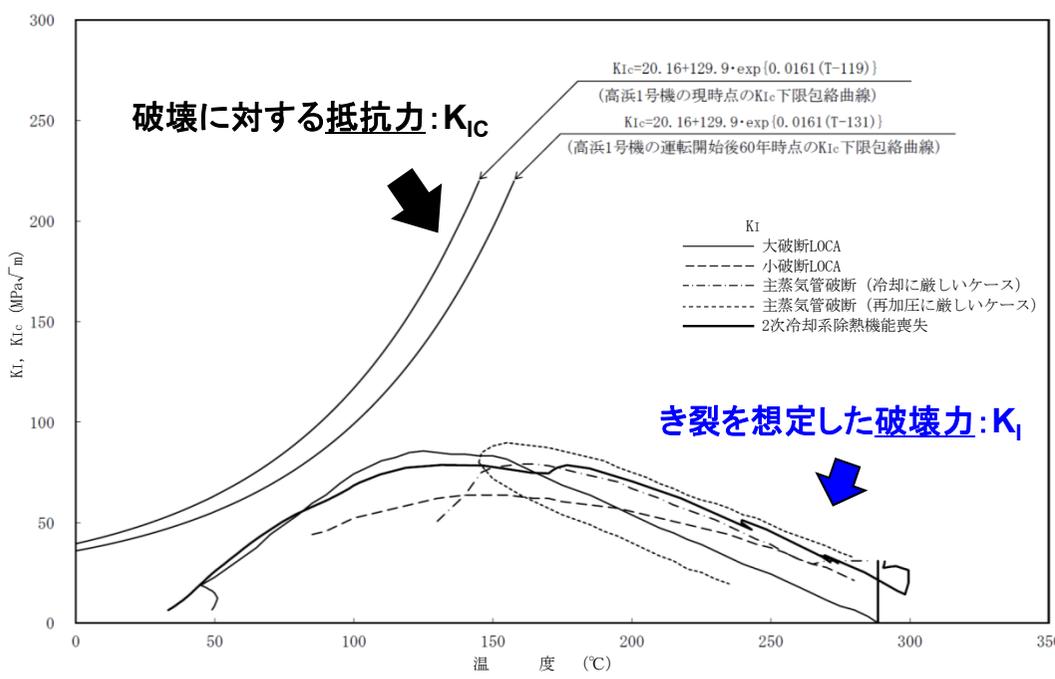
○60年経過時点において加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。

○加圧熱衝撃評価については保守的に深さ10mmのき裂を想定して評価を実施しているが、特別点検において原子炉容器の超音波探傷検査を実施し、そのようなき裂は存在しないことを確認している。

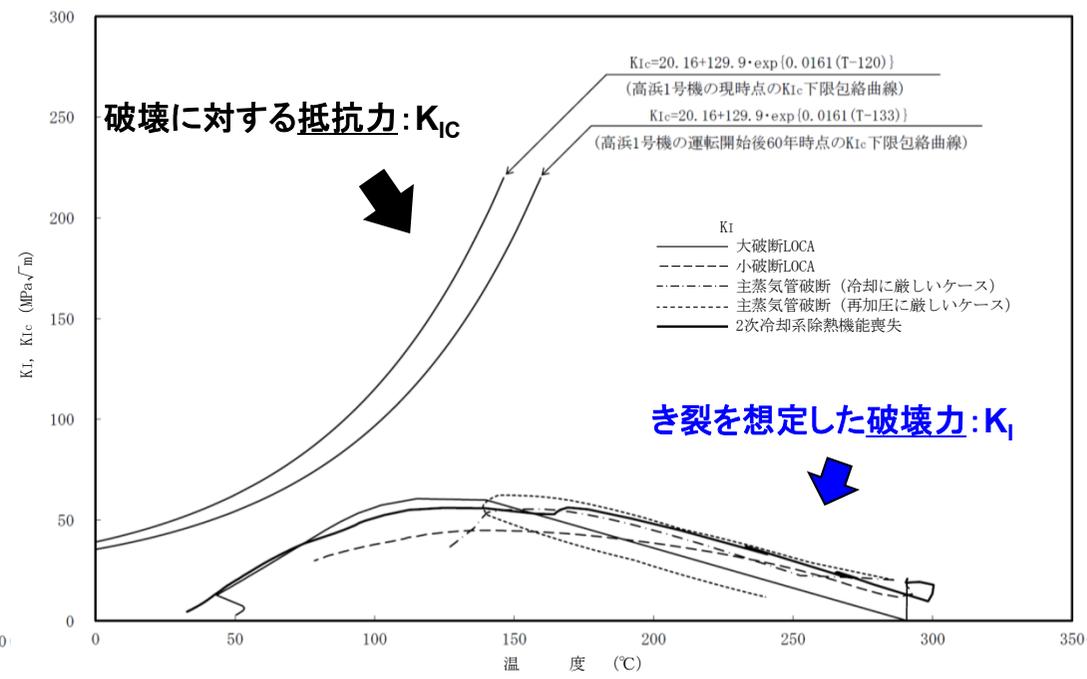
超音波探傷検査では深さ5mm程度のき裂であれば十分検出可能であることが実証されていることから、想定き裂深さを5mmに精緻化した評価も実施しており、想定き裂深さ10mmの評価に比べ余裕のある結果が得られている。



加圧熱衝撃評価における想定き裂



高浜1号炉 加圧熱衝撃評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



高浜1号炉 加圧熱衝撃評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

## 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年時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した。高浜1号炉については「(社)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)」で要求している68Jを下回ったことから、JEAC4206の規定に従い破壊力学評価を実施し、健全性に問題ないことを確認している。

## 現状保全

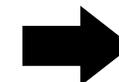
- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。

## 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。※



長期保守管理方針

※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。

## ○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器等

### 【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。

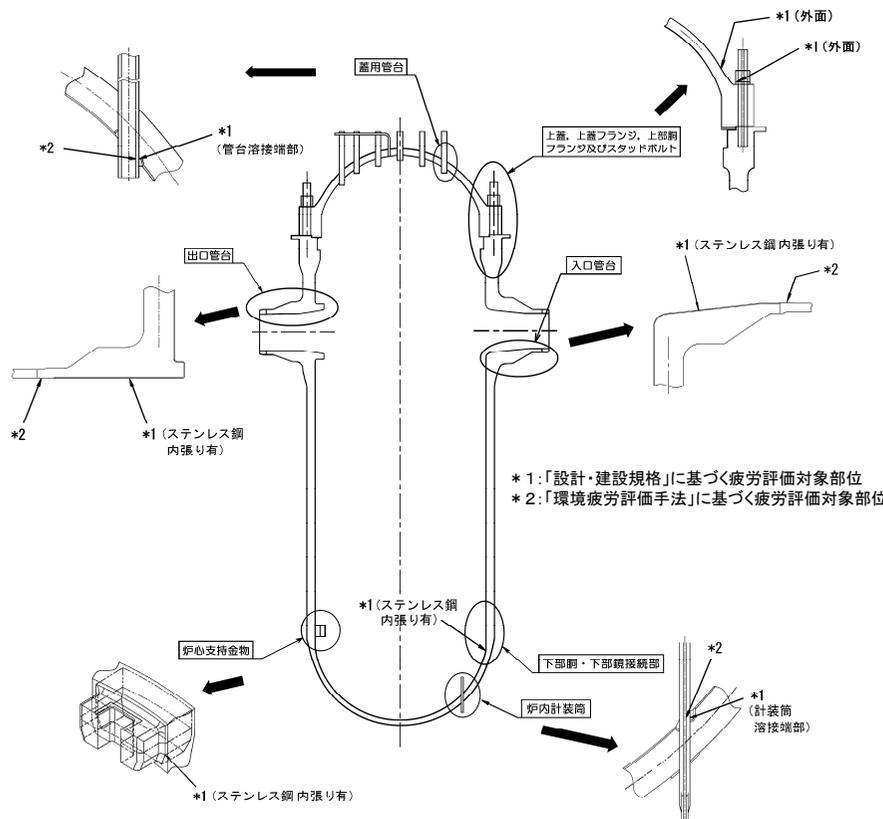
#### 総合評価

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

**長期保守管理方針**



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(高浜1号炉の例)

評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)			
	設計・建設規格による解析		環境疲労評価手法による解析	
	1号炉	2号炉	1号炉	2号炉
冷却材入口管台	0.054	0.044	0.001*3	0.001*3
冷却材出口管台	0.065	0.052	0.001*3	0.014*3
蓋用管台	0.129	0.153	0.002*3	0.002*3
炉内計装筒	0.188	0.157	0.013*3	0.006*3
上蓋、上蓋フランジ、上部胴フランジ(1号炉のみ)	0.013	0.009	—*4	—*4
下部胴・下部鏡接部	0.005	0.004	—*4	—*4
炉心支持金物	0.009	0.007	0.000*3	0.000*3
スタッドボルト	0.334	0.331	—*4	—*4

\*3: 炉水環境にある箇所に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次系配管の減肉を想定した評価

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及びその下流部が周軸方向に一様減肉したと想定して、地震時の発生応力等を算出し、許容値を満足することを確認した。

※一部配管では、必要最小肉厚までの一様減肉想定では許容値を満足しなかったため、実測データに基づく予測肉厚での耐震安全性評価を実施し、許容値を満足することを確認した。

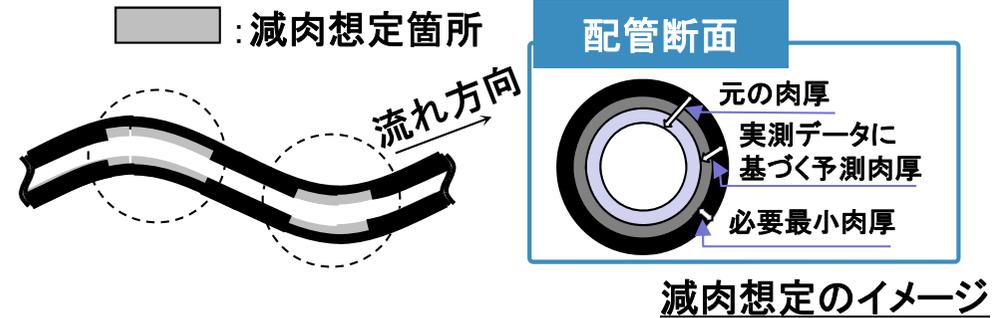
### ○高浜1号機で実測データに基づく評価を行った配管

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比*1
第4抽気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.60
グランド蒸気系統配管		C	0.88
復水系統配管		C	0.84
ドレン系統配管		C	0.94

\*1: 応力比 = 一次応力 / 許容応力

### ○高浜2号機で実測データに基づく評価を行った配管

第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管



### 現状保全

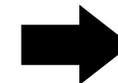
管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

### 耐震安全性評価

全ての管理対象箇所に対して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た。一部の耐震安全性が確認できなかった箇所に対して実測データに基づく予想肉厚での耐震安全性評価を実施し、問題ないことを確認した。

### 高経年化への対応

実測データに基づく予測肉厚により耐震安全性を確認した配管について、耐震性が確認できた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、この対策工事を反映し、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。



長期保守管理方針

### 40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認

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、保全実績及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、以下の評価を行った。

#### 1. 経年劣化傾向の評価

○ 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

#### 2. 保全実績の評価

○ 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

#### 3. 長期保守管理方針の有効性評価

○ 全ての長期保守管理方針が有効であったことを確認

## ②-5 技術評価結果の概要

技術評価の結果(例)と保守管理に関する方針

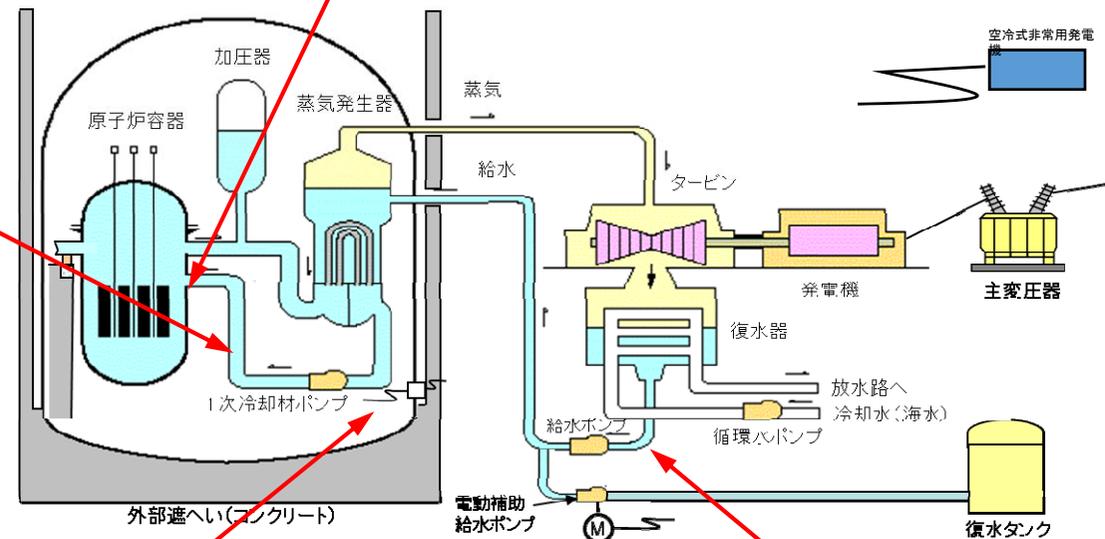
青字:長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

### 【原子炉容器の中性子照射脆化】

過去4回の監視試験片調査(脆化予測)により、中性子照射脆化が構造健全性上、問題とならないこと、現状保全の適切性を確認  
⇒第5回監視試験片調査を実施

### 【配管等の低サイクル疲労】

損傷発生の可能性はないことを確認。現状の保全の適切性を確認  
⇒過渡回数の確認を継続的に実施(推定過渡回数を上回らないことを確認)



### 【ケーブルの絶縁低下】

通常運転時及び事故時模擬試験にて、多くのケーブルの絶縁機能に問題のないことを確認  
⇒一部のケーブルについて、評価年数に至る前に取替を実施

### 【耐震安全性評価(2次系炭素鋼配管)】

現状の配管減肉管理(肉厚測定、評価、取替)が適切であること、減肉を想定した耐震安全性を確認  
⇒今後も同様の配管減肉管理を継続  
⇒抽気系統配管等に対してサポート改造及び耐震安全性評価を実施

劣化状況評価の結果、60年の運転を想定しても健全性は維持できることを確認した。

### ③ 高経年化技術評価結果と長期保守管理方針

- 60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動(分解・点検・手入れ等)を継続していくことで、健全性を維持可能と評価
- 一部の機器については、実施すべき項目(点検・検査項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等)を **長期保守管理方針**としてまとめた

#### <高経年化対策に基づく長期保守管理方針>

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・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。	中長期
2	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肉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。 * : 第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 * : 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」	1号:中長期 2号:短期
4	疲労評価における実績過渡回数を確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1:高浜1号の場合、短期とは平成26年11月14日からの5年間、中長期とは同日からの10年間、長期とは同日からの20年間をいう。  
高浜2号の場合、短期とは平成27年11月14日からの5年間、中長期とは同日からの10年間、長期とは同日からの20年間をいう。

高経年化対策に係る技術課題に対しては、今後も以下に取り組んでいく。

- 国のロードマップに従い、高経年化に対する技術課題対応へのローリングを実施し、継続的に取り組んでいく。  
この中では、廃止措置プラントを活用した高経年化に係る調査研究への取り組みが掲げられており、当社としても、さらなる劣化機構の解明や、劣化評価技術の高度化等に向けた検討をしていく。
- IAEAが各国の長期運転への知見や今後の技術課題をまとめたI-GALLレポートをまとめるなど、海外でも積極的に今後の長期運転への取り組みを継続しており、引き続き、海外関係機関とも協調して、高経年化に係る研究の実施や、長期運転への対応の改善活動へ取り組んでいく。

高浜1、2号炉の運転期間延長認可申請に対しては原子力規制委員会による審査が継続中であり、当社として引き続き真摯に対応していく。

# 高浜発電所1、2号機の 運転期間延長認可申請の概要について (高経年化技術評価書(40年目)の概要)

## 参考資料

平成28年 5月13日



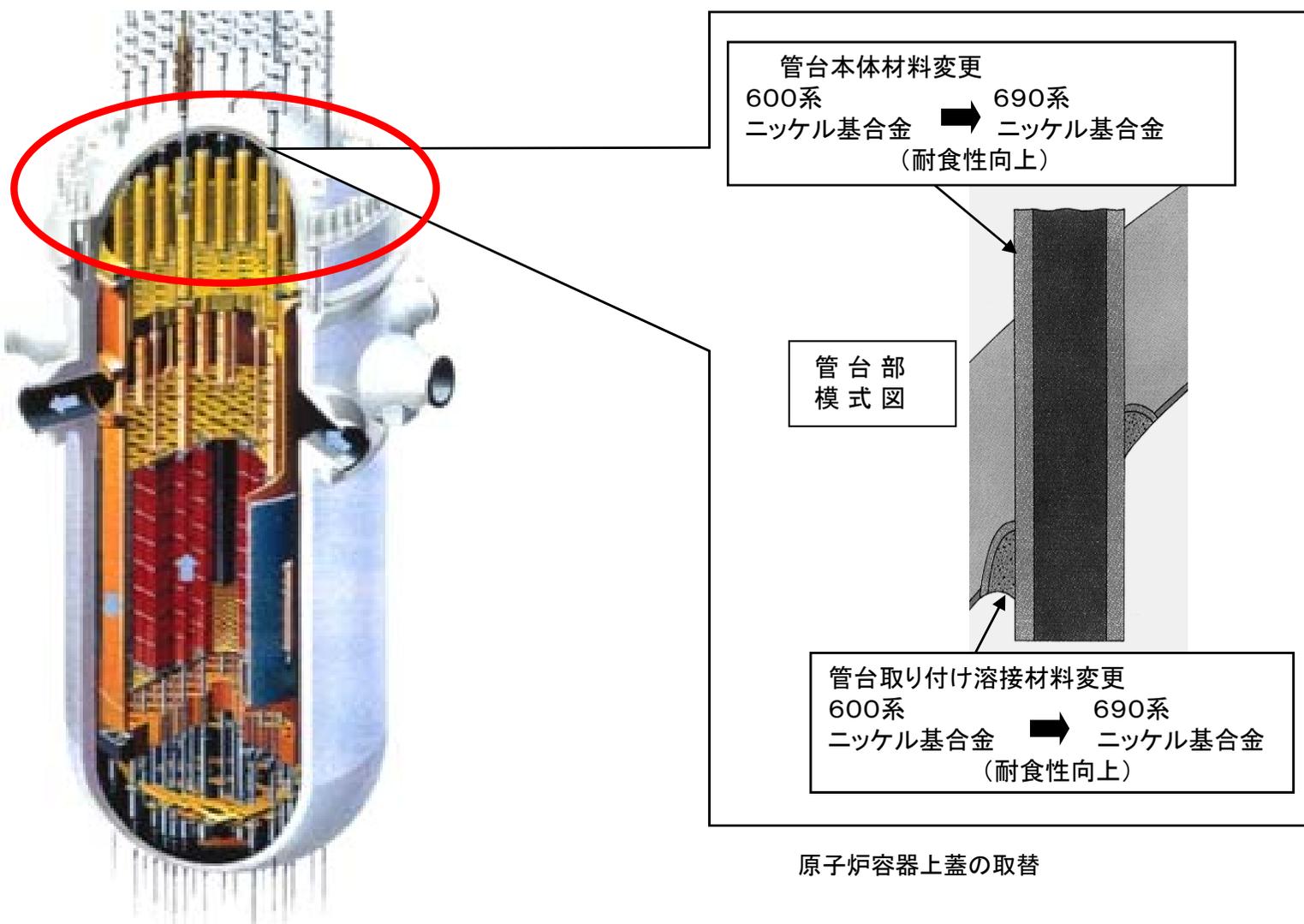
# 運転期間延長認可申請の対応概要

	H27.4~7	8	9	10	11	12	H28.1	2	3	4	5	6	7
工事計画認可申請		▼7/3申請 要目表、基本方針 床応答曲線(原子炉格納容器内)			▼11/16補正 主要機器耐震 床応答曲線(原子炉補助建屋内)		▼1/22補正		▼2/29補正 一部機器耐震 設置許可の反映		▼4/27補正		
運転期間延長認可申請	▼4/30申請	▼7/3補正 原子炉格納容器内主要機器の耐震評価を新Ss評価に見直し			▼11/16補正 ・シビアアクシデント環境評価 ・制御棒挿入性等一部耐震見直し			▼2/29補正 補助建屋の補機・配管の耐震評価見直し		▼4/27補正 炉内構造物、制御棒挿入性等の耐震評価見直し			☆7/7 運転期間満了(認可期限)
	▼5/20~ 審査ヒアリング												
	6/25,26,7/8~10 現場調査(特別点検)								3/17,18 現場調査(劣化状況評価)				
	●5/28審査会合 ・申請概要			●9/29審査会合 ・疲労 ・照射誘起型応力腐食割れ ・コンクリート ・指摘事項回答		●12/10審査会合 ・照射脆化 ・熱時効 ・絶縁低下 ・指摘事項回答		●3/15審査会合 ・耐震/耐津波(一部結果除く) ・指摘事項回答					
	●7/21審査会合 ・共通事項 ・特別点検												
													* 次回審査会合の内容・時期は未定

# 原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動(1/5)

## <原子炉容器上蓋の保全>

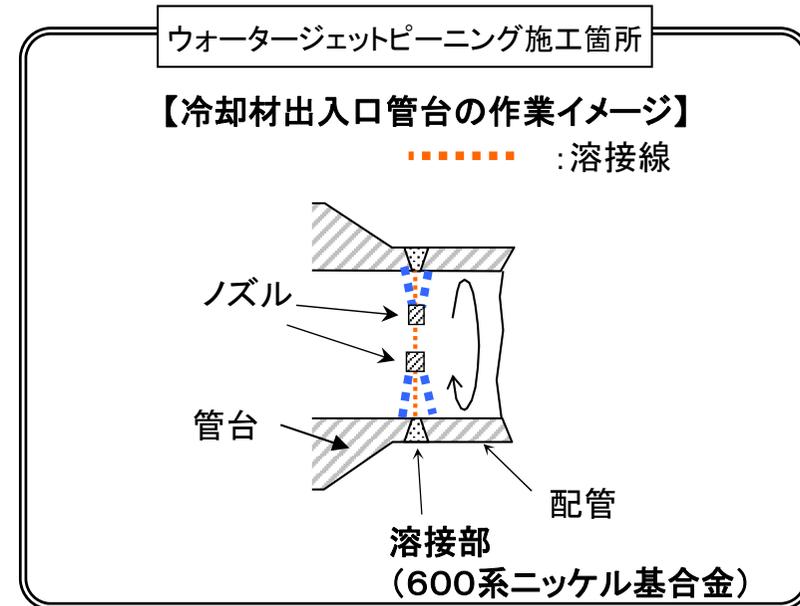
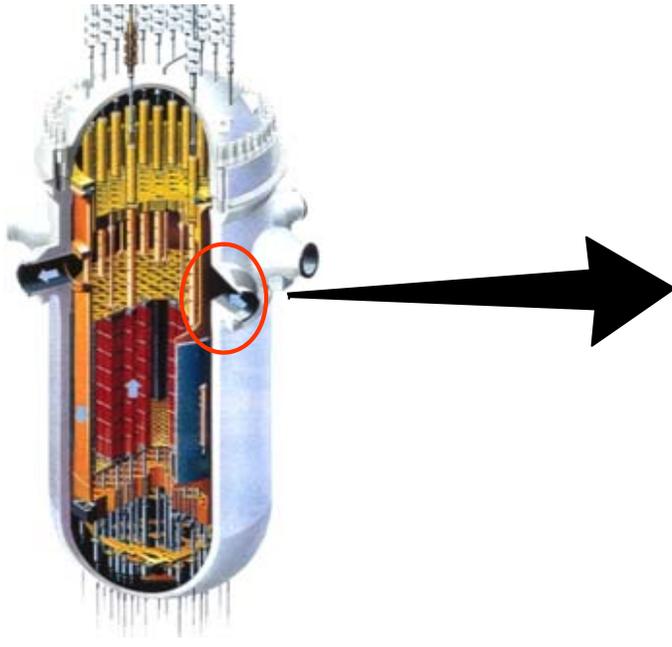
高浜1、2号炉 原子炉容器上蓋管台のPWSCC予防保全対策として上蓋取替えを実施。



# 原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動(2/5)

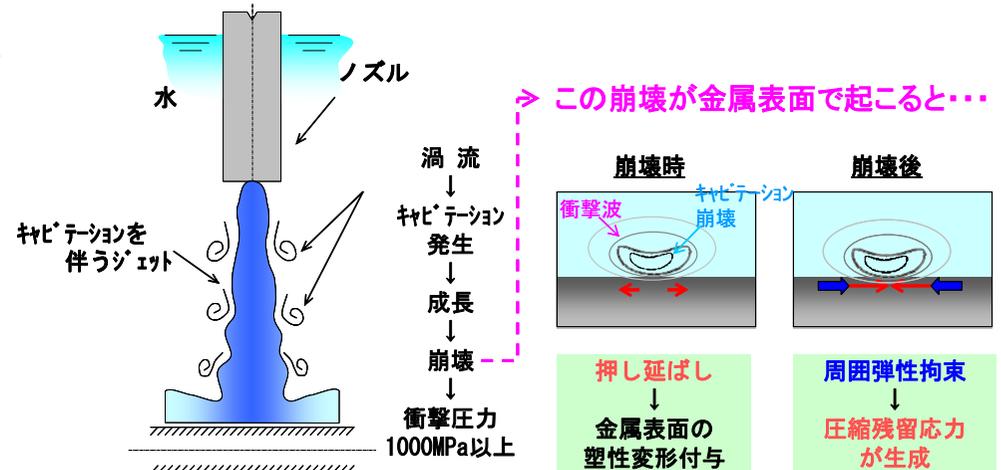
## <冷却材出入口管台の保全>

高浜1号炉については、PWSCC予防保全対策として出入口管台セーフエンドの異材継手部についてWJPを施工。



## <ウォータージェットピーニング(WJP)の原理>

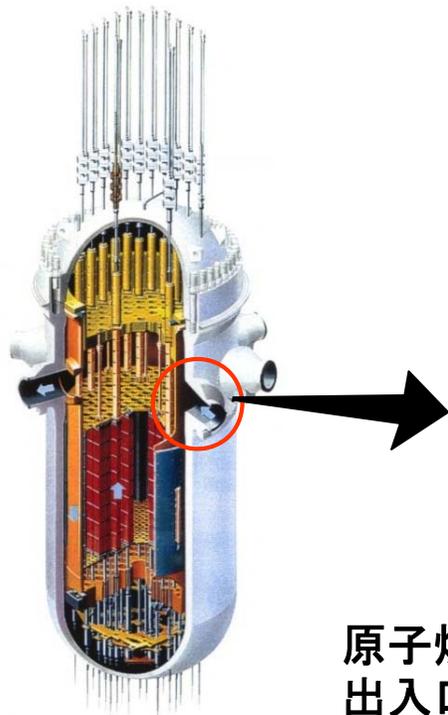
水中にて高圧ジェット水を噴射すると、キャビテーション気泡群が発生する。この気泡群の圧力が回復し、崩壊する時の衝撃力を利用して金属表面を塑性変形させ、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力とすることによりPWSCCを抑制。



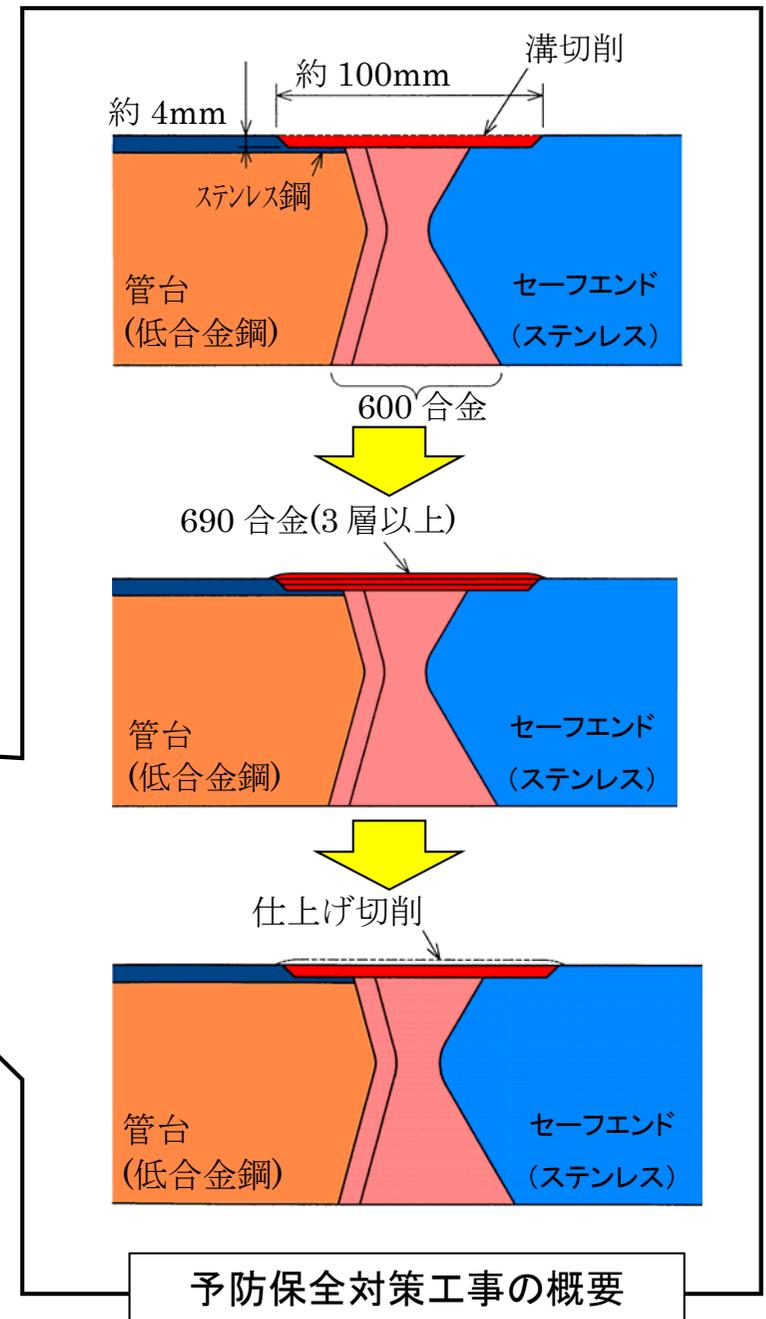
# 原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動(3/5)

## <冷却材出入口管台の保全>

高浜2号炉については大飯3号炉の当該部に微小な信号指示が認められたこと(2008年3月)を踏まえ、PWSCCを抑制するために溶接部内面全周を研削後、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金をテンパービード溶接する予防保全対策工事を実施。



原子炉容器冷却材  
出入口管台(低合金鋼)      セーフエンド  
(ステンレス鋼)

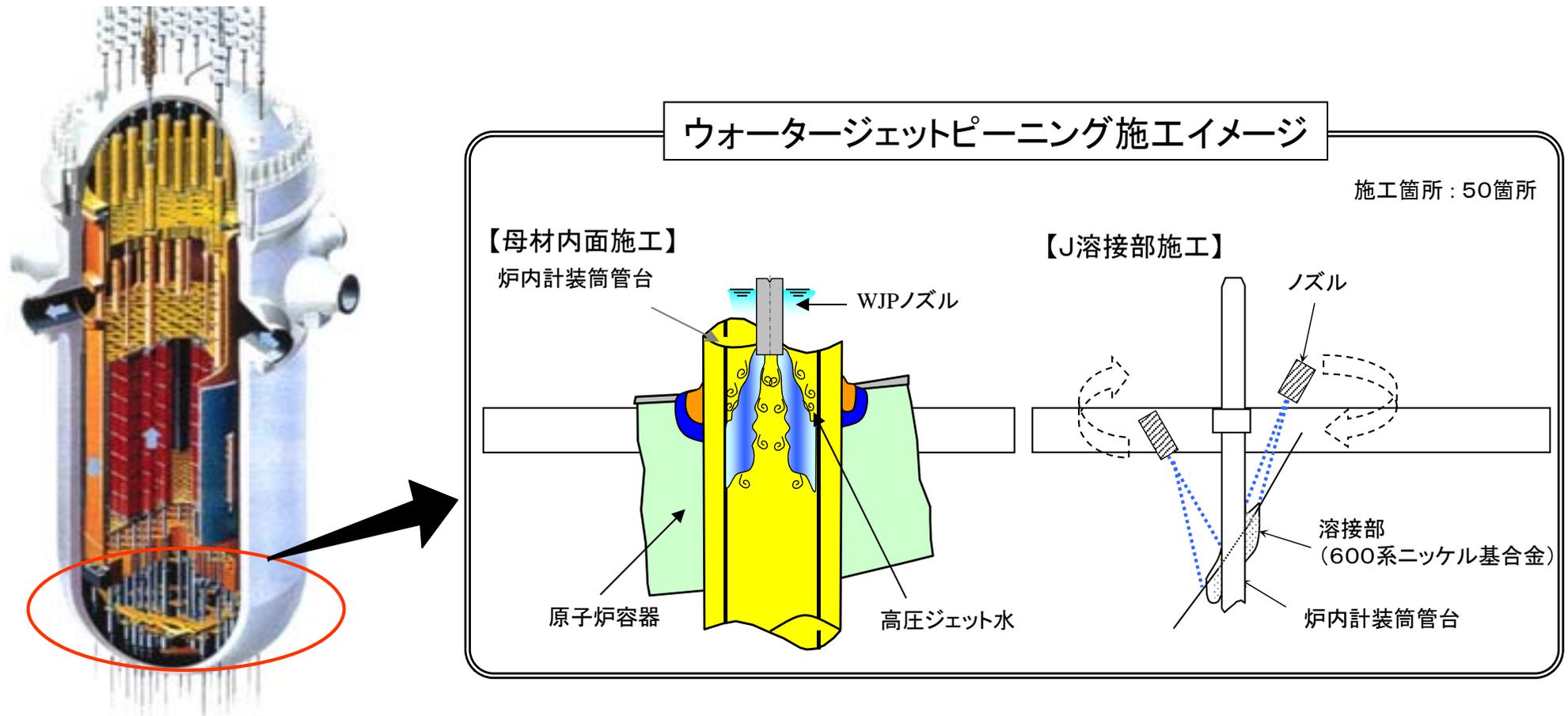


# 原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動(4/5)

## ＜炉内計装筒の保全＞

高浜1、2号炉 炉内計装筒のPWSCC予防保全対策としてWJPを実施。

なお、高浜1号炉の#48管台については、WJP施工前のECTで微小信号指示が認められたことから次回(第22回)定検で加工手入れ(切削)等を実施した後にWJPを実施。

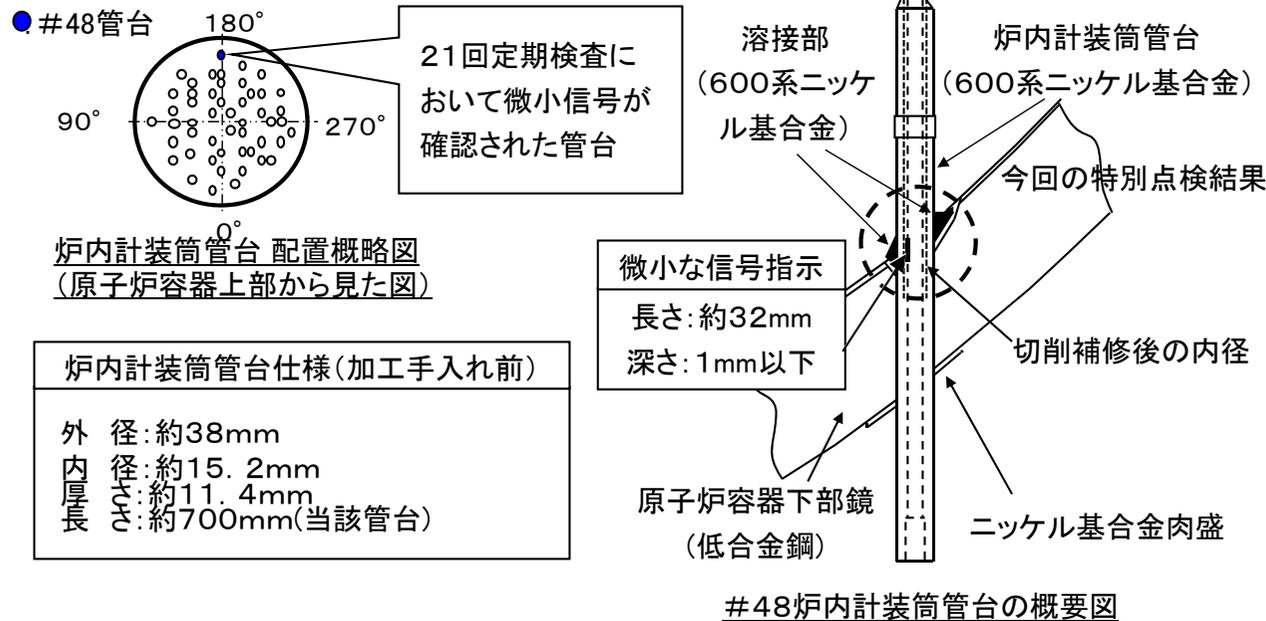


# 原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動(5/5)

## 高浜1号炉 炉内計装筒#48管台補修概要

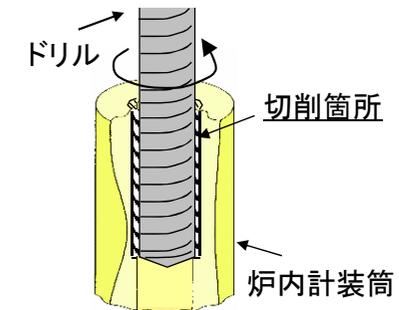
第21回定期検査における渦流探傷検査(ECT)にて、微小な信号指示が認められた炉内計装筒管台1本(#48)について、第22回定期検査において念のため管台内表面の加工手入れ(切削)を実施。

手入れ前後にはECTを実施し、前回の定期検査で確認された指示に変化がないこと、及び、手入れ後には指示のないことを確認。



### 切削補修概要

管台内表面約1.8mmの加工手入れ(切削)を実施。  
切削後、ブラシ等を用いて仕上げ処理を実施。

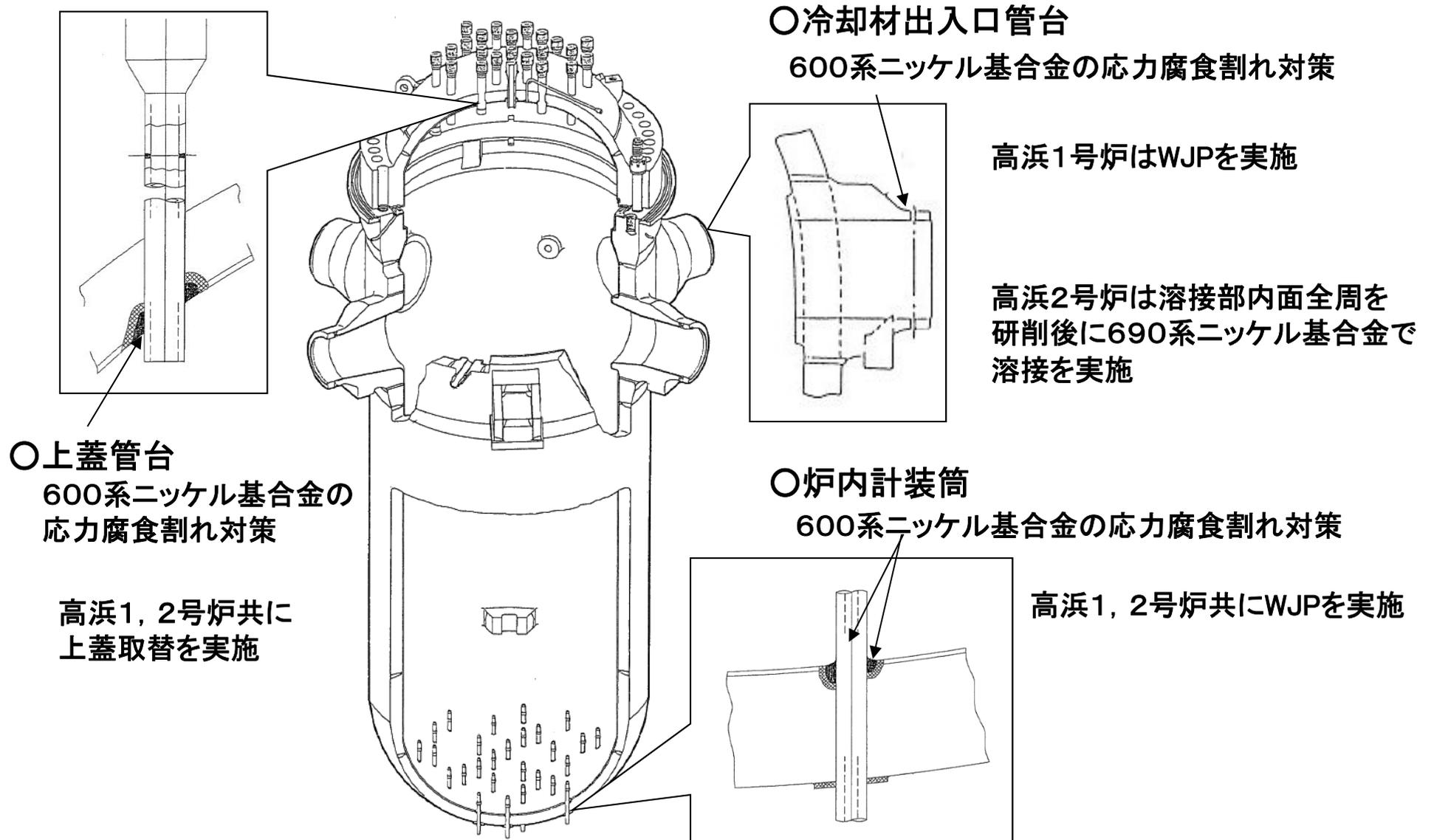


切削補修概要図

### 今回の特別点検結果

今回の高浜1号炉#48管台に対する特別点検(ECT)により、有意な欠陥が無いことを確認。

# 原子炉容器に対する予防保全の内容



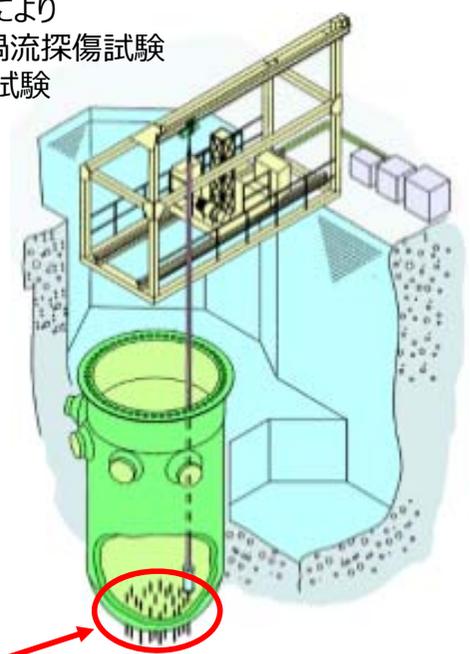
# 特別点検の実施結果(原子炉容器)

一次冷却材ノズルコーナー部6箇所の渦流探傷試験を行い有意な欠陥なし

原子炉容器供用期間中検査ロボットを使用して試験

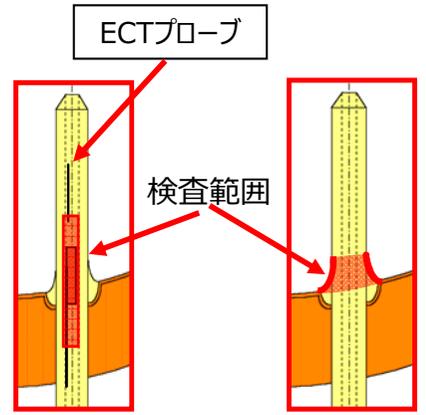


燃料取換クレーンにより目視点検装置、渦流探傷試験装置を吊り下げて試験



炉心領域の母材および溶接部の超音波探傷試験を行い有意な欠陥なし

炉内計装筒50箇所の溶接部および管内面の渦流探傷試験 (ECT)、目視試験(VT)を行い有意な欠陥なし



管内面ECT検査

溶接部VT検査

## ○ 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

これまでの高経年化技術評価を参考にすると共に、それ以降スクリーニング未実施の2014年4月～2014年12月の国内外の運転経験、最新知見について劣化状況評価への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断した。なお、その期間以降の最新知見、運転経験については、審査の状況等も踏まえ、適宜反映。

### 1. 運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験として、NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出する。

### 2. 最新知見

スクリーニング対象期間中に発行された原子力規制委員会文書、及び、日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会の規格・基準類、並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し、劣化状況評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。新たに技術評価に反映した最新知見は以下のとおり。

- ① 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)、2014年2月発行
- ② 日本電気協会 電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法[2013年追補版](JEAC 4201-2007[2013年追補版])、2014年5月発行
- ③ 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(平成27年10月7日、原規規発第1510071号)
- ④ 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2015(AESJ-SC-P005:2015)、2016年3月発行
- ⑤ 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の一部改正について(平成28年4月13日、原規規発第1604131号)

# 経年劣化事象の抽出

## 経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング

- ・ 経年劣化メカニズムまとめ表から経年劣化事象を抽出
- ・ まとめ表作成(2008年)以降の運転経験(国内外トラブル等)から、考慮すべき経年劣化事象について検討

## 個別条件下での抽出

各機器個別の条件(型式、材料、使用環境条件等)を踏まえ、構成部品・部位毎に、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出

代表機器について評価

### 経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング(例)

機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	余熱除去ポンプ
ポンプの容量・揚程確保	主軸	ステンレス鋼	摩耗	○
			疲労割れ(フレットング疲労割れ)	○
			疲労割れ(高サイクル疲労割れ)	○
	羽根車	ステンレス鋼	腐食(キャビテーション)	○
	羽根車リング	-	摩耗	-
	ケーシングリング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受箱	鋳鉄、炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	軸受(すべり)	-	(消耗品・定期取替品)	-
	軸受(ころがり)	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸継手	低合金鋼、炭素鋼	摩耗	ギア型でない
ハウンドリの維持	ケーシング	低合金鋼(内面ステンレス盛金)	(想定されず)	-
		ステンレス鋼	疲労割れ	○
	ケーシングカバー	低合金鋼(内面ステンレス盛金)	(想定されず)	-
		ステンレス鋼	疲労割れ	○
	ケーシングボルト	クロムモリブデン鋼、低合金鋼	腐食	○
	メカニカルシール	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ガスケット	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	リング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ケーシングドレン管	ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
	：	：	：	：
：	：	：	：	
機器の支持	台板	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	取付ボルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	基礎ボルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○



### 余熱除去ポンプに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
				摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効劣化	その他		
ポンプの容量・揚程確保	主軸		ステンレス鋼	△		●				*1: フレットング疲労割れ *2: 高サイクル疲労割れ *3: キャビテーション	
	羽根車		ステンレス鋼		△						
	ケーシングリング	◎	-								
	軸受箱		鋳鉄		▲						
	軸受(ころがり)	◎	-								
	軸継手		炭素鋼								
	ハウンドリの維持	ケーシング		ステンレス鋼			●	▲			
		ケーシングカバー		ステンレス鋼			●	▲			
		ケーシングボルト		低合金鋼		△					
		ケーシングドレン管		ステンレス鋼				▲			
メカニカルシール		◎	-								
ガスケット		◎	-								
機器の支持	台板		炭素鋼		△						
	取付ボルト		炭素鋼		▲						
	基礎ボルト		炭素鋼		○						

想定される経年劣化事象

構成部品単位に分解

○: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (共通)  
 ●: (同上) (固有)  
 △: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (共通)  
 ▲: (同上) (固有)

# 監視試験(片)の概要(1/2)

## 【中性子照射脆化に対する脆化度合いの把握】

照射脆化の程度を把握するため、原子炉容器内に監視試験片を収納したカプセルを装荷

- ・建設時: 8体装荷
- ・現時点: 4体のカプセルを取り出し

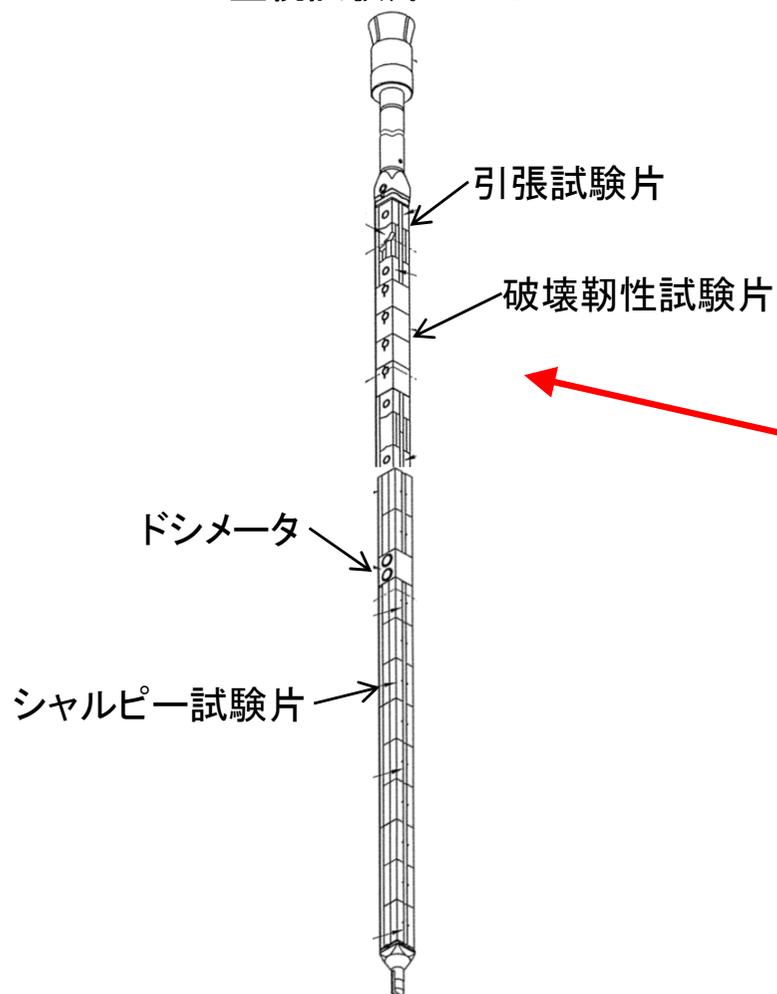
脆性遷移温度の調査結果より、脆化傾向を予測。

＜関連温度: 母材＞

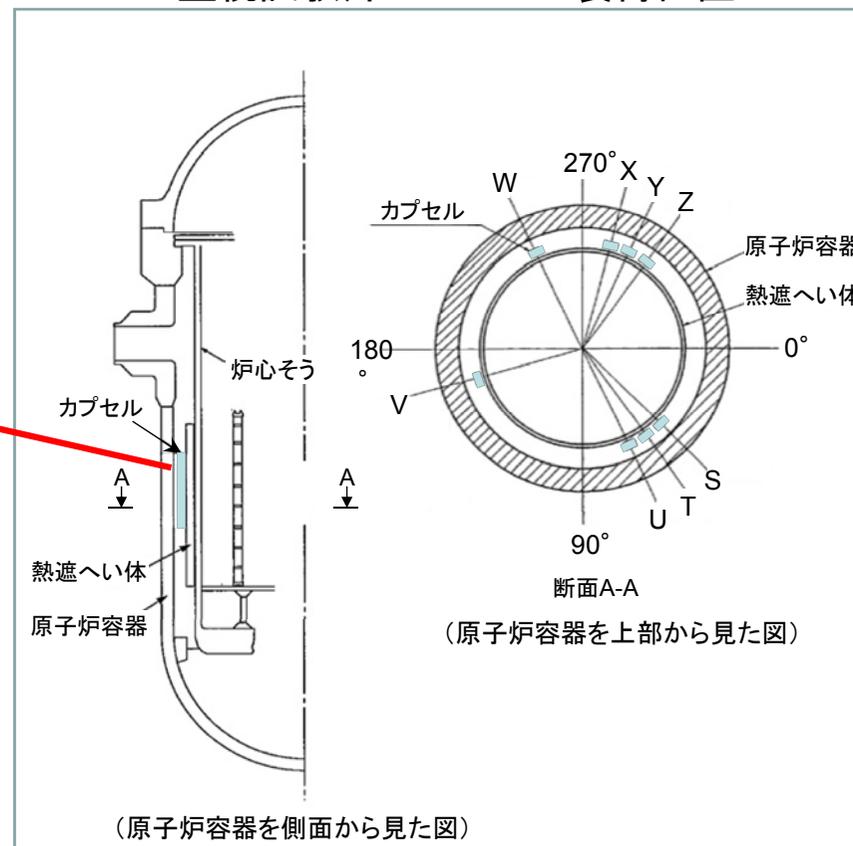
(単位: °C)

	初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
1号機	-4	22	54	68	95
2号機	-30	-13	11	18	40

### 監視試験片カプセル

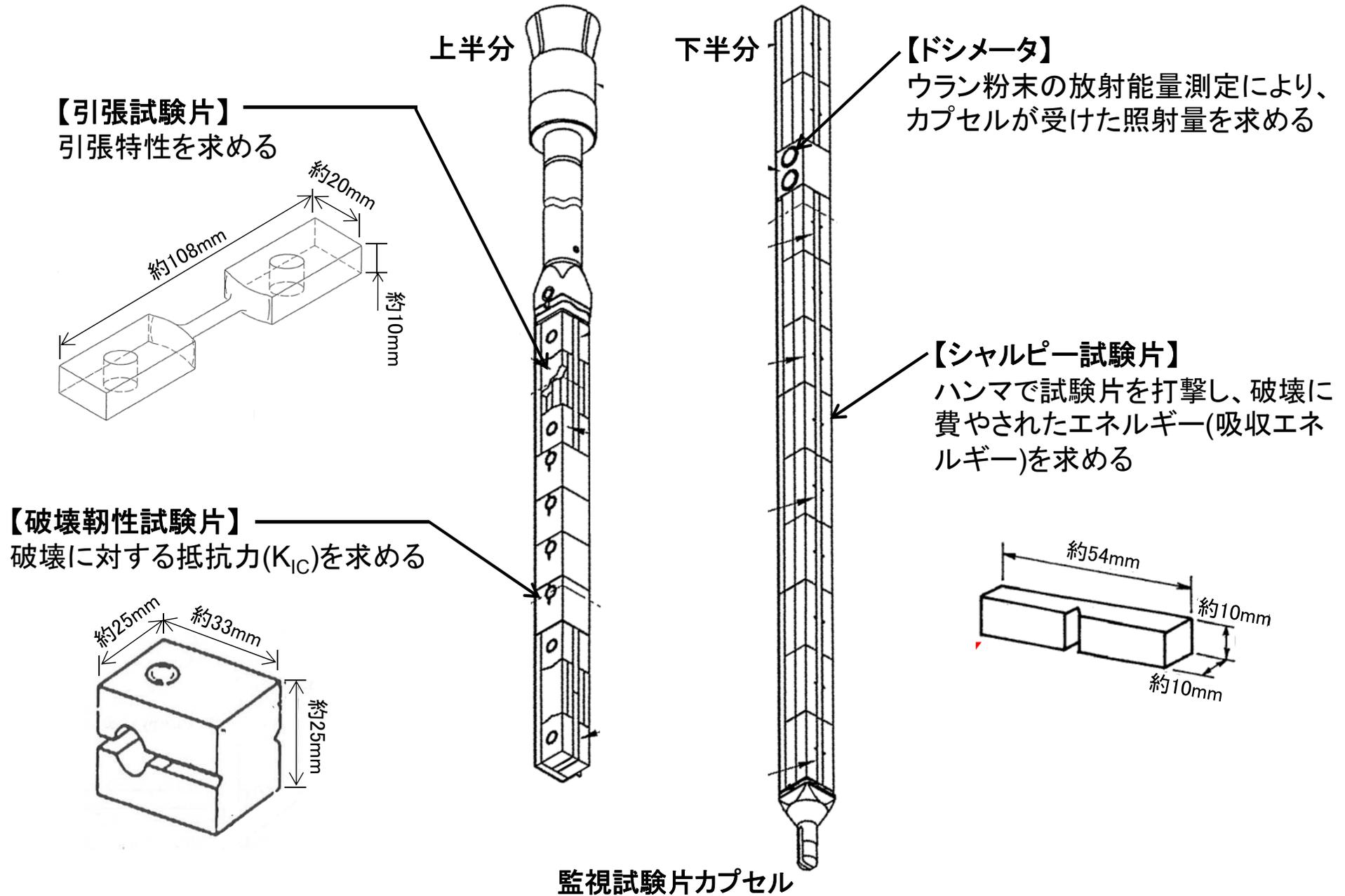


### 監視試験片カプセルの装荷位置



原子炉容器よりも内側に監視試験片カプセルを装荷し、計画的に取り出して試験することにより脆化の程度を先行的に把握。

○監視試験片カプセルには、以下の種類の試験片が合計50個程度収納されている。



# 高浜1号炉 原子炉容器 上部棚吸収エネルギーに関する評価

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。高浜1号炉については「(社)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)」で要求している68Jを下回ったことから、JEAC4206の規定に従い破壊力学評価を実施し、健全性に問題ないことを確認している。

評価対象時期の上部棚吸収エネルギー予測値から材料のき裂進展抵抗 ( $J_{mat}$ ) を算出し、各供用状態での想定欠陥に発生するき裂進展力 ( $J_{app}$ ) と比較した結果、JEAC4206に規定されている下記の項目を満足しており、健全性に問題ないことを確認した。

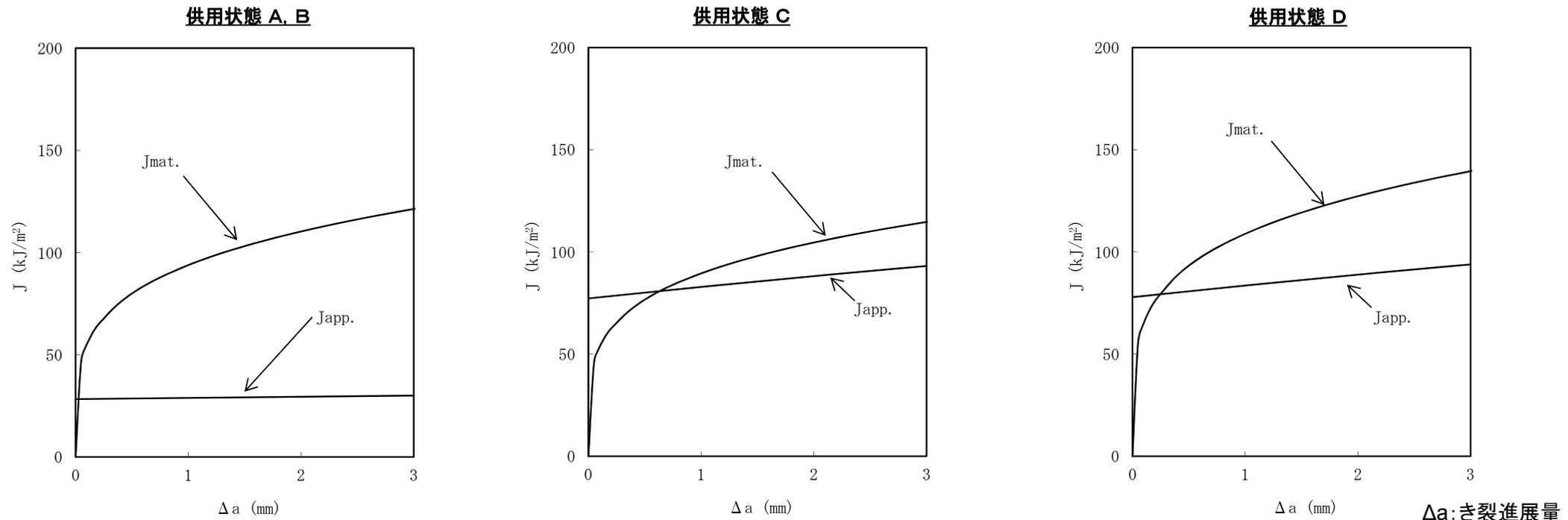
- ・延性き裂進展性評価の結果、評価対象部位においてき裂進展抵抗がき裂進展力を上回ることを確認した。
- ・き裂不安定性評価の結果、評価対象部位においてき裂進展抵抗とき裂進展力が等しい状態でき裂進展抵抗の微小変化率がき裂進展力の微小変化率を上回ることを確認した。
- ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないことを確認した。
- ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないことを確認した。

上部棚吸収エネルギー予測値(単位: J)

		初期値	2015年4月 時点*1	運転開始後 60年時点*1*2
高浜1号炉	母材	98	69	65
	溶接金属	158	115	109
高浜2号炉	母材	141	108	104
	溶接金属	172	113	106

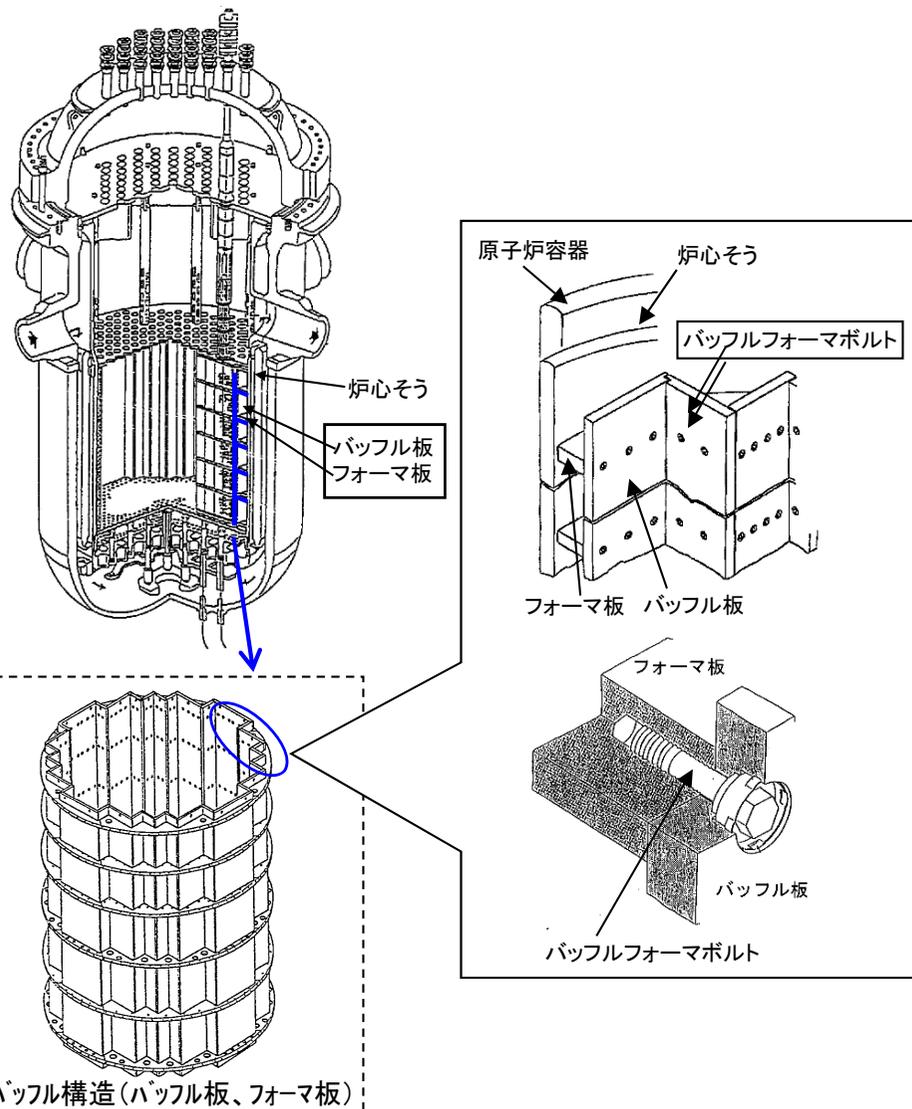
\*1: 板厚tの1/4t深さでの予測値  
\*2: 将来の設備利用率を80%と仮定して算出

## 高浜1号炉 破壊力学評価結果



## ○ 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



バツフルフォーマボルト構造図

### 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、以下の定期検査時に超音波探傷検査を実施。有意な指示なし。
  - 1号炉: 第13回(1991~1992年度)、第17回(1997年度)
  - 2号炉: 第11回(1990年度)、第15回(1995年度)
- 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。
- 今後、炉内構造物の取替を計画している。炉内構造物の取替が実施できない場合はバツフルフォーマボルトに対する超音波探傷検査を計画している。

### 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ないと考えられる。

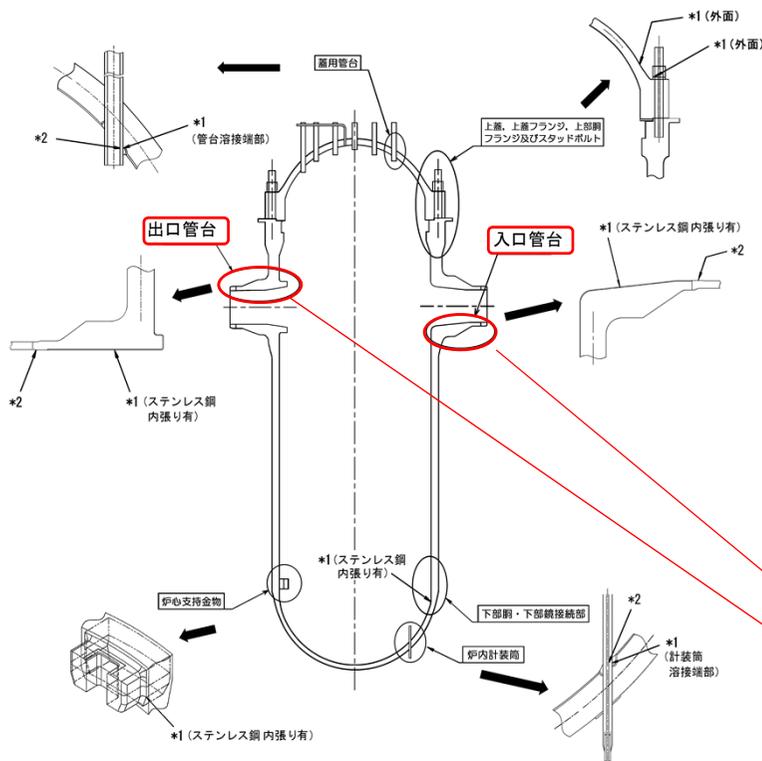
### 高経年化への対応

- 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。
- 炉内構造物の取替を計画しているが、炉内構造物の取替が実施できない場合には、適切な時期にバツフルフォーマボルトに対して超音波探傷検査の実施を検討する。

【疲労割れに対する審査基準の要求事項】

健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。

## 原子炉容器 冷却材出入口管台に対する評価



原子炉容器の疲労評価対象部位

【評価結果】

60年時点までの疲労累積係数が、許容基準の1以下であることから、疲労割れ発生の可能性はないと評価。

	【高浜1号機】 主な想定事象の例	運転実績+60年までの想定回数
運 転 状 態 I	起動(温度上昇率55.6°C/h)	99
	停止(温度下降率55.6°C/h)	99
	負荷上昇(負荷上昇率5%/min)	710
	負荷減少(負荷減少率5%/min)	687
	90%から100%へのステップ状負荷上昇	5
	100%から90%へのステップ状負荷減少	6
	燃料交換	55
	0%から15%への負荷上昇	112
	15%から0%への負荷減少	86
	他...	
II	負荷の喪失	4
	外部電源喪失	5
	1次冷却材流量の部分喪失	4
	1次系漏えい試験	105
	他...	



## 冷却材入口／出口管台の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数 (許容値: 1以下)	
	1号炉	2号炉
冷却材入口管台	0.054	0.044
冷却材出口管台	0.065	0.052

評価対象機器：ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】：低圧ケーブル(難燃PHケーブル)

## 健全性評価

### 1. 長期健全性試験 (運転による劣化と事故時条件を付与)

供試ケーブル

通常運転時相当の熱と放射線  
による加速同時劣化

設計基準事故時相当の放射線照射  
設計基準事故時雰囲気暴露

耐電圧試験※2による判定

#### 試験手順及び健全性判定方法※1

※1:「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」(ACAガイド)に基づく試験手順及び健全性判定方法

※2: 耐電圧試験は、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000)の試験

熱・放射線による最大事前劣化条件、  
設計基準事故試験条件及び耐電圧  
試験結果※3

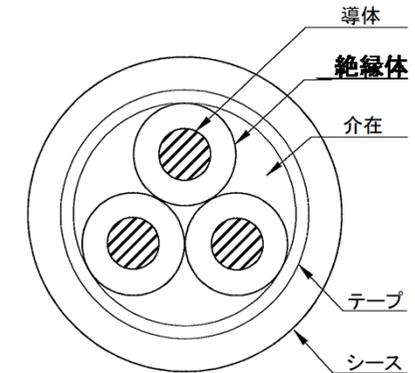
最大劣化条件 (温度-放射線-時間)	100°C - 94.8Gy/h - 4,003時間
-----------------------	-------------------------------

集積放射線	1500kGy
最高温度	190°C
最高圧力	0.41MPa[gage]

#### 耐電圧試験結果

耐電圧試験条件	判定
課電電圧: 1500V / 1分間	良

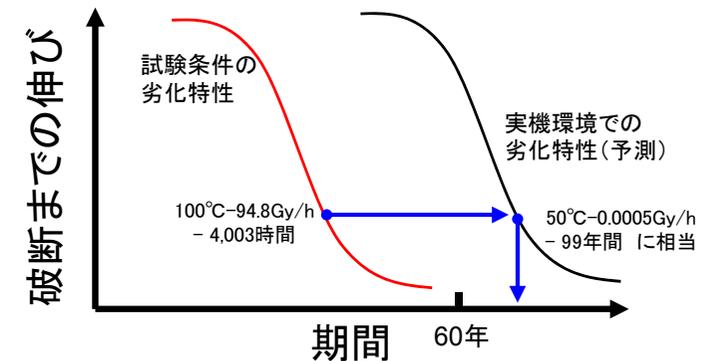
※3:「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(JNES-SSレポート)」



代表的なケーブルの構造

### 2. 布設環境下における健全性維持期間を確認

試験で健全性が確認された条件は、相当する実布設環境条件(供用期間)でもその健全性が維持できる。  
⇒絶縁体の破断するまでの伸び値データ(事前計測)を踏まえ、試験で健全性が確認できている最大の劣化条件が、実機環境の何年相当になるかを確認。



試験結果から評価年数を確認 (イメージ図)

### 3. 評価結果

高浜1号 難燃PHケーブル実布設環境での健全性評価期間

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	50*1	0.0130	約65*2
加圧器室上部	50	0.0005	約99
通路部	47*1	0.0013	約74*2
	47*1	0.0002	約54*2

\*1: 動力ケーブルの温度上昇を更に考慮する  
\*2: ケーブルの取替えを考慮した期間

54年以降では絶縁低下の可能性があり、  
評価時期までに取替が必要

高浜2号 難燃PHケーブル実布設環境での健全性評価期間

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]
	温度[°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	48*1	0.0202	約66*2
加圧器室上部	48	0.00001	約117
通路部	47*1	0.00001	約47*2

\*1: 動力ケーブルの温度上昇を更に考慮する  
\*2: ケーブルの取替えを考慮した期間

47年以降では絶縁低下の可能性があり、  
評価時期までに取替が必要

#### 現状保全

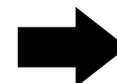
制御・計装用ケーブルについては 定期的に系統機器の動作、電力用ケーブルについては 定期的に絶縁抵抗測定を行い、絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

#### 総合評価

通路部布設の一部の難燃PHケーブルを除いて、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と評価。

#### 高経年化への対応

通路部に布設の一部の難燃PHケーブルは、評価期間に至る前に取替を実施する。



長期保守管理方針

○評価対象機器：一次冷却材管、  
加圧器サージ配管、  
一次冷却材ポンプケーシング、  
下部炉心支持柱

【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 ( $J_{mat}$ ) とき裂進展力 ( $J_{app}$ ) の交点において  $J_{mat}$  の傾きが  $J_{app}$  の傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはなく、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。

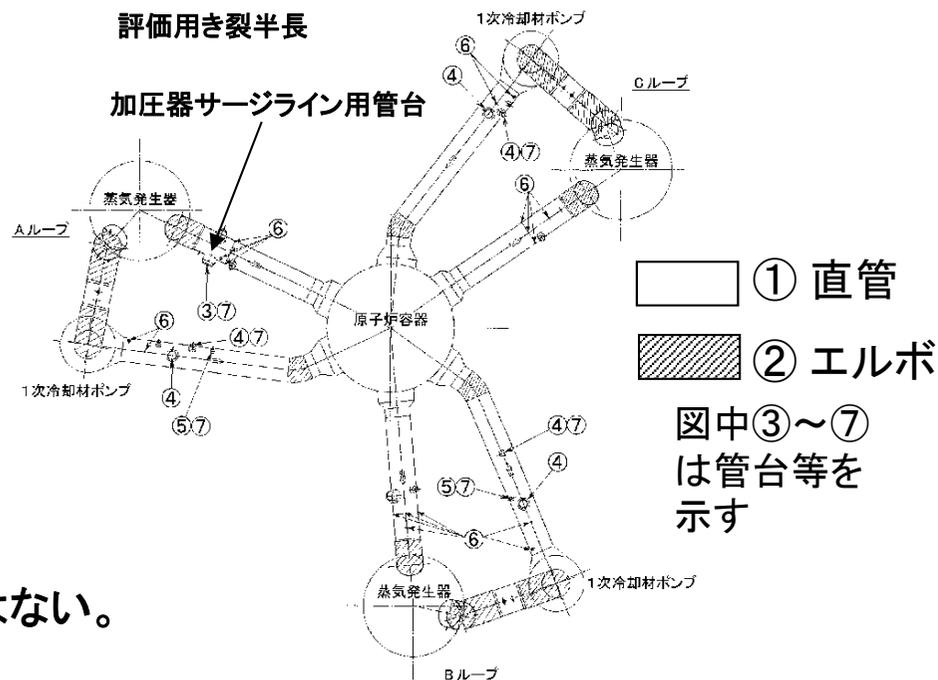
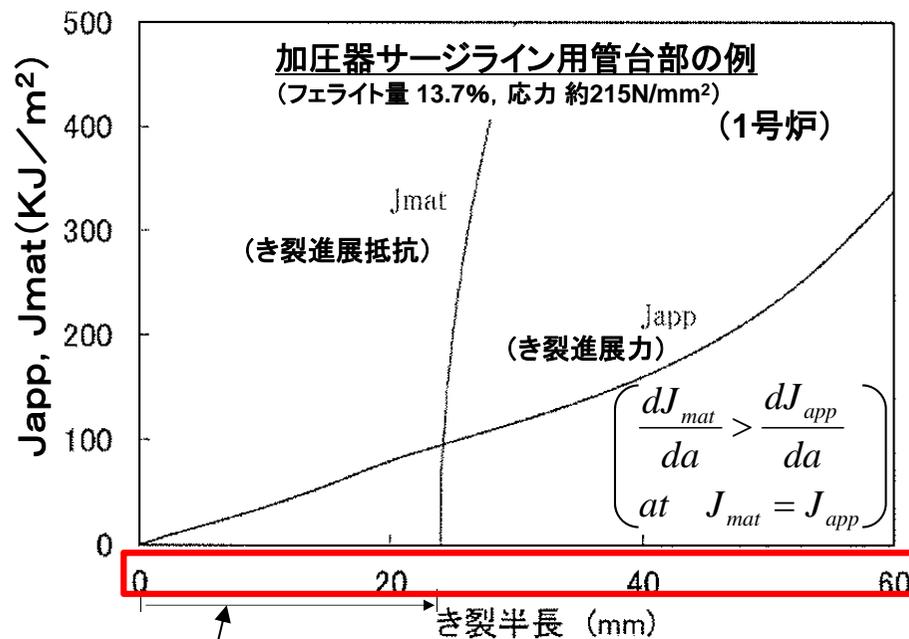
総合評価

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。

内は商業機密に属しますので公開できません。



一次冷却材管概要図

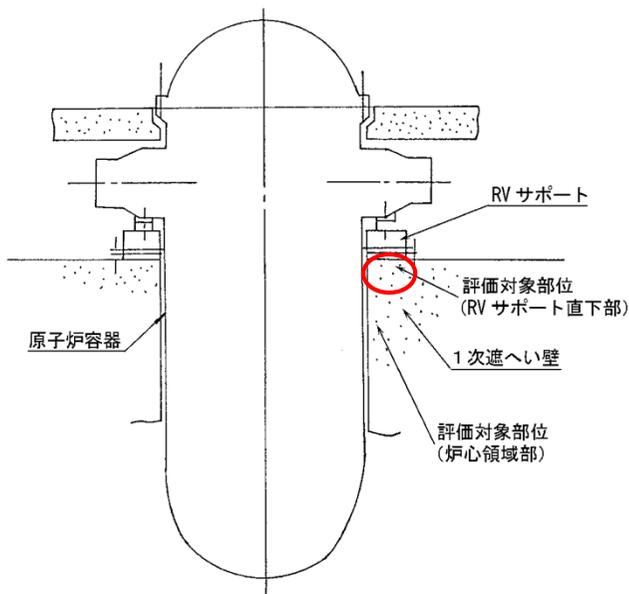
## ○ 評価対象構造物: 外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

### 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。

#### 【評価例】: コンクリートの強度低下(熱)

・運転時に最も高温となる箇所として、内部コンクリート(1次遮蔽壁)の原子炉容器支持構造物直下部を選定のうえ評価。当該部位の最高温度は、温度分布解析の結果、約64℃であり、温度制限値の65℃を下回る。



内部コンクリート(1次遮蔽壁)

・また、熱の評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検において強度試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

#### 熱の評価点近傍の強度試験結果(1号炉)

	設計基準強度	強度試験結果
内部コンクリート (1次遮蔽壁)	20.6N/mm <sup>2</sup> (210kgf/cm <sup>2</sup> )	25.5N/mm <sup>2</sup> (260kgf/cm <sup>2</sup> )

### 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及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。

運転開始後60年時点で想定される経年劣化を仮定し、耐震安全性評価※1を実施した。

経年劣化事象	主な耐震安全性評価内容
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時の疲労累積係数に、地震時に作用する振動応力による疲労累積係数を加算した合計値が許容値の1を上回らないことを確認する。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	劣化状況評価の加圧熱衝撃事象に対する評価において、事故時に原子炉容器に働く力( $K_1$ )に、地震荷重による応力増分を加えた評価を行い、原子炉容器の破壊境界を越えないことを確認する。
熱時効 (1次冷却材管等)	劣化状況評価の1次冷却材に対する熱時効評価において、運転時の荷重に地震時の働く荷重を加えたき裂進展力が、材料のき裂進展抵抗を上回らないことを確認する。
照射誘起型応力腐食割れ (バッフルフォーマボルト)	全8段のうち2段目～7段目のバッフルフォーマボルト(全体の3/4)が折損したと仮定して、残るバッフルフォーマ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するとともに、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する。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管等)	制御棒クラスタ案内管および被覆管については、案内板と被覆管の摩耗量を仮定した地震応答解析を実施し、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する。
	蒸気発生器などの重機器支持構造物について、支持脚などのヒンジ摺動部に摩耗による摺動部面積の減少を仮定して、地震時の支持部の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。
全面腐食 (基礎ボルト等)	基礎ボルト等に、想定される最大の腐食減肉量(ボルト径の減少)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する。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	配管などに発生する可能性のある減肉量を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。

※1 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

# 耐震安全性評価（配管減肉の評価例）

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及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。

## 耐震重要度Cクラス配管の評価結果

### 高浜1号炉

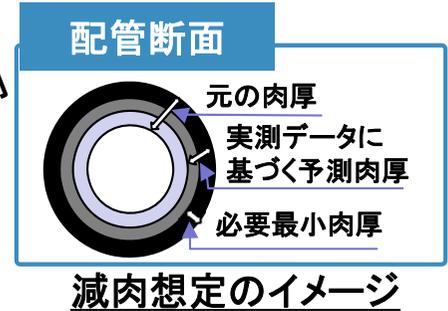
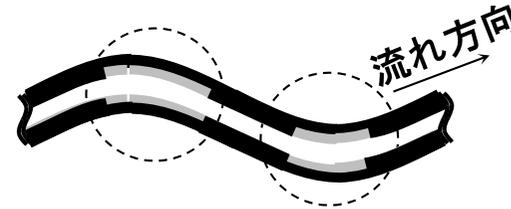
評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比*1
第4抽気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.60
グラウンド蒸気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.88
復水系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.84
ドレン系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.94

### 高浜2号炉

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比*1
第4抽気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.74
グラウンド蒸気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.60
復水系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.88
ドレン系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.70

\*1: 応力比 = 一次応力 / 許容応力

■ : 減肉想定箇所



### 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に対して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た。その結果を踏まえ、一部の耐震安全性が確認できなかった箇所に対して実測データに基づく予想肉厚での耐震安全性評価を実施し、問題のないことを確認した。

### 高経年化への対応

現状保全項目に加えて、実測データに基づく予測肉厚により耐震安全性を確認した第4抽気系統配管等について、耐震性が確認できた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、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。



長期保守管理方針

## 40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認(高浜1号炉の例)

## &lt;低サイクル疲労&gt;

機器・設備	部位	60年時点の予測値 ( ( ) 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次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.097 (0.049)	0.235 (0.130)	告示501号→設計・建設規格、環境中疲れ寿命指針→ JSME 環境疲労評価手法の変更 ケーシング脚部は脚部拘束条件の変更
	ケーシング吐出ノズル	0.263 (0.541)	0.022 (0.337)	
蒸気発生器	給水入口管台	0.161 (0.694)	0.073 (0.235)	不静定モデル→FEMモデルの変更 給水入口管台は過渡回数の変更 告示501号→設計・建設規格 環境中疲れ寿命指針→JSME 環境疲労評価手法の変更
	管板廻り	0.418 (0.119)	0.123 (0.099)	

## &lt;原子炉容器の中性子照射脆化の評価例&gt;

項目	部位	60年時点の予測値		相違の主な理由
		30年目評価	40年目評価	
		JEAC4201-2000	JEAC4201-2007/ 2013追補版	
関連温度(°C)	胴部(母材)	83	97	<ul style="list-style-type: none"> <li>第4回監視試験結果を反映</li> <li>JEAC4201-2000からJEAC4201-2007/ 2013追補版に変更</li> <li>上部棚吸収エネルギーの評価式を Regulatory Guide 1.99 Rev.2から国内U S E 予測式に変更</li> </ul>
	胴部(溶接金属)	30	52	
	胴部(熱影響部)	48	62	
上部棚吸収 エネルギー(J)	胴部(母材)	64	65	
	胴部(溶接金属)	99	109	
	胴部(熱影響部)	119	112	

# 保全実績の評価

## 保全実績の評価の結果

	高浜1号炉	高浜2号炉
30年目の高経年化技術評価以降に高浜1号炉で発生した事故・トラブル等	9件	12件
・法令に基づく報告対象情報	0件	2件(1件)
・保全品質情報に係わるもの	9件(3件)	10件(1件)

( )内:経年劣化事象に起因する事故・トラブル等[NUCIAで時間依存性有と整理した事象]

## 保全品質情報

	発生日	
	高浜1号炉	高浜2号炉
1.制御棒クラスタ案内管支持ピン(ナット、止めピン)摩耗	2004. 5. 12	—
2.2次系配管肉厚測定結果	2005. 9. 20	2006. 5. 11
3.非常用ディーゼル発電機からの潤滑油漏えいについて	2011. 3. 9	—
4.蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接部での傷の確認について	—	2007. 12. 4

1. 制御棒クラスタ案内管支持ピンの外観検査にて、全106本中1本の廻り止めピンおよびナットに摩耗が確認された。過去に大飯2号炉で発生した摩耗状況と同様に1次冷却材の流体振動により摩耗したと推定される。
2. 美浜3号炉事故を踏まえ、2次系配管1209箇所について肉厚測定(超音波検査1201箇所)や目視点検の結果、計算必要厚さを下回っている箇所が3箇所(蒸気発生器ブローダウンプロー水回収ポンプミニマムフロー管)確認された。エロージョン・コロージョンによる減肉と推定される。
3. B-非常用ディーゼル発電機(以下、B-DGという)の分解点検後の試運転にて、4台あるクランク室安全弁から潤滑油が吹き出したため、B-DGを停止した。運転により、燃料油供給ポンプの油溝に潤滑油の残渣が堆積し、潤滑油の流れが妨げられたため、駆動軸と軸スリーブの摺動部が高温となり、摺動部周辺の潤滑油が気化することにより、クランク室内の圧力が上昇し、クランク室安全弁が動作したものと推定される。
4. 美浜2号炉の蒸気発生器(以下、「SG」という。)入口管台溶接部で傷が確認されたことを踏まえ、渦流探傷試験(以下、ECTという)を行ったところ、SGに有意な信号指示が認められた。取替用SGの製作時、600系ニッケル基合金溶接部に機械加工を行なったことにより、内表面において高い残留応力が発生し、その高い応力によるPWSCCが発生したものと推定される。また、発生した割れは、運転時の応力等により軸方向に進展したものと推定される。

### 評価結果

1.、3.および4.の劣化事象については、30年目の高経年化技術評価で発生を想定できなかったものおよび30年目の高経年化技術評価が不足していたものであり、これらを含めて、30年目評価時の考え方、評価方法等の考察を実施し、劣化状況評価に反映を行った。また、2.については、美浜3号炉2次系配管破損事故を踏まえ、対象範囲を追加したものであり、点検手法として適切であったと考える。

## 長期保守管理方針の有効性評価の結果

	高浜1号炉	高浜2号炉
30年目に策定した長期保守管理方針	24件	24件
①有効性が認められた方針	24件	24件
②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	0件

## 有効性が認められた方針の事例

長期保守管理方針(30年目)の例	長期保守管理方針の有効性評価
<p>加圧器のニッケル基合金(600系ニッケル基合金)の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(平成15年12月12日)または「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)の制定について」(平成21年2月27日、平成21年12月25日)に基づく超音波探傷検査およびベアメタル検査を実施する。</p>	<p><b>高浜1号炉</b> 原子力安全・保安院指示文書に基づき、第22回定期検査時(2004年度)にサージ用管台の超音波探傷検査およびベアメタル検査、また、第26回定期検査時(2009年度)にサージ用管台のベアメタル検査を実施し、それぞれ健全性を確認するとともに、第27回定期検査時(2010年度～)にサージ用管台溶接部は、予防保全として、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。</p>
	<p><b>高浜2号炉</b> 原子力安全・保安院指示文書に基づき、第22回定期検査時(2004年度)、第23回定期検査時(2006年度)および第25回定期検査時(2008年度～2009年度)にサージ用管台の超音波探傷検査およびベアメタル検査を実施し、健全性を確認するとともに、第26回定期検査時(2010年度)にサージ用管台溶接部は、予防保全として、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。</p>

# 非難燃ケーブルの耐久性(審査会合資料抜粋)

## (参考) 設計方針の設定(2/6)

36

設計方針 I : ケーブル及びケーブルトレイ全体を防火シートで覆い複合体とする。

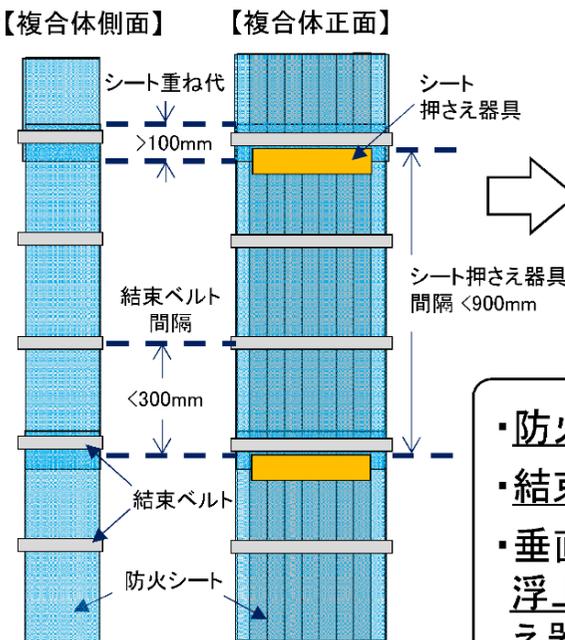
### 【具体的設計方針】

I-1: ケーブルが露出しないように、ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆う。

### <具体的設計方針の説明>

○採用する防火シートは、下記の内容が【複合体側面】  
確認されたものを採用する。

	要求事項
不燃性	建築基準法の不燃材及び防火設備に求められる遮炎性の試験に合格していること
耐久性	実機の使用環境における耐久性を有しており、防火シートの性能に影響のないこと
被覆性	想定される外力(加振試験)においてケーブルが露出しないこと。また、シート押さえ器具が外れないこと



### 【複合体施工例】



### 【シート押さえ器具】 保持板(SGCC)



- ・防火シート間重ね代 100mm以上
- ・結束ベルト間隔 300mm以内
- ・垂直トレイでは防火シート重ね部の浮上がりを防止するため、シート押さえ器具をシート重ね代箇所である900mm以内の間隔に設置する。

・ 詳細な設計内容は、設計目標が達成できることを確認し確定する。

第303回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成27年12月8日)

「資料2-1 高浜発電所 1号炉及び2号炉 非難燃ケーブルに防火措置を施すことによる難燃性能の向上について 審査会合における御指摘事項の回答」より抜粋

### 3. 耐久性試験

#### 3.1. 熱・放射線劣化試験

##### 3.1.1. 目的

原子力発電所特有の高温環境及び放射線暴露環境下において、耐久性を有していることを確認する。

##### 3.1.2. 供試体

防火シート (プロテコ®シート-P2・eco)

##### 3.1.3. 試験方法、判定基準

供試体に 10 年、20 年、30 年相当の熱及び放射線劣化をさせ、外観確認を実施し、外観に割れ、膨れ、変色等がないことを確認する。試験条件を第 1-2-7 表に示す。

第 1-2-7 表 熱・放射線劣化試験条件

供試体	想定年数	試験条件		
		熱劣化		放射線劣化
		温度 [°C]	日数	放射線量 <sup>注1</sup> [kGy]
防火シート	10年	140	37日	125
	20年	140	73日	250
	30年	140	109日	375
結束ベルト	10年	160	14日	125
	20年	160	28日	250
	30年	160	42日	375

注1：放射線線量率は、10kGy/h 以下とする。

##### 3.1.4. 試験結果

試験結果を第 1-2-8 表に示す。供試体の外観に割れ、膨れ等は生じていないことが確認された。

第 1-2-8 表 熱・放射線劣化試験結果

想定年数	試験結果
	外観変化 (割れ、膨れ、変色)
初期	—
10年	無
20年	無
30年	無

##### 3.1.5. 評価

防火シートは高温環境及び放射線暴露環境下において、耐久性を有している。