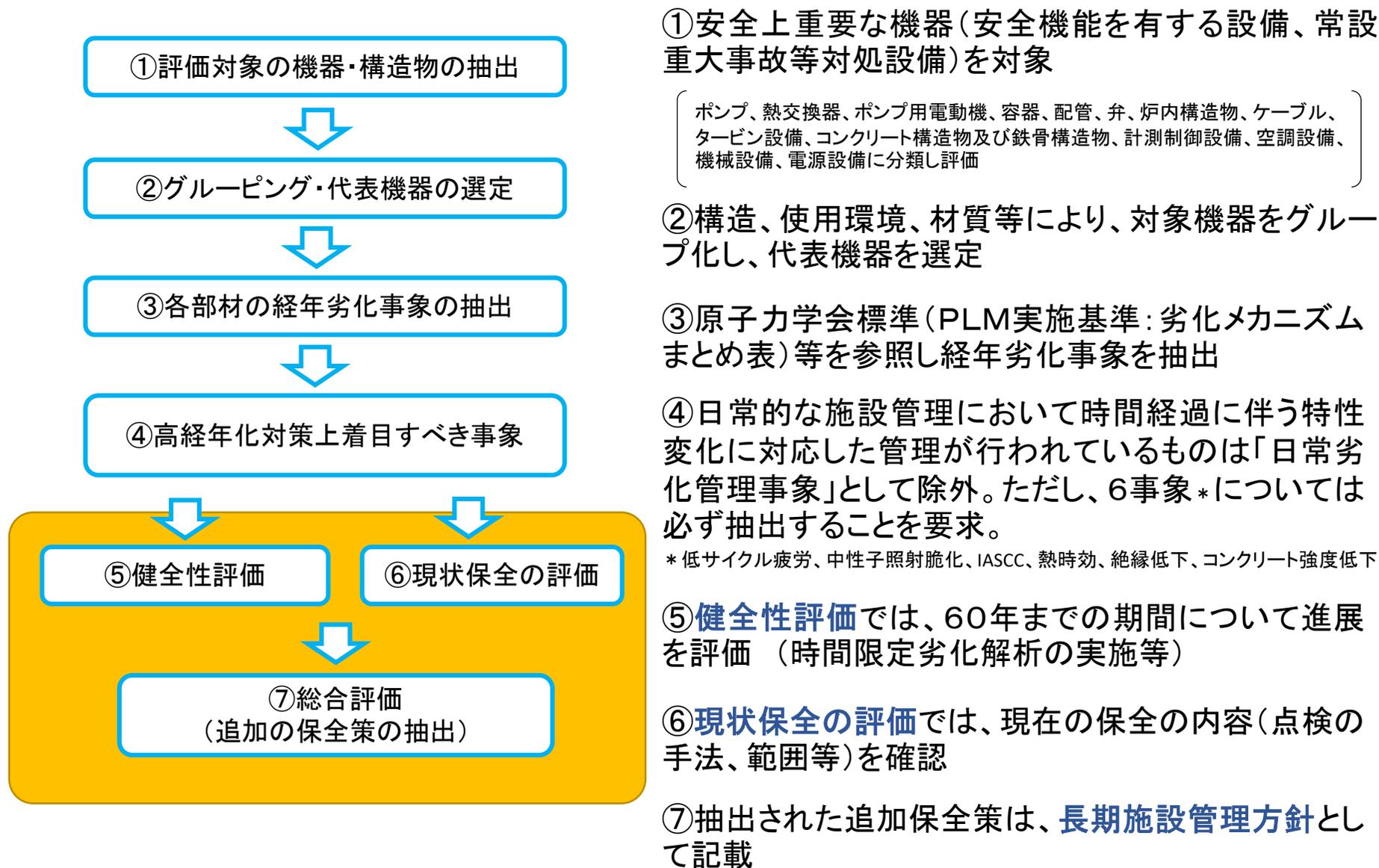


# 高経年化技術評価について

**令和5年3月9日**

**高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム**

# 高経年化技術評価における評価の流れ





# 高経年化技術評価(劣化評価)の評価対象機器

- ◆ 高経年化技術評価(劣化評価)の対象機器は、発電用原子炉の安全機能(設計基準事故の発生の防止又は影響の緩和の機能)を有する設備及び重大事故等に対処するための設備の**全ての機器及び構造物を対象**として評価を実施している。
- ◆ したがって、経年数にかかわらず安全上必要な**全ての機器及び構造物を対象**として高経年化技術評価(劣化評価)を行うことになる。

## 高経年化対策審査ガイド(抜粋)

③重要度分類指針上の重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器及び構造物並びに常設重大事故等対処設備に属する機器等の抽出

重要度分類指針の重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器及び構造物並びに常設重大事故等対処設備に属する機器等の**すべてを抽出しているかを審査する。**

○視点・着眼点

重要度分類クラス1、2及び3に該当する機器及び構造物並びに常設重大事故等対処設備に属する機器等(以下「機器・構造物」と総称する。)のすべてを抽出(冷温停止状態が維持されることを前提とした評価においては、このうち冷温停止状態維持に必要な機器・構造物を抽出)するための手順を定め、その手順に基づき評価対象となる機器・構造物を抽出していること。

- 評価対象となる機器・構造物すべてを抽出する手順を確立しているか。
- i の手順に基づき、機器・構造物を抽出し、機種別又は系統別に区分しているか。
- クラス3に該当する機器及び構造物のうち、高温・高圧の環境下にある機器を抽出する手順を定め、抽出しているか。【解説5】

## 高経年化対策実施ガイド(抜粋)

② 高経年化技術評価の対象となる機器・構造物は、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。以下「重要度分類指針」という。)において**安全機能を有する構造物、系統及び機器**として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの(実用炉規則別表第二において規定される浸水防護施設に属する機器及び構造物を含む。)並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。)第43条第2項に規定される**常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物**(以下「機器・構造物」と総称する。)の**全て**とすること。

ただし、動的機能を有する部分については、通常の施設管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、的確な対応がなされている場合は、この限りではない。また、定期取替品及び消耗品については、高経年化技術評価の対象部位から除外する。



# 評価対象機器のグルーピング・代表機器の選定

- ◆ 設備の型式、内部流体、材料等の観点から評価対象となる設備をグルーピング(分類)する。
- ◆ グループ化された設備ごとに、温度・圧力の条件や設備の材料の観点等から評価が厳しくなる設備等を代表として選定する。

表1 美浜3号炉 主要なポンプ

分離基準			機器名称 (台数)	重要度 <sup>※6</sup>	選定基準			代表機器の選定	
型式	流体	材料			使用条件			代表機器	選定理由
					運転状態	最高使用圧力 (MPa) [gage]	最高使用温度 (°C)		
ターボポンプ たて置斜流	1次冷却材	ステンレス鋼	1次冷却材ポンプ (3)	PS-1、重 <sup>※7</sup>	連続	約 17.2	約 343	◎	
	海水	ステンレス鋼	海水ポンプ (4)	MS-1、重 <sup>※7</sup>	連続	約 0.7	約 40	◎	
ターボポンプ 横置うず巻	1次冷却材 ほう酸水	低合金鋼	充てん/高圧注入ポンプ (3) <sup>※1</sup>	MS-1、重 <sup>※7</sup>	連続 (充てん時) 一時 (高圧注入時)	約 18.8	約 150	◎	重要度、圧力
			燃料取替用水ポンプ (2)	MS-2	連続	約 1.7	約 95		
		ステンレス鋼	ほう酸ポンプ (3)	MS-1、重 <sup>※7</sup>	連続	約 1.0	約 95		
			恒設代替低圧注水ポンプ (1)	重 <sup>※7</sup>	一時	約 2.7	約 95		
			原子炉下部キャビティ注水ポンプ (1)	重 <sup>※7</sup>	一時	約 2.7	約 95		
	ヒドラジン水	炭素鋼	1次系冷却水ポンプ (4) <sup>※2</sup>	MS-1、重 <sup>※7</sup>	連続	約 1.0	約 95	◎	
	給水	低合金鋼	タービン動補助給水ポンプ (1) <sup>※3</sup>	MS-1、重 <sup>※7</sup>	一時	約 12.3	約 40	◎	重要度、ケーシング の材料
			電動補助給水ポンプ (2)	MS-1、重 <sup>※7</sup>	一時	約 15.7	約 40		
		ステンレス鋼	主給水ポンプ (3)	高 <sup>※8</sup>	連続	約 10.8	約 195		
			復水ブースタポンプ (3)	高 <sup>※8</sup>	連続	約 3.7	約 80		
ターボポンプ たて置うず巻	1次冷却材	ステンレス鋼	余熱除去ポンプ (2)	MS-1、重 <sup>※7</sup>	連続 (余熱除去時) 一時 (低圧注入時)	約 4.1	約 200	◎	圧力、温度
			内部スプレポンプ (4)	MS-1、重 <sup>※7</sup>	一時	約 2.1	約 150		
	給水	炭素鋼	復水ポンプ (3) <sup>※4</sup>	高 <sup>※8</sup>	連続	約 3.0	約 80	◎	圧力
			低圧ドレンポンプ (3) <sup>※5</sup>	高 <sup>※8</sup>	連続	約 2.6	約 85		
			給水ブースタポンプ (3) <sup>※2</sup>	高 <sup>※8</sup>	連続	約 2.8	約 195		
			湿分離器ドレンポンプ (2) <sup>※2</sup>	高 <sup>※8</sup>	連続	約 1.6	約 195		



# 高経年化対策上着目すべき劣化事象の抽出

- ◆ 対象設備の部位ごとに分割し、使用材料や使用環境に応じて発生し得る経年劣化事象を網羅的に整理し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出する。

表2.2-1(5/6) 美浜3号炉 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	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
ポンプの容量-揚程確保	主 軸		ステンレス鋼			▲*1				*1：高サイクル疲労割れ *2：キャビテーション	
	羽 根 車		ステンレス鋼鋳鋼		▲*2						
	ケーシングリング	◎	—								
バウンダリの維持	ケーシング		ステンレス鋼鋳鋼			○	▲				
	ケーシングカバー		ステンレス鋼鋳鋼			○	▲				
	ケーシングボルト		低合金鋼		▲						
	メカニカルシール	◎	—								
	ガスケット	◎	—								
	Oリング	◎	—								
	ケーシングドレン管		ステンレス鋼				▲				
	メカニカルシールクーラ		炭素鋼		△(外面) ▲(内面)						
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		△						

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

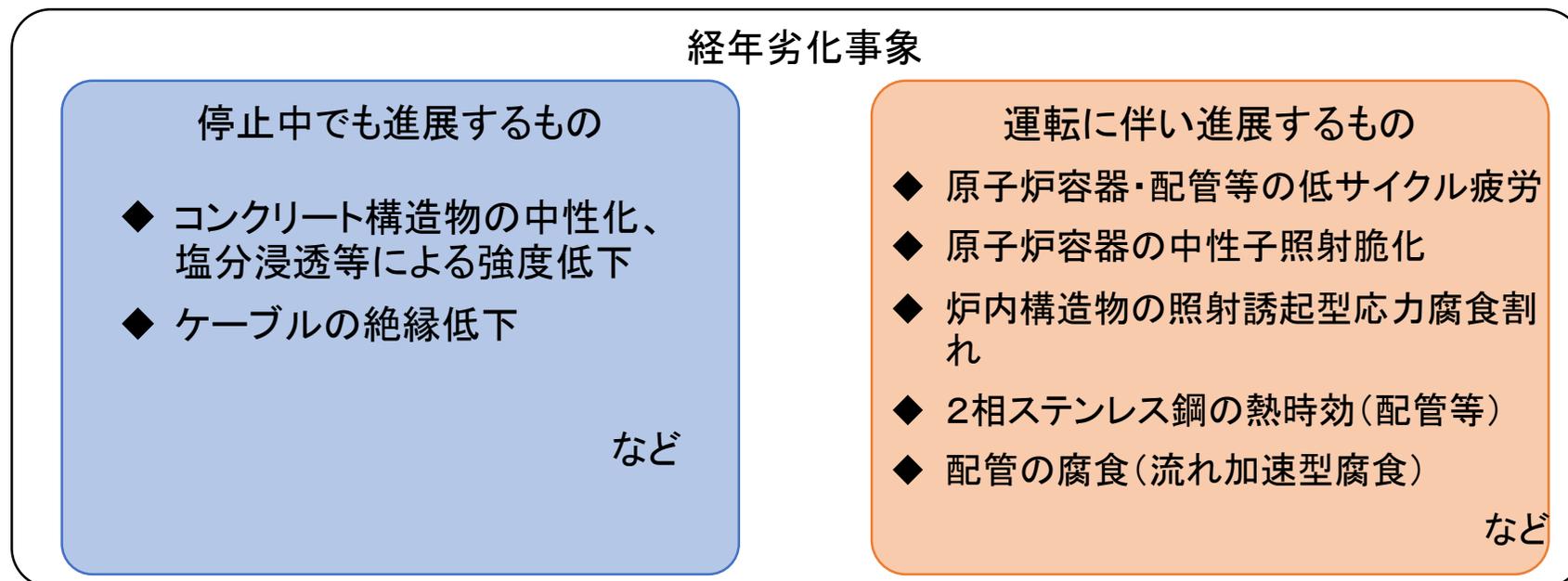
▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

- ・ケーシングの疲労割れ ケーシングは、プラントの起動・停止時による熱過渡を繰り返し受けるため疲労が蓄積する(高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出)。
- ・取付ボルトの腐食 材料が炭素鋼であり腐食が想定されるが塗装により腐食を防止しており、巡視点検等で目視により塗膜の状態を確認し、はく離等が認められた場合は補修等を実施することにより機能を維持することが可能と評価(日常劣化管理事象)
- ・ケーシングボルトの腐食 ケーシングボルトは締付管理により腐食の原因となる漏えい防止を図っており、分解点検時等で有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いと評価(日常劣化管理事象以外)



# 経年劣化事象の分類

- ◆ 経年劣化事象は、「停止中でも進展するもの」と「運転に伴い進展するもの」とに大別される。
- ◆ 「運転に伴い進展する劣化事象」については、停止中であれば放射線が照射されるような環境にならないこと、大きな温度・圧力の変化がないこと、蒸気が高速で流れるような環境にはならないことから、劣化の要因として考慮しなくても良いと考えられるが、「停止中でも進展する劣化事象」については、運転するか否かにかかわらず劣化が進展することから、運転停止中でも劣化の要因として考慮する必要がある。
- ◆ 利用政策側の制度を前提とすれば、出力運転の期間は60年で変わらないことから、「運転に伴い進展する劣化事象」については、これまでの評価と大きく変わることは想定し難い。他方で、「停止中でも進展する劣化事象」は運転期間に応じて劣化が進展することとなる。



耐震安全上・耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出  
⇒経年劣化を考慮した耐震評価・耐津波評価を実施



# 運転経験等の考慮(1)

- ◆高経年化技術評価(劣化評価)に当たっては、大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮などこれまでの運転経験等を適切に考慮することを求めている。
- ◆例えば東海第二では、東日本大震災の地震・津波の影響や原子炉格納容器内の温度上昇について考慮している。

## 高経年化対策審査ガイド(抜粋)

### ⑫健全性の評価

実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。

#### ○視点・着眼点

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象による性能低下が機器・構造物の機能又は構造健全性に与える影響を、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第6号)に定める基準(以下「技術基準」という。)に照らして評価していること。

- 機器・構造物の性能低下について、技術基準上の問題があるかどうかを、当該プラントのみならず、国内外の運転情報、最新の技術的知見及び試験研究成果を整備し、これらの情報を基に評価しているか。
- 着目すべき事象の進展及びこれに伴う性能低下の評価手法を明確にし、評価しているか。当該手法が明確でない場合、予防保全対策、補修・取替え、安全基盤研究の実施等の対応が明確にされているか。

### ⑭大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮

現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。

#### ○視点・着眼点

当該プラントに係る現に発生した大規模地震等による機器・構造物への直接の影響について、調査を行うとともに、その結果も踏まえた高経年化技術評価を行っていること。

- 機器・構造物への直接の影響を把握するための、調査(現場確認、評価等)が実施されているか。
- 大規模地震等の発生に伴い生じた又は生じたおそれのある、部位の使用材料に応じた環境の条件の変化が抽出されているか。

## 【東海第二発電所の例】

### 5.1.6 震災影響評価

#### (1) 震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

東北地方太平洋沖地震により、高経年化技術評価にて前提にしている使用環境から乖離し、経年劣化事象の発生状況に影響するもの及び従来の高経年化技術評価よりも経年劣化の進展が考えられるものについては、特別な保全計画及び通常の保全により今後も健全性を確認していく。

#### ① 津波による影響

機器の腐食、動的機器のアブレイブ摩耗、電気・計装品の絶縁特性低下、コンクリートの強度低下があげられるが、機器の分解点検、コンクリートのコアサンプルによる評価の他に必要に応じて補修、洗浄、取替等により健全性を確認した。

#### ② 地震による影響

地震による荷重的作用により損傷、疲労の蓄積があげられるが、一部損傷を確認した耐震B、Cクラスの機器については補修により健全性を確認している。

耐震Sクラス設備についての影響は軽微であると考え、念のため地震による疲労の影響を評価し、健全性を確認した。

#### ③ その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)

温度上昇によるコンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下、電気・計装品の絶縁特性低下があげられる。温度上昇(原子炉格納容器上部電線管温度約100℃、原子炉格納容器頂部圧力容器ペローシール部周辺温度約144℃)を考慮しても原子炉格納容器の最高使用温度以下であり、短期間であるため、影響は軽微であると考え、念のためコンクリートの強度低下及び遮へい能力低下、電気・計装品の絶縁特性低下の評価に及ぼす影響を評価し、健全性を確認した。

# 運転経験等の考慮(2)



◆高浜の例では、30年目の高経年化技術評価の結果、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるトラブル事象を抽出し、その評価を実施。

30年目評価以降に発生した事故・トラブル等の一覧表

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの※
1	保全品質情報	制御棒クラスタ案内管支持ピン(ナット、止めピン) 摩耗	⑦	○
2	保全品質情報	中央制御室非常用循環フィルタユニットA系入口ダンパの動作不良について	⑧	
3	保全品質情報	タービンバイパス弁構成部品等の脱落について	①、③	
4	保全品質情報	2次系配管肉厚測定結果	⑦	○
5	保全品質情報	管理区域内における漏水について	②	
6	保全品質情報	A-非常用ディーゼル発電機の待機除外について	①	
7	保全品質情報	1次冷却材中の放射能濃度の上昇について	⑤	
8	保全品質情報	タービン動補助給水ポンプの待機除外について	②	
9	保全品質情報	非常用ディーゼル発電機からの潤滑油漏えいについて	⑦	○

※：30年目評価で発生を想定できなかった部位における経年劣化事象または30年目評価が不足していた経年劣化事象に起因すると考えられるトラブル情報、保全品質情報をいう。

原因分析結果の凡例  
 ①：施工・保守不良に起因する事例  
 ②：ヒューマンエラーに起因する事例  
 ③：設計上の問題に起因する事例  
 ④：製作上の問題に起因する事例  
 ⑤：偶発的故障に起因する事例  
 ⑥：自然現象に起因する事例  
 ⑦：経年劣化事象に起因する事例  
 ⑧：その他の事例

### 【制御棒クラスタ案内管支持ピン(ナット、止めピン) 摩耗】

- ◆ 制御棒クラスタ案内管支持ピンの外観検査を実施していたところ全106本中1本の廻り止めピン及びナットに摩耗を確認。
- ◆ 1次冷却材の流体振動により摩耗したと推定。廻り止めピンを要しない「カシメ型」の改良支持ピンに取り替えを実施。
- ◆ 支持ピン(止めピン)の摩耗を経年劣化事象として新たに抽出する。今後、定期的に目視点検を実施し、摩耗が認められた場合は取替を行う。

### 【2次系配管肉厚測定結果】

- ◆ 2次系配管1209箇所について超音波検査(肉厚測定)等を実施。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ブロー水回収ポンプミニマムフロー管)確認。
- ◆ エロージョン・コロージョンによる減肉と推定。炭素鋼から耐食性に優れたステンレス鋼の配管に取り替えを実施。
- ◆ 社内の管理指針を改正し対象範囲を追加されたため、計算必要厚さを下回っている箇所が発見されることとなったもの。引き続き社内の管理指針に基づいた管理を実施。

### 【非常用ディーゼル発電機からの潤滑油漏えい】

- ◆ 分解点検後の試運転時に、クランク室安全弁から潤滑油が吹き出したことを確認。燃料油供給ポンプの軸スリーブ内面に潤滑油の残渣が堆積したことで潤滑油の流れが妨げられ、駆動軸と軸スリーブの摺動部の接触抵抗が大きくなり、高温となったことから、クランク室内の圧力が上昇したものと推定。
- ◆ 燃料油供給ポンプの軸スリーブの固着を経年劣化事象として新たに抽出する。ポンプ本体の分解点検に合わせて、燃料油供給ポンプ駆動装置の分解点検を行う。

出典：高浜発電所の運転期間延長認可申請書(1・2号発電用原子炉施設の運転の期間延長)の補正申請(000148929.pdf (ndl.go.jp))



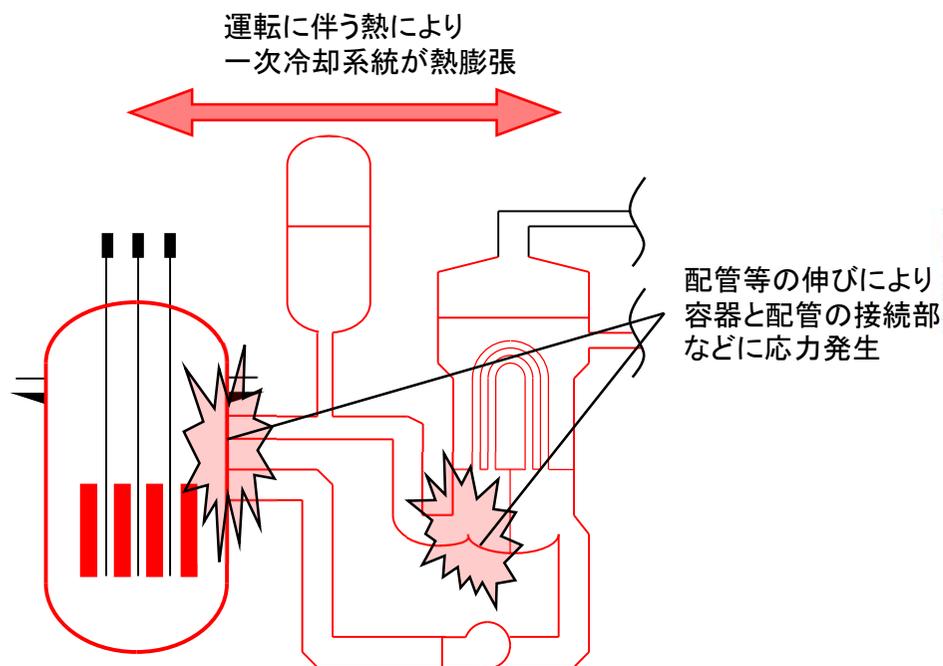
# 劣化状況評価 ①「低サイクル疲労」(1)

1次系の配管等は運転—停止に伴う加熱—冷却の熱サイクルにより繰り返し応力を受ける  
容器と配管の接続部等、応力集中の大きい部位で、加熱—冷却の繰り返しによる疲労割れが発生する可能性がある

## <主な要求事項>

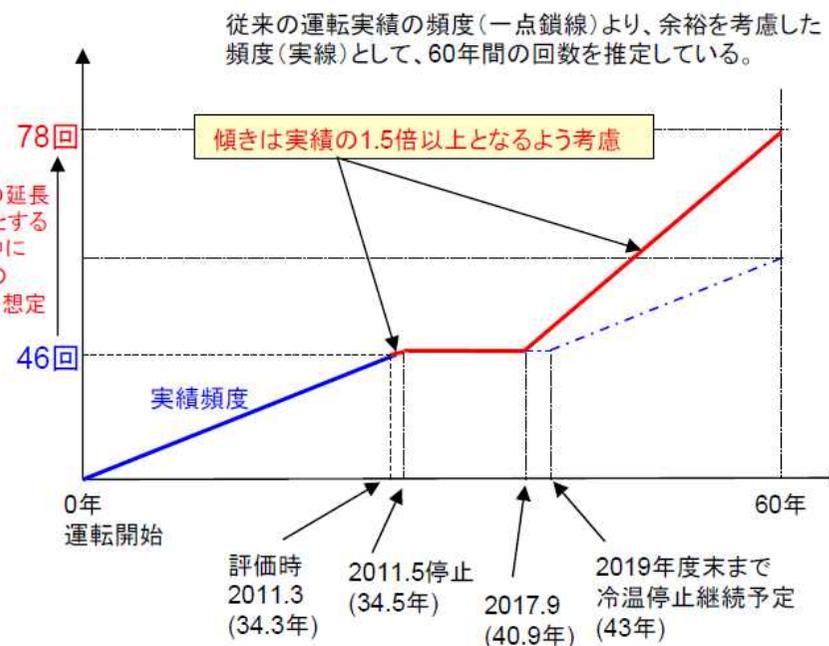
健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること

※疲れ累積係数: 材料の疲労がどれほどたまっているのかを表す係数で、1を超えると疲労割れが起こる可能性がある



熱サイクルによる疲労の発生

## 過渡回数設定のイメージ(起動の例)(美浜3号炉の例)



- 今後の熱サイクル回数(過渡回数)の予測は実績の1.5倍以上となるよう設定

## <主な確認結果(美浜3号炉の例)>

今後の熱サイクル回数の予測回数をこれまでの実績の1.5倍とした評価を行い、評価対象部位のすべてにおいて疲れ累積係数が1を下回ったこと



## 劣化状況評価 ①「低サイクル疲労」(2)

- ◆ 運転実績を踏まえて保守的(実績の1.5倍)に設定した過渡条件について、圧力、自重等の各荷重を考慮して応力解析を実施。
- ◆ 過渡条件の組み合わせを考慮して疲れ累積係数を算出(設計・建設規格による解析)。一次冷却材などの接液部は疲労寿命が減少する可能性があることから、環境効果を考慮した疲れ累積係数を算出(環境疲労評価手法)。いずれも疲れ累積係数が1を下回ることを確認。

疲れ累積係数の評価結果(美浜発電所3号炉の例)

評価対象機器		健全性評価(疲労累積係数)	
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
余熱除去ポンプ	ケーシング	0.036	0.027*1
1次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.176	0.095*1
	ケーシング吐出ノズル	0.017	0.243
	ケーシング吸込ノズル	0.001	0.001
熱交換器	再生クーラ管板部	0.165	0.210
	余熱除去クーラ管板部	0.032	0.044
蒸気発生器	給水入口管台	0.073	0.317*2,3
	管板廻り	0.095	0.094*1,3
加圧器	スプレイライン用管台	0.089	0.022*1
	サージ用管台	0.017	0.048*1
	加圧器スカート	0.166	—

\*1: 接液部のうち疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

\*2: 熱成層による発生応力を含めた解析であり、3次元モデルによる有限要素法を用いた評価である。また熱成層を考慮した応力評価の結果最も厳しい箇所について評価しており、設計・建設規格の疲労評価対象箇所と異なる。

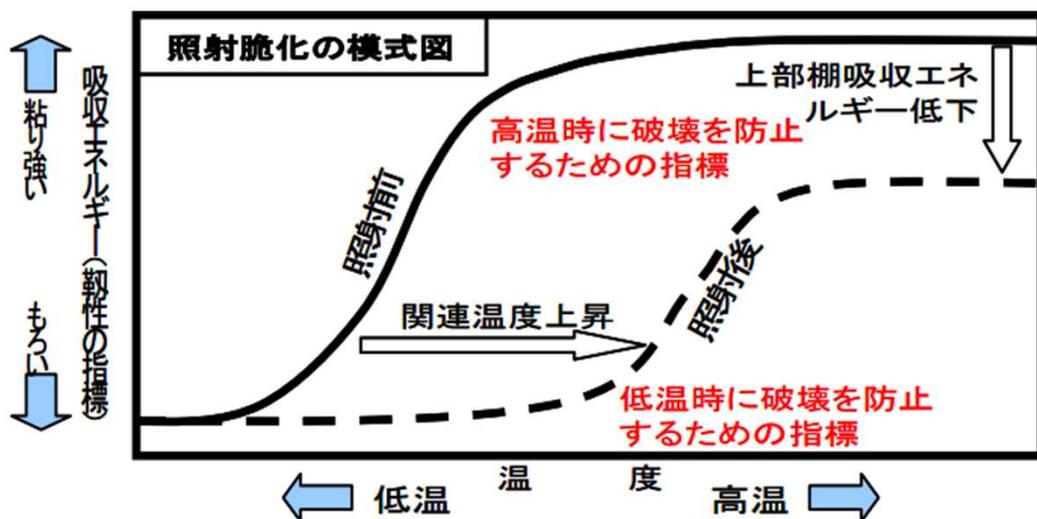
\*3: 環境中評価に用いた溶存酸素濃度は5ppb、材料中の硫黄含有量は0.025%とした。



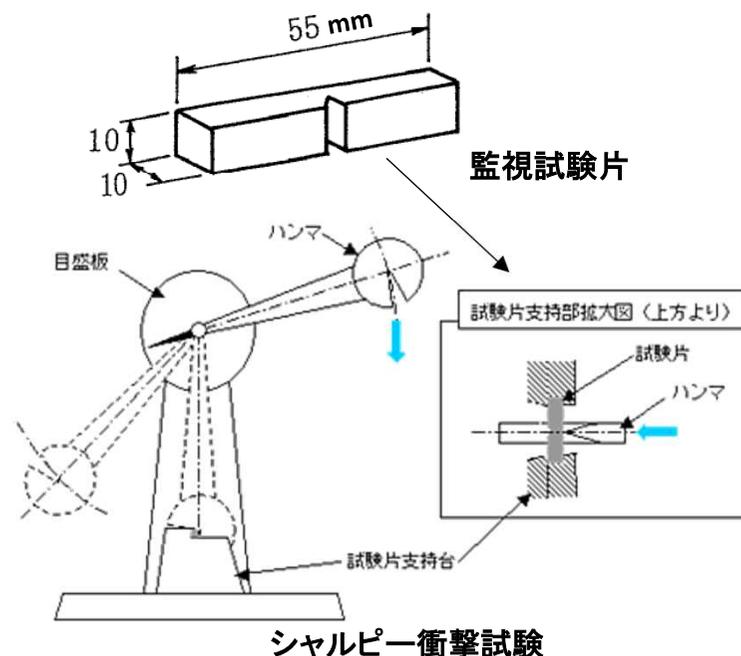
## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(1)

- ◆ 原子炉容器は、炉心から中性子を受けることにより照射脆化※が進むことが知られている。
- ◆ このため、原子炉容器と同じ材料でできた監視試験片を、あらかじめ原子炉容器内に装着しておき、この試験片を計画的に取出し、シャルピー衝撃試験等の機械試験を行うことによって、関連温度(脆性遷移温度)の上昇量等を確認。
- ◆ 原子力発電所の運転に当たっては、原子炉容器が脆性破壊を生じないよう、関連温度等に基づき、1次冷却材の温度と圧力を管理。
- ◆ 原子炉容器の健全性は、将来にわたって、万一の事故において冷却水が注入され原子炉容器表面が急冷されても、問題ないことを確認。

※ 照射脆化: 中性子は高いエネルギーを持っているため、原子炉容器を構成する鋼材に中性子が衝突すると、原子の配列に乱れが生じ、この結果、鋼材の破壊に対する粘り強さ(破壊靱性)が低下するなど特性が変わる現象をいう。



出典: 第1回高経年化技術評価に関する意見聴取会(原子力安全・保安院) (1-3-4.pdf (ndl.go.jp))



出典: 関西電力HP ([https://www.kepcoco.jp/energy\\_supply/energy/nuclear\\_power/info/knic/meeting/genshiryoku/cyuseisei4\\_1.html](https://www.kepcoco.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/genshiryoku/cyuseisei4_1.html))

## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(2)



### <主な要求事項(1)>

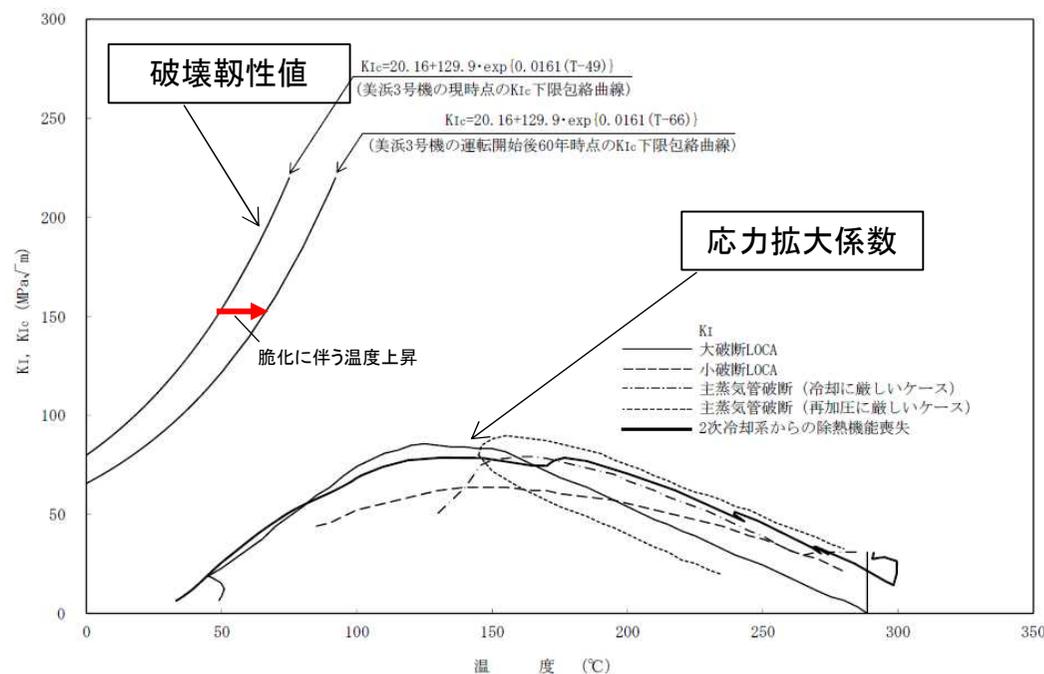
加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認

### 加圧熱衝撃事象の評価

加圧された運転状態における事故の際に、非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉圧力容器が冷却され、原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する現象

加圧熱衝撃の評価では原子炉容器の耐え得る力(破壊靱性値※)が欠陥を想定した上で亀裂を進展させようとする力(応力拡大係数)を上回ることを確認する

※監視試験片により得られた破壊靱性値を基に予測式(過去の関連温度のデータ等を用いて策定されたもの)を用いて評価年(この場合では40年・60年)に換算。



加圧熱衝撃評価の評価例(美浜3号炉の例)

運転開始後60年時点での予測される破壊靱性値と応力拡大係数をすべての温度域で確認

出典: 第385回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合(平成28年07月26日)資料3-2-1 (000158652.pdf (ndl.go.jp))を一部修正

### <主な確認結果(美浜3号炉の例)>

加熱衝撃試験の結果、原子炉容器の耐力の指標となる「破壊靱性値」は、設計基準事故及び重大事故等時に亀裂を進展させようとする力「応力拡大係数」を上回り、原子炉容器が破壊を起こさないこと



## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(3)

### <主な要求事項(2)>

原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りでない。

- ・延性亀裂進展性評価の結果、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。
- ・亀裂不安定性評価の結果、亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。
- ・欠陥深さ評価の結果、評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。
- ・塑性不安定破壊評価の結果、塑性不安定破壊を生じないこと。

### 上部棚吸収エネルギーの評価

原子炉運転状態の温度領域(上部棚)において、原子炉容器母材の粘り強さ(吸収エネルギー)が68Jを上回るかどうか確認する

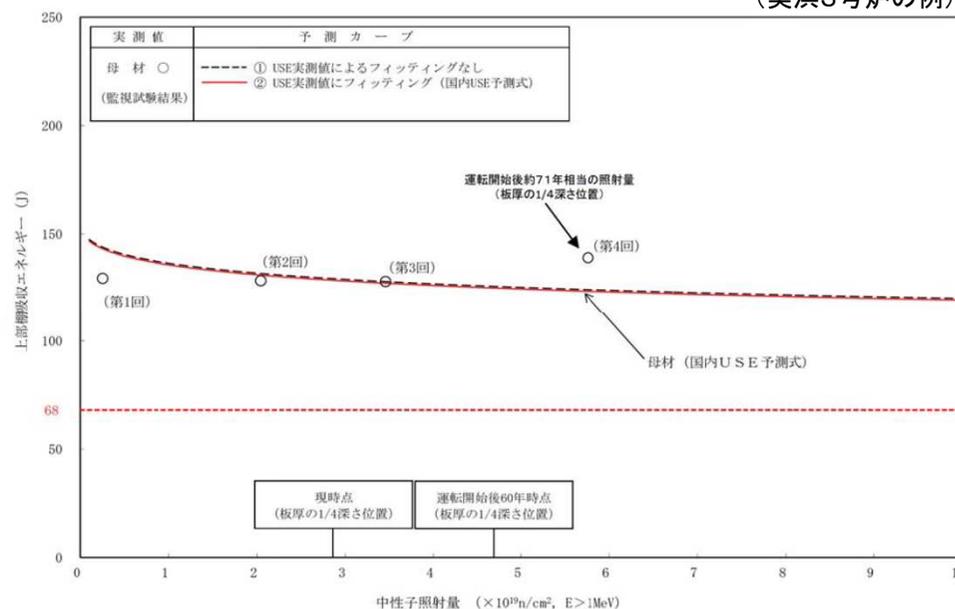
68J未満の場合は、運転時の温度・圧力(供用状態)に応じた亀裂進展評価を行う

表:母材の1/4t深さにおける関連温度と  
上部棚吸収エネルギーの予測値  
(美浜3号炉の例)

対象炉	評価時期:運転開始後60年時点	
	関連温度	上部棚 吸収エネルギー
美浜3号炉	64℃	125J

### 上部棚吸収エネルギー予測値の算出方法

(美浜3号炉の例)



出典:第385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28年07月26日)資料3-2-1(000158652.pdf(ndl.go.jp))を一部修正

### <主な確認結果>

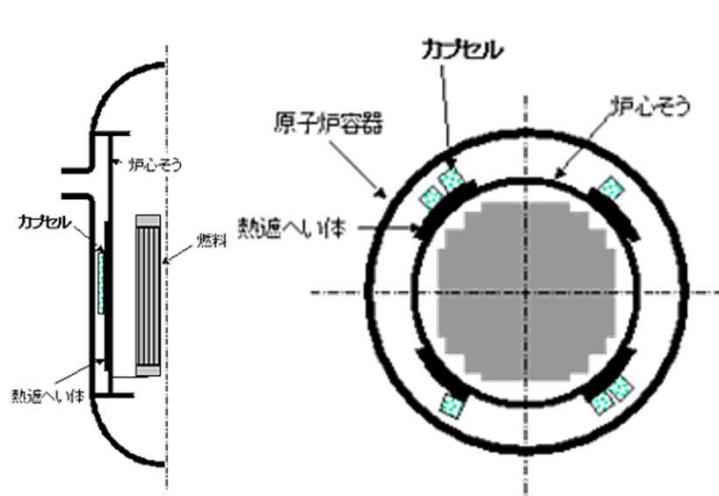
上部棚吸収エネルギー評価の結果、美浜3号炉は125Jであり、判断基準の68Jを上回ったこと



# 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(4)

## 監視試験による関連温度等の評価

- ◆ 監視試験片は原子炉圧力容器よりも炉心に近い位置に設置されていることから、監視試験片はより中性子照射を受けている(美浜3号炉の第4回監視試験片(2011年取り出し)の中性子照射量は暦年に換算すると約71年に相当)
- ◆ 関連温度の上昇が、日本電気協会規程(JAEC4201)の国内脆化予測式の予測の範囲内であることを確認。



監視試験片の配置(模式図)

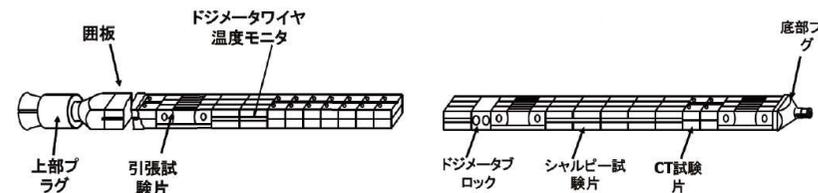
美浜3号炉 原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	Tr30 <sup>+</sup> (°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-32	-48	-51	149	197	194
第1回	1977年10月	0.3 [約2EFPY] *2	-10	-46	-61	129	192	201
第2回	1987年1月	2.0 [約18EFPY] *2	10	-13	-42	128	141	179
第3回	2002年1月	3.5 [約30EFPY] *2	18	-12	-35	128	158	176
第4回	2011年5月	5.8 [約50EFPY] *2	45	-7	-14	139	172	190

\*1: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが4Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

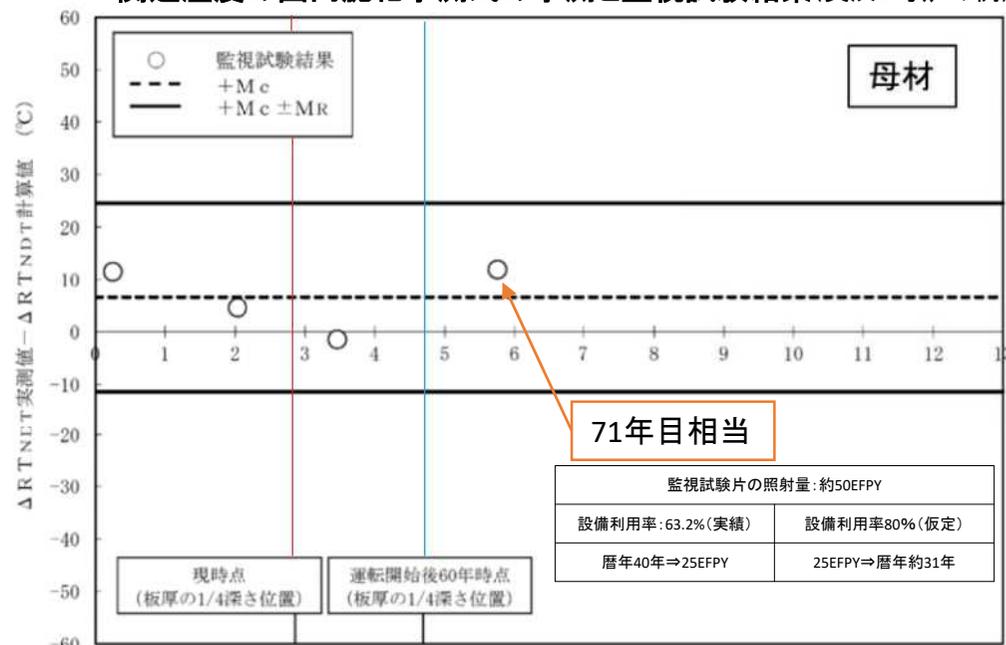
【関連温度初期値】美浜3号炉 母材:-20°C 溶接金属:-62°C 熱影響部:-42°C

\*2: 内表面から板厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。



監視試験カプセル

関連温度の国内脆化予測式の予測と監視試験結果(美浜3号炉の例)



中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ , E>1MeV)



## 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(5)

- ◆ 沸騰水型軽水炉(BWR)と加圧水型軽水炉(PWR)の中性子照射量を比較すると、その構造上の違い等から沸騰水型軽水炉(BWR)の方が加圧水型軽水炉(PWR)に比べて1~2桁程度低い値となっている。
- ◆ 以下の東海第二(BWR)と美浜3号炉(PWR)を比較すると、東海第二が $10^{17}$ オーダーに対して美浜3号炉では $10^{19}$ オーダーとなっている。

東海第二(BWR)における原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ( $\times 10^{21}$ n/m <sup>2</sup> ) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度	関連温度移行量	関連温度			
関連温度初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回(加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回(炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回(炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回(炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

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

\*2: 建設時にRT<sub>NDT</sub>を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値(RT<sub>NDT</sub>推定値)の中での最高値を適用

注:  $10^{21}$  n/m<sup>2</sup> =  $10^{17}$  n/cm<sup>2</sup>

美浜3号炉(PWR)原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期(年月)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> ) [E>1 MeV]	Tr30*1(°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	—	0	-32	-48	-51	149	197	194
第1回	1977年10月	0.3 [約2EFPY]*2	-10	-46	-61	129	192	201
第2回	1987年1月	2.0 [約18EFPY]*2	10	-13	-42	128	141	179
第3回	2002年1月	3.5 [約30EFPY]*2	18	-12	-35	128	158	176
第4回	2011年5月	5.8 [約50EFPY]*2	45	-7	-14	139	172	190

\*1: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】美浜3号炉 母材:-20°C 溶接金属:-62°C 熱影響部:-42°C

\*2: 内表面から板厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

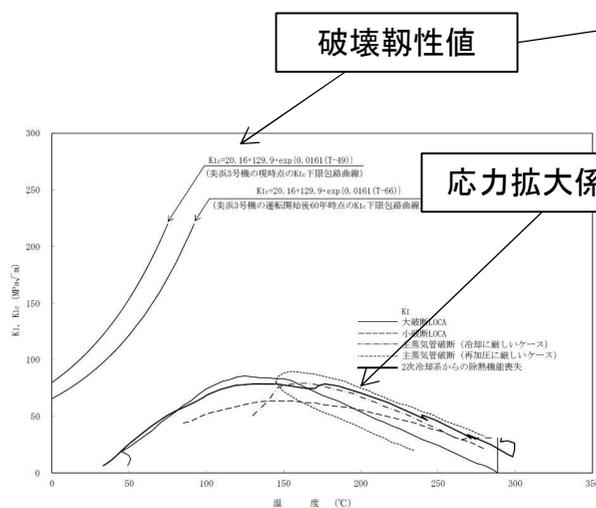
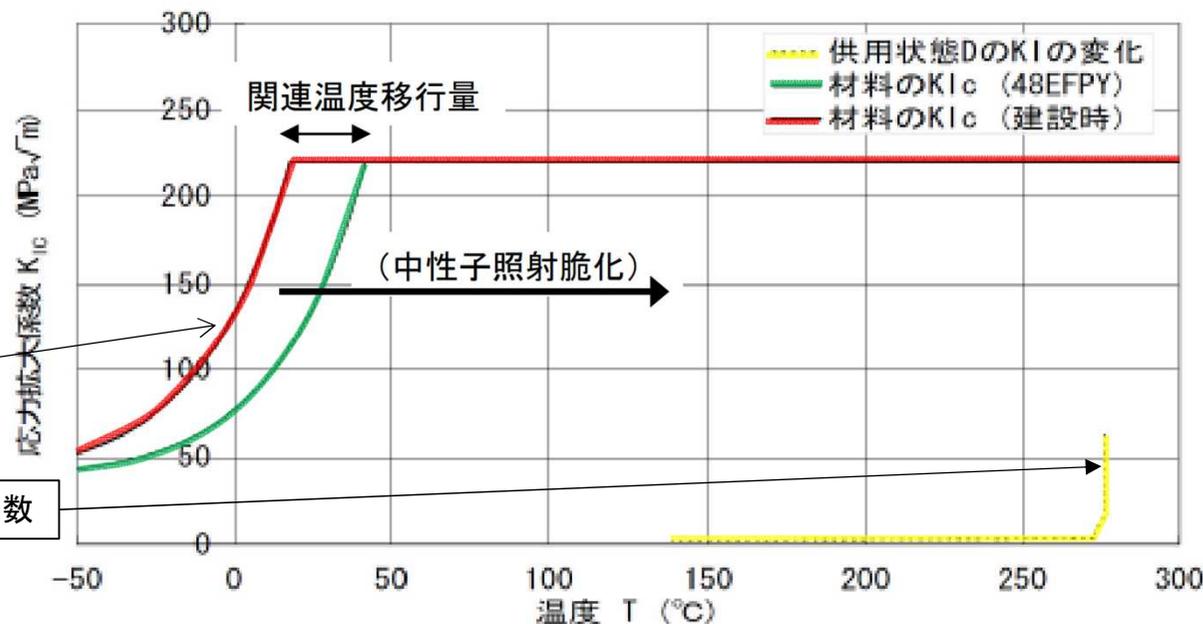


# 劣化状況評価 ②「原子炉容器の中性子照射脆化」(6)

◆ 沸騰水型軽水炉(BWR)における加圧熱衝撃評価では、プラントごとに関連温度の初期値や関連温度の移行量(脆化量)に差異はあるものの、破壊靱性値( $K_{IC}$ )は応力拡大係数( $K_I$ )に対して十分な余裕があるものとなっている。

供用状態Dにおける原子炉圧力容器水位、圧力及び温度の想定(BWR-5)

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



PWRの例

供用状態Dにおける原子炉圧力容器の加圧熱衝撃評価(BWR-5)



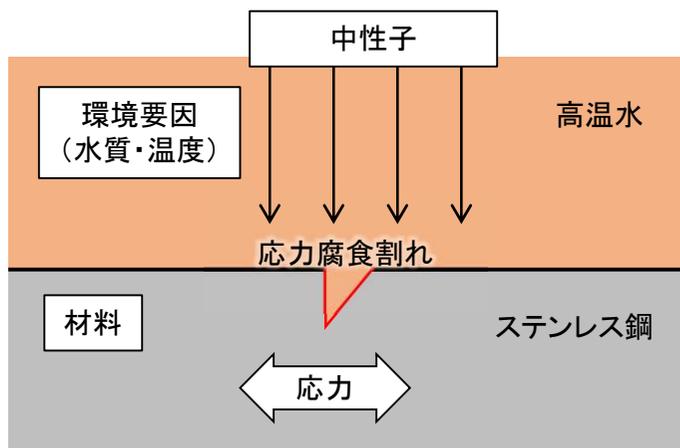
## 劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」(1)

原子炉の炉内構造物は、運転に伴う中性子照射量が一定の値を超えた場合、材料の組成、構造物にかかる応力、水質・温度の環境の3つの条件が重なることにより、応力腐食割れが発生する可能性がある

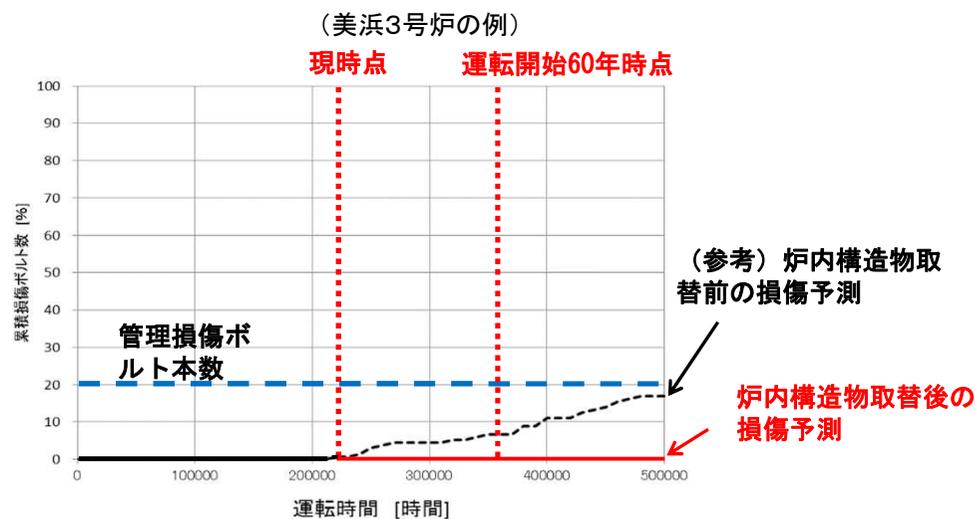
### <主な要求事項>

ステンレス鋼で中性子の照射量が多く、応力の高い構造物に対し、応力腐食割れが発生するかどうかを評価し、発生した場合を想定しても技術基準規則に適合すること

### 照射誘起型応力腐食割れの発生イメージ



- 中性子照射量や応力レベルの大きい炉内構造物のステンレス鋼として、バッフルフォーマボルトを主な対象として評価。



### バッフルフォーマボルトの損傷予測結果

美浜3号機は、今回の停止期間中に炉内構造物取替を予定したため、取替後による評価を実施(評価時点では計画)

出典: 第385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28年07月26日)資料3-3-1(000158663.pdf (ndl.go.jp))を一部修正

### <主な確認結果>

照射誘起型応力腐食割れの発生予測方法に基づき、美浜3号炉のバッフルフォーマボルトの損傷予測を行った結果、運転開始後60年時点の損傷予測本数は、管理損傷ボルト本数(全体の20%)以下であったこと

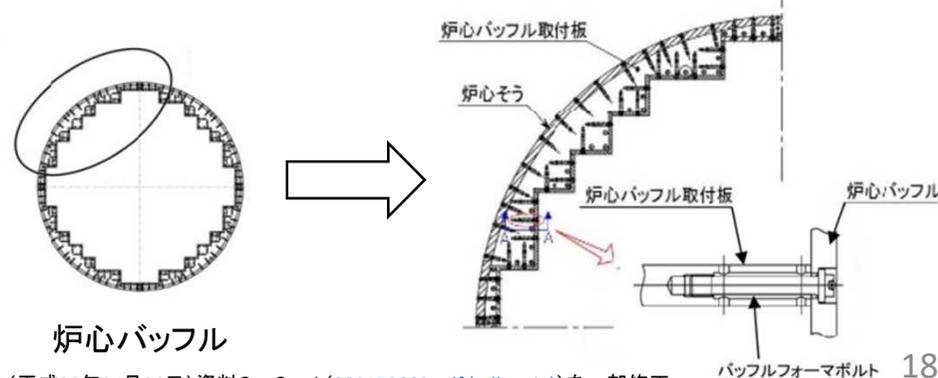


# 劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」(2)

ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れの可能性評価(美浜3号の例)

部位	実機条件			海外の 損傷事例	可能性評価
	中性子照射量レベル*1 [n/cm <sup>2</sup> ·E>0.1MeV]	応力レベル*2 (応力支配因子)	温度 [°C]		
バッフルフォーマボルト	3 × 10 <sup>22</sup>	大 (締付+熱曲げ +照射スウェリング)	323	有	発生可能性有り。炉心バッフルの照射スウェリングにより応力増加が生じるためき裂発生可能性が大きくなる。海外損傷事例もあり最も厳しい。
炉心バッフル、 炉心バッフル取付板	3 × 10 <sup>22</sup>	小 (熱応力)	323	無	バッフルフォーマボルトよりも応力レベルが小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
パレルフォーマボルト	3 × 10 <sup>21</sup>	大 (締付+熱曲げ)	323	無	バッフルフォーマボルトよりも中性子照射量が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
炉心槽	9 × 10 <sup>21</sup>	大 (溶接部) (溶接残留応力)	323	無	バッフルフォーマボルトよりも応力及び中性子照射量が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
下部炉心板、 下部燃料集合体案内ピン	3 × 10 <sup>21</sup>	小 (熱応力、締付)	289	無	バッフルフォーマボルトより中性子照射量、応力レベル及び温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
下部炉心支持柱	1 × 10 <sup>21</sup>	中 (曲げ)	289	無	バッフルフォーマボルトより中性子照射量、応力レベル及び温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
熱遮蔽材	4 × 10 <sup>21</sup>	小 (熱応力)	289	無	バッフルフォーマボルトより中性子照射量、応力レベル及び温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。
熱遮蔽材固定用ボルト	4 × 10 <sup>21</sup>	大 (締付+熱曲げ)	289	無	バッフルフォーマボルトより中性子照射量及び環境温度が小さいため、バッフルフォーマボルトに比べて発生可能性は小さい。

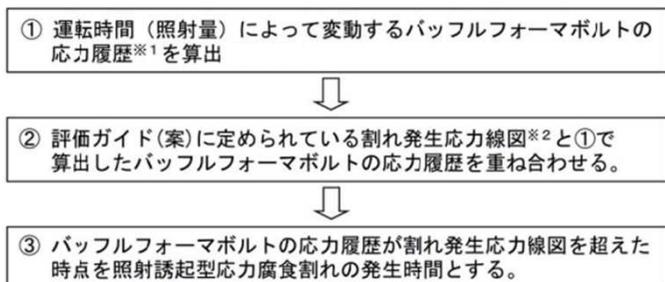
- 材料がステンレス鋼で、照射誘起型応力腐食割れの発生が考えられる中性子照射量の機器である炉内構造物を抽出。
- 評価対象部位のうち中性子照射量と温度が最も大きく、応力レベルが大きいことに加えて、海外での損傷事例もあるバッフルフォーマボルトを評価部位として選定。





## 劣化状況評価 ③「照射誘起型応力腐食割れ」(3)

- ◆ 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書((独)原子力安全基盤機構)を基に評価を実施。
- ◆ 高浜1, 2号炉では、運転開始60年時点でのバッフルフォーマボルトの予測損傷本数は管理損傷ボルト本数以下であることを確認。美浜3号炉においては炉内構造物取替を予定していることから損傷はないと評価。



※1: 全1,088本のバッフルフォーマボルトのうち、炉心の対象性を考慮して136本(=1,088本÷8)の応力履歴を算出している。

※2: 「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」【(独)原子力安全基盤機構】に示されたIASCC発生試験結果から設定したしきい線

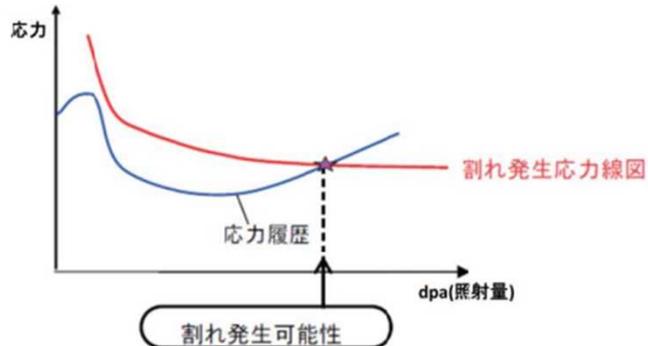


図1 割れ発生予測評価概念図

[出典: 「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」(独)原子力安全基盤機構]

(高浜1、2号炉の例)

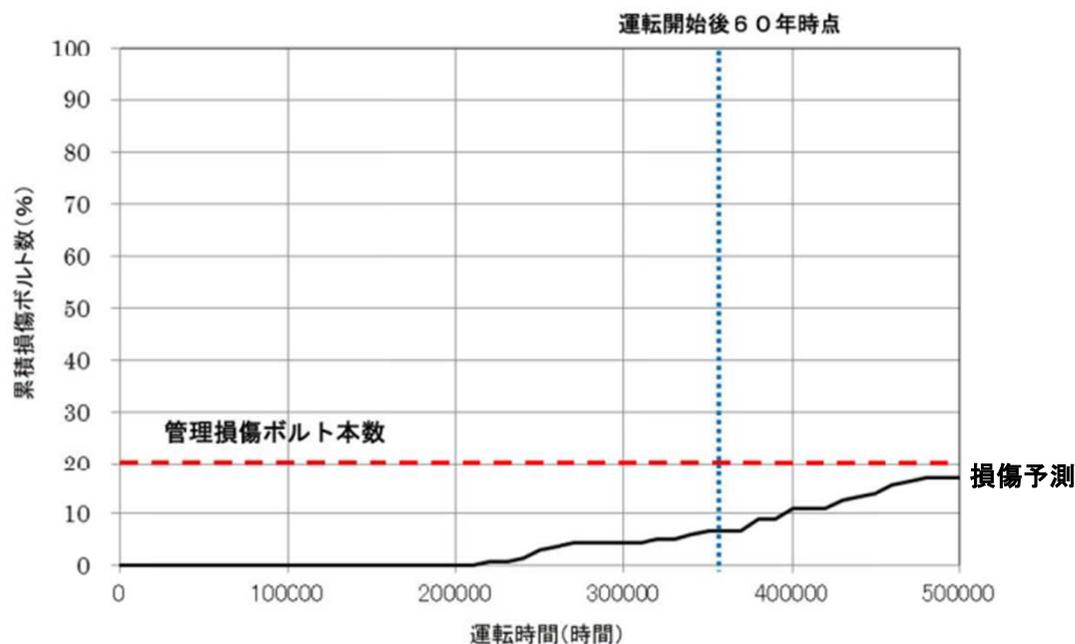


図3 バッフルフォーマボルトの累積損傷本数の予測

- バッフルフォーマボルトは点検が可能であり、これまでの国内での点検結果として損傷が確認された事例はない。



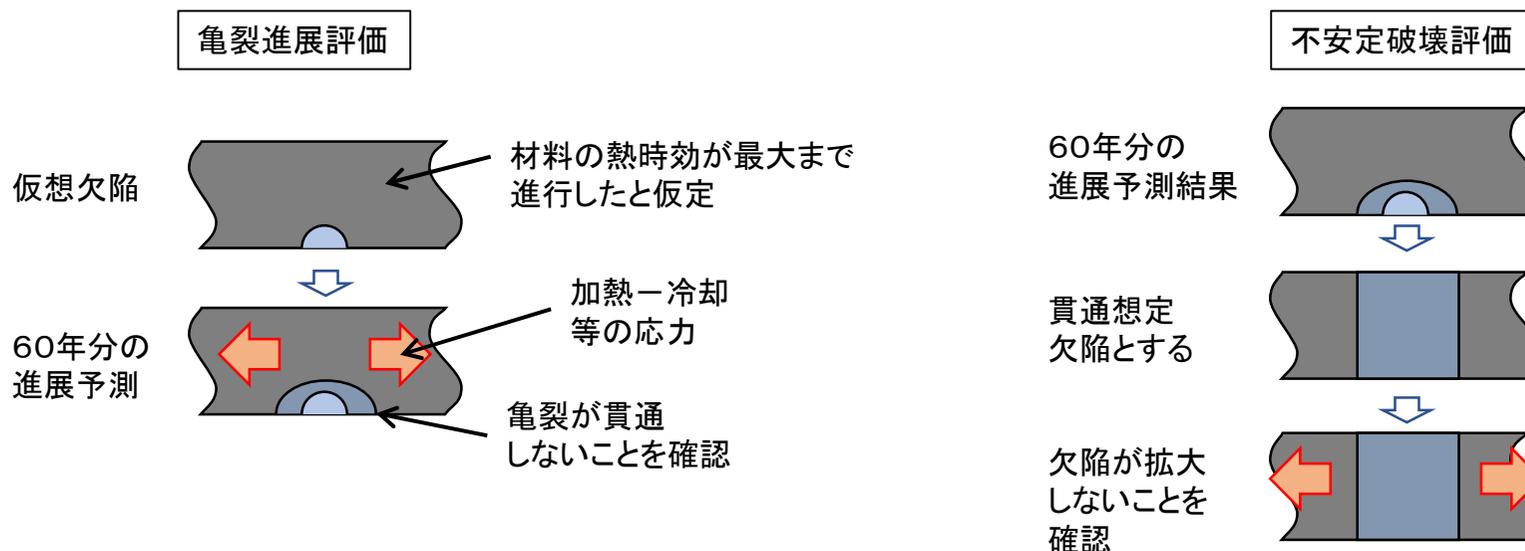
## 劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」(1)

1次冷却材管、弁・ポンプのケーシングに使用されている2相ステンレス鋼※は、原子炉の運転に伴い長期間高温にさらされると材料の靱性(粘り強さ)が低下する

※2相ステンレス鋼:ステンレス鋼のうち、鋳造法で製造され、フェライト相とオーステナイト相の組織構造を有するもの

### <主な要求事項>

原子炉施設で使用されている2相ステンレス鋼の熱時効(靱性低下)について、欠陥を想定した亀裂進展評価及び不安定破壊評価にて、亀裂が進展しないこと



### <主な確認結果>

熱時効による靱性低下が、使用年数によらずその材料の最大まで進行したと仮定した

- ・亀裂進展評価の結果、初期欠陥を想定して60年後の亀裂の進展を想定しても、亀裂は貫通まで至らないこと
- ・不安定破壊評価の結果、貫通欠陥を想定しても、欠陥が拡大することはないこと



## 劣化状況評価 ④「2相ステンレス鋼の熱時効」(2)

- ◆ 配管内面に初期き裂があると仮定して、60年間に進展する量をき裂進展予測式に基づき算出し、き裂が貫通しないことを確認。

### 亀裂進展評価

き裂進展予測式  
(JEAG4613-1998)

$$da/dN = C(\Delta K)^m$$

$$\Delta K = K_{max} - K_{min}$$

$da/dN$ : 疲労き裂進展速度 (m/cycle)  
 $C$ : 定数 ( $7.77 \times 10^{-12}$ )  
 $m$ : 定数 (3.5)  
 $\Delta K$ : 応力拡大係数変動幅 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )  
 $K_{max}, K_{min}$ : 最大および最小応力拡大係数 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

き裂進展解析結果 (美浜3号炉の例)

ホットレグ直管 (板厚= 72.7mm)

	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備考
初期	$a_0=14.54$	$2c_0=72.70$	—
60年後	$a=15.80$	$2c=74.44$	$\Delta a=1.26\text{mm}$ $2\Delta c=1.74\text{mm}$

クロスオーバーレグRCP側90° エルボ (板厚= 77.8mm)

	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備考
初期	$a_0=15.56$	$2c_0=77.80$	—
60年後	$a=16.61$	$2c=78.82$	$\Delta a=1.05\text{mm}$ $2\Delta c=1.02\text{mm}$

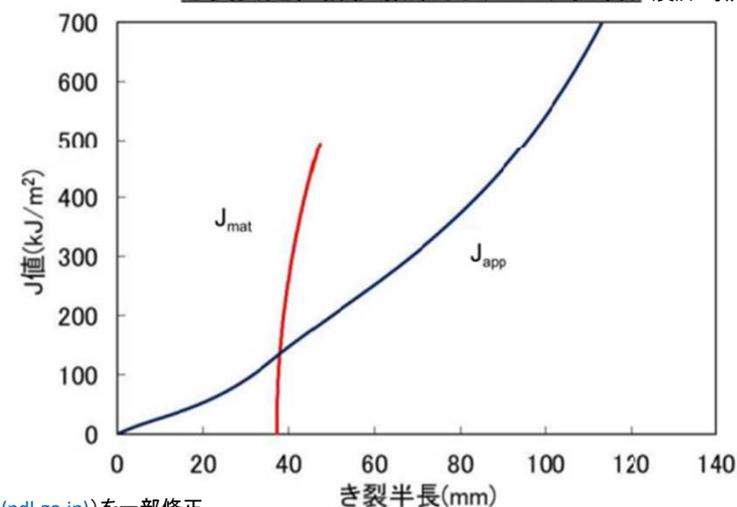
SG入口50° エルボ (板厚= 77.8mm)

	き裂深さ (mm)	き裂長さ (mm)	備考
初期	$a_0=15.56$	$2c_0=77.80$	—
60年後	$a=18.00$	$2c=79.72$	$\Delta a=2.44\text{mm}$ $2\Delta c=1.92\text{mm}$

### 不安定破壊評価

- ◆ 評価対象部位の熱時効後の材料の破壊抵抗値 ( $J_{mat}$ ) を予測モデルを用いて評価
- ◆ 通常運転状態の荷重や地震荷重から破壊力 ( $J_{app}$ ) を算出
- ◆ この両者を比較し、破壊力と破壊抵抗値の交点において、破壊抵抗値の傾きが破壊力の傾きを上回っていることから不安定破壊に至らないと評価

き裂安定性評価結果 (ホットレグ直管) (美浜3号炉の例)





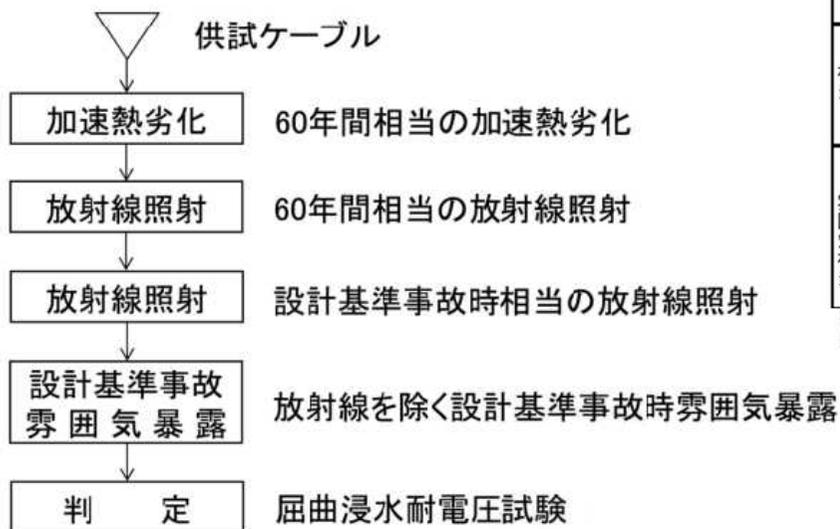
# 劣化状況評価 ⑤「電気・計装設備の絶縁低下」(1)

電気・計装設備は使用環境や設計基準事故、重大事故時の熱・放射線により絶縁性能が低下する可能性がある

## <主な要求事項>

設計基準事故及び重大事故等で機能が要求される電気・計装設備は、健全性試験による評価の結果、有意な絶縁低下が生じないこと

### ケーブルの長期健全性試験手順(電気学会推奨案)



(美浜3号炉の例)

### 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 又は 設計基準事故時の環境条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 重大事故等時の環境条件
相当 通常 運転	温度	140°C-9日	107°C-9日 (=53°C※1-60年)	
	放射線 (集積線量)	500kGy(7.3kGy/h以下)	206kGy※2	
相当 事故 時 雰囲気	放射線 (集積線量)	1500kGy(7.3kGy/h以下)	607kGy	500kGy
	温度	最高温度:190°C	最高温度:約122°C	最高温度:約138°C
	圧力	最高圧力:0.41MPa[gage]	最高圧力:約0.26MPa[gage]	最高圧力:約0.305MPa[gage]

※1:原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約41°C)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。

※2:0.39[Gy/h]×(24×365.25)[h/y]×60[y]=206kGy

### 難燃PHケーブルの長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径 :11.5mm マンドレル径 :400mm 絶縁厚さ:0.8mm 課電電圧:2.6kV/5分間	良

## <主な確認結果>

健全性評価の結果、電気計装設備は運転開始後60年まで、有意な絶縁低下が発生しないと評価されたこと

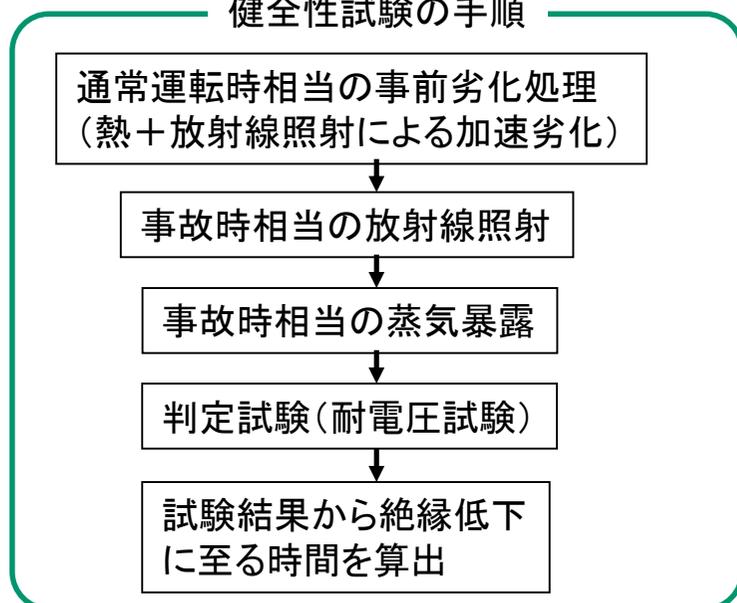


## 劣化状況評価 ⑤「電気・計装設備の絶縁低下」(2)

- IEEEの規格を根幹にした電気学会技術報告(電気学会推奨案)及び原子力安全基盤機構が取りまとめたケーブル経年劣化評価ガイド(ACAガイド)に基づき評価を実施  
⇒ 60年以上の健全性を確認(評価結果を実布設環境に換算)

(注)60年以上の健全性を確認できない場合(高浜1、2等)は、長期健全性評価結果の評価期間に至る前に当該ケーブルを取替えを実施することを長期施設管理方針として定めている。

### 健全性試験の手順



放射線源(コバルト60の線源を配置)



恒温槽内部



健全性試験の実施状況例(熱+放射線照射)

### ACA試験条件での長期健全性試験条件(難燃PHケーブル)

表 3.2.3 難燃PHケーブルの長期健全性試験条件 (ACA 試験条件: 最大事前劣化条件)

		試験条件
通常運転相当	温度 放射線	100°C-94.8Gy/h-4003h
設計基準事故 相当	放射線(集積線量)	1500kGy (10kGy/h以下)
	温度	最高温度: 190°C
	圧力	最高圧力: 0.41MPa[gage]

### 実敷設環境での長期健全性評価結果(難燃PHケーブル)

(美浜3号炉の例)

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]*1
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	31	0.3882	<b>75</b>
加圧器室上部	51	0.0016	<b>90</b>
通路部	41	0.0014	<b>78*2</b>
MS区画*3	40	0.0013	<b>200</b>

\*1: 時間稼働率100%での評価期間

\*2: ケーブルトレイの温度上昇値を考慮して評価している

\*3: 主蒸気配管・主給水配管中間建屋区画及び主蒸気配管ディーゼル建屋区画

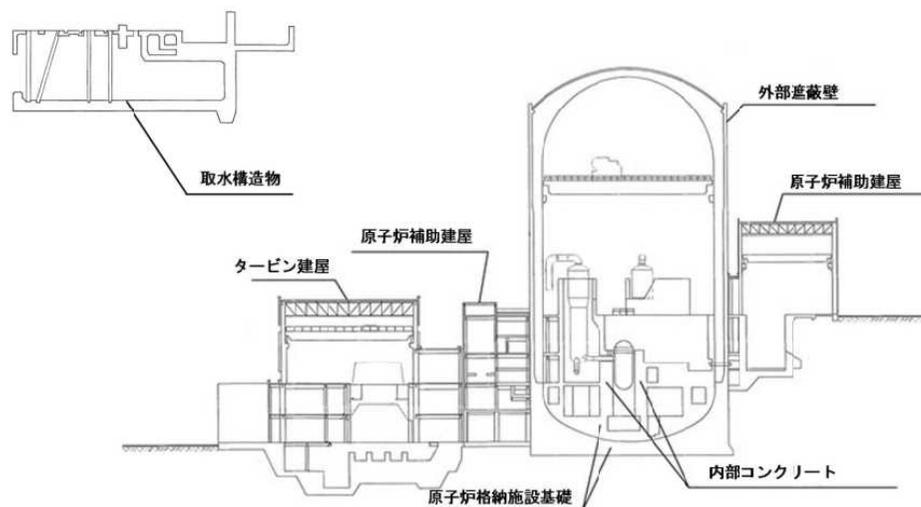


## 劣化状況評価 ⑥「コンクリート構造物の強度低下」(1)

コンクリートは、「熱」、「放射線」、「中性化」、「塩分浸透」、「機械振動」、「アルカリ骨材反応」、「凍結融解」等の経年劣化事象により、強度が低下する可能性がある

### <主な要求事項>

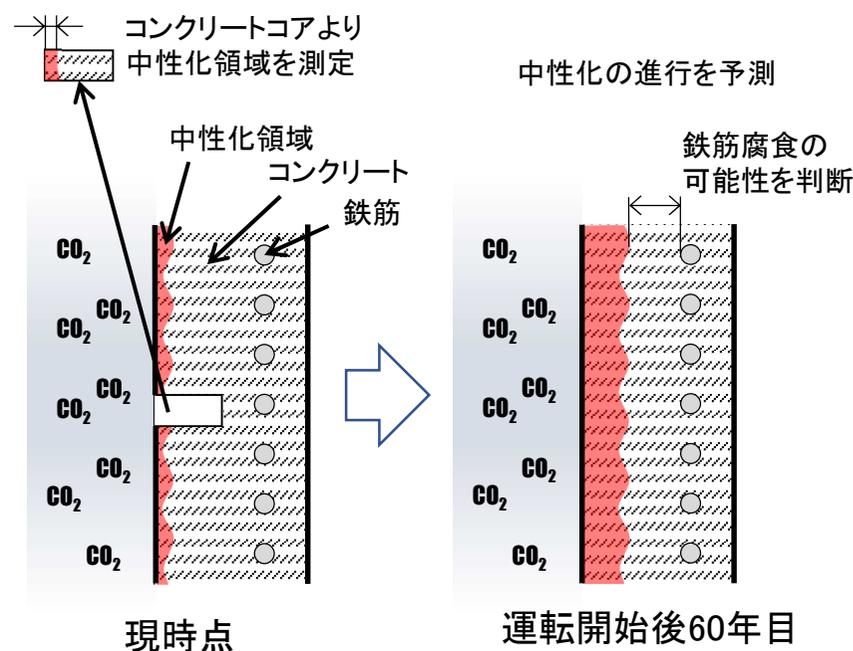
コンクリート構造物の強度は、経年劣化事象の進行により設計強度を下回ることがないこと



代表構造物の概要

評価対象のコンクリート構造物

### 評価の一例：中性化による強度低下



### <主な確認結果>

評価の結果、コンクリートの中性化深さは運転開始後60年目においても、鉄筋が腐食し始める深さにならなかったこと

また、中性化以外の劣化事象について特別点検の結果を踏まえ評価を行った結果、コンクリート構造物の強度は経年劣化事象の進行により設計強度を下回らなかったこと



# 劣化状況評価 ⑥「コンクリート構造物の強度低下」(2)

## 【中性化の評価】

- 中性化速度式(特別点検による中性化深さの実測値、空気環境値などを入力)により、運転開始後60年経過時点の中性化深さ(最大中性化深さ推定値)を算出し、鉄筋が腐食し始める中性化深さと比較

⇒運転開始後60年経過時点における中性化深さが最大となる評価点において、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認

運転開始後60年後時点と鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの比較(美浜3号炉の例)

	中性化深さ(cm)			鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ※2 (cm)	判定	備考(強度試験結果)	
	測定値(調査時点の運転開始後経過年)	推定値※1				平均圧縮強度(N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
		調査時点※2(中性化速度式)	運転開始後60年経過時点(中性化速度式)				
内部コンクリート(上部)	0.5(38年)	4.3(森永式)	5.3(森永式)	6.0	OK	-	-
原子炉補助建屋(基礎マット)	4.3(38年)	3.1(岸谷式)	5.3(√t式)	10.0	OK	19.0	≥ 17.7
取水構造物(気中帯)	0.1(38年)	2.0(岸谷式)	2.5(岸谷式)	8.55	OK	32.0	≥ 23.5

※1: 岸谷式、森永式及び実測値に基づく√t式による評価結果のうち最大値を記載  
 ※2: 屋内(外部遮蔽壁、原子炉補助建屋)はかぶり厚さに2cmを加えた値、屋外(取水構造物)はかぶり厚さの値

また、中性化の評価点の一部の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ことを確認

## 【中性化深さの推定式】

①岸谷式※1

$$t = \frac{0.3(1.15+3 \cdot w/c)}{R^2(w/c-0.25)^2} \cdot C^2 \quad (w/c \geq 0.6)$$

$$t = \frac{7.2}{R^2(4.6 \cdot w/c - 1.76)^2} \cdot C^2 \quad (w/c < 0.6)$$

②森永式※2

$$X = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022T) \cdot (4.6 \cdot w/c / 100 - 1.76) \cdot \sqrt{t} \quad (w/c \leq 60)$$

$$X = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022T) \cdot \frac{4.9 \cdot (w/c / 100 - 0.25)}{1.15 \cdot 3.0 \cdot w/c} \cdot \sqrt{t} \quad (w/c > 60)$$

X : 中性化深さ(mm)  
 T : 温度(°C)  
 t : 材齢(日)  
 C : 炭酸ガス濃度(%)  
 RH : 湿度(%)  
 w/c : 水セメント比(%)  
 R : 中性化比率

t : 期間(年)  
 w/c : 水セメント比  
 C : 中性化深さ(cm)  
 R : 中性化比率、R=α・β・γ  
 α : 劣化外力の区分による係数  
 β : 仕上げ材による係数  
 γ : セメントによる係数

③√t式※3

$$C = A \cdot \sqrt{t}$$

C : 中性化深さ(mm)  
 t : 材齢(年)  
 A : 中性化速度係数

※1: 日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説」(1991) 参照  
 ※2: 森永繁「鉄筋の腐食減量速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究-東京大学学位論文(1986)」参照  
 ※3: 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2013) 参照



# 劣化状況評価 ⑥「コンクリート構造物の強度低下」(3)

## 【塩分浸透の評価】

- 特別点検の塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、拡散方程式等を用いて、運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量を算出、また、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を算出し、両者を比較

⇒運転開始後60年経過時点における鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることを確認

運転開始後60年経過時点とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較 (美浜3号炉の例)

	調査時期 (運転開始後経過年数)	鉄筋位置での 塩化物イオン 濃度及び量  上段(%) 下段(kg/m <sup>3</sup> )	鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )			判定	備考 (強度試験結果)	
			調査時点	運転開始後 60年経過時 点	かぶりコンク リートにひび 割れが発生 する時点		平均圧縮 強度 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準 強度 (N/mm <sup>2</sup> )
取水構造物 (気中帯)	2015年 (38年)	0.10 (2.50)	4.8	10.4	90.1	OK	—	—
取水構造物 (干満帯)	2015年 (38年)	0.01 (0.21)	0.0	0.0	90.1	OK	32.4	≥ 23.5
取水構造物 (海中帯)	2015年 (38年)	0.24 (5.87)	3.9	10.4	90.1	OK	28.7	≥ 23.5

また、塩分浸透の評価点の一部の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ことを確認

## 【塩分浸透の推定】

- 拡散方程式によりコンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測
- 森永式によりコンクリートにひび割れが発生する腐食減量を予測することで、鉄筋の腐食減量の評価を実施

拡散方程式

$$C = C_0 \cdot \left[ 1 - \operatorname{erf} \left( \frac{x}{2 \cdot \sqrt{D \cdot t}} \right) \right]$$

$C$ : 鉄筋位置における塩化物イオン量(kg/m<sup>3</sup>)  
 $C_0$ : コンクリート表面の塩化物イオン量(kg/m<sup>3</sup>)  
 $\operatorname{erf}$ : 誤差関数

$$\operatorname{erf}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-t^2} dt$$

$x$ : かぶり厚さ(mm)  
 $D$ : コンクリート中の塩化物イオンの見かけの拡散係数(m<sup>2</sup>/年)  
 $t$ : 経年(年)

森永式

$$q = q_1 \cdot \frac{q_2}{q_2'}$$

$$q_1 = \frac{d}{e^2} \left[ -0.51 - 7.60N + 44.97(W/C)^2 + 67.95N(W/C)^2 \right]$$

$$q_2 = 2.59 - 0.05T - 6.89H - 22.87O - 0.99N + 0.14TH + 0.51TO + 0.07N + 60.8HO + 3.36IN + 7.32ON$$

$$q_2' = 0.56528 + 1.4304 N$$

$q$ : 鉄筋の腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_1$ : 塩分環境下での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_2$ : 寿命予測対象部位で、塩分環境下での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $q_2'$ : 寿命予測対象部位で、標準環境下(温度15℃、湿度69%、酸素濃度20%)での腐食速度(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $Q_{CR}$ : かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量(×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>/年)  
 $d$ : 鉄筋径(mm)  
 $e$ : かぶり厚さ(mm)  
 $N$ : 練り混ぜ水の塩分濃度(%)  
 $W/C$ : 水セメント比(比)  
 $T$ : 温度(℃)  
 $H$ : 湿度に関する項  $H = (RH - 45) / 100$   
 $RH$ : 相対湿度(%)  
 $O$ : 酸素濃度(比)



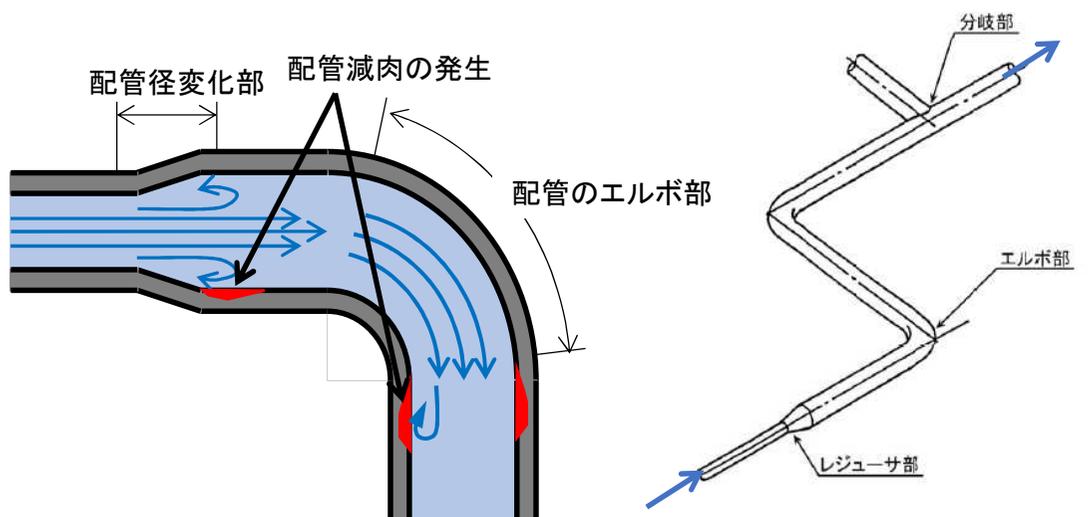
# 劣化状況評価 ⑦「耐震安全性評価」

## ＜主な要求事項＞

- ・これまでに評価した各種経年劣化事象を考慮した耐震評価の結果、耐震上の設計許容値を下回ること
- ・弁やポンプなど動的機能が要求される機器に対して、劣化を考慮しても、地震時に確認済み加速度以下であること
- ・劣化を考慮した燃料集合体の耐震評価の結果、相対変位と制御棒挿入時間が規定範囲にあること

## 評価の一例：流れ加速型腐食

- ・炭素鋼配管のエルボ部、配管径変化部等の内部の流体が偏流する部位で、流速、温度条件等により配管の腐食が発生する。



【流れ加速型腐食が想定される代表的な部位】

## 【主給水配管での評価例（美浜3号炉の例）】

周方向 および軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉したと仮定して、耐震評価を実施

表3.5-21 (1/2) 美浜3号炉 配管の腐食に対する評価結果  
(主給水系統配管)

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比*1		
			一次	一次+二次	
主給水系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	S	S d	0.86	0.58
			S s	0.80	1.30
		C	0.59	—	

\*1：応力比＝地震時応力／許容応力

表3.5-21 (2/2) 美浜3号炉 配管の腐食に対する評価結果  
(主給水系統配管)

評価部位	耐震重要度	疲労累積係数 (許容値1以下)
		地震時
主給水系統配管	S	0.575

出典：美浜発電所の運転期間延長認可申請書(3号発電用原子炉施設の運転の期間延長)の補正申請(000163155.pdf (ndl.go.jp))

## ＜主な確認結果＞

評価の結果、流れ加速型腐食を考慮しても、耐震上の許容応力を下回ること、それ以外の耐震安全性評価項目についても、要求事項を満足したこと



# 劣化状況評価 ⑦「耐津波安全性評価」

## <主な要求事項>

経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価し、健全性を確保すること

### 美浜発電所の耐津波安全性評価対象設備



### 美浜発電所の耐津波安全性評価結果

津波の影響を受ける 浸水防護施設		想定される劣化事象				備考
		強度低下 (コンクリート)	鉄骨の腐食 による強度 低下	支持構造物 基礎ボルト の腐食	樹脂劣化 (基礎ボルト)	
浸水防止 設備	鉄骨構造物	海水ポンプエリア止水壁	—	■	—	—
		取水構造物(浸水防止蓋)	—	—	—	—
		水密扉	—	■	—	—
津波防護 施設	コンクリート構 造物	防潮堤(コンクリート部)	—	—	—	—
	鉄骨構造物	防潮堤(鉄骨部)	—	■	—	—
		屋外排水路逆流防止設備	—	—	—	—
津波監視 設備	プロセス計測 制御設備	潮位計(海水ポンプ室)	—	—	■ (支持構造物)	—

\* 凡例  
 ◎: 将来にわたって起こることが否定できず、構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できない事象  
 ■: 将来にわたって起こることが否定できないが、構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できるもの  
 —: 経年劣化事象が想定されないもの及び今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの

### (評価例)

鉄骨構造物の腐食については、日常劣化管理事象であり、耐津波安全評価として組み合わせたととしても、その劣化の影響は構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できるものと評価

出典: 第403回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合(平成28年09月20日)資料1-2-1(000164173.pdf (ndl.go.jp))

## <主な確認結果>

日常的な点検を実施し、施設の健全性を確保することにより、津波が発生した場合においても浸水防護施設が機能すること



# 保守管理に関する方針

## <主な要求事項>

原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、要求事項に適合しない場合には、延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、要求事項に適合すること。

(高浜1号炉の例)

No.	保守管理に関する方針	実施時期 <sup>※2</sup>
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。  *：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等の措置を実施する。  *：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」	中長期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1：No. 4については、平成23年1月から平成30年3月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※2：実施時期における、平成26年11月14日からの5年間を「短期」、平成26年11月14日からの10年間を「中長期」、平成26年11月14日からの20年間を「長期」とする。

出典：高浜発電所の運転期間延長認可申請書(1号発電用原子炉施設の運転の期間延長)の補正申請(000148930.pdf (ndl.go.jp))

(東海第二の例)

No.	保守管理に関する方針	実施時期 <sup>※2</sup>
1	原子炉压力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案*及びACAガイド**に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。  *：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐燃焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第II-139号 1982年11月）」 **：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」	長期
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323***に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。  ***：IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	長期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期
5	炭素鋼配管****の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後60年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの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。  ****：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管	中長期

※1：No. 4については、平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※2：実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。

出典：東海第二発電所の運転期間延長認可申請の一部補正(000250026.pdf (ndl.go.jp))



## (参考) 米国における認可再更新申請の環境影響評価

### 背景

- 環境団体の異議申立てに対して、NRCは認可再更新(SLR)の国家環境政策法(NEPA)に関する3つの命令 (CLI-22-02,03,04)等を発行。現状の一般環境影響声明書(GEIS)は、認可再更新を扱っていないと判断。
- 当該命令等を踏まえ、これまでは認可再更新の際は1回目の認可更新時と同じGEISで良いとされていたが、既存のGEISは不十分とし、GEISを更新することとした(10 CFR 51.53 及び NUREG-1437 の改正が必要)。

### 主な改正内容

- 10 CFR 51.53 (c)(3)  
*For those applicants seeking a ~~an initial~~ renewed license and holding an operating license, construction permit, or combined license as of June 30, 1995, the environmental report shall include the information required in paragraph (c)(2) of this section subject to the following conditions and considerations:*  
(和訳)  
最初の認可更新を求める申請者で、1995年6月30日時点で運転認可、建設許可、または一括認可(COL)を有するものについては、以下の条件及び考慮事項に基づいて、本節(c)(2)で求められる情報を環境報告書に含めるものとする。
- NUREG-1437  
最新の知見を踏まえて内容を更新 (「温室効果ガスの気候変動への影響」、その他形式的な修正)

### NRCの対応状況

- 既に承認したTurkey Pont 3/4、Peach Bottom 2/3の再更新認可は保留とし、更新したGEISを承認した後に、新しいGEISに基づき、再更新認可を復活できることとした。
- 2023年1月23日、NRCは10 CFR 51の改定規則案(SECY-22-0109)、GEISの改正案(NUREG-1437 Draft Revision2)を承認。両方について、今後、公衆意見募集を実施予定。