

# 敦賀発電所1号機 高経年化技術評価の結果について

---

平成21年6月4日

日本原子力発電株式会社

# 目次

---

- 代表機器の選定、劣化事象の抽出・・・3, 4
- 主要な高経年化技術評価の結果・・・5～22
- 耐震安全性評価の結果・・・23～27
- 40年目の評価で追加する評価・・・28～33
- 長期保守管理方針・・・34
- まとめ・・・35

# 評価対象(代表機器)の選定

評価対象：敦賀1号機 クラス1～3の機器・構造物

No.	機器・構造物	対象機器・構造物名称
1	ポンプ	原子炉再循環ポンプ, 補機冷却海水ポンプ 他
2	熱交換器	給水加熱器, 原子炉補機冷却系熱交換器 他
3	ポンプモータ	補機冷却用海水ポンプモータ 他
4	容器	原子炉圧力容器, 原子炉格納容器 他
5	配管	原子炉再循環系配管, 給水配管 他
6	弁	主蒸気隔離弁, 主蒸気逃し安全弁 他
7	炉内構造物	炉心シュラウド, シュラウドサポート 他
8	ケーブル	難燃 CV ケーブル 他
9	タービン設備	高圧タービン, 低圧タービン 他
10	コンクリート及び鉄骨構造物	原子炉建屋, 取水構造物 他
11	計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
12	空調設備	中央制御室非常用再循環ファン 他
13	機械設備	制御棒, 制御棒駆動機構 他
14	電源設備	原子炉保護系MGセット 他

①技術評価対象機器の機種分類

②構造, 内部流体, 材料等に基づきグループ化

③グループごとに代表機器を選定  
(重要度, 使用条件)

分類基準			ポンプ名称	仕様 (容量×揚程)	重要度	選定基準			選定	選定理由
型式	内部流体	材料				使用条件				
						運転	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)		
縦軸 斜流	海水	ステンレス鋼	補機冷却海水ポンプ	1,248 m <sup>3</sup> /h×45.7 m	MS-1	連続	0.9	51.7	◎	重要度 運転時間
			格納容器冷却海水ポンプ	533 m <sup>3</sup> /h×122 m	MS-1	一時	1.8	52		
縦軸 遠心	純水	炭素鋼, 鋳鉄	復水ポンプ	1,013.4 t/h×231.6 m	高	連続	3.4	40	◎	揚程
			低圧給水加熱器ドレンポンプ	437 t/h×25.9 m	高	連続	0.4	149		
縦軸 遠心	純水	炭素鋼	格納容器スプレイポンプ	454 m <sup>3</sup> /h×107 m	MS-1	一時	1.8	82		揚程
			炉心スプレイポンプ	435 t/h×162 m	MS-1	一時	2.5	94	◎	
横軸 遠心	純水	ステンレス鋼	原子炉冷却材補助浄化ポンプ	127 m <sup>3</sup> /h×114.3 m	PS-2	連続 (短期)	9	302	◎	容量
			原子炉冷却材浄化ポンプ	65 m <sup>3</sup> /h×793 m	PS-2	連続	9	166		
			制御棒駆動水ポンプ	33 m <sup>3</sup> /h×930 m	高	連続	9	65.5		
		炭素鋼	原子炉停止時冷却ポンプ	702 m <sup>3</sup> /h×53.3 m	MS-1	連続 (短期)	9	302	◎	重要度 運転時間
			高圧注水ポンプ	636 m <sup>3</sup> /h×914.4 m	MS-1	一時	11	94		
	原子炉給水ポンプ	1,096 m <sup>3</sup> /h×796 m	高	連続	13	166				

# 代表機器における劣化事象の抽出結果(例)

原子力安全・保安院策定の「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ライン」に示された6事象

- ・ 中性子照射脆化
- ・ 電気・計装品の絶縁低下
- ・ 低サイクル疲労
- ・ コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ
- ・ 2相ステンレス鋼の熱時効

を基本に、他プラントの高経年化評価実績を踏まえて、主要な機器に想定される着目すべき経年劣化事象を抽出した。

機器名	着目すべき経年劣化事象
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>①疲労割れ(原子炉再循環ポンプケーシング及びケーシングカバー)</li> <li>②高サイクル熱疲労割れ(原子炉再循環ポンプ主軸)</li> <li>③孔食、隙間腐食(主軸、ケーシング等)</li> <li>④流れ加速型腐食(ケーシング等接液部の腐食)</li> </ul>
熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>①応力腐食割れ(伝熱管、胴等)</li> <li>②高サイクル疲労割れ、摩耗(伝熱管)</li> <li>③流れ加速型腐食(胴、内部構造物、水室等)</li> <li>④エロージョン(伝熱管)</li> <li>⑤全面腐食(水室、管板、胴、支持脚スライド部等)</li> </ul>
ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>①絶縁特性低下(固定子コイル他)</li> </ul>
容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>①中性子照射脆化(原子炉圧力容器胴板)</li> <li>②応力腐食割れ(原子炉圧力容器ノズルセーフエンド等)</li> <li>③疲労割れ(原子炉圧力容器ノズル等)</li> <li>④流れ加速型腐食(原子炉圧力容器ノズル)、全面腐食(胴、鏡板等)</li> <li>⑤気密性・絶縁特性低下(格納容器電気ペネトレーション)</li> </ul>

# 主な高経年化技術評価の結果

No	評価結果項目	関連するガイドライン6事象
1	原子炉圧力容器の中性子照射脆化	中性子照射脆化
2	低サイクル疲労	低サイクル疲労
3	応力腐食割れ	照射誘起型応力腐食割れ
4	電気・計装品の絶縁特性低下	電気・計装品の絶縁低下
5	原子炉格納容器電線管貫通部(電気ペネトレーション)の絶縁特性・気密性低下	電気・計装品の絶縁低下
6	コンクリートの強度低下	コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下
7	2相ステンレス鋼の熱時効	2相ステンレス鋼の熱時効
8	配管減肉	(その他)
9	腐食	(その他)

## 原子炉圧力容器の中性子照射脆化…(1/3)

### ① 健全性評価

- ・監視試験片の関連温度移行量:  $74^{\circ}\text{C}$  (第6回取出時)
- ・運開後60年での予測関連温度移行量:  
 $89^{\circ}\text{C}$  (JEAC4201-2007※),  $101^{\circ}\text{C}$  (JEAC4201-2004※)

### ② 現状保全の確認

監視試験片を定期的に取り出し、脆化程度を確認し管理

※: JEAC4201-2004とJEAC4201-2007

- JEAC4201-2004の予測式は、監視試験の結果に基づき設定された予測式となっている。(現象論)
- JEAC4201-2007の予測式は、照射脆化のメカニズムに基づき、監視試験の結果も踏まえた予測式となっている。(機構論)
- 技術評価書上は、現状管理に用いているJEAC4201-2004に加え、最新知見がまとめられたJEAC4201-2007が発行されていることから、両方による評価を行っている。

### ③ 総合評価

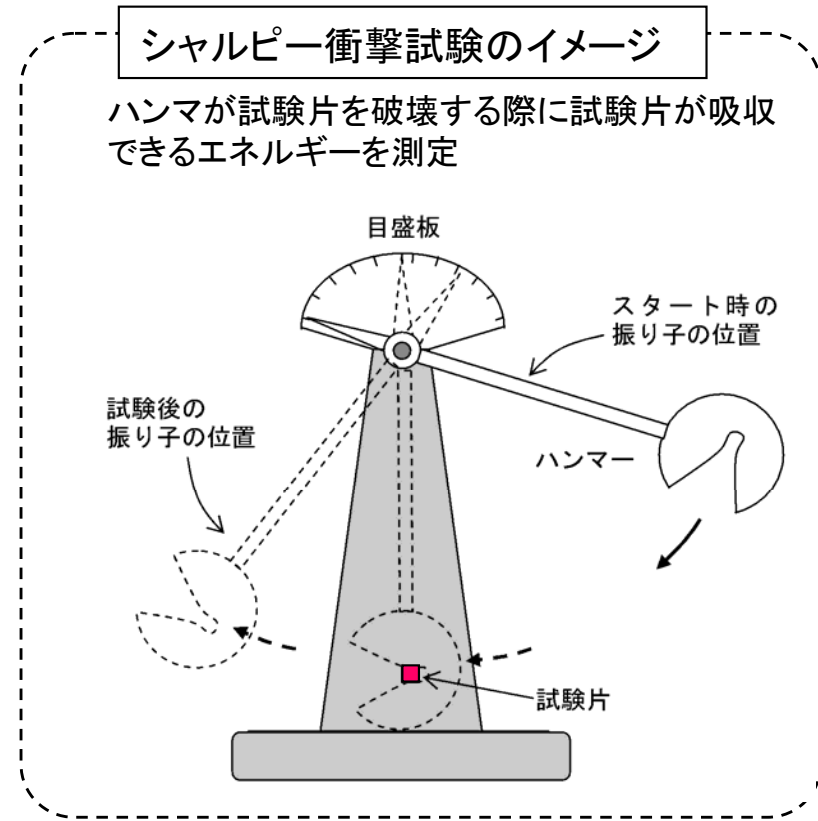
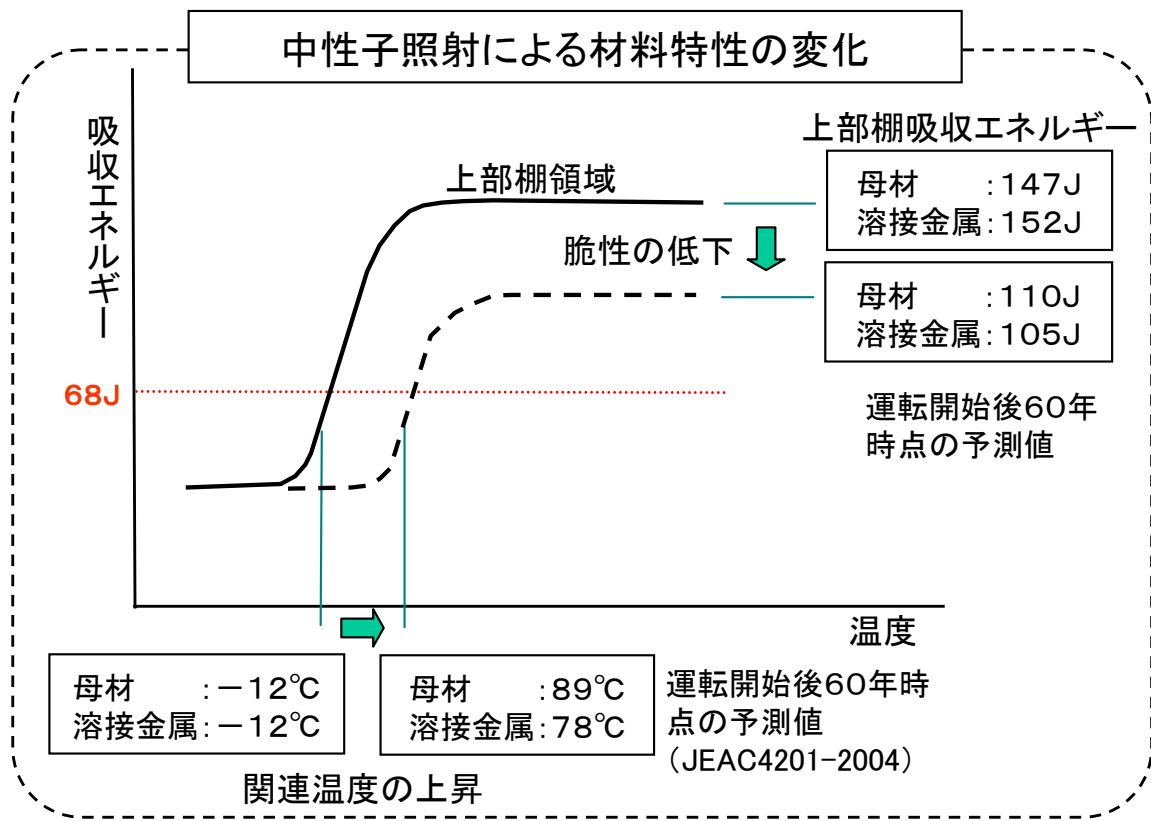
- ⇒ 運転開始後60年時点での原子炉圧力容器の最低使用温度は、より温度の高いJEAC4201-2004での評価でも $90^{\circ}\text{C}$ となる。(運転管理上問題なし)
- ⇒ 上部棚吸収エネルギー予測値についても、許容値(68J以上)に対して、105Jであり問題なし

### ④ 高経年化への対応

32EFPYを目途に炉内の監視試験片を取り出し、脆化予測に活用。次回監視試験片取り出し後の運転に際しては、JEAC4201-2007に基づき監視試験片の再生技術の活用も検討。

[参考-1 参照]

# 原子炉压力容器の中性子照射脆化…(2/3)



敦賀発電所1号機の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	材料	関連温度初期値(°C)	関連温度の移行量(°C)	関連温度(°C)	最低使用温度(°C)	上部棚吸収エネルギー(J)
H19年度末時点 (PLM評価時点)	母材	-12	89 (84)	77 (72)	78 (73)	114
	溶接金属	-12	79 (75)	67 (63)		108
運転開始後60年時点	母材	-12	101 (89)	89 (77)	90 (78)	110
	溶接金属	-12	90 (84)	78 (72)		105

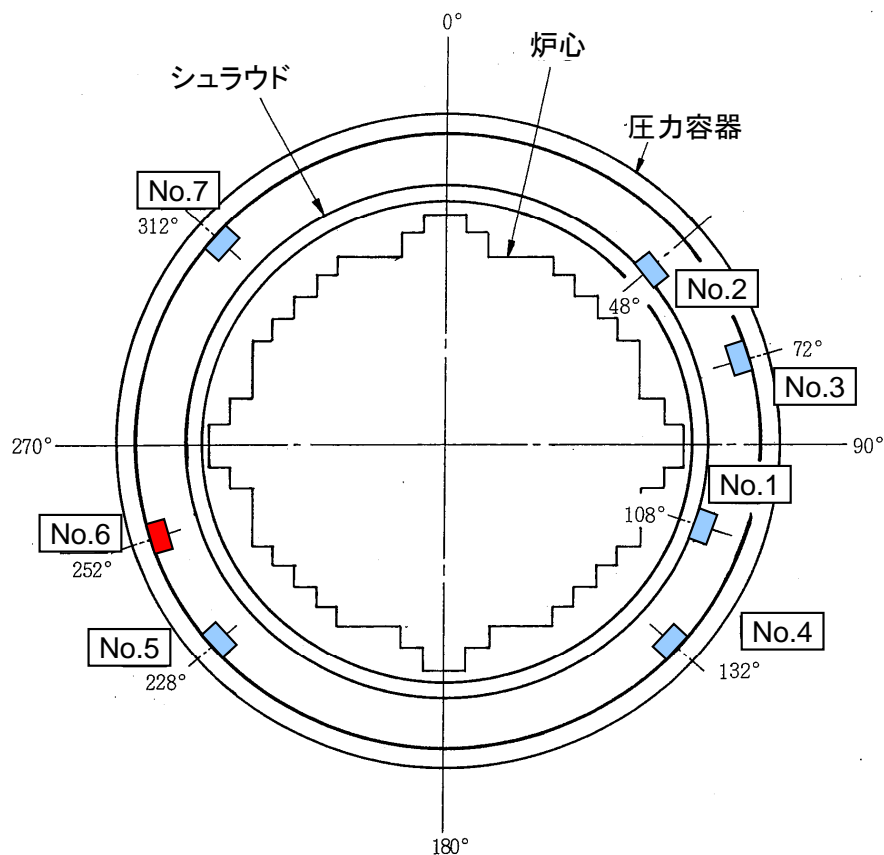
\* 数値は2004年版、()内は2007年版

## <健全性評価>

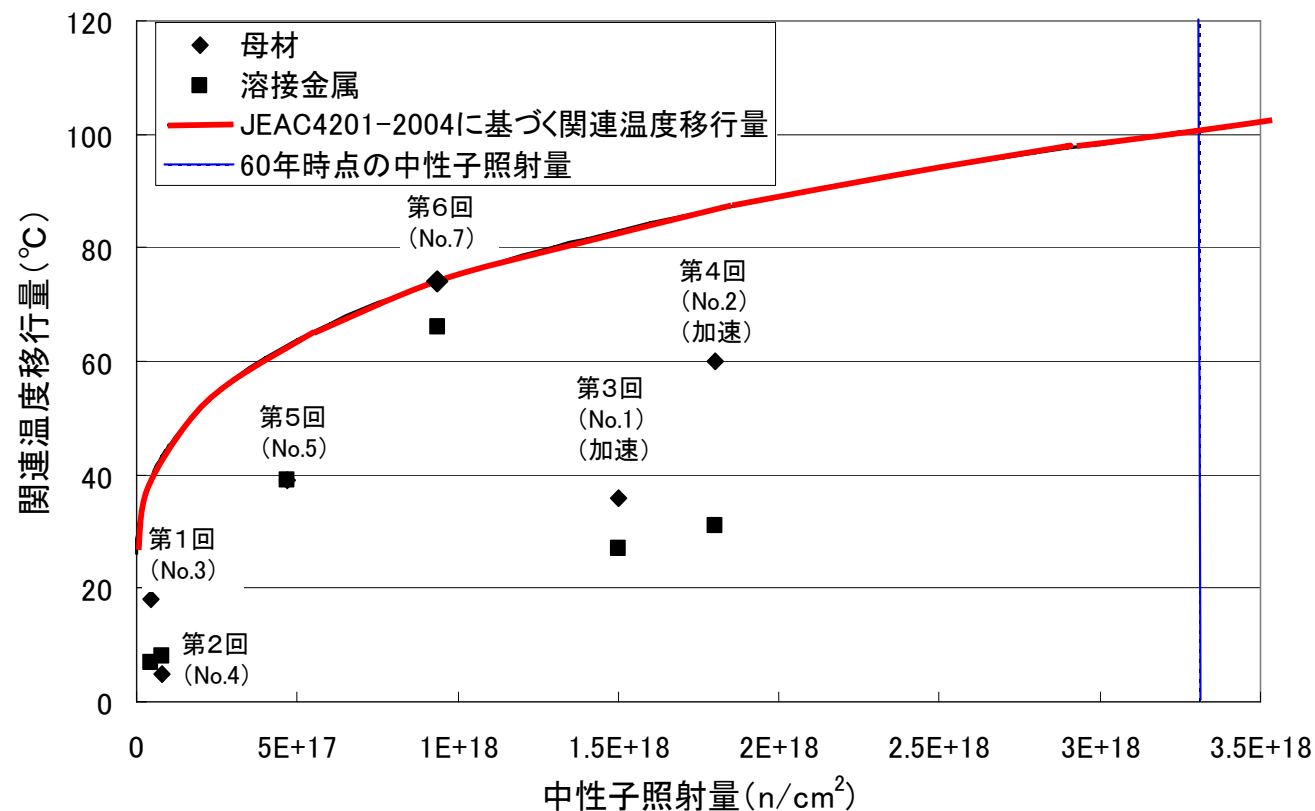
- ①上部棚吸収エネルギー予測式による評価を実施し電気協会基準に基づき68J以上あることを確認
- ②運転開始後60年時点の最低使用温度の遵守は、運転管理上、問題ないことを確認

# 原子炉圧力容器の中性子照射脆化…(3/3)

照射試験片の装荷位置



関連温度移行量の実績と予測

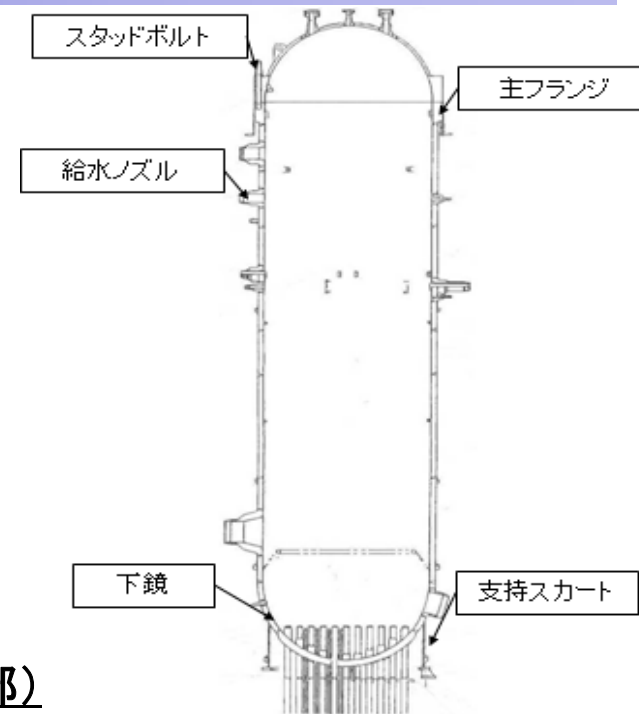


- ・No. 6を除き取出済
- ・No. 6は32EFPYを目途に取出予定
- ・その後の運転に際しては、**JEAC4201-2007に基づき監視試験片の再生技術の活用も検討**

- ・関連温度移行量の予測式は、JEAC4201-2004に基づき、実測値を包含するよう設定。
- ・運転開始後60年時点の関連温度移行量は101°C。



# 低サイクル疲労



原子炉圧力容器の  
疲労評価結果(一部)

評価部位	運転実績に基づく疲れ累積係数(許容値: 1以下)		
	JSME設計・建設規格(2005)に基づく疲労評価		環境を考慮した疲労評価
	2007年度末 (約38年時点)	60年時点	JSME環境疲労 評価手法(2006) 60年時点
主フランジ	0.0078	0.0116	—
スタッドボルト	0.0848	0.2595	—
給水ノズル	0.0413	0.0608	0.4971
下鏡	0.0029	0.0042	—
支持スカート	0.1033	0.1541	—

## ① 健全性評価

- ・原子炉圧力容器、配管、弁、ポンプ等について、プラントの実過渡回数より60年時点での過渡回数を推定
- ・60年時点での疲れ累積係数を評価
- ・環境を考慮した疲れ累積係数も評価

## ② 現状保全の確認

供用期間中検査における非破壊検査、漏えい検査で健全性を確認

## ③ 総合評価

疲労割れの可能性は小さい。

## ④ 高経年化への対応

高経年化対策の観点から留意すべき項目はない。(ガイドラインに基づき、次回評価時に過渡実績を反映した疲労評価を実施)

## ① 健全性評価

炉心シュラウド, 配管溶接部等について、保全内容を評価

## ② 現状保全の確認

- ・応力腐食割れに対する予防保全の実施
- ・非破壊検査(超音波探傷検査等), 漏えい検査により健全性を確認

## ③ 総合評価

水質改善, 応力改善, 材料改善等の予防保全対策, 今後の検査により健全性を確認していく。

## ④ 高経年化への対応

- ・新しい知見, あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合は追加点検や点検周期の見直し等を実施

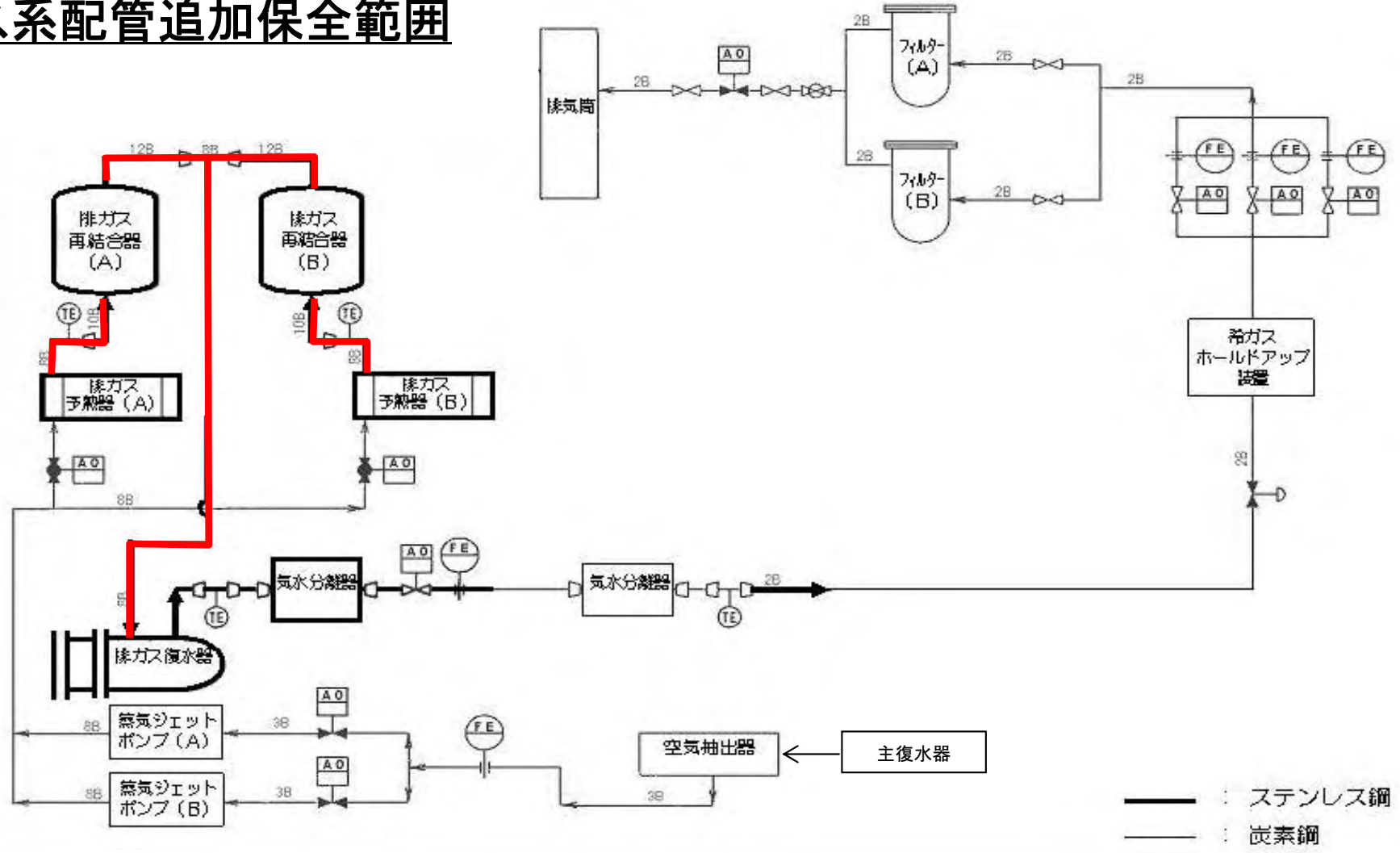
**・排ガス系配管の計画的な超音波探傷検査の実施 ⇒ 追加保全**

敦賀発電所1号機の予防保全対策(例)

ステンレス鋼使用部位			インコネル使用部位	
炉心 シュラウド	配管	原子炉圧力 容器貫通部	シュラウド サポート	原子炉圧力 容器貫通部
交換	IHSI他	TIGクラッド <sup>®</sup> 他	交換、SP	HWC

IHSI: 高周波誘導加熱応力改善、TIGクラッド<sup>®</sup>: 貴金属クラディング、SP: ショットピーニング、HWC: 水素注入

## 排ガス系配管追加保全範囲



追加保全: 計画的な超音波探傷検査の実施範囲

## 電気・計装品の絶縁特性低下

### (1) ケーブル

#### ① 健全性評価

長期健全性試験結果より評価

- ・通常運転期間相当の加速熱劣化試験
- ・通常運転＋設計想定事故(LOCA)時の放射線照射試験
- ・事故時雰囲気曝露試験(放射線除く)
- ・屈曲浸水耐電圧試験

#### ② 現状保全の確認

絶縁抵抗測定等の結果, 絶縁特性が劣化している場合は交換

#### ③ 総合評価

急激な絶縁低下は考えられず, 絶縁抵抗測定等で検知可能

#### ④ 高経年化への対応

国プロジェクト「原子カプルのケーブル経年変化評価技術調査研究」により実施している経年変化評価手法の成果反映を実施していく

### (2) 発電機, 変圧器, 遮断器等

- ・劣化傾向は現状の保全で把握されており, 追加すべき保全項目はない
- ・今後の検査, 点検等で健全性を確認

# 原子炉格納容器電線管貫通部(電気ペネトレーション)の 絶縁特性・気密性低下...(1/2)

## ① 健全性評価

●材料が同等である国産電気ペネトレーションについて行われた長期健全性試験結果を流用

- ①通常運転期間相当の加速熱劣化試験
- ②通常運転+設計想定事故(LOCA)時の放射線照射試験
- ③事故時雰囲気曝露試験(放射線除く)
- ④加震試験
- ⑤気密試験

＜結果＞一部の電線貫通部において、加速熱劣化評価により**60年時点での健全性(気密性)が確認できず、**約46年の健全性を確認。

国産高圧動力用電気ペネトレーションの長期健全性試験条件(例)

試験項目	試験条件	考 察
加速熱劣化	121℃ × 7日間	敦賀1号機の実使用温度60℃に通電上昇5℃を加えた65℃では、約46年の運転期間に相当する。
放射線照射	800kGy	敦賀1号機の想定線量 約523kGy (60年間の通常運転線量約263kGy+事故時線量約260kGy)

## ② 現状保全の確認

・原子炉格納容器漏えい率検査, 絶縁抵抗測定, 系統機器の運転確認

## ③ 総合評価

- ・急激な気密性低下の可能性は低く, 原子炉格納容器漏えい率検査にて傾向を把握。
- ・急激な絶縁低下は考えられず, 絶縁抵抗測定等で検知可能。

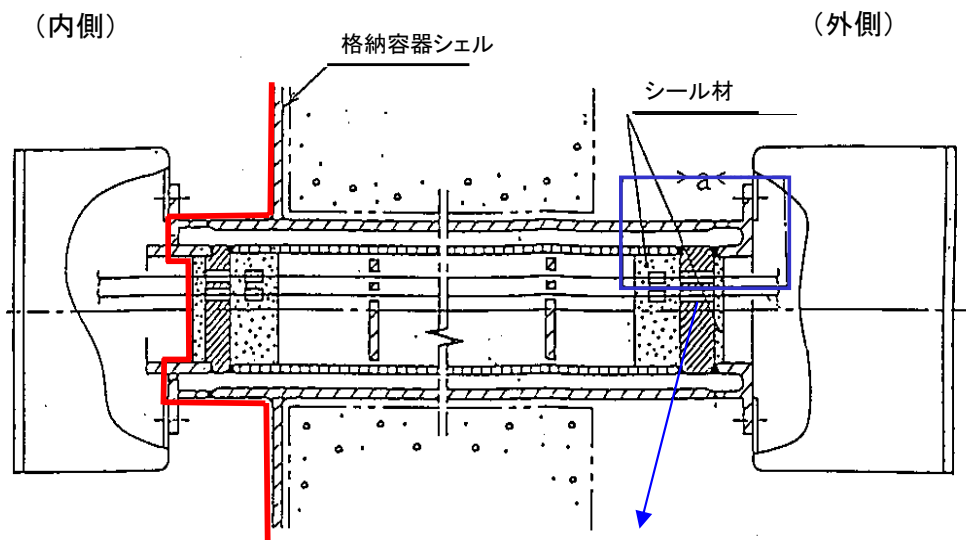
## ④ 高経年化への対応

- ・安全基盤研究成果が得られた場合は, 保全への反映要否を判断し, 要の場合は点検計画に反映する。
- ・現状保全の継続と**計画的な取替** ⇒ **追加保全**

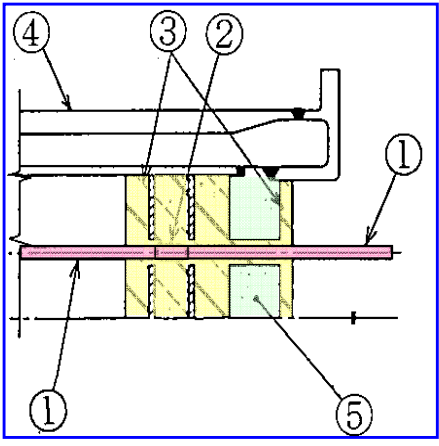


# 原子炉格納容器電線管貫通部(電気ペネトレーション)の構造…(2/2)

## 使用中のキャニスタ型の電気ペネトレーションの構造



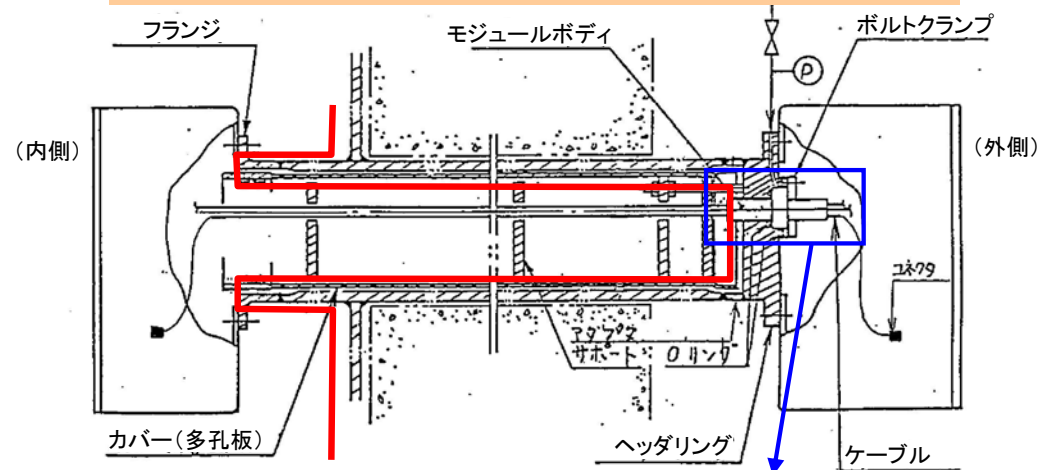
キャニスタ型は、シール部が貫通部本体と一体構造



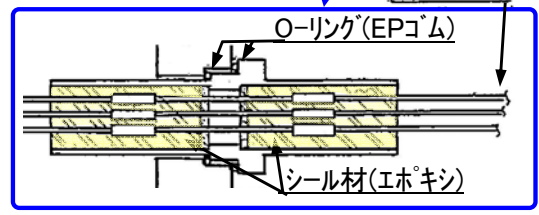
No.	部位
1	電線
2	接続部
3	シール材
4	スリーブ
5	ヘッダプレート

- 用途(キャニスタ型)
- 高圧動力用: 3台
  - 低圧動力用: 3台
  - 制御用: 2台
  - 計測用: 1台
  - 制御棒位置指示用: 3台
  - 核計装用: 3台

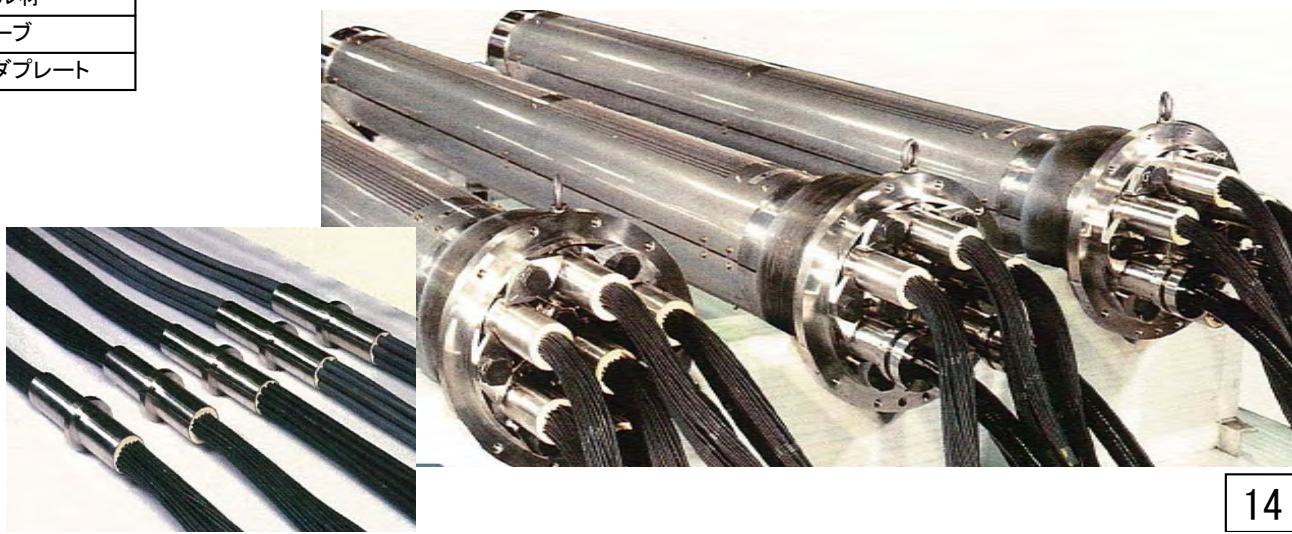
## モジュール型電気ペネトレーション(既設)の構造



モジュール型は、モジュール単位でシール部が独立している



(参考) 取替予定のモジュール型電気ペネトレーション



## コンクリートの強度低下…(1/3)

### ① 健全性評価

60年の供用を想定して、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透等を評価

- ・ 熱 : 高温部位のコンクリート表面近傍温度は、長時間にわたるコンクリートの温度制限値以下と予想された ( $53.6^{\circ}\text{C}$  [予測値]  $\leq 65^{\circ}\text{C}$  [温度制限値])
- ・ 放射線照射 : 運転後60年での中性子照射量解析値 ( $4.97 \times 10^{14} \text{n/cm}^2$  [ $E > 0.1 \text{MeV}$ ]) は、健全性について評価した文献値 ( $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ ) を下回った。
- ・ 中性化 : コンクリートの運転開始後60年時点での推定中性化深さは、鉄筋が腐食し始める中性化深さまで到達しないと推定された。

(単位: cm)	運転開始後38年時点の中性化深さ		運転開始後60年時点の中性化深さ	鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さ
	実測値	推定値		
原子炉建屋 (屋内)	1.2	1.2	1.5	7.0
取水構造物 (屋外)	1.3	1.3	1.6	7.0

- ・ 塩分浸透 : 運転後60年での推定鉄筋腐食減量※ ( $\sim 23.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ ) は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する推定鉄筋腐食減量※ ( $\sim 75.2 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ ) 以下であった。

### ② 現状保全の確認

- ・ 定期的なコンクリート表面の目視点検 (必要によりひび割れ補修)
- ・ 強度測定 (非破壊試験等) を実施

### ③ 総合評価

現状保全の継続で健全性の維持は可能であることを確認

### ④ 高経年化への対応

現状保全の継続で、追加すべき保全項目はない

※: 鉄筋コンクリートの腐食ひび割れは、鉄筋が腐食することで生成される腐食生成物の体積が元の鉄よりも大きいいため結果的に鉄筋が膨張し、それによる内圧により発生する。

## コンクリートの強度低下(圧縮強度試験※結果)…(2/3)

※:コンクリート構造物から採取した供試体の破壊試験

### <コンクリートの圧縮強度試験結果:例>

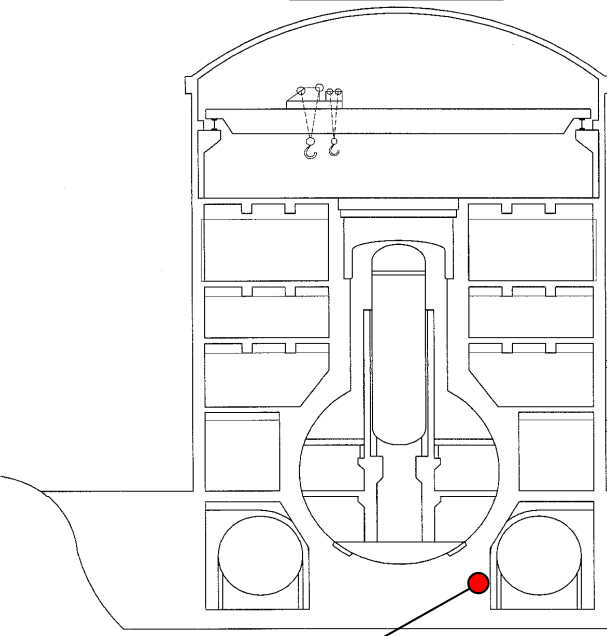
対象構造物	部 位	実施時期 (運転開始後経過 年数又は竣工年)	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋	原子炉格納容器基礎	2008年(38年)	42.3	24.5
タービン建屋	1階外壁	2008年(38年)	40.4	22.1
	1階内壁(DG室)	2008年(38年)	31.9	
	タービン発電機架台	2008年(38年)	47.0	
サービス建屋	2階内壁	2008年(38年)	28.7	22.1
廃棄物処理建屋	1階外壁	2008年(38年)	35.7	22.1
取水構造物	気中帯	2008年(38年)	36.0	17.6
復水貯蔵タンク基礎	基礎	2008年(1999年)	44.5	27.0



# コンクリートの強度低下(圧縮強度試験部位)・・・(3/3)

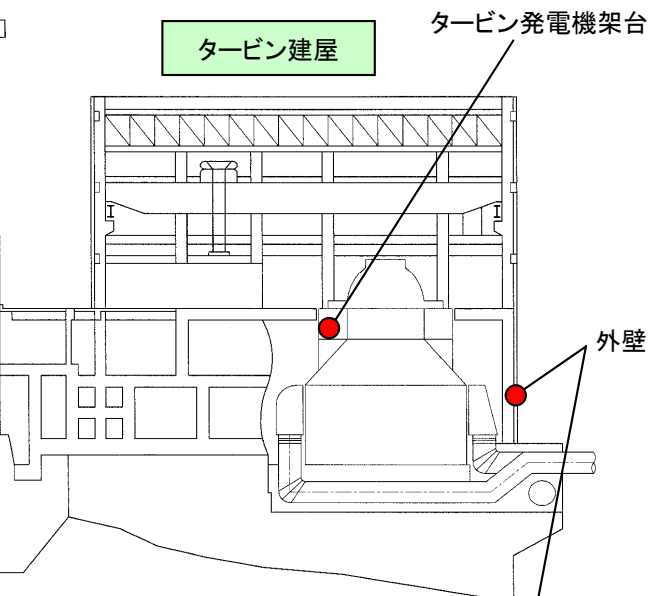
<圧縮強度試験部位:例>

原子炉建屋

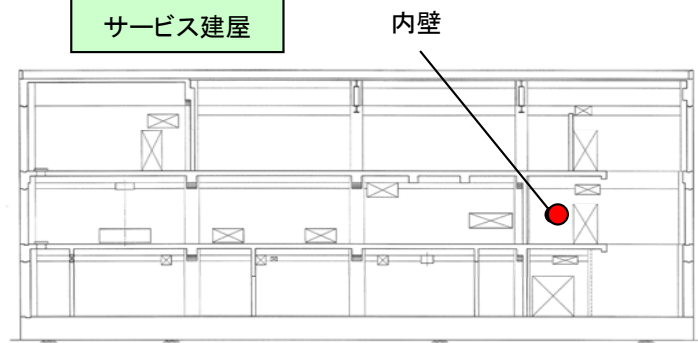


原子炉格納容器基礎

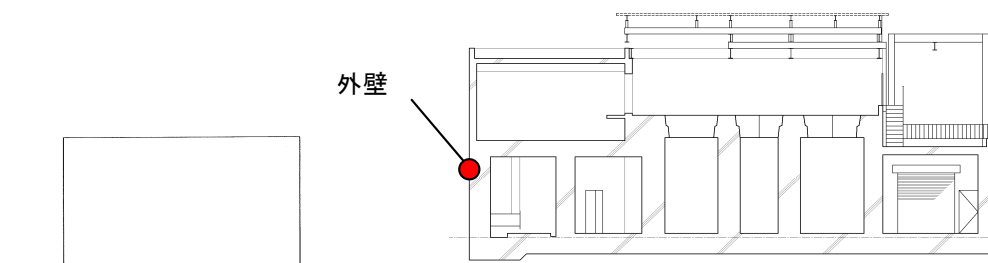
タービン建屋



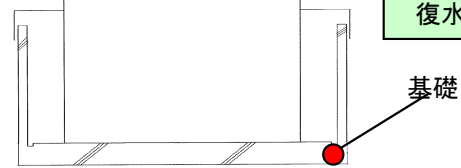
サービス建屋



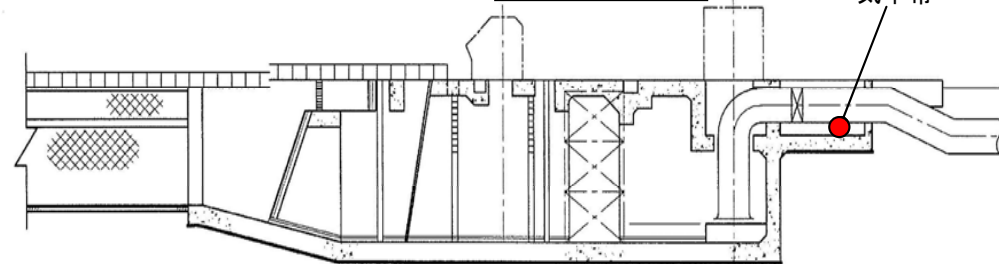
廃棄物処理建屋



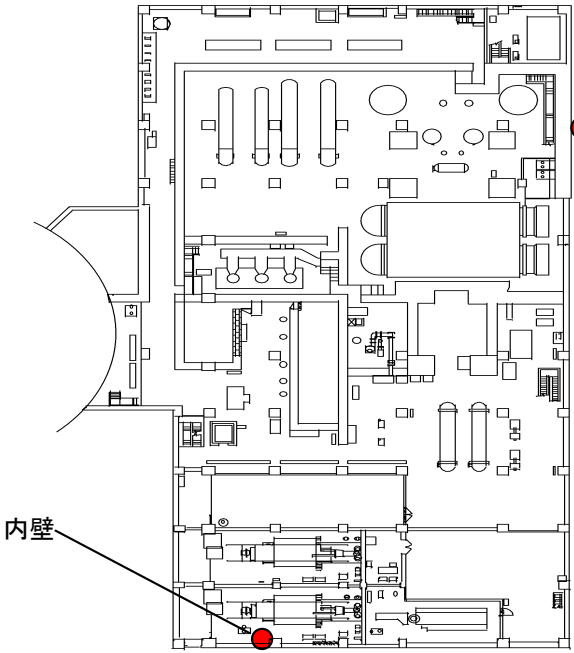
復水貯蔵タンク



取水構造物



タービン建屋1階面



内壁

## 2相ステンレス鋼の熱時効

### ① 健全性評価

- ・原子炉再循環ポンプ出口弁に、熱時効による靱性低下を想定
- ・原子炉再循環ポンプ出口弁に60年時点でのき裂を想定し評価した結果、材料の破壊抵抗値は破壊力を十分上回り、不安定破壊しないことを確認

### ② 現状保全の確認

- ・供用期間中検査にて目視点検を実施

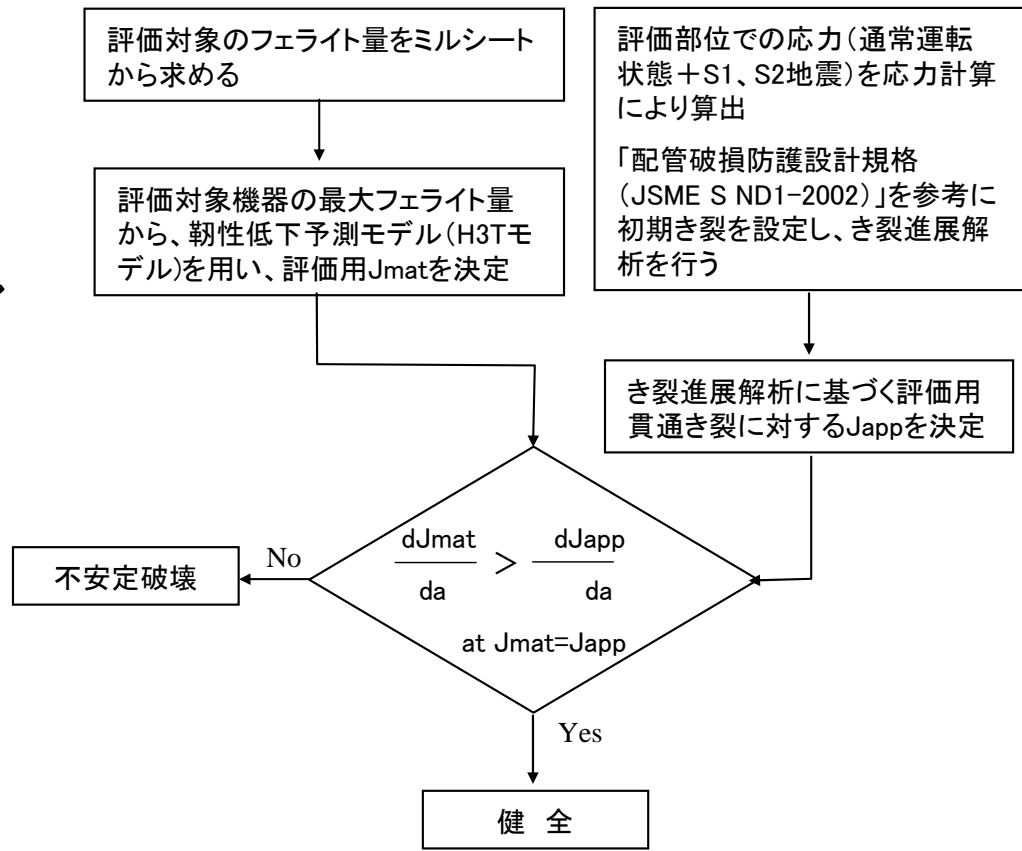
### ③ 総合評価

- ・熱時効による靱性低下に対して問題なし

### ④ 高経年化への対応

- ・特になし

[熱時効]  
 当該弁箱等に使用しているステンレス鋳鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であるため、高温での長期の使用に伴い時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより靱性の低下、材料特性変化を起こす可能性がある。



熱時効に対する評価フロー

## 配管減肉

### ① 健全性評価

- ・減肉モードは、流れ加速型腐食、液滴衝撃エロージョン、全面腐食
- ・日本機械学会規格等に基づく現状保全により減肉管理を実施
- ・炭素鋼，低合金鋼，ステンレス鋼の鋼種別及び流体種別毎に評価

### ② 現状保全の確認

- ・社内規程「配管肉厚管理手引書」に基づき配管肉厚測定を実施
- ・余寿命に応じて、配管取替等の対応を実施

### ③ 総合評価

- ・現状保全の継続により健全性を確認
- ・余寿命に応じて、**配管取替等を実施**

### ④ 高経年化への対応

- ・配管減肉管理に関する技術規格及び他プラントでの配管減肉事例等の新知見を踏まえ、必要に応じ「配管肉厚管理手引書」の見直しを実施していく

## 腐食(例:空調設備ダクト)…(1/3)

### ① 健全性評価

- ・屋内ダクトは, 外表面腐食の可能性は低い
- ・外気取入れ口内面は腐食の可能性あり(中央制御室ダクト腐食の事例)
- ・屋外ダクトの外表面の腐食は可能性あり(新廃棄物処理建屋 屋外ダクト腐食の事例)

### ② 現状保全の確認

- ・空調ファン等の点検時に可視可能範囲を目視点検
- ・巡視点検時の目視点検
- ・点検の結果, 必要に応じ取替等を実施

### ③ 総合評価

- ・外気取入口のダクト内表面の点検が必要 ⇒追加保全
- ・屋外ダクトの点検が必要

### ④ 高経年化への対応

- ・外気取入れ口ダクト内面の計画的な点検の実施
- ・屋外ダクト(高所等を含む)の計画的な点検の実施

# 腐食(中央制御室非常用換気系ダクトの腐食)…(2/3)

## ■短管ダクト(貫通孔腐食孔4箇所)

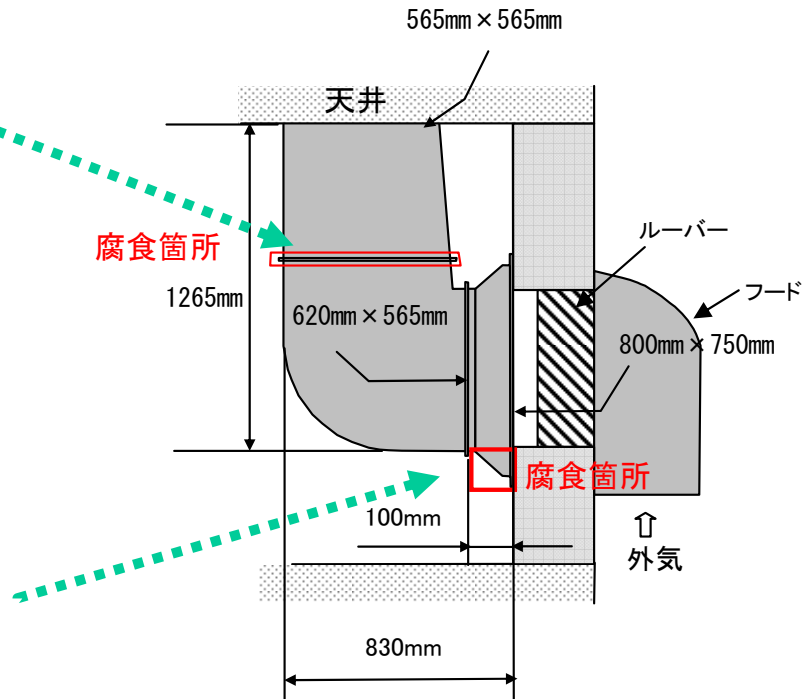
ダクト材質: 亜鉛鋼板鉄板(鋼板鉄板表面に亜鉛メッキで塗装加工施工)

ダクト厚さ: 約0.8mm  
(昭和45年運転開始時より使用)



貫通孔

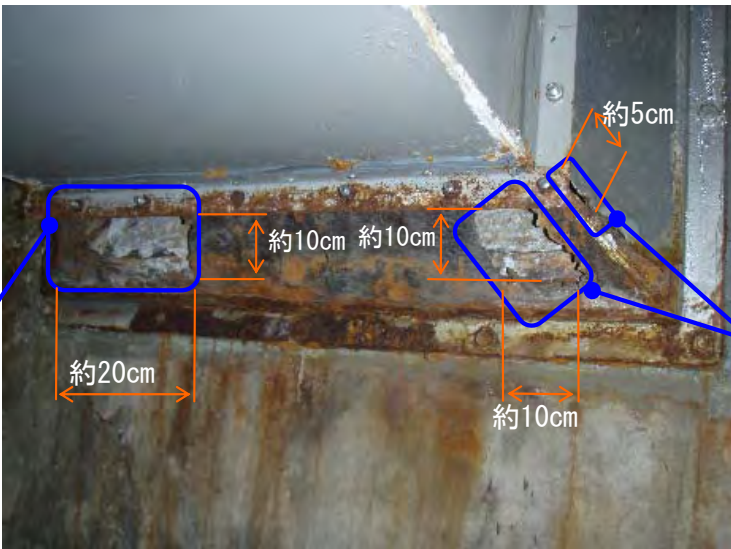
外気取り入れダクト取り付け図



## ■ホッパーダクト(貫通孔腐食孔3箇所)

ダクト材質: 炭素鋼板(炭素鋼)鋼

ダクト厚さ: 約2mm1.6mm  
(昭和63年1月取り替え後より使用)



貫通孔

貫通孔



# 腐食(中央制御室非常用換気系ダクトの腐食)

高経年化技術評価への反映状況・・・(3/3)

## <原因>

- ①ダクト内は結露雰囲気でありながら、点検周期及び点検内容が不明確。
- ②パトロール、点検は行っていたが、設備重要度に対する認識が不足。
- ③過去の補修実績や保守工事会社からの提案事項が保守点検計画に未反映。

## <対策>

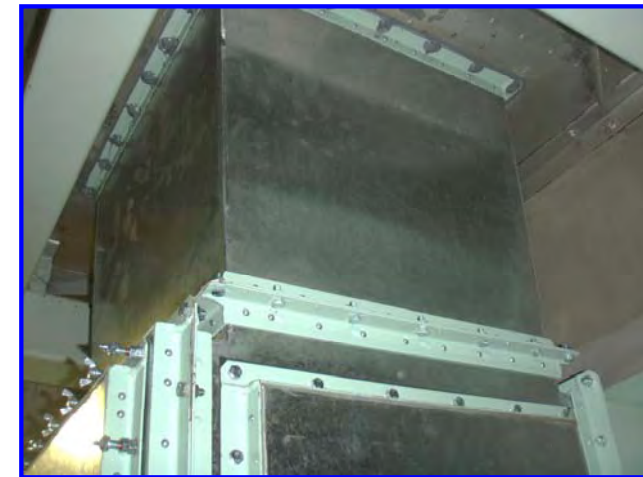
- ①内面点検の点検頻度を明確にし、点検計画表に反映する。
- ②安全上重要度の高いダクト等に対する巡視点検については、手順書において対象範囲を明確にする。
- ③過去の保守工事会社からの改善提案等を保全計画に反映するとともに、今後は、点検結果を的確に報告するよう保守工事会社に要請。
- ④ダクトは新品に取り替え。

## <30年目の高経年化技術評価>

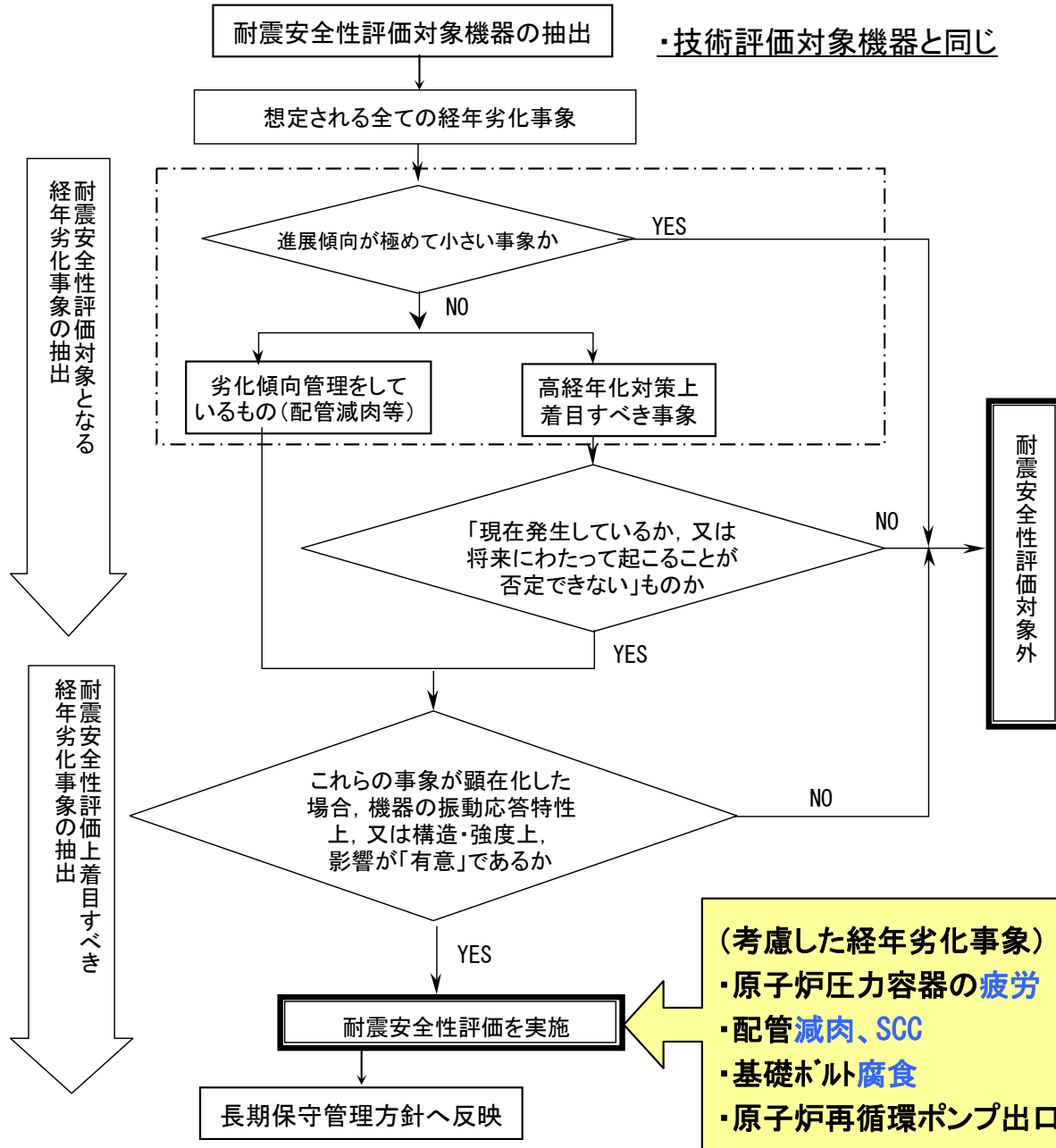
- ①ダクト鋼板がめっき処理され、耐食性があると評価。
- ②ファン等機器の点検時にダクトの健全性確認可能と推定。
- ③以上から、高経年化対策上有意な経年変化事象ではないと評価。  
ただし、保守管理の不備については想定せず。

## 40年目高経年化技術評価での対応

長期保守管理方針へ計画的な点検を取込み



# 耐震安全性評価



## ●評価条件

基準地震動の最大加速度振幅は旧指針の値とした。

$S_2: 532 \text{ Gal}$   $S_1: 365 \text{ Gal}$

配管減肉を考慮した一部の耐震評価は現在実施中の第32回定期検査でのサポート追設等を反映した条件での耐震安全性評価を実施。

## <参考>

耐震バックチェック結果により新たな知見が得られた場合、高経年化技術評価を見直し、その結果を長期保守管理方針に反映する。

# 低サイクル疲労

## 対象機器

原子炉圧力容器(主フランジ, 給水ノズル等)

## 評価方法

- ・起動・停止等の過渡事象に対する60年時点疲れ累積係数と地震動による疲れ累積係数との和を算出して評価

## 評価結果

- ・疲れ累積係数の和は, 許容値の1未満であり, 耐震安全性を確認

表 原子炉圧力容器の疲労に対する耐震安全性評価

評価部位	過渡事象による 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数	合計 (許容値: 1以下)
主フランジ	0.0116	0.0000	0.0116
スタッドボルト	0.2595	0.0000	0.2595
給水ノズル	0.4971*	0.0001	0.4972
下鏡	0.0042	0.0001	0.0043
支持スカート	0.1541	0.0011	0.1552

\*: 環境を考慮した値



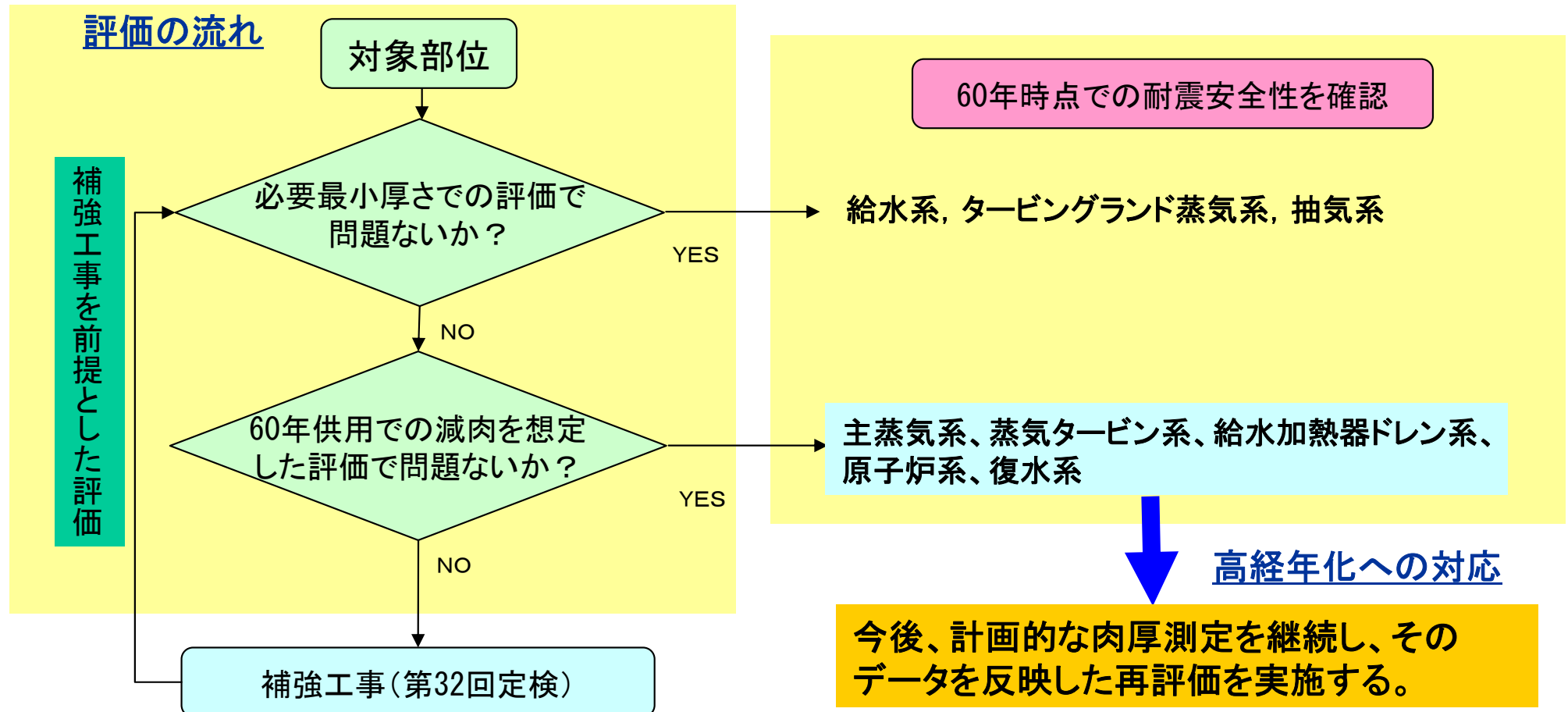
## 配管減肉

## 【評価例】

## 配管減肉(流れ加速型腐食)を想定した耐震評価

## ●対象系統

- ・日本機械学会の技術規格における、**流れ加速型腐食管理部位**(減肉しにくい部位 (FAC-1) を除く)
- ・**液滴衝撃エロージョン管理部位**については、減肉範囲が**局部的**であるため、耐震性への影響は軽微と判断し除外



# 耐震安全性評価の結果まとめ…(1/2)

- 機器に運転開始60年時点までの想定される経年劣化の進行を仮定し、耐震安全性を確認

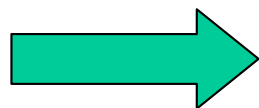
経年劣化事象	評価結果概要(評価結果例)
基礎ボルトの腐食	<p>腐食によるボルトの耐力減少割合に対して、設計地震力の「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」で定める地震力に対する余裕の比較による評価を実施</p> <p>評価結果より問題ないことを確認できない設備については<b>コンクリート直上部に60年間の腐食を想定し、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認</b></p> <p>(炉心スプレイポンプの評価結果[引張応力(<math>IV_A S</math>): 63 N/mm<sup>2</sup> [許容応力 202 N/mm<sup>2</sup>])</p>
熱交換器伝熱管の減肉(腐食・摩耗)	<p>腐食、摩耗により、<b>管理基準まで減肉した場合</b>を想定し、評価用地震力が作用した場合の発生応力が<b>許容応力を下回ることを確認</b></p> <p>第5給水加熱器の評価結果(伝熱管に50%一様減肉を想定): 管板-管支持板 80 N/mm<sup>2</sup>, 管支持板-管支持板 84 N/mm<sup>2</sup> [許容応力165 N/mm<sup>2</sup>]</p>
熱交換器管支持板、ステーの腐食	<p><b>支持機能の一部が喪失した場合</b>を想定し、評価用地震力が作用した場合の発生応力が<b>許容応力を下回ることを確認</b></p> <p>第5給水加熱器の評価結果: 管板-管支持板 63 N/mm<sup>2</sup>, 管支持板-管支持板 121 N/mm<sup>2</sup> [許容応力165 N/mm<sup>2</sup>]</p>
腐食(熱交換器胴)	<p>有意な<b>腐食(60年分の腐食量)</b>を想定し、評価用地震力が作用した場合の発生応力が<b>許容応力を下回ることを確認</b></p> <p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の評価結果[一次応力]: 143 N/mm<sup>2</sup> [許容応力198 N/mm<sup>2</sup>]          なお、第5給水加熱器胴に腐食を想定した評価では、<b>必要最小板厚での発生応力が許容応力を上回るため、実機測定データを用いて運転開始後60年時点までの肉厚を想定して評価し、許容値を下回ることを確認した。</b>          60年時点肉厚での発生応力[一次応力] 216 MPa[許容応力 223 MPa]</p>

## 耐震安全性評価の結果まとめ…(2/2)

経年劣化事象	評価結果概要(評価結果例)
腐食 (原子炉圧力容器の ノズル)	<p>60年時点での腐食量は、設計・製造段階で考慮している腐食量より小さく、ノズルの腐食が耐震安全性に与える影響はないことを確認</p> <p>〔 給水ノズル内面について、運転開始60年時点での腐食量0.14mmを想定したが、設計段階で考慮している腐食量1.6mmを下回り、耐震安全性に与える影響はないと考えられる。 〕</p>
中性子照射脆化 (原子炉圧力容器)	<p>60年時点での中性子照射脆化を考慮した原子炉圧力容器は、地震荷重を考慮しても健全性が確保されることを確認</p> <p>(線形破壊力学に基づき評価した地震時運転制限曲線は、飽和圧力-温度線図に対して余裕がある。)</p>
低サイクル疲労 (原子炉圧力容器 他)	<p>これまでの実過渡回数より想定した運転開始後60年時点での疲れ累積係数と地震による疲れ累積係数(UF)の合計値が許容値を満足することを確認</p> <p>(原子炉圧力容器給水ノズルUF:0.4972, 同下鏡0.0043 (許容値 1以下))</p>
応力腐食割れ (炉内構造物)	<p>照射誘起型応力腐食割れに対して、中性子照射量の高い上部格子板及び炉心シュラウド中間胴にき裂の発生・進展を仮定し、中性子照射による材料の靱性低下を考慮しても、不安定破壊は生じないことを確認</p> <p>〔 評価結果: 想定欠陥応力拡大係数: シュラウド 32.3 MPa√m, 上部格子板 10.7 MPa√m 〕 〔破壊靱性値(許容値): 43.2 MPa√m 〕</p>

# 40年目評価で追加する評価

高経年化対策実施ガイドライン等  
により、40年目での追加が要求



- ①経年劣化傾向の評価  
(30年目評価との比較)
- ②保全実績の評価  
(過去10年間の保全を評価)
- ③長期保守管理方針の有効性評価  
(30年目策定した長期保守管理方針を評価)

経年劣化事象	評価対象部位	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評価
低サイクル疲労	原子炉圧力容器等	60年時点の疲れ累積係数 及び過渡回数予測値の比較	過去10年間の保全実績 (個別評価書)	30年目の予測評価の妥当性
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	監視試験データと脆化予測 の比較 最新のJEACとの比較	原子炉圧力容器の温度・ 圧力管理の実績評価	30年目の予測評価並び に容器の温度・圧力管理 手法の妥当性
応力腐食割れ (IASCC)	炉内構造物	累積照射量の比較	予防保全の実績評価	30年目の長期保守管理 方針の有効性検証
2相ステンレス鋼の 熱時効	高温のステンレス鋳鋼耐 圧部	熱時効予測評価及び想定欠 陥予測	通常保全の実績評価	(該当なし)
電気・計装品の絶縁 低下	事故時に動作要求があ るケーブル	評価条件の比較	絶縁抵抗測定等の実績 評価	30年目の長期保守管理 方針の有効性検証
コンクリートの強度 及び遮へい能力低 下	30年目に評価した部位	予測評価に用いたデータの 比較	非破壊試験による強度確 認結果の評価	30年目の長期保守管理 方針の有効性検証

: 次頁以降に説明

# 経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)の例

## 一疲れ評価一...(1/2)

機器・設備名	部位	60時点での予測値(許容値:1以下)		相違理由
		30年目評価	40年目評価	
原子炉 圧力容器	給水ノズル	0.056 (0.057)	0.0608 (0.4971)	実過渡回数10年間の反映 環境疲労評価の予測式の変更
	支持スカート	0.256	0.1541	実過渡回数10年間の反映
	スタッドボルト	0.297	0.2595	実過渡回数10年間の反映
炉内構造物	炉心シュラウド	0.001 (1以下)	0.0000 (0.0000)	実過渡回数10年間の反映 環境疲労評価の予測式の変更
	シュラウドサポート	0.033 (1以下)	0.0006 (0.0011)	実過渡回数10年間の反映 環境疲労評価の予測式の変更
配管	原子炉再循環系配管	0.020 (-)	0.0982 (0.8641)	実過渡回数10年間の反映 環境疲労評価を追加で実施
	主蒸気系配管	0.084	0.1281	実過渡回数10年間の反映
	主給水系配管	0.068 (-)	0.0727 (0.6102)	実過渡回数10年間の反映 環境疲労評価を追加で実施
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	0.0002 (1以下)	0.0010 (0.0154)	実過渡回数10年間の反映
弁	原子炉再循環ポンプ出口弁	—	0.0286 (0.4387)	疲労評価を追加で実施
	原子炉給水入口弁	—	0.0797 (0.2647)	疲労評価を追加で実施
	原子炉給水入口逆止弁	—	0.0667 (0.2215)	疲労評価を追加で実施
	主蒸気隔離弁	—	0.0852	疲労評価を追加で実施

( ):環境を考慮した値

# 経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)の例

## —疲れ評価—…(2/2)

### 疲れ評価まとめ (30年目評価と40年目評価の相違点)

- ・ 環境疲労評価方法について、「NUREG/CR-6260」、「樋口-飯田式」から日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2006年版)」へ変更した(最新知見の反映)。
- ・ 60年時点の過渡回数予測において、30年目評価では実績に基づく過渡の組合せを元に回数を設定したが、40年目評価では、設計時に行う手法に基づき、応力差が最も大きくなる過渡事象から順に組み合わせて回数を設定した(保守的な評価を実施)。[参考-2 (1/2)参照]
- ・ 過渡事象の実績発生回数は、30年目以降減少しており、これにより60年目時点の推定過渡発生回数も少なくなっている。[参考-2 (2/2)参照]
- ・ 弁については、40年目評価において、定量評価を実施。



# 経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較)の例

## —中性子照射脆化—

### 関連温度と上部棚吸収エネルギーの比較

機器・設備	項目	部位	60年時点の予測値		相違の理由
			30年目評価	40年目評価	
原子炉 圧力容器	関連温度(°C)	胴部(母材)	37.7	89 (60.4)※2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第6回監視試験結果を反映</li> <li>・関連温度初期値を、保管材分析値からJEAC4206に基づく評価値に変更(30年目評価:-25°C、40年目評価:-12°C)</li> <li>・上部棚吸収エネルギー予測を、JEAC4201-1991からJEAC4201-2007に変更※1</li> </ul> <p>※1: JEAC4201-1991では、1977年に制定された米国の予測線図に基づいており、JEAC4201-2007では、国内データに基づき開発された予測式に基づいている。</p> <p>※2: 括弧内は評価条件(第6回監視試験結果の反映を除く)を30年目PLMIに合わせて評価したケース</p>
		胴部(溶接金属)	30.2	78 (51.1)※2	
		胴部(熱影響部)	45.2	88 (58.8)※2	
	上部棚吸収エネルギー(J)	胴部(母材)	115	110 (115)※2	
		胴部(溶接金属)	130	105 (130)※2	
		胴部(熱影響部)	134	124 (134)※2	

### 原子炉圧力容器漏えい試験時の最低使用温度(管理値)の比較

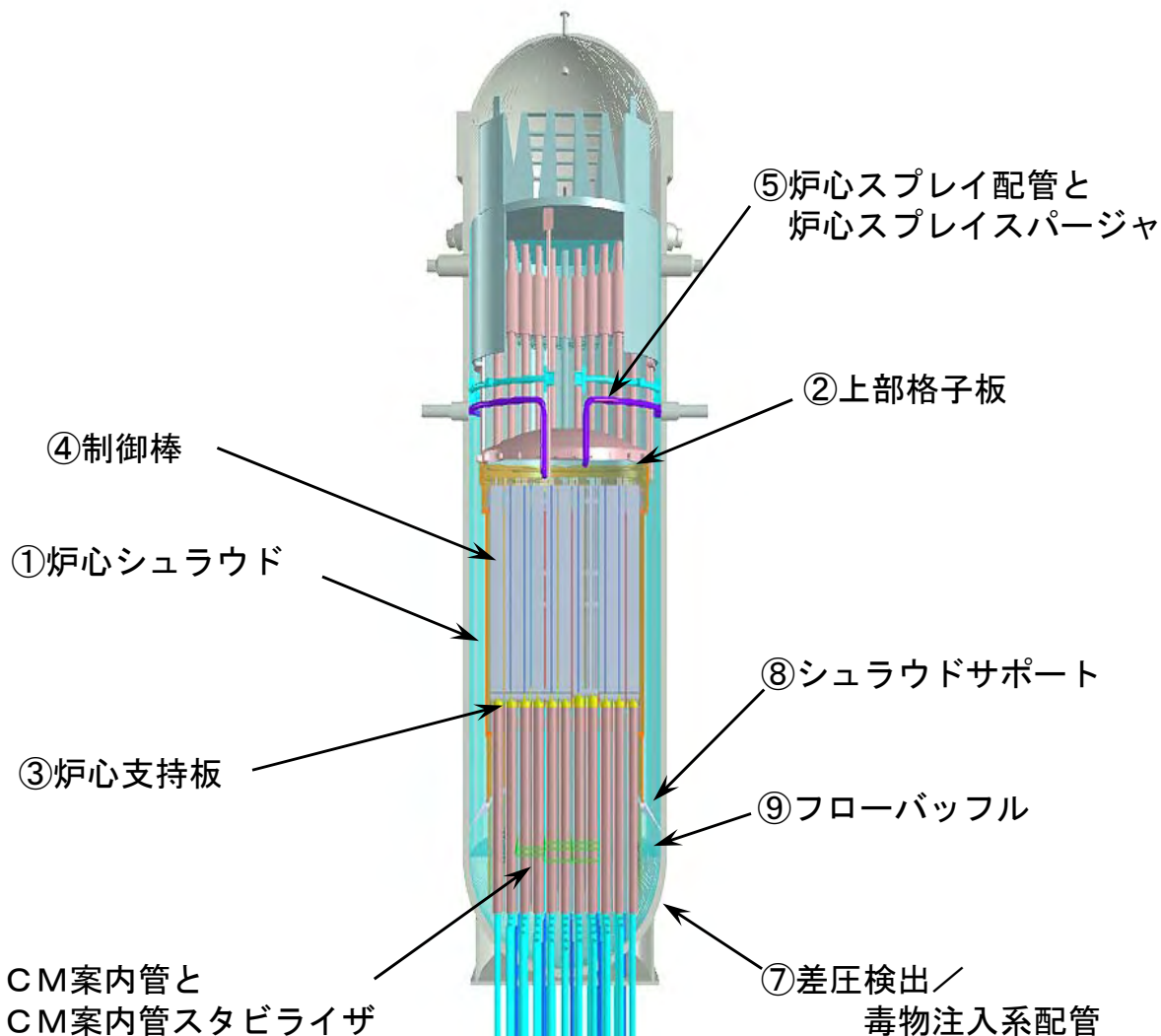
機器・設備	項目	60年時点での予測値		相違の理由
		30年目評価	40年目評価	
原子炉 圧力容器	脆性遷移温度(°C)	61.8	—	60年時点の管理値予測を脆性遷移温度管理から関連温度管理(JEAC4201-2004)に変更※
	関連温度(°C)	(37.7)	89	
	最低使用温度(管理値)(°C)	94.8	90	

# 保全実績の有効性評価の例(炉内構造物)

<30年目の高経年化技術評価結果>・・・SCC感受性の高い部位の計画的点検、取替や予防保全対策の保全計画への取り込み

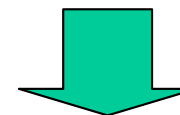
## ① 保全の内容

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、炉心スプレイ配管・スパージャ及び周辺燃料支持金物の取替[2000年度(第26回)]



## ② 保全実施状況の評価

- 炉心シュラウド、トップガイド及び炉心サポートの各溶接部については、溶接部表面に研磨施工(残留応力低減)を実施。<予防保全>
- 炉内計測案内管については、水冷溶接及びウォータージェットピーニングにより、応力腐食割れの一要因である引張り残留応力を除去。<予防保全>
- シュラウドサポートについては、シュラウド取替の際に溶接部及びその近傍に粒界型応力腐食割れが確認されたが、耐力腐食割れ性に優れた材料への取替え<予防保全>
- シュラウドサポート取付け溶接部については、既存の溶接部にショットピーニングを施工し、残留応力を低減<予防保全>
- 2001年度(第27回定期検査)に、1サイクル運転後の健全性を水中カメラによる目視点検により確認した結果、ひび割れは発見されていない。<保全の有効性確認点検>



### <今後の保全方針>

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては発生する可能性は小さく、今後も維持規格等に基づき健全性を確認してゆく。



# 長期保守管理方針の有効性評価

- 高経年化技術評価（30年目）を基に策定した長期保守管理方針（18件）について、その有効性評価を実施し、その有効性を確認した。 [参考-3 参照]

長期保守管理方針(30年目) 例	長期保守管理方針の有効性評価
<p>原子炉再循環系ポンプ等*の低サイクル疲労割れについては、実過渡回数に基づく評価を実施する。</p> <p>*: 原子炉再循環系ポンプ(ケーシング, ケーシングカバー)            原子炉圧力容器(給水ノズル, 主フランジ, スタッドボルト, 下鏡, 支持スカート)            原子炉格納容器(ベント管ベローズ, 機械ペネトレーションベローズ)            炉内構造物(炉心シュラウド, シュラウドサポート)            原子炉再循環系配管            主蒸気系配管            給水系配管</p>	<p>実過渡回数に基づく運転開始後60年時点での過渡回数を用いて、発電用原子力設備設計・建設規格(2005), 並びに発電用設備規格環境疲労評価手法(2006)に従い疲労評価を実施し問題のないことを確認した。</p> <p>今後も、最新知見や過渡実績を反映した健全性評価を実施するとともに、現状保全を継続して実施する。</p> <p>30年目の健全性評価での予測が妥当であることが確認できたため、長期保守管理方針は有効であったと考える。</p>
<p>原子炉圧力容器ノズルセーフエンド等*の粒界型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」, 原子力安全・保安院指示文書「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)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。</p> <p>*: 原子炉圧力容器ノズルセーフエンド, 中性子束計測ハウジング            制御棒駆動機構ハウジング, ブラケット</p>	<p>左記、原子力安全・保安院指示文書(平成20年7月11日付け)の発行以降の点検はないが、計画的な点検により健全性を確認しており、今後も、同様に計画的な点検を実施する。</p> <p>なお、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果については反映すべき項目はなかった。</p> <p>計画的に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。</p>

# 40年目の評価で抽出された長期保守管理方針

- 高経年化技術評価及び耐震安全性評価において抽出された新たな保全項目について、運転開始後40年を迎える2010年3月14日以降から計画的に実施する。
- 高経年化技術評価の結果、保全活動のなかで通常保全以外に、運開40年目以降に追加的に実施すべき項目として新たな保全項目を合計12件を抽出し、それらを取りまとめ、長期保守管理方針を策定した。

No.	劣化事象	項目	実施時期
1	照射脆化	原子炉圧力容器の中性子照射脆化	短期
2	照射脆化	炉内構造物の中性子照射による靱性低下	中長期
3	応力腐食割れ	炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ	中長期
4	応力腐食割れ	炉内構造物の粒界型応力腐食割れ	中長期
5	応力腐食割れ	ステンレス鋼等の粒界型応力腐食割れ	短期及び中長期
6	腐食	配管の腐食(流れ加速型腐食, 液滴衝撃エロージョン)	短期(終了は中長期)
7	腐食	熱交換器胴の腐食(流れ加速型腐食)	中長期
8	気密性・絶縁特性低下	電気ペネトレーションの気密性・絶縁特性低下	短期
9	絶縁特性低下	ケーブルの絶縁特性低下	中長期
10	絶縁特性低下	電動弁駆動部等の絶縁特性低下	中長期
11	疲労割れ	原子炉再循環ポンプ主軸の熱疲労割れ	中長期
12	腐食	空調設備ダクトの腐食(全面腐食)	短期

短期：2010年3月14日から5年間

中長期：2010年3月14日から10年間

# まとめ

## 評価結果

- 60年間の運転期間(今後20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を継続していくことにより、今後も健全に維持できるものと評価
- 一部の機器については、現在行っている保全活動(現在実施中の第32回定期検査における改造工事を含む)に加えて、新たに追加して実施すべき項目(機器の取替、知見の拡充、監視試験の計画など)を長期保守管理方針として取りまとめ

## 国の審査の予実績

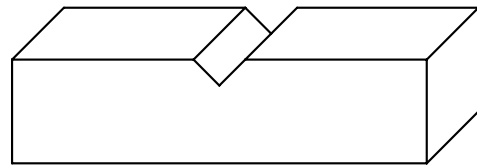
- 技術評価、長期保守管理方針について、国の委員会(技術評価WG)で審議を受けている。(これまでに、2回の技術評価WGで審議)
- 技術評価、長期保守管理方針の妥当性確認のため、5月19日から21日に国の立入検査を受けている。
- 耐震バックチェック結果などの新たな知見が得られた場合など、高経年化技術評価を見直し、その結果を長期保守管理方針に反映する。

# 原子炉圧力容器の技術評価(照射脆化)

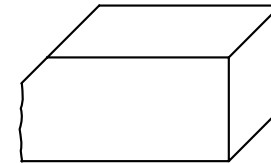
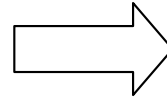
(監視試験片の再生について)

JEAC4201-2007 にて、監視試験片の再生が導入された。

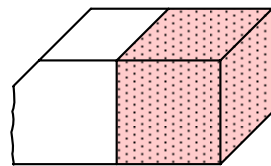
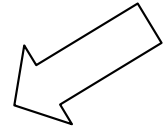
<監視試験片再生例>



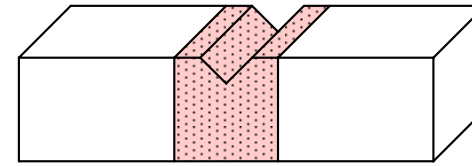
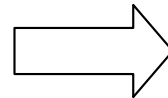
①照射済監視試験片



②試験後の残片を炉内に再装荷し、継続照射



③継続照射後の残片から、再生試験片用の部材を加工



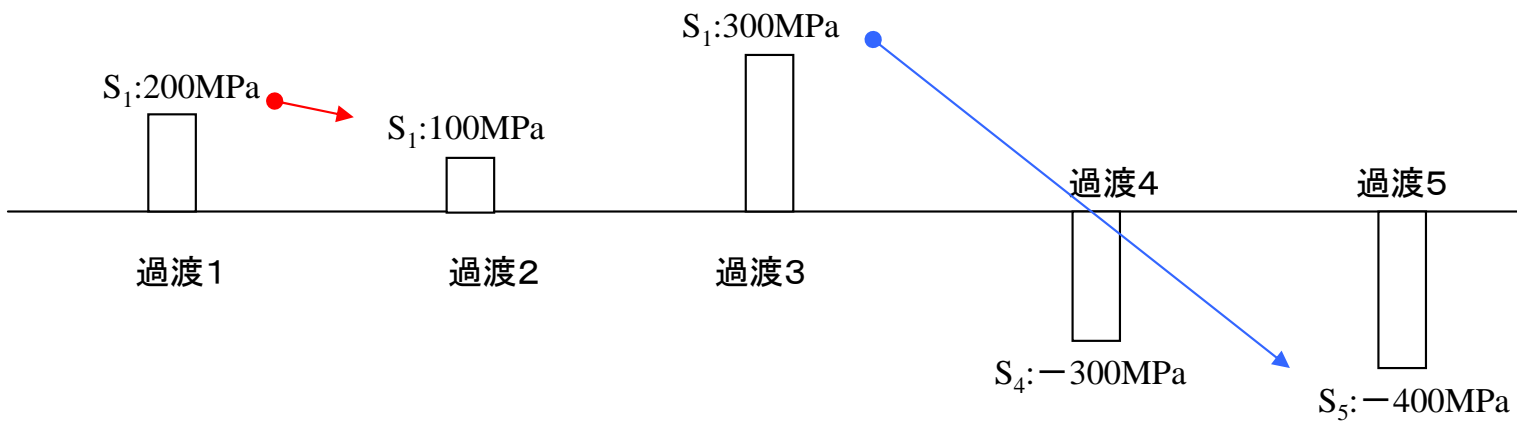
④当該部材の周囲に補完材を接合し、試験片を再生

# 過渡回数予測(30年目と40年目の相違点の説明)

## その1: 応力差が最も大きくなる過渡事象から順に組み合わせて回数を設定

### ■ 疲れ評価における過渡回数の設定方法について、30年目と40年目の相違点を簡単に例えた場合...

今、過渡の種類が5つあって、それぞれの過渡によって生じる応力差を $S_1, S_2, S_3, S_4, S_5$ とし、また、それぞれの応力差を以下のように仮定する。



上記の過渡が実際に過渡1から順番に発生したとすると、過渡1と過渡2の応力差は、 $1/2 \times (200 - 100) = 50\text{MPa}$ となり、これを“2と3”、“3と4”というように、順に同様に応力差を求めてゆくの、30年目の評価の方法である。

これに対し、40年目では過渡1～過渡5の中でもっとも応力差を生じる過渡3 (300MPa)と過渡5 (-400MPa)を最初に組み合わせる方法を採用している。このときの応力差は、 $1/2 \times (300 - (-400)) = 350\text{MPa}$ となる。

実際には各過渡は複数回発生するので、過渡3が100回、過渡5が50回とすると、上述の350MPaの応力サイクルは50回とカウントし、残りの50回(100回 - 50回)は、次に応力差の大きい過渡と組み合わせる、という手順を繰り返す。

# 過渡回数予測(30年目と40年目の相違点の説明)

## その2：過渡事象の実績発生回数の反映

### 疲労評価用過渡条件の比較

No.	事象名称	60年目推定回数	
		30年目評価	40年目評価
1	ボルト締付	69	61
2	耐圧試験	375	297
3	起動(昇温)	208	172
4	夜間低出力運転(出力75%)	93	69
5	週末低出力運転(出力50%)	167	113
6	制御棒パターン変更	60	76
7	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	0	0
8	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分喪失)	0	0
9	スクラム (タービントリップ, その他スクラム)	90	75
10	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	9	6
11	停止	208	170
12	ボルト外し	69	62

No	長期保守管理方針の概要	実施時期
1	原子炉再循環系ポンプ等の低サイクル疲労割れについては、実過渡回数に基づく評価を実施する。	中長期
2	炉内構造物の中性子照射脆化については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に基づく点検を実施する。また、点検結果及び安全基盤研究の成果を適宜点検計画に反映する。	中長期
3	原子炉圧力容器ノズルセーフエンド等の粒界型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に基づく点検を実施する。また、点検結果及び安全基盤研究の成果を適宜点検計画に反映する。	中長期
4	炉内構造物の粒界型応力腐食割れについては、日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」に基づき点検を実施する。また、点検結果及び安全基盤研究の成果を適宜点検計画に反映する。	中長期
5	炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に基づく点検を実施する。また、点検結果及び安全基盤研究の成果を適宜点検計画に反映する。	中長期
6	原子炉再循環系配管等のSUS316L材溶接継手部の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管等のひび割れに関する点検について」等に基づき、点検計画を策定し、点検を実施する。	中長期
7	高圧・低圧タービンの車軸ダブテール部(翼・車軸接合部)の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。	中長期
8	低圧タービン隔板のエロージョン・コロージョンについては、開放点検時に目視点検を実施し、点検結果を適宜点検計画に反映する。	中長期
9	原子炉格納容器ドライウエル、サプレッションチェンバの腐食については、代表部位について肉厚測定を実施する。	中長期
10	空気抽出器の胴等のエロージョン・コロージョンについては、肉厚測定、ファイバースコープにより点検を実施する。	中長期



No	保守管理の項目	実施時期
11	第3, 4給水加熱器の管支持板管穴のエロージョン・コロージョンについては, 点検を実施する。	短期
12	蒸気ジェットポンプの蒸気入口管等のエロージョン・コロージョンについては, 肉厚測定を実施する。	短期
13	非常用ディーゼルクランク室安全弁スプリングのへたりについては, 点検を実施する。	短期
14	計装用空気系アフタークーラドレンセパレータ等の腐食については, 肉厚測定を実施する。	短期
15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については, 機器取替の場合, 調査を実施する。	中長期
16	基礎ボルト等の腐食については, 機器取替の場合, 調査を実施する。	中長期
17	高圧動力ケーブル等の絶縁体の絶縁低下については, 機器取替の場合, 実機ケーブルを採取し, 採取したケーブルによる健全性確認試験を実施する。なお, 高圧動力ケーブルについては, 実機ケーブルを用いた現状劣化状況の確認試験を実施する。	中長期
18	原子炉建屋等のコンクリートの強度低下については, 定期的に代表部位の非破壊検査又は破壊検査を行い強度を確認する。	中長期

短期：平成12年3月14日から5年間， 中長期：平成12年3月14日から10年間