

#### <耐震・耐津波安全性評価の目的>

経年劣化事象による影響として、機器・構造物の**構造強度に対する影響及び振動特性に対する影響**が懸念される。そのため、**60年時点の経年劣化を考慮しても耐震・耐津波性に問題ないことを確認**する。

#### ○耐震安全性評価

- ・機器の耐震クラス, 機器に作用する地震力の算定
- ・**耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出(動的機能維持及び制御棒挿入性に係るものを含む)**
- ・**構造強度評価**(地震荷重と機器内圧等他の荷重の組合せ)
- ・**振動特性評価**(固有振動数への影響)

#### ○耐津波安全性評価

- ・機器の入力津波高さの算定
- ・**耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出**
- ・**構造強度評価**(津波時の波力等による応力)

#### <評価対象>

#### ○耐震安全性評価

劣化状況評価の評価対象機器と同じ。【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価－評価対象」参照】

#### ○耐津波安全性評価

劣化状況評価の評価対象機器のうち浸水防護施設で、**津波による浸水高, 又は波力等による影響を受けると考えられるもの**。【補足説明資料「2.9 耐津波安全性評価－評価対象」参照】

### 3.9 耐震安全性評価－評価用地震力



#### ○評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて以下のとおり選定する。

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 $S_S^{*1}$ により定まる地震力(以下, $S_S$ 地震力という)
	弾性設計用地震動 $S_d^{*2}$ により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方 $^{*3}$ (以下, 「弾性設計用地震力」という)
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 $^{*4,*5}$
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 $^{*5}$

- \*1:「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)」に基づき策定した, 応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動( $S_S$ -D1), 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動( $S_S$ -11~14,  $S_S$ -21,22)及び震源を特定せず策定する基準地震動( $S_S$ -31)。
- \*2:弾性設計用地震動 $S_d$ の応答スペクトルは, 基準地震動 $S_S$ の応答スペクトルに, それぞれ係数0.5を乗じて設定している。
- \*3: $S_S$ 地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち, 許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。  
また, 許容値が異なり $S_S$ 地震力が弾性設計用地震力より大きく,  $S_S$ 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は, 弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- \*4:支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては, 弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力の1/2についても考慮する。
- \*5:耐震Sクラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震Bクラス及び耐震Cクラスの評価用地震力は $S_S$ 地震力を適用する。



### 3.9 耐震安全性評価－評価用地震動



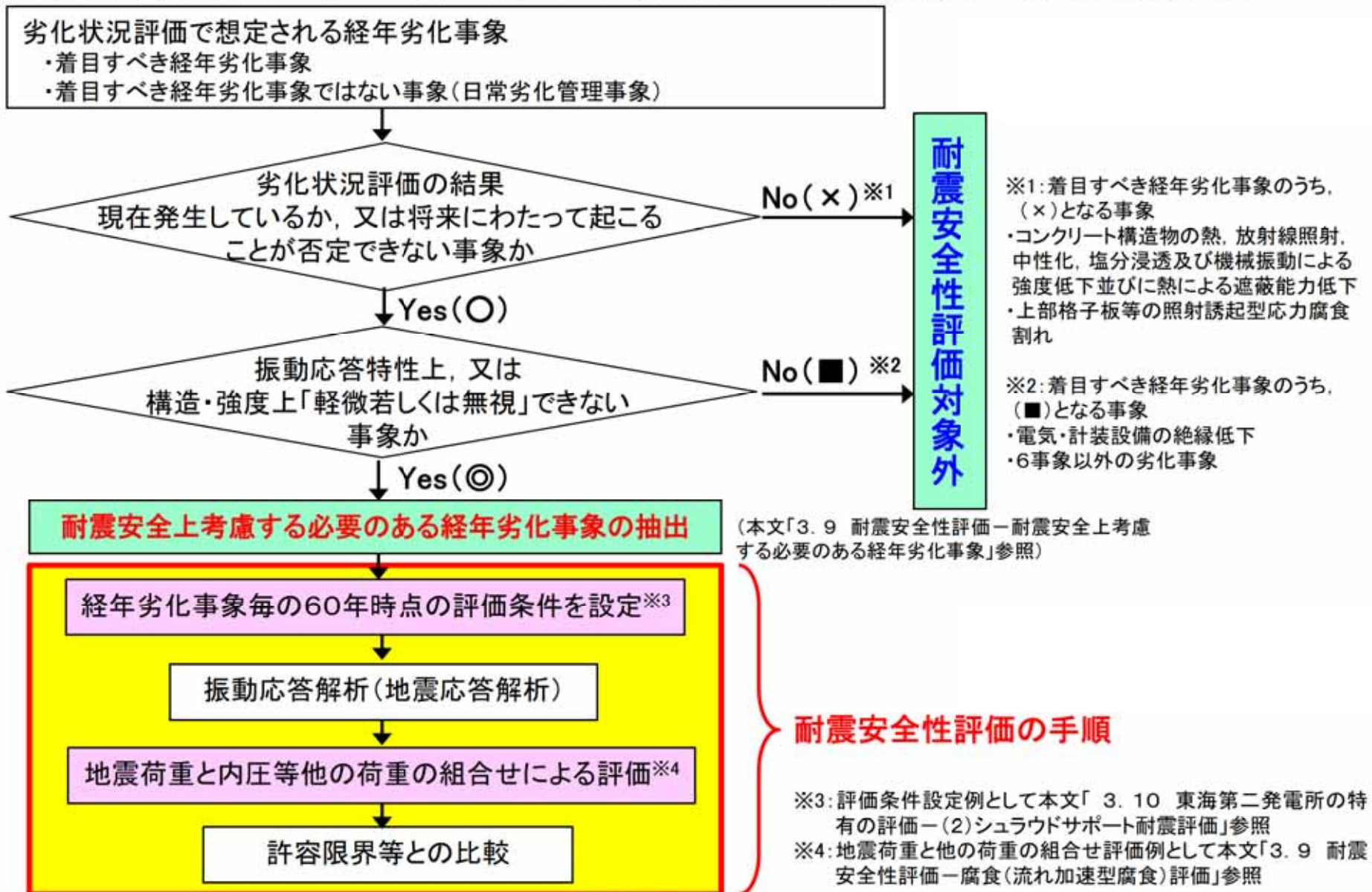
#### ○評価用地震動

耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可(平成30年9月)にて設定されている**基準地震動を用いて評価を実施**する。

項目		内容
基準地震動 S <sub>S</sub> 策定に考 慮した地震	模擬地震波(S <sub>S</sub> -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動
	内陸地殻内地震(S <sub>S</sub> -11~14)	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震
	プレート間地震(S <sub>S</sub> -21~22)	2011年東北地方太平洋沖型地震
	震源を特定せず策定する地震動 (S <sub>S</sub> -31)	2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震
地震動の最大 加速度	S <sub>S</sub> -D1	水平(NS・EW)870 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 560 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -11	水平(NS)717 cm/s <sup>2</sup> (EW)619 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 579 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -12	水平(NS)871 cm/s <sup>2</sup> (EW)626 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 602 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -13	水平(NS)903 cm/s <sup>2</sup> (EW)617 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 599 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -14	水平(NS)586 cm/s <sup>2</sup> (EW)482 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 451 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -21	水平(NS)901 cm/s <sup>2</sup> (EW)887 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 620 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -22	水平(NS)1009 cm/s <sup>2</sup> (EW)874 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 736 cm/s <sup>2</sup>
	S <sub>S</sub> -31	水平(NS・EW)610 cm/s <sup>2</sup> , 鉛直 280 cm/s <sup>2</sup>

### 3.9 耐震安全性評価－経年劣化事象の抽出及び耐震安全性評価の手順

#### ○耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出及び耐震安全性評価の手順





### 3.9 耐震安全性評価－耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を下表に示す。

評価対象 機器・構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象						
	低サイクル 疲労	中性子 照射脆化	照射誘起 型応力腐 食割れ	熱時効	応力腐 食割れ	腐食	
						流れ加速 型腐食	全面腐食
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎
熱交換器	—	—	—	—	—	◎	◎
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎
弁	◎	—	—	◎	—	◎※1	—
炉内構造物	◎	—	◎	—	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎
機械設備	—	—	◎※2	—	◎	◎	◎
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎

◎:「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」、且つ振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象

—: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、又は小さい事象

※1:動的機能維持 ※2:制御棒挿入性

### 3.9 耐震安全性評価—具体的な評価を実施する代表機器の選定

#### ○具体的な評価を実施する代表機器の選定(1/2)

(1)耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ごとに評価結果が厳しいことが想定される代表機器を選定。

経年劣化事象	具体的な評価を実施する代表機器	代表機器選定の考え方
低サイクル疲労	低サイクル疲労評価機器	全て実施(「3.6 東海第二発電所の特有の評価」で耐震Sクラス機器への東北地方太平洋沖地震の影響を踏まえた追加評価を説明)
中性子照射脆化	原子炉圧力容器胴	全て実施※1 ※1: JEAC4206-2007に基づき地震による発生応力が非常に小さいとされる低圧注水ノズル(コーナー部)を除外
照射誘起型応力腐食割れ	炉心シュラウド中間胴	全て実施※2 ※2: ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部、溶接による残留引張応力がない胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)は除外
熱時効	原子炉再循環ポンプのケーシング、原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器
応力腐食割れ	シュラウドサポート	シュラウドサポート溶接部(H7, V8)にひび割れが確認され、ひび割れを考慮した状態でき裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する機器(「3.6 東海第二発電所の特有の評価」で説明)
腐食(全面腐食)	ステンレス鋼以外の機器付基礎ボルト	全て実施
腐食(流れ加速型腐食)	炭素鋼配管	全て実施



### 3.9 耐震安全性評価－具体的な評価を実施する代表機器の選定

#### ○具体的な評価を実施する代表機器の選定(2/2)

(2) 要求される安全機能ごとに評価結果が厳しいことが想定される代表機器を選定。

安全機能	具体的な評価を実施する代表機器	代表機器選定の考え方
動的機能維持	弁	全て実施
	弁以外(ポンプ, タービン設備, 計測制御設備, 空調設備, 機械設備, 電源設備)	全て実施(腐食(全面腐食)の評価に合わせて実施) なお, 弁以外については腐食(流れ加速型腐食)が想定される配管系に接続されていない
制御棒挿入性	制御棒, 炉内構造物, 燃料集合体	全て実施

### 3. 9 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価

#### ○目的

低サイクル疲労評価では、原子炉冷却材圧力バウンダリ内の機器・構造物について、プラント運転・停止等での熱膨張で発生する応力の繰返し回数(疲労累積係数)を評価し健全であることを確認している。

その評価に加え、地震で発生する応力による疲労累積係数を足し合せても、耐震安全性上健全であることを確認する。

#### (a) 評価内容

低サイクル疲労評価の対象機器全てについて、低サイクル疲労評価と地震動の影響を考慮した評価の合計値が許容値を下回ることを確認する。

#### (b) 評価結果

地震動の影響が最も大きい原子炉系(蒸気)配管を評価例として以下に示す。合計値が許容値1を下回ることから、耐震安全性上問題ないと評価した。評価対象全ての評価は補足説明資料「2. 9 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)」に示す。

評価結果(地震動の影響が最も大きい原子炉系(蒸気部)配管を例示)

機器	低サイクル疲労評価	地震動の影響を考慮した評価		①+② 合計値	許容値
	①60年時点の疲労累積係数	②地震動による疲労累積係数(基準地震動 $S_s$ )			
原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	+	0.6558	= 0.7411	< 1

低サイクル疲労評価

①60年時点の疲労累積係数

+

地震動の影響を考慮した評価

②地震動による疲労累積係数(基準地震動 $S_s$ )



許容値を下回ることを確認

低サイクル疲労評価を考慮した耐震安全性評価の概念



### 3.9 耐震安全性評価—中性子照射脆化評価

#### ○目的

中性子照射脆化評価では、原子炉压力容器の脆性破壊が起こらないよう、破壊靱性値の評価（高温側は上部棚吸収エネルギー評価、低温側は最低使用温度評価）を実施している。その評価に加え、地震で発生する応力を考慮しても、材料の許容限界に至ることなく健全であることを確認する。

#### (a) 評価内容

規格※<sup>1</sup>に基づき板厚の1/4深さの仮想欠陥を想定※<sup>2</sup>し、静的平面ひずみ破壊靱性値( $K_{IC}$ )と、基準地震動 $S_s$ の荷重を考慮した応力拡大係数( $K_I$ )を算出した上で $K_{IC}$ 下限包絡曲線と $K_I$ 曲線を比較し、 $K_{IC} > K_I$ となることを確認する。ここで、 $K_{IC} > K_I$ であれば脆性破壊には至らない。

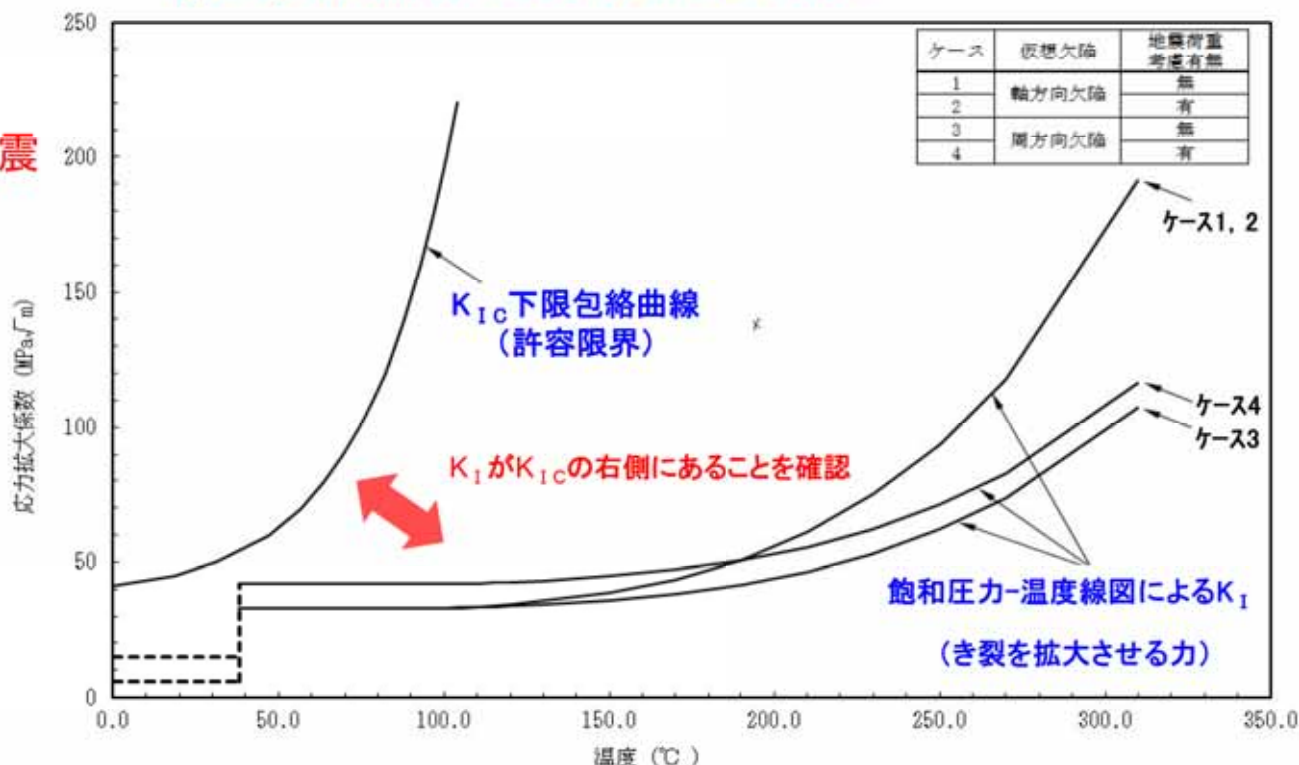
#### (b) 評価結果

$K_{IC} > K_I$ となることから、耐震安全性上問題ないと評価した。

※<sup>1</sup>: 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 (JEAC4206-2007)

※<sup>2</sup>:  $K_I$ 算出にあたり「①内圧による応力」、「②地震荷重による応力」及び「③熱応力」を考慮。ここで、①は周方向応力かつ温度上昇に伴い大きくなり、炉心臨界時には支配的となる。一方、②は軸方向応力であるため、①と作用する方向が異なり、胴の断面係数が大きいことから、①に比して影響は非常に小さくなる。③は容器内外面の温度差で発生する応力であり、欠陥方向に依らない。

本評価では、これら応力の影響を明示するために4ケース(仮想欠陥方向と地震荷重考慮の組合せ)を記載した。



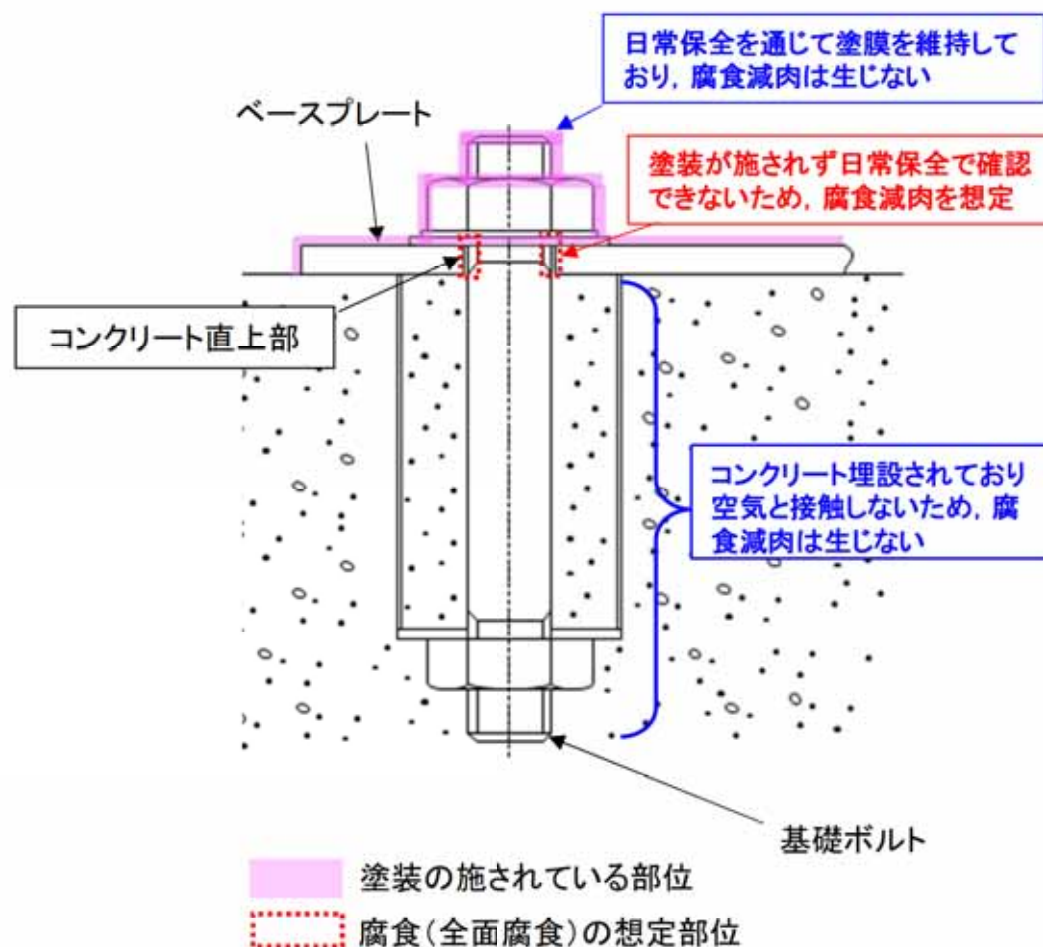
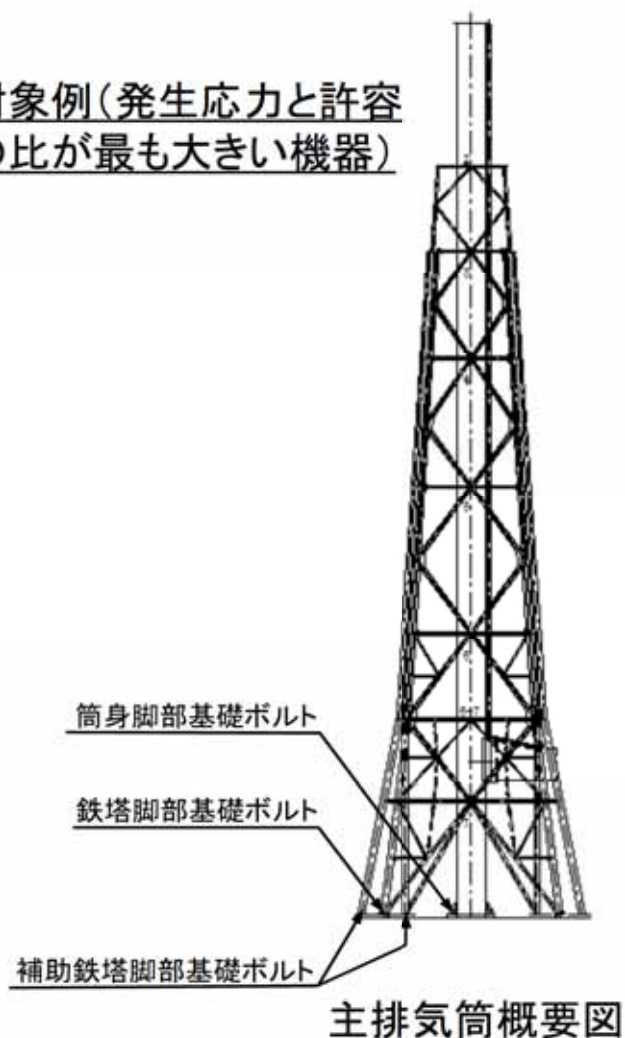
$K_{IC}$ 下限包絡曲線と $K_I$ 曲線(原子炉压力容器胴:炉心臨界時)  
高経年化-81

### 3.9 耐震安全性評価－腐食(全面腐食)評価(1/2)

#### ○目的

機器を確実に固定している基礎ボルトに腐食(全面腐食)による減肉が発生した場合、地震発生時に機器を固定できず機器の損傷に至る可能性がある。そのため、基礎ボルトに腐食減肉を仮定した上で、地震で発生する応力を考慮しても、材料の許容限界に至ることなく健全であることを確認する。

評価対象例(発生応力と許容応力の比が最も大きい機器)



基礎ボルト概要図



### 3.9 耐震安全性評価－腐食(全面腐食)評価(2/2)



#### <機器付基礎ボルトの腐食(全面腐食)>

##### (a) 評価内容

60年時点での腐食代を、**東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果※1**から、**保守的に全周0.3mmと仮定**して地震時の発生応力を算出し、**許容応力を下回ることを確認**する。

※1: 東海第二発電所に隣接し、環境条件が同じである東海発電所の調査結果の中で、最も腐食代が大きい屋外設置機器の腐食代(0.222mm)に基づき、保守的な0.3mmを適用した。【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価－腐食(全面腐食)評価」参照】

##### (b) 評価結果

**ステンレス鋼以外の全ての基礎ボルトについて、地震時の発生応力が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないと評価した。**

**評価結果** (発生応力と許容応力の比が最大の機器の主排気筒と発生応力が最大の機器の残留熱除去系熱交換器を例示)

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力(MPa)	許容応力(MPa)
主排気筒※2	C※3	引張	257	< 324
		せん断	12	< 187
残留熱除去系熱交換器	S, 重※4	引張	344	< 475
		せん断	85	< 366

※2: 筒身脚部、鉄塔脚部及び補助鉄塔脚部の基礎ボルトを評価した結果、最も大きい結果を示す筒身脚部基礎ボルトの評価値

※3: 非常用ガス処理系排気筒(耐震Sクラス)を支持しており、耐震Sクラス機器の間接支持構造物に該当するため、基準地震動  $S_s$  を考慮した状態での機能維持が要求される

※4: 耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

**地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性上問題ないと評価した。**

### 3.9 耐震安全性評価—腐食(流れ加速型腐食)評価(1/3)

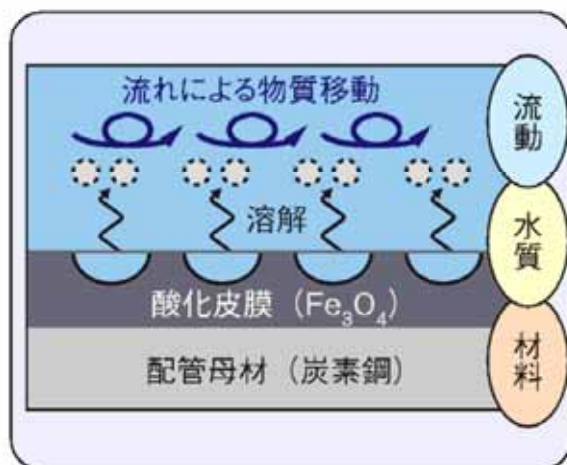
#### <炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)>

#### ○目的

流れ加速型腐食(以下、「FAC」という)は、**炭素鋼※<sup>1</sup>配管金属の化学的腐食が水の流れによって加速する減肉現象**であり、FACが発生した場合、**設計時からの構造強度及び振動応答特性の変化が懸念される。**

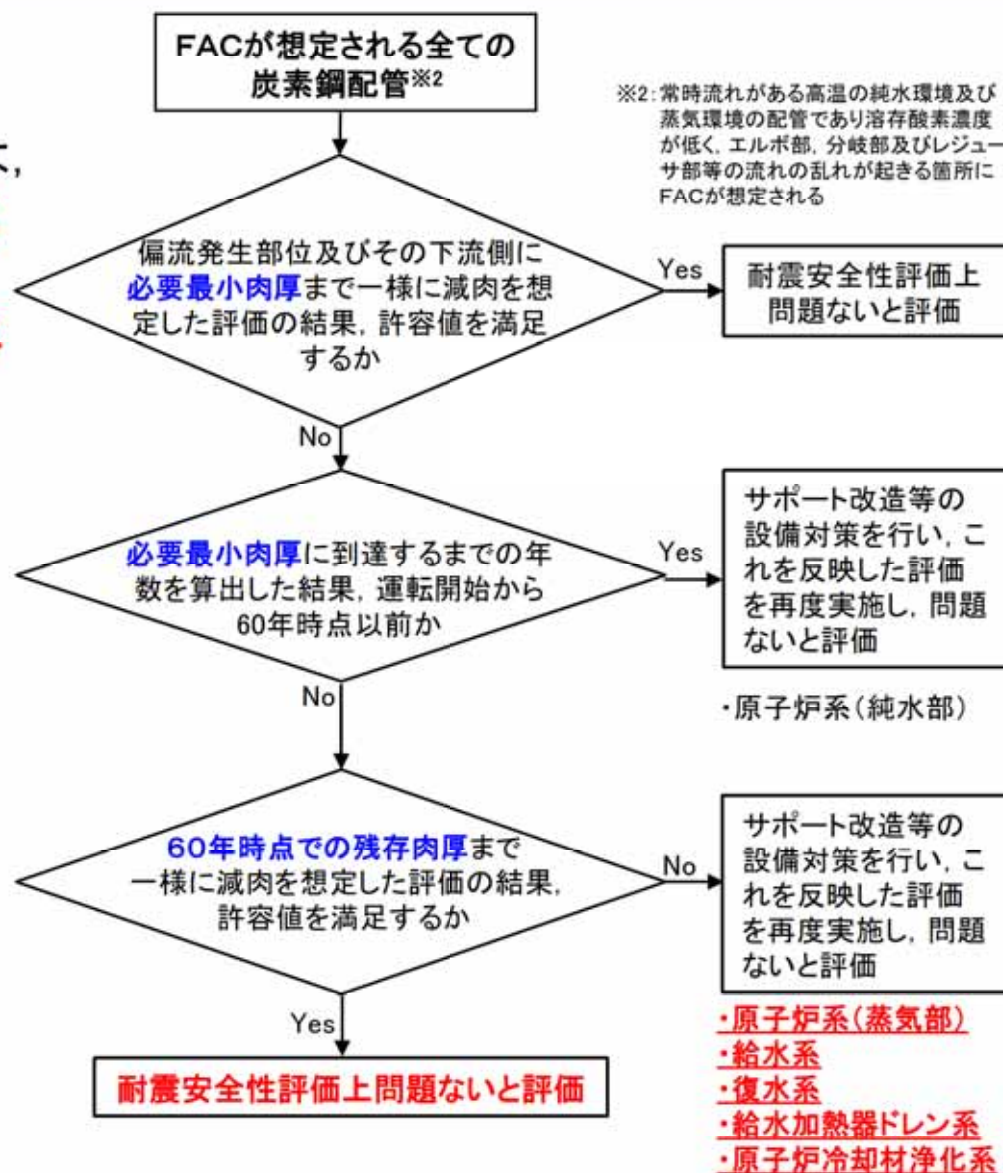
そのため、60年時点の減肉及び想定される地震動の影響を考慮しても健全であることを確認する。

※1:低合金鋼配管及びステンレス鋼配管は、炭素鋼配管に比して耐FAC性を有しているため対象外



FACによる減肉メカニズム

図の出典:電中研ニュース456 プラント配管の減肉トラブルの根絶を目指して 2009年5月、(財)電力中央研究所



※2:常時流れがある高温の純水環境及び蒸気環境の配管であり溶存酸素濃度が低く、エルボ部、分岐部及びレギュレータ部等の流れの乱れが起きる箇所にFACが想定される

FAC(配管)の耐震安全性評価フロー



### 3.9 耐震安全性評価—腐食(流れ加速型腐食)評価(2/3)



#### <配管の腐食(流れ加速型腐食)>

##### (a) 評価内容(続き)

保全活動の範囲内で発生する可能性のあるFACを考慮して、規格※1に基づいて以下の手順で発生応力、又は疲労累積係数を算出する。

- ①発生応力を算出
- ②発生応力と許容応力と比較し**発生応力<許容応力**を確認
- ③発生応力※2が許容応力を超えた場合、**疲労累積係数を算出し許容値1以下**を確認

##### (b) 評価結果

※1: 日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1984, 1987, 1991)

※2: 応力種別(一次応力+二次応力)における発生応力

**地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回る**ことから、**耐震安全性上問題ないと評価**した。評価対象全ての評価は補足説明資料「2.9 耐震安全性評価—腐食(流れ加速型腐食)評価」に示す。

評価結果(発生応力と許容応力の比が最大かつ疲労累積係数が最大の箇所をもつ原子炉系配管を例示)

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態※2	応力種別	①発生応力(MPa)		②許容応力(MPa)
						60年時点肉厚		
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	クラス1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	一次応力※3	291	<	364
					一次応力+二次応力※4	831 (③疲労累積係数:0.3256)	<	366 (疲労累積係数許容値:1以下)
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> S	一次応力※3	225	<	274
					一次応力+二次応力※4	556 (③疲労累積係数:0.3132)	<	366 (疲労累積係数許容値:1以下)

※2: 許容応力状態については【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価—腐食(流れ加速型腐食)評価」参照】

※3: 内圧等により配管の内壁に一樣に加わる荷重によって発生する応力(曲げ応力、膜応力)及び地震荷重による応力

※4: 配管の熱膨張の際に、支持金具で拘束されることで生じる応力(熱応力)

#### <配管の腐食(流れ加速型腐食)>

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

機器名	保守管理に関する方針
炭素鋼配管	<p>炭素鋼配管※の腐食(流れ加速型腐食)について，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。</p> <p>※：原子炉系(蒸気部)配管，給水系配管，復水系配管，給水加熱器ドレン配管，原子炉冷却材浄化系配管</p>



### 3.9 耐震安全性評価—動的機能維持評価



#### ○目的

地震時にプラントを速やかに停止するため、駆動源を有する動的機器である弁<sup>※1</sup>について 動的機能(確実に機器が作動すること)を維持する必要がある。そのため、**経年劣化事象を考慮しても地震時における動的機能が維持されていることを確認**する。

※1: 弁以外の機器については、基礎ボルトの腐食(全面腐食)による減肉を仮定した耐震安全性評価の結果、地震時の発生応力が許容応力を下回り、地震時の動的機能は維持されることを確認した。

(本文「3.9 耐震安全性評価—腐食(全面腐食)評価」及び補足説明資料「2.9 耐震安全性評価—動的機能維持評価」参照)

#### (a) 評価内容

規格<sup>※2</sup>に基づき、地震時の応答加速度を評価した結果が、**機能確認済加速度以下であることを確認**する。

※2: 日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1984, 1987, 1991)

#### (b) 評価結果

配管のFACの耐震評価範囲のうち、地震時に動的機能が要求される安全重要度が高い原子炉給水逆止弁を評価例として示す。地震時の応答加速度が**機能確認済加速度以下**であることから、**弁の動的機能が維持される**ことを確認した。評価対象全ての評価は補足説明資料「2.9 耐震安全性評価—動的機能維持評価」に示す。

評価結果(安全重要度が高い原子炉給水逆止弁を例示)

地震力		振動数 (Hz)	種別	原子炉給水逆止弁	
				応答加速度 (× 9.8m/s <sup>2</sup> )	機能確認済加速度 (× 9.8m/s <sup>2</sup> )
Ss	水平	50	参考: 工事計画での評価値	4.80	< 6.0
			評価値	<b>4.90</b>	< <b>6.0</b>
	参考: 工事計画での評価値		3.17	< 6.0	
	評価値		<b>3.27</b>	< <b>6.0</b>	
鉛直					

### 3.9 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価



#### ○目的

地震時にプラントを速やかに停止するため、原子炉内の核分裂を抑える役割を持つ**制御棒が速やかに挿入される必要がある**。そのため、経年劣化事象を考慮しても**地震時における制御棒挿入性が確保されていることを確認**する。

#### (a) 評価内容

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象を抽出して影響評価を行い、地震動Ss時の燃料集合体変位を評価※し、**規定値以下であることを確認**する。

※: 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準【補足説明資料「2.9 耐震・耐津波安全性評価－審査基準の要求事項」参照】

#### (b) 評価結果

評価対象機器における経年劣化事象を抽出し、制御棒挿入性への影響について評価した結果、**制御棒挿入性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象はないことを確認**した。

影響評価結果については補足説明資料「2.9 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価」に示す。

経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、**規定値以下であることを確認**した。

制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

	評価値		規定値
燃料集合体相対変位	16.8 mm	<	約40 mm



### 3.9 耐津波安全性評価－評価条件

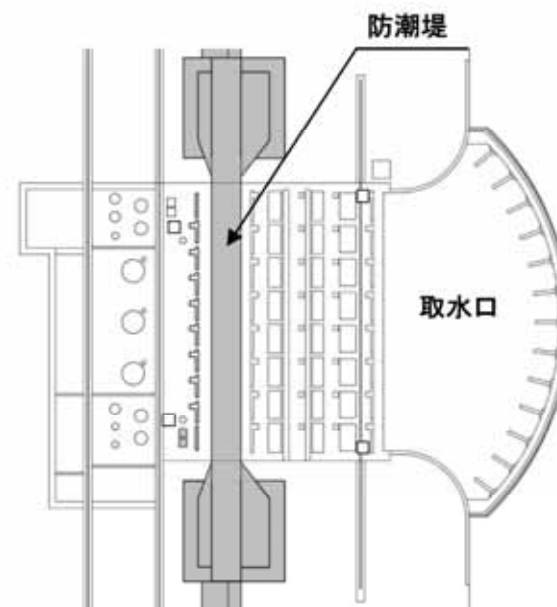
#### ○評価手法

耐津波安全性評価は、新規基準への適合に係る評価条件(基準津波高さ※1, 影響を受ける浸水防護施設等)を踏まえ、これに合わせた評価としている。

津波を受ける浸水防護施設に対し、**耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施している。**

※1:耐津波安全性評価は、浸水防護施設に想定される経年劣化事象を考慮して評価することとして、基準津波(T.P.+17.1m)に地盤沈下の有無や防波堤の有無を考慮した値(+0.6m)と、潮位のばらつきを考慮した値(+0.18m)を加えた入力津波(T.P.+17.9m)に基づく評価を行っている。

また、60年時点の浸水防護施設の健全性は現状保全で確保可能であることから、敷地に遡上する津波を受けたとしても、防潮堤の躯体強度等といった工事計画における評価結果に影響を与えることはない。



#### ○基準津波から求めた評価条件

最大水位変動量(初期潮位:T.P.※2 ±0.00 m)	
上昇側(m)	下降側(m)
防潮堤前面:T.P.+17.9	取水ピット:T.P.-5.1
取水ピット:T.P.+19.2※3	

※2:東京湾中等潮位(平均潮位)を示す

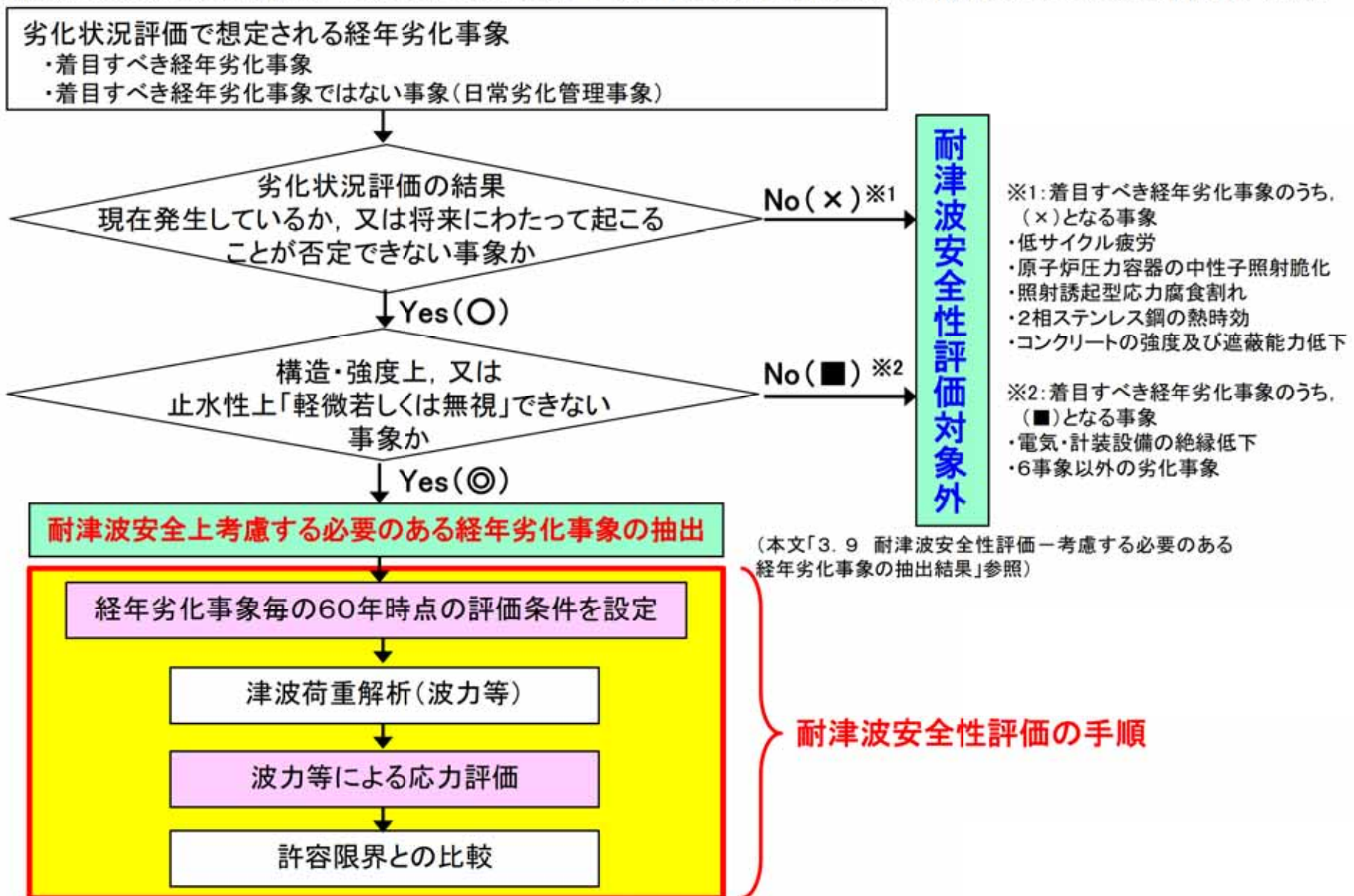
※3:取水ピットに関する耐津波安全性評価は、取水路の管路解析結果より、防潮堤前面(T.P.+17.9m)より高い津波(T.P.+19.2m)に相当する津波高さによる波力を用いて評価



津波到達時の海水ポンプエリア周辺拡大図(イメージ)

### 3.9 耐津波安全性評価－経年劣化事象の抽出及び耐津波安全性評価の手順

#### ○耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出及び耐津波安全性評価の手順





### 3.9 耐津波安全性評価－考慮する必要のある経年劣化事象の抽出結果



耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出した結果、**耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象はなかった。**

浸水防護施設※1			想定される経年劣化事象※2				
			強度低下		腐食(孔食・隙間腐食)	鉄骨の腐食による強度低下	腐食(全面腐食)
			中性化	塩分浸透			
浸水防止設備	逆止弁	浸水防護施設系統逆止弁	—	—	■	—	—
津波防護施設	コンクリート構造物	防潮堤(鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁), 原子炉建屋	—	—	—	—	—
	鉄骨構造物	防潮堤(鋼製防護壁), 防潮扉, 放水路ゲート, 構内排水路逆流防止設備, 貯留堰	—	—	—	■	—※3
浸水防止設備		浸水防止蓋, 水密扉	—	—	—	■	—
津波監視設備	計測装置	取水ピット水位計測装置	—	—	—	—	■
		潮位計測装置	—	—	■	—	—

■: 評価対象から除外(現在発生しているか、又は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」できる事象)

—: 評価対象から除外(経年劣化事象が想定されない及び今後も発生の可能性がない、又は小さい事象)

※1: 浸水防護施設の止水材料は定期取替品として計画されていることから、評価対象外とする。

※2: 絶縁低下、特性変化及び導通不良は、耐津波安全性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため、記載を省略している。

※3: 鋼製防護壁アンカーボルトは、全てコンクリート埋設となることから評価対象から除外としている。

【補足説明資料「2.9 耐津波安全性評価－防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルト設置位置」参照】

**耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象はなく、耐津波安全性上問題ないと評価。60年時点での健全性は現状保全で確保可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。**

### 3. 10 東海第二発電所の特有の評価



東海第二発電所の特有の評価として、以下2項目について実施した。

(1)東北地方太平洋沖地震による影響評価(以下、「震災影響評価」という)

(2)シュラウドサポート耐震評価

#### (1)震災影響評価

①津波による影響:取水口ポンプ室内の一部、室外の設備が水没し機能喪失。

対応: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、取替等を実施。【補足説明資料「2. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)」参照】

②地震による影響:地震による荷重の作用により、耐震B・Cクラス機器が一部損傷。

対応:耐震Sクラス機器について影響がないことを確認。また、損傷した耐震B・Cクラス機器について補修を実施。【補足説明資料「2. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(地震による影響)」参照】



津波及び地震による影響について、健全性を確認した。  
耐震Sクラス機器の低サイクル疲労評価への影響評価を実施した。

③その他の影響:震災時のプラント操作により、原子炉格納容器内温度が上昇。

対応:原子炉格納容器の最高使用温度以下かつ短期間のため、影響は軽微と判断。



念のため、原子炉格納容器内温度上昇の影響について、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下及び電気・計装設備の絶縁低下に及ぼす影響評価を実施した。



＜低サイクル疲労評価の震災影響評価＞

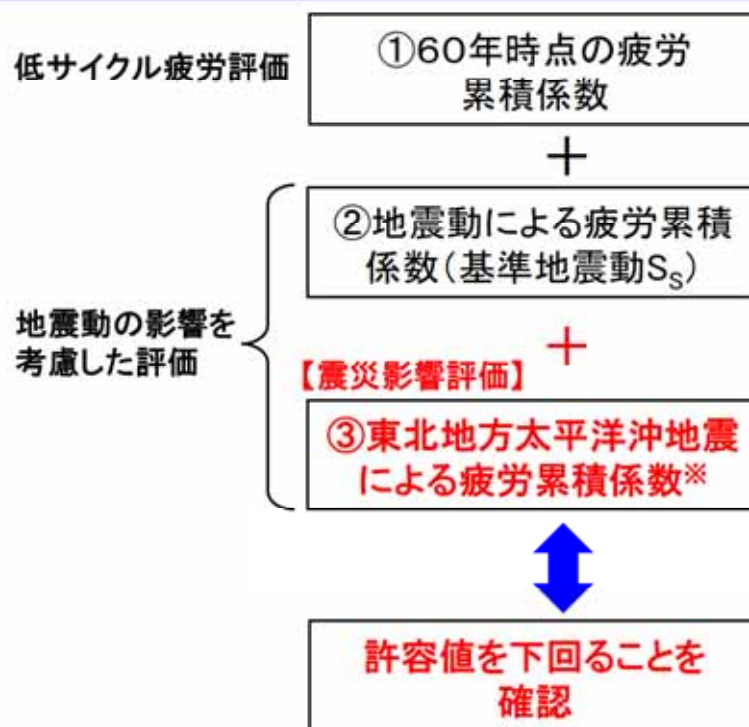
2011年の東北地方太平洋沖地震による影響を考慮し、**低サイクル疲労評価に基準地震動 $S_s$ と東北地方太平洋沖地震を組み合わせた耐震安全性評価**を行い、健全性を確認する。

(a) 評価内容

Sクラス機器で**地震動の影響が最も大きい原子炉系配管**を代表として、低サイクル疲労評価と東北地方太平洋沖地震を含めた地震動の影響を考慮した評価の合計値が**許容値を下回ることを確認**する。

(b) 評価結果

合計値が**許容値1を下回る**ことから、**耐震安全性上問題ないと評価**した。



※:原子炉建屋に設置された地震計にて計測された観測記録を基に作成された入力地震動を用いて評価

低サイクル疲労評価及び東北地方太平洋沖地震を考慮した耐震安全性評価の概念

機器	低サイクル疲労評価		地震動の影響を考慮した評価			①+②+③ 合計値	許容値
	①60年時点の疲労累積係数		②地震動による疲労累積係数(基準地震動 $S_s$ )		③東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数		
原子炉系 (蒸気部)配管	0.0853	+	0.6558	+	0.0043	= 0.7454	< 1

### 3. 10 東海第二発電所の特有の評価－(1)震災影響評価(2/3)



○東北地方太平洋地震時、東海第二発電所は原子炉停止後の冷却過程\*において、**原子炉格納容器温度が上昇した。**  
(ただし設計値未滿に留まる)

\* 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水及び主蒸気逃がし安全弁による圧力制御を継続するため、サプレッション・プール冷却を優先的に継続した結果、格納容器上部(ドライウエル)の温度が上昇

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の状況(実測値)

	ドライウエル 圧力	ドライウエル温度	サプレッション・ プール温度
震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※ <sup>1</sup> (格納容器上部)	約22 °C
震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※ <sup>1</sup> (格納容器上部) 約144 °C※ <sup>2</sup> (格納容器頂部)	約55 °C
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C

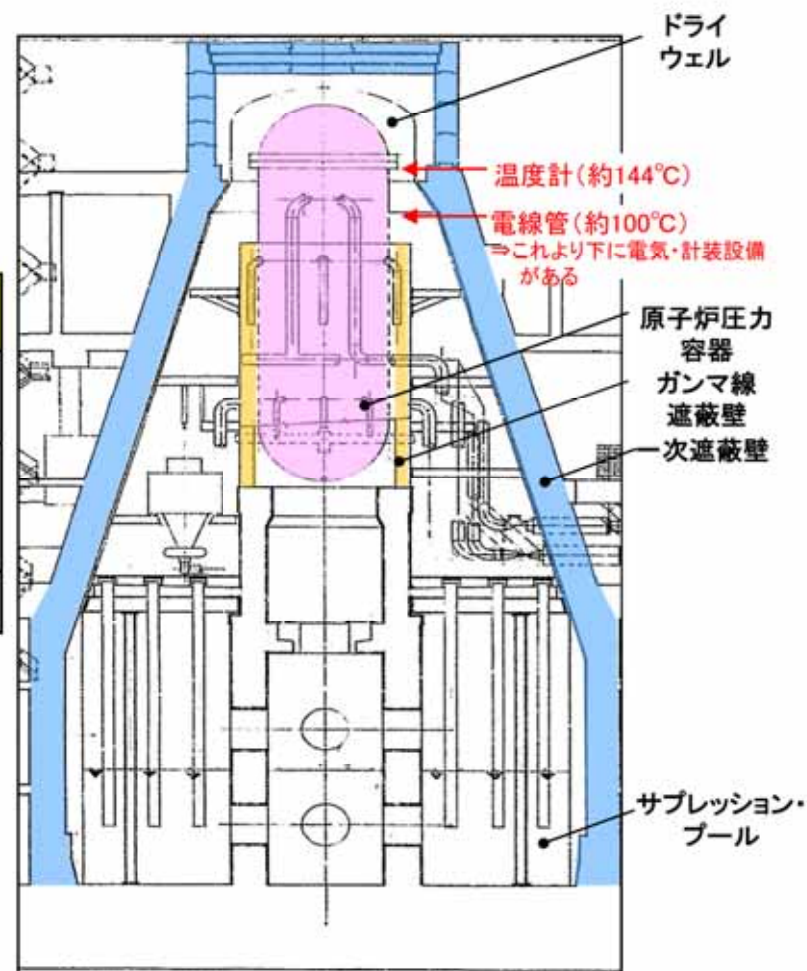
※1:電線管温度

※2:原子炉圧力容器ペローシール部周辺温度

○温度上昇による**電気・計装設備の絶縁低下の影響**が考えられるため、電気・計装設備の絶縁低下影響を温度83.1°C\*<sup>1</sup>／継続時間約30時間\*<sup>2</sup>にて評価した結果、震災時における**温度上昇時間は短時間であり、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。**

【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について(3. 格納容器内環境測定)」参照】

\* 1:最高平均温度 \* 2:温度上昇時間



ガンマ線遮蔽壁、一次遮蔽壁等の概要



### 3. 10 東海第二発電所の特有の評価－(1)震災影響評価(3/3)



温度上昇により、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下が考えられるため、原子炉格納容器頂部の最高温度である約144℃にて評価した結果、設計値を満足しており、温度制限値を超える期間は短時間であることから、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断

#### ◆強度

特別点検の結果から、加熱冷却後における圧縮強度の提案式\*1(200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比:0.93)を用いて評価した結果、設計値を満足

評価対象部位	特別点検結果(N/mm <sup>2</sup> )	評価結果(N/mm <sup>2</sup> )	設計値:設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
一次遮蔽壁*2	50.5	47.0	≥ 22.1

温度制限値(一般部:65℃)を超える期間は約79時間と短時間であり、既往の文献\*3から影響がないと判断

#### ◆遮蔽能力

コンクリートの結晶水が解放され始めるとしている190℃まで到達しておらず\*4、建設記録から密度が小さいと想定される部位から採取したコアサンプルを促進乾燥させた特別点検の結果は設計値を満足

評価対象部位	乾燥試験前質量:実測値(g/cm <sup>3</sup> )	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm <sup>3</sup> )	設計値:密度(g/cm <sup>3</sup> )
一次遮蔽壁*2	2.357	2.230	≥ 2.23

温度制限値(中性子遮蔽:88℃)を超える期間は約35時間と短時間であり、既往の文献\*5から影響がないと判断

\*1: 日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2017)」

\*2: ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは強度部材としての要求がなく、原子炉格納容器頂部から離れており、一次遮蔽壁にて遮蔽能力評価を実施

\*3: 松沢他,コンクリート工学年次論文集「高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響(2014)」,長尾他,第48回セメント技術大会講演集「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究(1994)」

\*4: 日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014)」

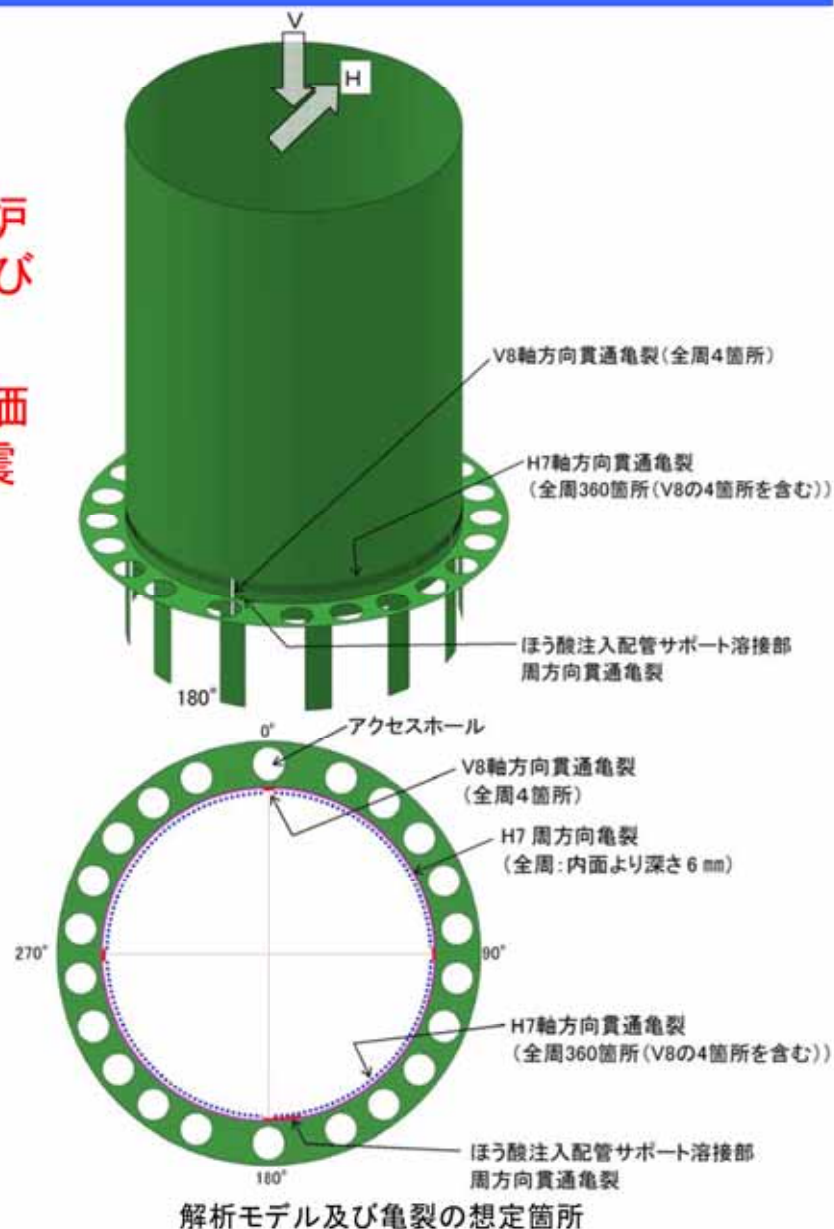
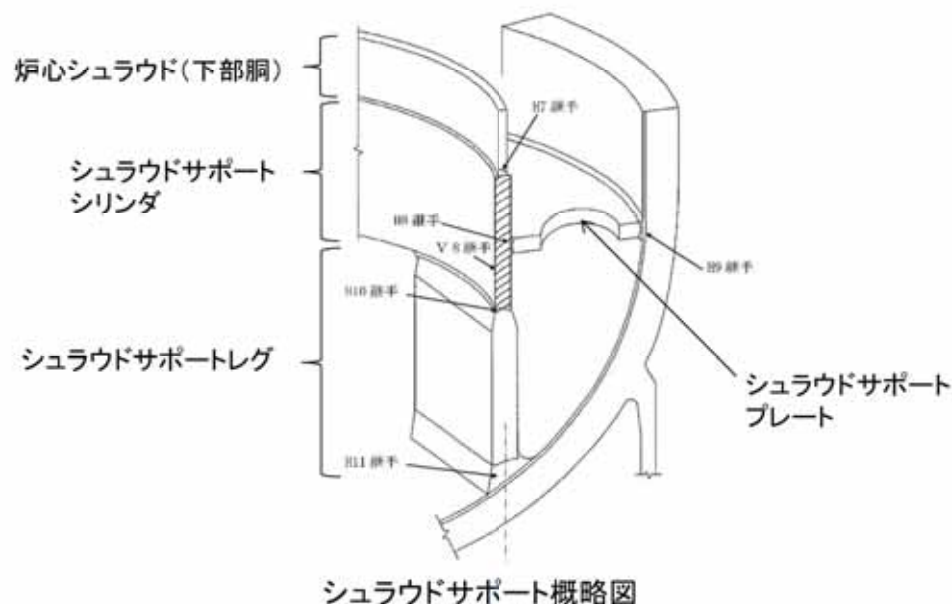
\*5: 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(2013)」付2. JASS5N T-602コンクリートの乾燥単位容積質量促進試験方法

＜シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ＞

○目的

東海第二発電所は第21回定検(2005年度)に、炉心シュラウドとシュラウドサポートの溶接継手部にひび割れ(粒界型応力腐食割れと推定)が認められた。

そのため、60年時点での粒界型応力腐食割れ評価に加え、想定される地震動の影響を考慮しても、耐震安全性評価上健全であることを確認する。





＜シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ＞

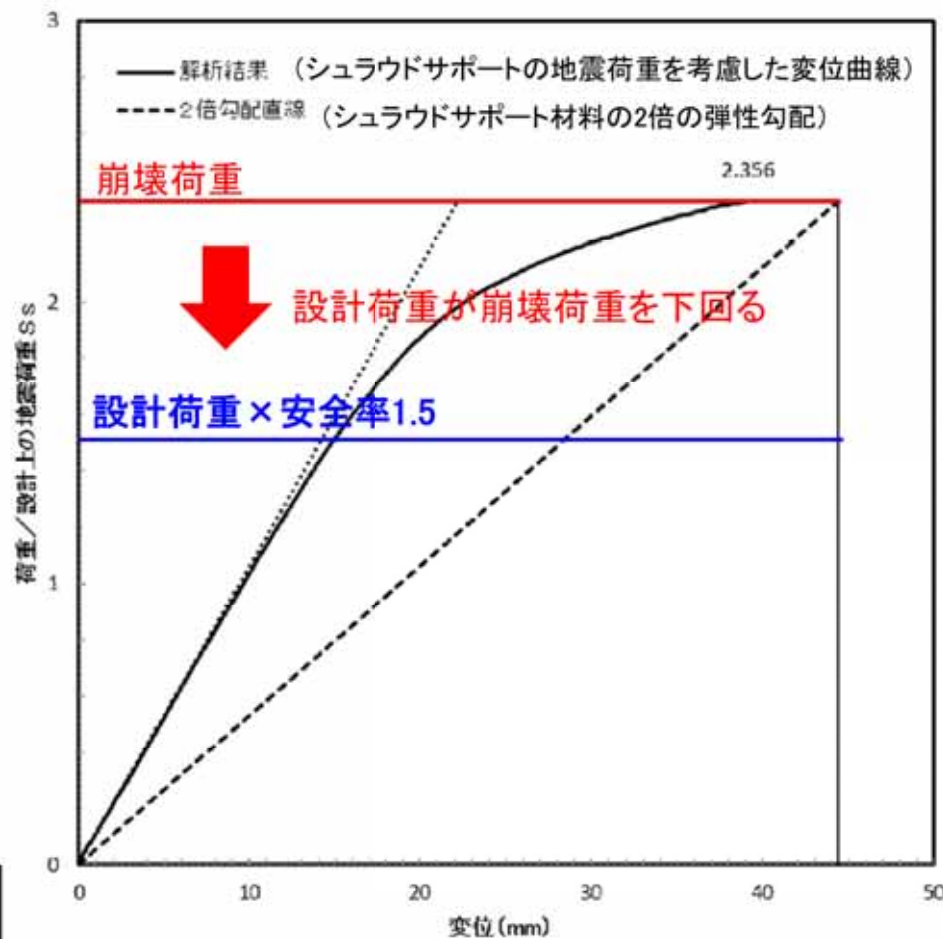
(a) 評価内容

60年時点までの進展を考慮した亀裂※1を仮定したFEM解析モデルを用いた評価※2を行い、規格※3に基づく安全率を考慮した設計荷重が崩壊荷重を下回ることを確認する。

- ※1: 第24回定検における構造健全性評価及び第25回施設定検で実施したシュラウドサポートの検査結果を考慮した。
  - ・H7及びV8の軸方向及びサポート溶接部の周方向のひび割れは、溶接部において全て貫通するものとしている
  - ・H7に周方向亀裂を仮定した進展評価結果から亀裂深さを6mmとして設定
- ※2: 地震荷重を考慮した変位曲線と、材料の2倍の弾性勾配直線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。  
 【補足説明資料「2. 10 東海第二発電所の特有の評価－シュラウドサポート耐震評価手法」参照】
- ※3: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

(b) 評価結果

安全率を考慮した設計荷重が崩壊荷重を下回ることから、耐震安全性上問題ないと評価した。



極限解析結果(基準地震動Ss)

### 3.11 まとめ－評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の選定方法	評価部位	代表評価※	代表性・網羅性の考え方
低サイクル疲労	設計時に疲労評価をする部位	原子炉圧力容器	有	構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点で給水ノズル、下鏡、支持スカートを実施(疲労累積係数を考慮) 加えて、ボルト締結の影響を受けるスタッドボルト、主フランジを実施
		バウンダリ配管系(弁含む)	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり、圧力が大きい原子炉再循環系とプラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
		ポンプ	無	全て実施(原子炉再循環ポンプ)
		炉心支持構造物	無	全て実施(シュラウド、シュラウドサポート)
		格納容器貫通部	有	蒸気系:常時流れのある主蒸気系を実施 水系:常時流れがあり、プラント停止時の温度変化が大きい給水系を実施
原子炉圧力容器の中性子照射脆化	60年時点での中性子照射が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴、 低圧注水ノズル	無	最低使用温度評価及びPTS評価:全て実施*1 *1:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴、照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施
			有	上部棚吸収エネルギー評価:中性子照射量が最も大きい圧力容器胴(監視試験結果)を実施
照射誘起型応力腐食割れ	しきい照射量 $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える SUS304系炉内構造物	炉心シュラウド中間胴内面溶接部	無	全て実施*2 *2:ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部、溶接による残留引張応力が無い胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)は除外
2相ステンレス鋼の熱時効	ステンレス鋼であって、使用温度が $250^\circ\text{C}$ を超える部位	ポンプケーシング、 弁箱等	有	疲労割れの発生が想定される部位がなかったため、低サイクル疲労が想定される部位の中から、熱時効への影響が大きいと考えられる条件として発生応力が最も大きい部位と、フェライト量が最も多い部位を実施

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



### 3.11 まとめ－評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の選定方法	評価部位	代表評価※	網羅性・代表性の考え方
電気・計装設備の絶縁特性低下	絶縁特性低下が想定される部位	高圧ポンプモータ(固定子コイル, 口出線・接続部品)	有	高圧ポンプモータの中で, 定格出力の最も大きいモータを代表に評価
		低圧電気ペネトレーション(シール部, 電線)	有	原子炉保護上の重要度が高い機器が接続されている電気ペネトレーションを代表に評価
		電動弁用駆動部(固定子コイル他)	有	電動弁用駆動部を電源種別, 設置場所で分類し, その中から重要度が高く, 定格出力の大きいものを代表に評価
		高圧ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		低圧ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		同軸ケーブル(絶縁体)	無	全て実施
		ケーブル接続部(絶縁部)	無	全て実施
6事象以外の劣化事象	気密性低下が想定される部位	低圧・高圧電気ペネトレーション(シール部)	有	シール構造等は同様で差異が無いため原子炉保護上の重要度が高い機器が接続されている電気ペネトレーションを代表に評価
			無	全て実施(高圧電気ペネトレーション)
コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	使用材料及び使用環境条件の分析	コンクリート	有	使用材料(建設記録等)及び使用環境条件(プラント温度データ, 解析結果, 環境測定結果, 振動影響機器の仕様等)から劣化要因毎に影響が最も大きい部位を選定
耐震安全性評価(低サイクル疲労)	低サイクル疲労評価対象機器全て	原子炉圧力容器, 原子炉再循環ポンプ, バウンダリ配管(弁含む), 炉内構造物, 配管貫通部	無	全て実施

※: 選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』, 基本的に全て評価実施しているものを『無』としている。

### 3.11 まとめ－評価対象機器の網羅性・代表性



評価種別	評価部位の選定方法	評価部位	代表評価※	網羅性・代表性の考え方
耐震安全性評価 (中性子照射脆化)	60年時点での中性子照射が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える炉心領域部	原子炉圧力容器胴	無	全て実施※1 ※1: JEAC4206に基づき地震による発生応力が非常に小さいとされる低圧注水ノズル(コーナー部)を除外
耐震安全性評価 (照射誘起型応力腐食割れ)	しきい照射量 $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える SUS304系炉内構造物	炉心シュラウド中間胴内面溶接部	無	全て実施※2 ※2: ピーニングによる応力改善が行われているシュラウド外面溶接部、溶接による残留引張応力がない胴母材部及び溶接部がない上部格子板(グリッドプレート)は除外
耐震安全性評価 (熱時効)	ステンレス鋳鋼であって、使用温度が $250^\circ\text{C}$ を超える部位	ポンプケーシング、弁箱等	有	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器を選定
耐震安全性評価 (応力腐食割れ)	応力腐食割れが想定される部位	炉心シュラウド、シュラウドサポート	有	シュラウドサポート溶接部にひび割れが確認され、ひび割れを考慮した状態でき裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する機器を選定
		胴板等(廃液濃縮器蒸発缶等)	有	機械設備で最も長く設置・使用されている設備のうち、最高使用圧力が最も大きい機器を選定【補足説明資料「2.9 耐震安全性評価－機械設備の応力腐食割れ評価」参照】
耐震安全性評価 (腐食(流れ加速型腐食))	腐食(流れ加速型腐食)が想定される部位	炭素鋼配管	無	全て実施
		伝熱管等(給水加熱器及び熱交換器)	無	全て実施
耐震安全性評価 (全面腐食)	腐食(全面腐食)が想定される部位	基礎ボルト(ステンレス鋼以外)	無	全て実施
動的機能維持評価	腐食(流れ加速型腐食)が想定される部位	弁(原子炉給水逆止弁他)	無	全て実施
		弁以外(ポンプ他)	無	全て実施(腐食(全面腐食)の評価に合わせて実施) なお、弁以外については腐食(流れ加速型腐食)が想定される配管系に接続されていない
制御棒挿入性評価	制御棒挿入に係る機能が求められる機器	制御棒、炉内構造物、燃料集合体	無	全て実施
耐津波安全性評価	浸水防護施設で津波の影響を受ける機器	防潮堤、水密扉等	無	全て実施

※: 選定した評価部位から代表機器を選定して評価をしているものは『有』、基本的に全て評価実施しているものを『無』としている。



### 3. 11 まとめ－評価の保守性



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

### 3. 11 まとめ－評価の保守性



評価種別	主な保守性	
	項目	説明
電気・計装設備の絶縁特性低下	熱, 放射線(通常時及び事故時)	通常運転時及び事故時の熱及び放射線を上回る条件を健全性評価試験条件に設定 【補足説明資料「2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について(2. 低圧ケーブルの長期健全性評価試験結果)」参照】
6事象以外の劣化事象(気密性低下)	熱, 放射線(通常時及び事故時) 熱サイクル(通常時)	通常運転時の熱放射線, 熱サイクル及び事故時熱, 放射線を上回る条件を健全性評価試験条件に設定 【本文「3. 8 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－」参照】
コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	解析値(熱)	ガンマ線発熱について, 評価対象部位(原子炉圧力容器ペDESTAL)から離れている炉心中心での温度上昇値を保守的に加えた。
	照射時間(放射線照射)	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
耐震安全性評価(低サイクル疲労)	過渡回数	今後の過渡回数はこれまでの実績の1.5倍で設定 これまで実績のない過渡回数を1と設定
耐震安全性評価(中性子照射脆化)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	特別点検や現状保全で欠陥を検出しておらず, 疲労評価でも欠陥が想定されないが, 規格に基づき板厚の1/4深さ欠陥を模擬



### 3.11 まとめ－評価の保守性



評価種別	主な保守性	
	項目	説明
耐震安全性評価(照射誘起型応力腐食割れ)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬
	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与した上で、その結果算出される発生応力に規格※1に基づき1.5倍を考慮 ※1:日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)
耐震安全性評価(熱時効)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、保守的に初期亀裂を模擬、さらに、亀裂の進展評価結果は貫通しないが、保守的に貫通亀裂を模擬
	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与
耐震安全性評価(応力腐食割れ)	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与
耐震安全性評価(腐食(流れ加速型腐食))	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与
耐震安全性評価(全面腐食)	腐食代	60年間の腐食代として、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果※2から保守的な0.3mmを設定 ※2:東海第二発電所に隣接し、環境条件が同じである東海発電所の調査結果のうち、最も腐食代が大きい屋外設置機器の腐食代(0.222mm)に基づき、保守的な0.3mmを適用。
耐震安全性評価(動的機能維持評価)	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与
耐震安全性評価(制御棒挿入性評価)	地震力	評価用地震力として $S_s$ の1.5倍を付与
耐津波安全性評価	入力津波高さ	基準津波高さに潮位のばらつき等を考慮した入力津波高さを設定

## 4. 保守管理に関する方針の説明



## 4. 保守管理に関する方針の説明

特別点検及び劣化状況評価に基づき、**現状の保全項目に追加すべき新たな保全策(追加保全策)**について、具体的な実施内容、方法及び実施時期を保守管理に関する方針としてまとめ、**原子炉施設保安規定に記載した。**

No.	保守管理に関する方針	実施時期※1
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	<p>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※2及びACAガイド※3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。</p> <p>※2:「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延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)」</p> <p>※3: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」</p>	長期
3	<p>同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323※4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。</p> <p>※4:IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</p>	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	<p>炭素鋼配管※5の腐食(流れ加速型腐食)について、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。</p> <p>※5: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</p>	中長期

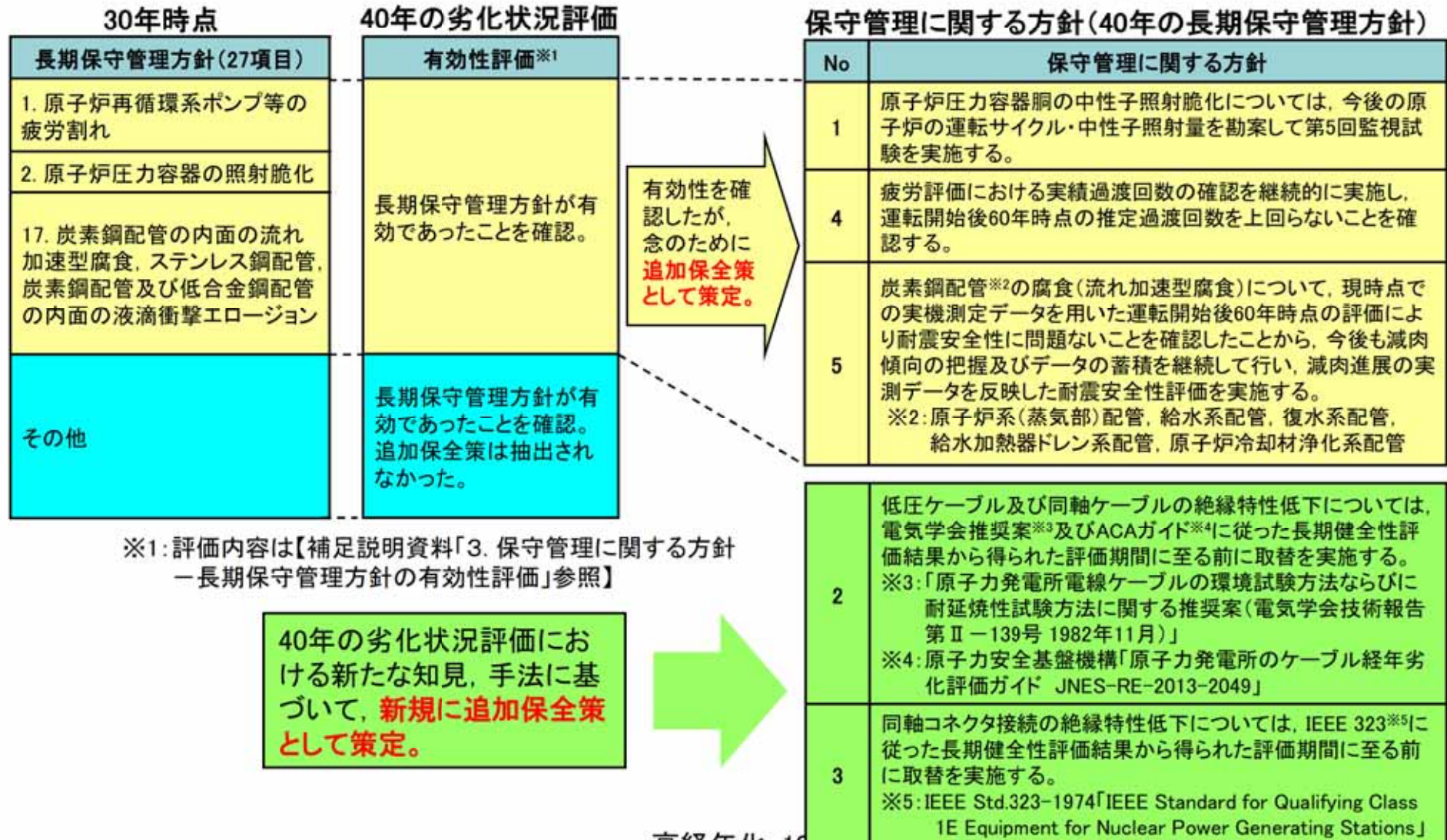
※1:実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。



#### 4 保守管理に関する方針－変更点及び30年の長期保守管理方針との差異



運転開始後30年時点で定めた長期保守管理方針27項目について、特別点検及び劣化状況評価により、すべての項目が有効であったことを確認した。念のため、その内の3項目について追加保全策として策定し、加えて、40年時点の新たな知見、手法に基づいて2項目を新規に策定した。





## 5. 結 言

○東海第二発電所の運転期間延長認可申請の内容(特別点検, 劣化状況評価及び保守管理に関する方針)について以下のとおり示した。

◆特別点検については, 現状の保全活動における点検内容との相違点や, 特別点検を行う対象範囲の考え方及びその妥当性を示した。

◆劣化状況評価については, 評価対象部位の選定方法に関して, 各対象部位の特徴を踏まえた網羅性及び代表性を示した。また評価内容の保守性について示した。

東北地方太平洋沖地震及び津波等を経験している, 東海第二発電所の特有の劣化状況評価について示した。

◆保守管理に関する方針については, 運転開始後30年時点の長期保守管理方針の有効性を確認した上で, 40年時点の新たな知見・手法に基づく追加保全策を策定し保安規定に反映した旨を示した。

○以上のとおり, 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る点検・評価及び管理方針策定が適切に実施されていることを示した。



---

(補足説明資料 特別点検, 劣化状況評価及び  
保守管理に関する方針について)

## 補足説明資料 目次

1. 特別点検	
1. 1 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器	111
1. 2 コンクリート構造物	127
1. 3 共通事項	135
2. 劣化状況評価	
2. 1 劣化状況評価の概要	138
2. 2 低サイクル疲労評価	144
2. 3 中性子照射脆化	152
2. 4 照射誘起型応力腐食割れ	181
2. 5 2相ステンレス鋼の熱時効	194
2. 6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	207
2. 7 電気・計装設備の絶縁低下について	210
2. 8 6事象以外の劣化事象について	236
2. 9 耐震・耐津波安全性評価	240
2. 10 東海第二発電所の特有の評価	259
2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係	264
3. 保守管理に関する方針	287
4. その他の経年劣化関連事項	298



# 1. 1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(1/2)



## ➤狭隘部, 高所等でアクセス困難な部位の評価と点検対応

- ・原子炉格納容器内に設置されている干渉物等により, 構造的に直接の目視試験が困難な狭隘部等については, **その周辺の同雰囲気中にある塗膜等の状況を確認し, 健全性\***を評価した。
- ・通常時において, 既存設備の床面や機器点検架台からの目視試験により確認できる範囲は限定されることから, **特別点検では仮設足場を各所に設定して高所等の点検部位に近付ける状況を確認し, 目視試験を実施**
- ・原子炉格納容器内鋼板の**すべての目視試験部位に対して, これらの対応で点検・評価を実施**

\* 目視試験による健全性の判定基準としては, 「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある**塗膜の劣化や腐食がないことを確認する**」と設定している。



仮設足場組立前



仮設足場組立後



# 1. 1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(2/2)



## ➤アクセス困難な部位の評価の妥当性

・アクセス困難な部位の代表として、サプレッション・チェンバ外面上部に位置する**気相部外面の傾斜部**が挙げられる。点検はサンドクッション上に仮設足場を設けて実施したが、**上部空間は徐々に狭まりアクセスが出来ない**。さらに上部は、**鋼板部と躯体との隙間が約5 cmの狭隘な構造である**。このため、直接目視試験ができないことから、上記のとおり、**周辺の確認可能な部位の点検を行った**。この扱いの妥当性は以下のとおり。

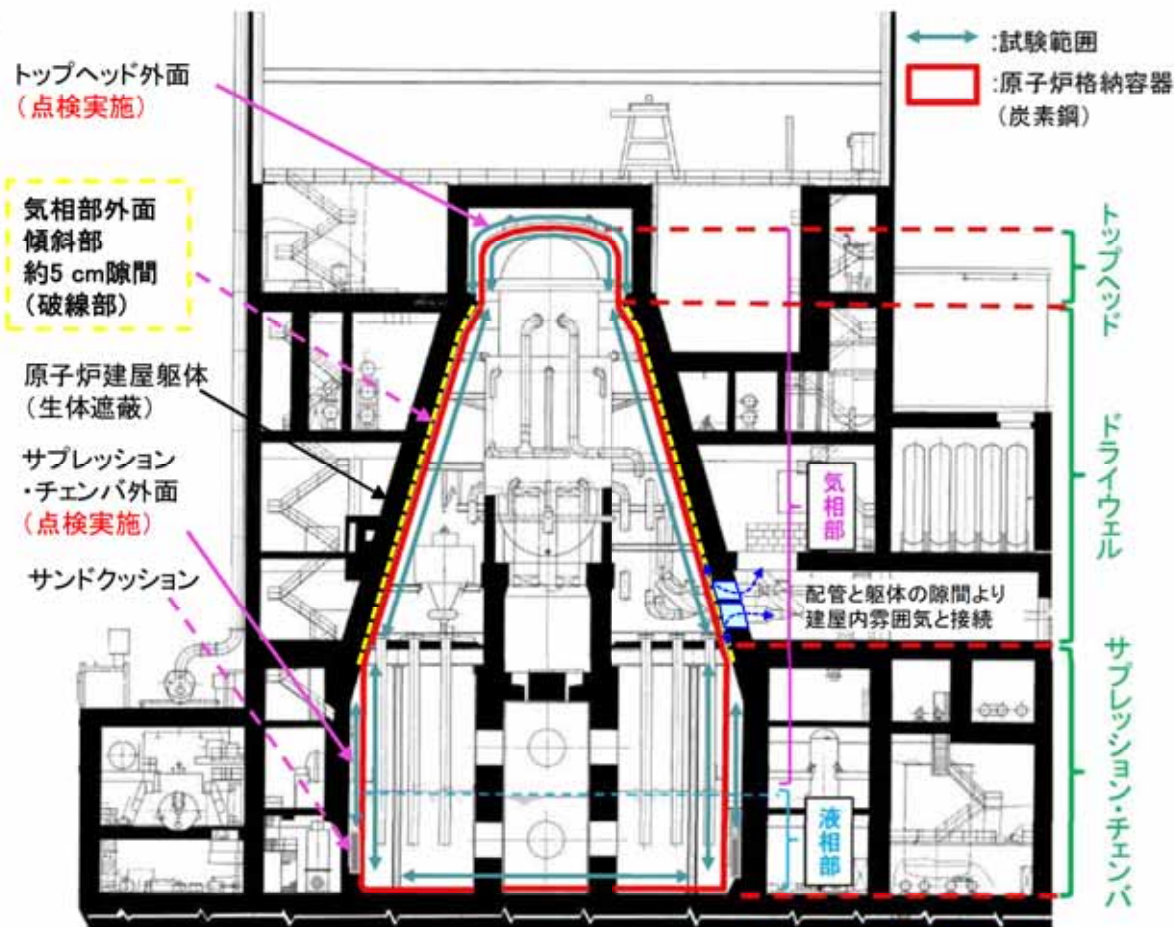
### 【腐食・劣化に影響する空間雰囲気共通性】

- ・当該傾斜部は、サンドクッション部上部の**入域・点検可能な範囲と繋がった空間**であり、空間雰囲気は共通
- ・また、当該部の配管貫通部は躯体と配管との間に隙間がある。これにより**当該傾斜部は原子炉建屋内とも繋がっており、建屋内の雰囲気温度及び湿度の空気との換気が発生**

### 【周辺の点検部位の代表性】

周辺の点検部位として、以下の**点検を行うことにより、当該傾斜部の環境条件等を包含して代表性があると判断**

- ・**トップヘッド外面** (約144℃\*1)  
⇒原子炉圧力容器に近いことで**比較的溫度が高く、塗膜の劣化の観点で厳しい**。
- ・**サプレッション・チェンバ外面** (約13℃\*2)  
⇒サプレッション・チェンバの保有水があることで**比較的溫度が低く、湿分上昇・結露等による塗膜の劣化・発錆等の観点で厳しい**。



原子炉建屋 断面図

□ : 配管貫通部(例)

\*1 東北地方太平洋沖地震時の格納容器頂部の到達温度

\*2 至近の運転サイクルのサプレッション・プール水最低温度

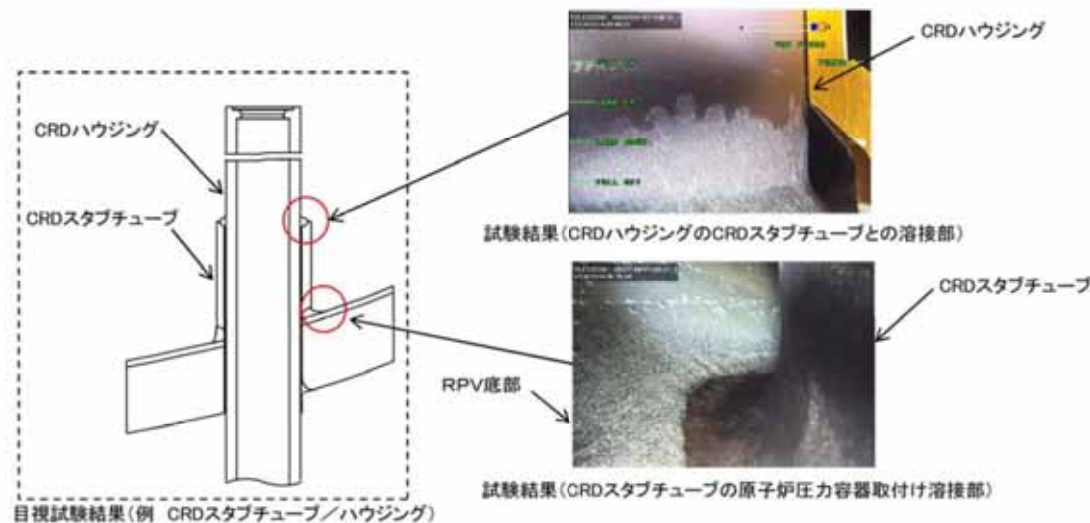
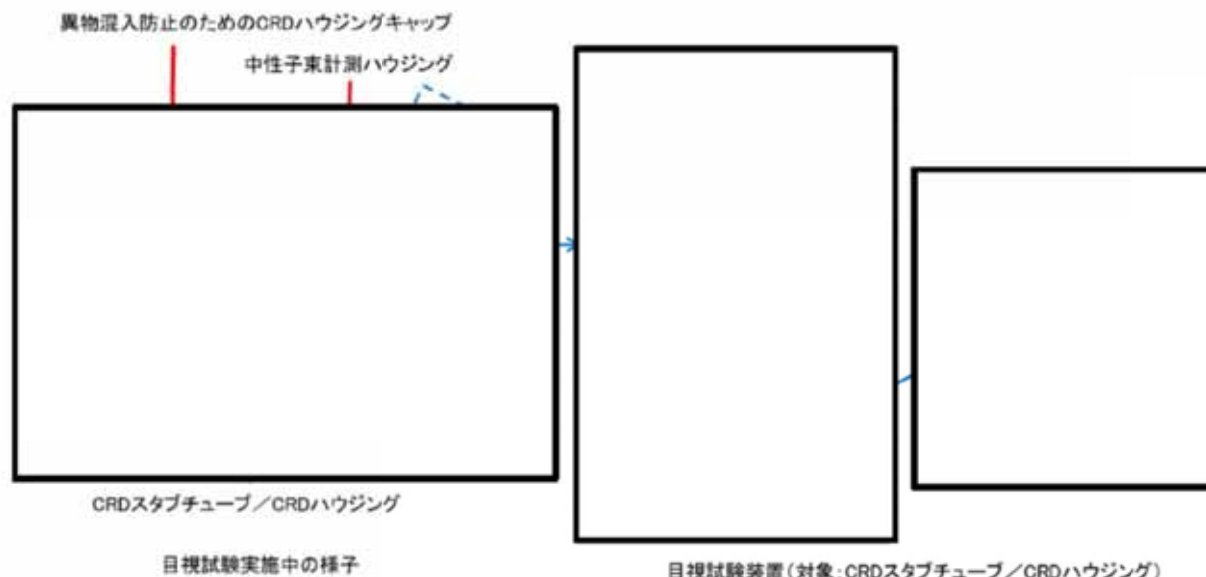


# 1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(1/2)



## ➤制御棒駆動機構スタブチューブ他目視試験

点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより、点検が不可能な部位はなかった。



目視試験結果(例 CRDスタブチューブ/ハウジング)

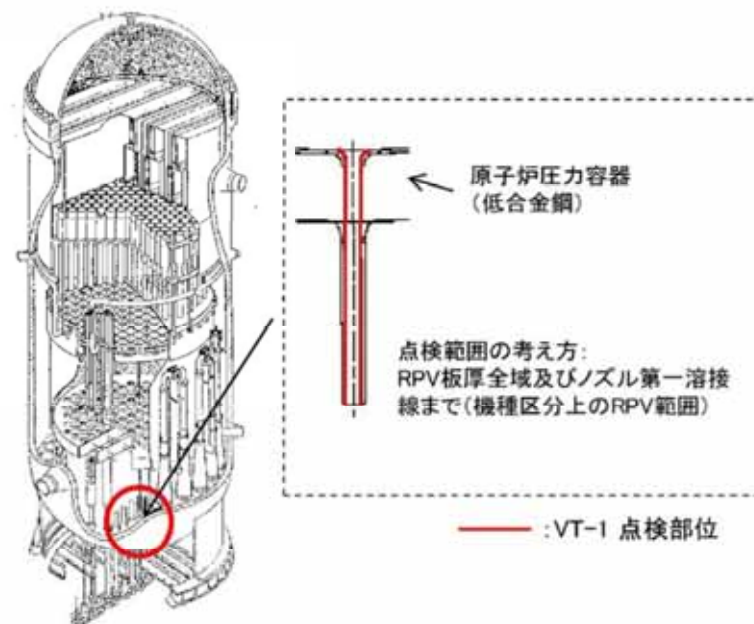
高経年化-113

# 1. 1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 —原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(2/2)



## ➤ドレンノズル目視試験

点検対象部位に合わせた試験装置を適用したことにより、点検が不可能な部位はなかった。



目視試験の様子



# 1. 1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(1/2)



○東海第二発電所の特別点検の各点検部位・点検項目における「有意な欠陥」の定義については、各部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき設定しており、下表のとおり。

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥
1	母材及び溶接部(炉心領域)	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所(最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験(ECT)	渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。
3	制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。 渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針  
JSME : 日本機械学会

# 1. 1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(2/2)



No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥*
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	塗膜の割れ、欠け、剥がれ、膨れが認められ、下塗りが健全でなく、母材へ影響を及ぼす腐食を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」及び「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」(原子力規制委員会)に基づき設定した。

\* 原子炉格納容器にあつては、「有意な塗膜の劣化や腐食」について定義する。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針  
JSME : 日本機械学会



No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第25保全サイクル  
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査  
工 事 名：原子炉圧力容器点検工事  
設 備 名：原子炉本体  
機 器 名：原子炉圧力容器

## No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

## (4) 評価

- ・距離振幅補正曲線の 20%を超える指示エコーについて、「JEAC4207」(2712 試験結果に基づく反射源の位置及び種類の解析) に記載の要領に基づき欠陥エコーか否かを判別する。
- ・容器の距離振幅補正曲線の 20%を超える指示について欠陥エコーか否かを判別できない場合には、製造時検査、供用前検査又は至近の供用期間中検査の記録と比較するとともに、必要に応じ他の屈折角や振動モードあるいは 2 次クレーピング波法又はその他の非破壊検査を行うことにより、欠陥エコーか否かを判別する。
- ・欠陥エコーについては、欠陥の種類を特定し、ひび又は割れ等の有害な欠陥か否かを判別する。

## V 判定基準

以下のいずれかを満足すること。

- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%以下であること。
- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。



No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第25保全サイクル  
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査  
工事件名：給水ノズルコーナー部点検工事  
設備名：原子炉本体  
機器名：原子炉压力容器

## No.2 給水ノズルコーナ一部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

### IV 検査方法

渦電流探傷試験は、社団法人 日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年度版)」(以下「維持規格」という)及び社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAG 4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG4217」という)を参考に、給水ノズルコーナ一部に対する渦電流探傷試験の適用性を確認した「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(以下「委託報告書」という)に基づき実施する\*。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

※ 別紙「給水ノズルコーナ一部点検検討委託 平成26年度報告書」(抜粋) 参照

#### (1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

##### ①時期

- a. 基準感度及び位相角の設定は、検査開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 検査終了時に、基準感度及び位相角の確認を行う。ただし、長時間連続して検査を行う場合は、検査終了時に加えて、検査期間内にも基準感度及び位相角の確認を適宜必要に応じて実施する。

##### ②方法

- a. 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人工きずに対して直交する方向にプローブを走査して得られたリサージュ波形を用いて、基準感度、位相角の設定及び確認を行う。
- b. プローブの試験コイルの一部が故障した場合は故障した試験コイルによる検査結果を無効とし、無効になった検査範囲について正常な試験コイルにより再検査を行う。ただし、評価に影響を及ぼさない場合は再検査を省略できる。

#### (2) 試験

- ①プローブは給水ノズルコーナ一部を周方向に走査する。
- ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- ③検査部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

#### (3) 記録

##### ①指示部の記録(記録を要する指示)

委託報告書に基づき指示部の位置及び最大振幅値を求め、記録する。

#### (4) 判定

- ①委託報告書に基づき欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。

### V 判定基準

欠陥の疑いのある指示部がないこと。

欠陥の疑いのある指示部があった場合、その指示部が有意な欠陥によるものではないこと。



- No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング,  
中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル  
目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋
- No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第25保全サイクル  
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査  
工 事 件 名：制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事  
設 備 名：原子炉本体  
機 器 名：原子炉圧力容器

### No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1), 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

### No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

#### IV 検査方法

検査は社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG-4217」という)に準拠して実施する。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

#### 1. 目視試験

##### MVT-1

水中テレビカメラを用いた遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無を確認する。

##### VT-1

遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常の有無を確認する。

#### 2. 渦流探傷試験

渦流探傷試験により、欠陥の有無を確認する。検査手順は添付資料-3のとおり。

##### (1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

##### ①時期

- a. 基準感度及び位相角の設定は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度及び位相角の確認は、試験終了時及び試験員が交替したとき、また適宜必要に応じて実施する。

##### ②方法

基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人口きずを交差する方向にプローブを操作し、その際に検出されるきず信号の振幅及び位相角を基準値に設定する。

##### (2) 試験

- ①プローブは制御棒駆動機構ハウジング内面を円周方向及び軸方向に走査する(中性子計測ハウジング内面は軸方向にのみ走査する)。
- ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- ③試験部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

##### (3) 記録

##### ①指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において20%以上の指示部の位置及び最大高さを求める。

#### (4) 判定

①欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。試験部で予想される欠陥以外の信号は以下の通りである。

- a. リフトオフ信号
- b. 表面うねり信号
- c. 形状信号
- d. 電磁気的信号

#### V 判定基準

##### 1. 目視試験

##### MVT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

##### VT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

##### 2. 渦流探傷試験

基準感度の20%以上の指示部がないこと。

基準感度の20%以上の指示部があった場合、その指示部が欠陥によるものではないこと。



No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第25保全サイクル  
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査  
工 事 件 名：原子炉格納容器内面他点検工事  
設 備 名：原子炉圧力容器支持構造物  
機 器 名：原子炉圧力容器基礎ボルト

## No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

### IV 検査方法

#### 超音波探傷試験

超音波探傷試験は、社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAC 4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(以下「JEAC4207」という)及び社団法人 日本原子力技術協会 JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン〔検査手法-配管・基礎ボルト等〕」に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

#### 1. 使用機材

##### (1) 超音波探傷器

パルス反射式の超音波探傷器を用いる。

##### (2) 探触子

- ① 探触子は、使用する探傷器の仕様適合するものを使用する。
- ② 探触子は、垂直探触子を用いる。
- ③ 超音波の伝ばをよくするために、くさび(探触子シュー)を用いてよい。この場合、試験に使用するくさびをつけて校正を行う。
- ④ 周波数は、0.4MHz～15MHz、超音波のモードは横波又は縦波とし、後述する基準感度に調整できるものを選択する。
- ⑤ 振動子の大きさは、試験部の形状及び寸法に対して適合しており、超音波が十分透過するものを選択する。

##### (3) 接触媒質

水、油、グリセリン、ひまし油又はソニコート等超音波の伝ば性がよく、試験部に対して有害でないものを使用する。またメーカーの品質保証期限があるものについては有効期限内にあるものを使用する。

#### 2. 試験要領

##### (1) 時間軸、基準感度の調整及び確認

###### ① 時間軸の調整及び確認

###### 1) 時期

- a. 時間軸の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブル及、部品など)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 時間軸の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。

###### 2) 方法

時間軸の調整及び確認は、JIS Z 2345 に規定された標準試験片、図面、記録などにより寸法を確認できる試験対象ボルト、又は試験対象ボルトと超音波特性(主として音速と減衰)の同等な材料で作られた既知の寸法の試験片を用いて行う。

###### ② 基準感度の調整及び確認

###### 1) 時期

- a. 基準感度の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブルなど)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- c. 上記 b 項の確認で 2dB 以上の感度変動が確認された場合は、最後に確認された時点以降の試験は無効とし、新たな調整を実施し、無効になった試験対象ボルトについて再試験を行う。

##### 2) 方法

- a. 基準感度の調整は、原則、試験対象ボルトの設置面中央付近で行う。但し、設置面中央付近に溝などの超音波の伝ばへの影響要因が存在する場合は、設置面外周付近の探触子が安定する部分で基準感度を設定してもよい。
- b. 探触子設置側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせた時の感度とする。
- c. 底面側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせ、その4倍の感度とする。

##### (2) 試験

- ① 探触子はボルト端面の周辺付近を円周方向に走査する。
- ② 探触子の走査速度は 150mm/秒以下とする。
- ③ 試験時の探傷感度は基準感度の2倍以上とする。

##### (3) 記録

###### ① Aスコープ表示の記録

- a. 表示の範囲は、底面エコーを含む試験対象ボルトの全範囲とする。
- b. 各試験範囲の試験で調整した基準感度で表示する。

###### ② 指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコーを有する指示部の位置及び最大エコー高さを求める。

##### (4) 判定

- ① 上記の記録を要する指示は、次の場合を除き、欠陥とみなす。
  - a. 試験対象ボルトの設置面外周付近で基準感度の調整を行った場合
  - b. 試験対象ボルトの設置面に探触子が密着しない状態で基準感度の調整を行った場合
- ② 上記 a 及び b 項に該当する場合は、試験対象ボルトの設置面を平坦に仕上げ、中央付近で基準感度を調整し、再試験を行う。
- ③ 欠陥とみなした場合でも、次の判定に有効な方法により、指示エコーが欠陥によるものかどうかを判定する場合は、別途手順を定める。
  - a. ねじ溝を起点とする表面欠陥によるものかどうかの判定
  - b. 形状によるものかどうかの判定

##### V 判定基準

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコー(欠陥によるエコーに限る)がないこと。



No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第25保全サイクル  
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書  
(目視試験)

検査の属性：その他の評価検査  
工 事 名：原子炉格納容器内面点検工事  
設 備 名：原子炉格納施設  
機 器 名：原子炉格納容器本体

## No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

### III 検査項目 非破壊検査

### IV 検査方法 目視試験(VT-4)

目視試験は、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」(以下「維持規格」という)に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

#### [VT-4]

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)を検出するための目視試験を直接目視試験あるいは遠隔目視試験にて実施する。

直接目視試験では、視角、欠陥識別度を改善するため、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部は Test Card の18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認する。

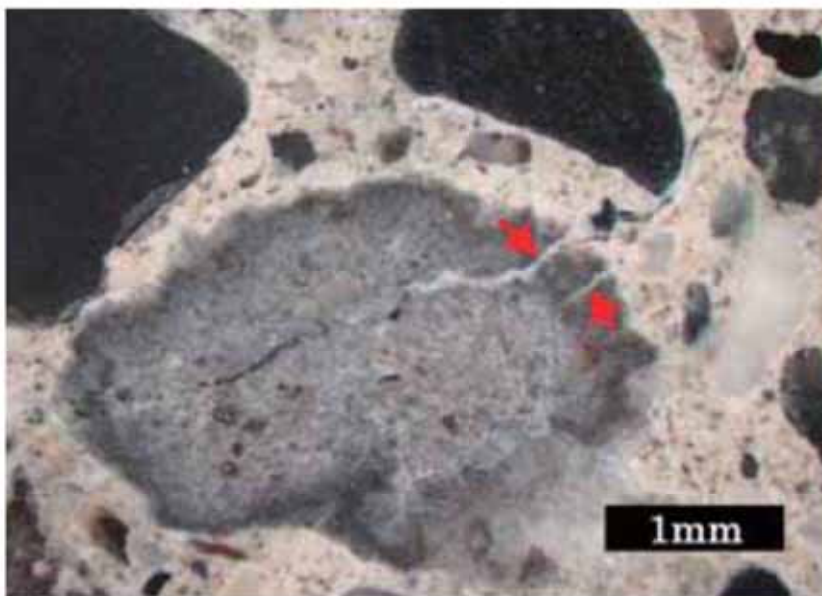
遠隔目視試験では、その欠陥の判別能力が直接目視試験と同等以上であることを確認するために、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字(0.105inch)、気中部は Test Card の18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できることを確認する。

### V 判定基準

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)がないこと。



実体顕微鏡観察結果は、アルカリ骨材反応の進行状況や発生の程度を的確に観察、分類し、実構造物の状況やコアサンプル全体の目視観察等を踏まえ、コンクリートの健全性に影響を与えるような反応が生じているかという観点で「反応性なし」、「反応性あり」を判定



実体顕微鏡観察での膨張ひび割れの確認事例\*1



実構造物における膨張ひび割れ(亀甲状)の事例\*2


\*1 : 株式会社太平洋コンサルタントHP (<http://www.taiheiyo-c.co.jp/business/business05/business0507/>)

\*2 : アルカリ骨材反応による劣化を受けた道路橋の橋脚・橋台躯体に関する補修・補強ガイドライン(案) (平成20年3月 ASRIに関する対策検討委員会)

## 1.2 特別点検 コンクリート構造物－強度用コアサンプリング箇所

対象構造物	対象の部位	劣化要因							選定した点検箇所
		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	機械振動	凍結融解	
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	原子炉圧力容器 ペDESTAL又は これに準ずる 部位	○	○	○	－	○	－	－	熱及び放射線照射の評価箇所
	一次遮蔽壁	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	格納容器底部 基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	格納容器底部外基礎マットで代替評価
	格納容器底部外 基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
	使用済み燃料 プール	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	ダイヤフラム フロア	○	○	○	－	○	－	－	原子炉圧力容器ペDESTALで代替評価
タービン建屋	外壁	○	○	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
取水槽	海中帯	－	－	○	○	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
	干満帯	－	－	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	気中帯	－	－	○	○	○	－	－	中性化深さの点検箇所
タービン架台	○	○	○	－	○	○	－	機械振動の評価箇所	
使用済燃料乾式貯蔵建屋	○	○	○	－	○	－	－	遮蔽能力の点検箇所	
排気筒基礎	－	－	○	○	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所	

○:影響有, -:影響無

: 主要な劣化要因



## 1.2 特別点検 コンクリート構造物－強度の標準偏差



- 強度用コア採取箇所の選定については、熱、中性化、塩分浸透などの劣化要因の影響が大きい場所を選定し、保守的な技術評価を行っている。なお、コア採取部位は健全であり、損傷や欠陥がない状態を確認している。
- コア採取はボーリングマシンで削孔し、切断加工するために損傷が生じやすく、物性値にばらつきが生じる可能性がある。強度のばらつきは下表のとおりであり、個々の圧縮強度試験結果を別紙1に示す。
- そのため、国内の基準では「コア供試体を3個程度採取して圧縮強度試験を実施し、その平均値を評価することが望ましい」とされている\*1。また、米国の基準では、「3個のコア供試体の試験結果の平均値が設計基準強度の85%以上で、かつ各試験結果が設計基準強度の75%以上であること」とされている\*2。
- これらのことから、コア採取による圧縮強度の評価は、平均値で評価することは妥当であると考える。

\*1 日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」より

\*2 Code requirements for nuclear safety-related concrete structures ACI349-06

対象構造物	対象の部位	圧縮強度(N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差(N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度(N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋等	外壁	51.1	1.190	22.1
	内壁及び床	50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位	39.3	4.455	
	一次遮蔽壁	50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット	44.6	1.686	
	使用済み燃料プール	49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)	48.2	2.510	22.1
	内壁及び床	33.9	2.855	
	基礎マット	32.0	1.485	
	タービン架台	37.0	2.061	
取水槽	海中帯	29.1	2.485	20.6
	干満帯	34.6	0.544	
	気中帯	35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋		24.8	1.283	24.0
排気筒基礎		24.9	0.903	22.1

## 1.2 特別点検 コンクリート構造物－現状の中性化深さ

- 鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから2cm奥まで達したときとされている。  
 (日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」)
- 特別点検にて確認した中性化深さは、下表のとおり最も進行したタービン建屋の外壁(屋内面)で39.6mmとなっており、閾値(60mm)に達していない。

対象の構造物	対象の部位	中性化深さ(mm) (特別点検時*)	閾値(mm)	設計最小かぶり厚さ(mm)
原子炉建屋等	外壁(屋内面)	28.4	60	40
	内壁及び床	15.3		
	原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	1.7		
	一次遮蔽壁	31.9		
	格納容器底部外基礎マット	1.1		
	使用済み燃料プール	3.6		
タービン建屋	<b>外壁(屋内面)</b>	<b>39.6</b>	60	40
	内壁及び床	24.8		
	基礎マット	1.7		
	タービン架台	2.8		
取水槽	海中帯	1.5	64	64
	干満帯	0.0		
	気中帯	10.3		
使用済燃料乾式貯蔵建屋		20.9	70	50
排気筒基礎		7.5	92	92

\* 特別点検実施時(平成29年10月)



## 1.2 特別点検 コンクリート構造物 — 運転開始後60年経過時点の中性化深さ推定値

○調査時点及び運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値及び結果を以下に示す。運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値についても閾値に達していない。

### 1. 推定式(別紙2参照)

以下の中性化深さを推定する速度式を用いて評価を実施

- ・岸谷式  
(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)」)
- ・森永式  
(森永繁「鉄筋の腐食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)」)
- ・中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式  
(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

### 2. 結果

運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値が、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した。なお、屋外と屋内の部位では評価上の閾値が異なるため、それぞれの代表部位での中性化深さを評価した結果を以下に示す。

	中性化深さ			閾値 (鉄筋が腐食し始める 時点の中性化深さ)
	測定値 (調査時点の運転開始後の経過年)	推定値		
		調査時点 ※1 (推定式)	運転開始後60年 経過時点の中性化深さ ※2(推定式)	
タービン建屋外壁(屋内面)	40mm(39.6mm) (38年)	29mm (岸谷式)	50 mm ( $\sqrt{t}$ 式)	< 60mm
取水構造物(気中帯)	10mm(10.3mm) (36年)	12mm (岸谷式)	16mm (岸谷式)	< 64mm

※1:岸谷式, 森永式による評価結果のうち最大値を記載

※2:岸谷式, 森永式及び中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

<別紙1> 強度の標準偏差(1/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
原子炉建屋等	外壁		51.1	1.190	22.1
	内壁及び床		50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位		39.3	4.455	
	一次遮蔽壁		50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット		44.6	1.686	
	使用済燃料プール		49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)		48.2	2.510	22.1
	内壁及び床		33.9	2.855	
	基礎マット		32.0	1.485	
	タービン架台		37.0	2.061	



<別紙1> 強度の標準偏差(2/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	標準偏差 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
取水槽	海中帯		29.1	2.485	20.6
	干満帯		34.6	0.544	
	気中帯		35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋			24.8	1.283	24.0
排気筒基礎			24.9	0.903	22.1

岸谷式

$$t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

$t$  : 深さ $x$ まで中性化する期間(年)     $R$  : 中性化比率 ( $R = \alpha \times \beta \times \gamma$ )  
 $x$  : 中性化深さ (cm)     $\alpha$  : 劣化外力の区分による係数  
 $w$  : 水セメント比 (比)     $\beta$  : 仕上げ材による係数  
 $\gamma$  : セメントによる係数

(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)」)

森永式

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

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

(森永繁「鉄筋の腐食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)」)

$\sqrt{t}$ 式

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

$x$  : 中性化深さ (mm)  
 $t$  : 中性化期間 (年)  
 $A$  : 中性化速度係数 (中性化実測深さと中性化期間により算出)

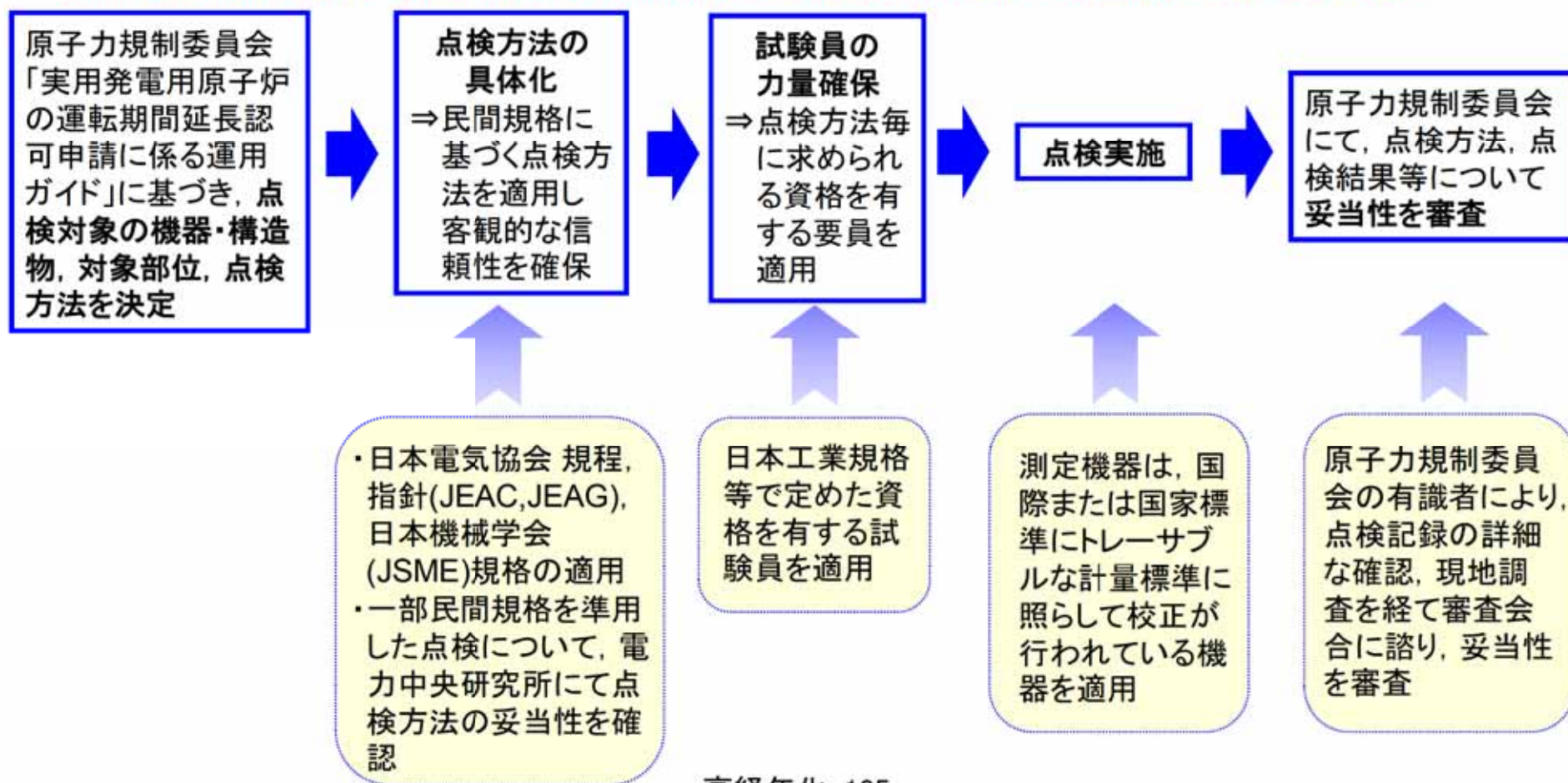
(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)



### 1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(1/3)



- 特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。
- 一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており、客観的な信頼性を確保している。
- また、運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査において、点検方法、点検結果等について、有識者による点検記録の詳細な確認、現地調査を経て審査会合に諮り、客観的に妥当性が確認されている。



### 1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(2/3)



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(1/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
1	母材及び溶接部 (炉心領域)	超音波探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験 (ECT)	<p>JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」準用</p> <p>給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり, 一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく, 非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため, 給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために, 実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また, 実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ, 試験要領及び欠陥判定方法を設定した。</p> <p>点検方法は, 実機適用試験について, 試験計画の内容確認, 試験データの確認, 試験結果の評価, 及び実機適用にあたっての試験手順, 判定基準について, 電力中央研究所*に立会いを依頼し, 評価を頂き妥当であることが確認されている。</p>	<p>十分な知識, 技能, 経験を有している者</p> <p>JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>* 電力中央研究所 原子力発電所設備に係る非破壊検査に精通しており, 中立的かつ専門性の高い評価を得ることができる組織</p> </div>



### 1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(3/3)



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(2/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
3	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」 JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 JANTI-SANE-G2「地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法－配管・基礎ボルト等]」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

## 2.1 劣化状況評価の概要－冷温停止維持を前提とした評価



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

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



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



## 2. 1 劣化状況評価の概要－断続的運転・冷温停止の継続の特徴

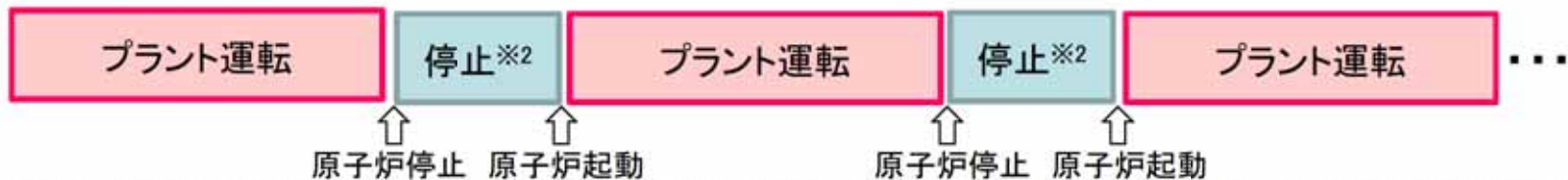
- 発電所の「**長期間停止状態維持**※1」とは、**発電所を長期的に停止した状態(概ね1年間以上)で維持し、この間も必要な保守点検を行うことをいう。また「断続的運転」とは、プラントを一定期間運転した後に停止して燃料交換と設備の保守等を行うことを1サイクルとして、これを繰り返すことをいう。**
- 長期間停止状態維持と断続的運転でのプラント状態の主な違いとしては、温度・圧力・媒質・中性子照射等の環境条件が異なることと、それぞれのプラント状態で機能を要求される機器が異なることが挙げられる。**

※1:長期間停止状態維持は、劣化状況評価において「冷温停止状態維持」という。

### プラント長期間停止状態維持※1

- ・照射済み燃料は主に使用済燃料プール内で保管、崩壊熱量に応じて残留熱除去系による継続的な海水熱交換冷却を行う。
- ・長期間停止状態維持では、給復水系、主タービン/主発電機設備等は機能を要求されない。
- ・長期間停止状態維持期間は運転中に比べて全域が低温、低圧、低放射線環境であり、原子炉格納容器内は空気環境に暴露
- ・長期間停止状態維持の間も、特別な保全計画に基づき必要な保守点検を実施

### 発電所の長期間停止状態維持のイメージ



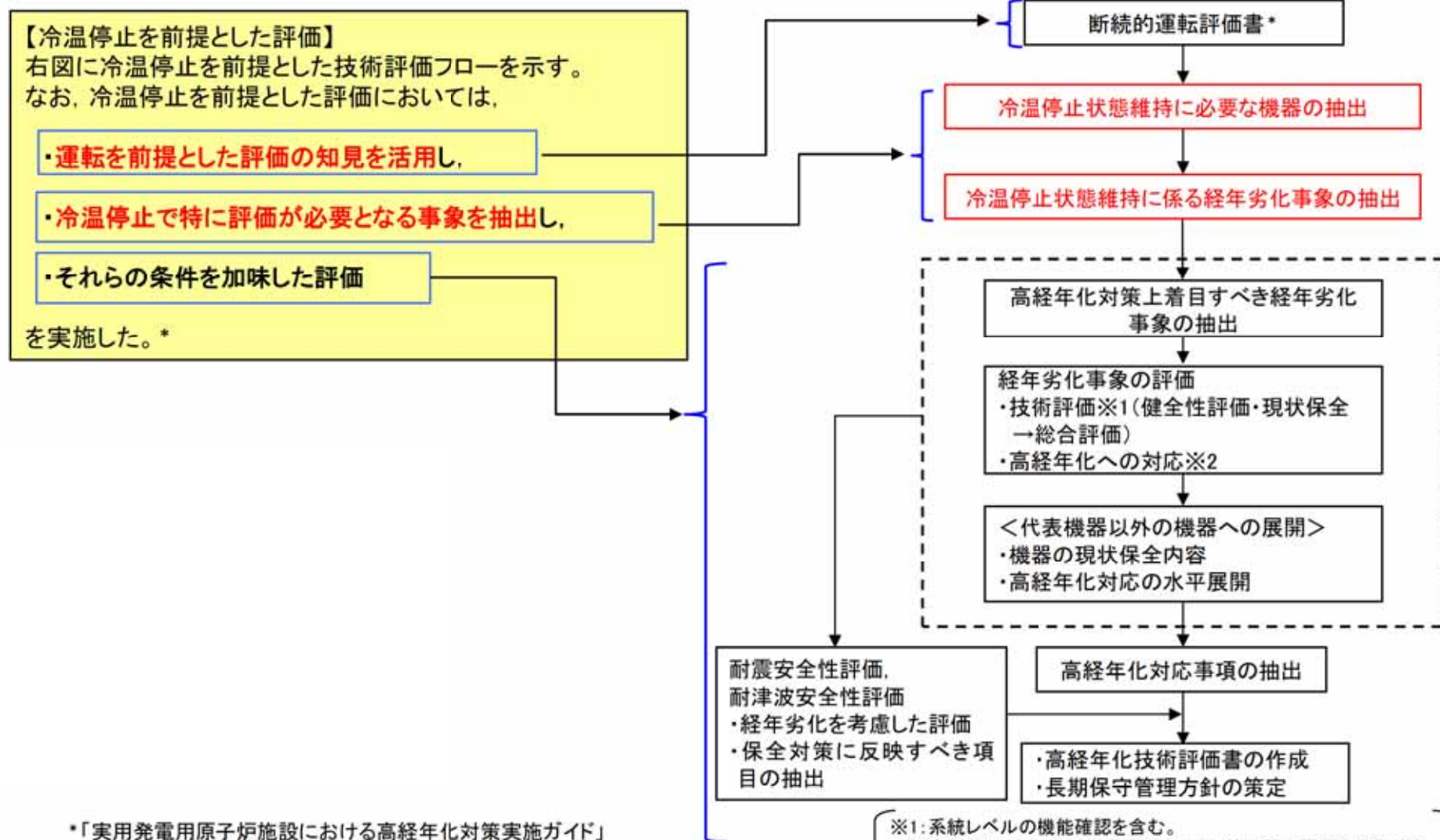
- ・原子炉運転中の燃料は給復水系からの給水の蒸発熱で冷却、原子炉冷却材はタービン・復水器・給復水系を經由して循環
- ・運転中は高温、高圧、高放射線環境、原子炉格納容器内は窒素雰囲気保持。
- ・原子炉の起動・停止及び運転中のプラント過渡等による疲労が生じる。
- ・主に停止時の定期事業者検査で設備の保守点検を実施。

※2 停止期間中に燃料交換及び設備の保守等を行い、所定の機能・性能が維持されていることを確認。

### 発電所の断続的運転のイメージ

## 2.1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の手順

○冷温停止を前提とした評価では、断続的な運転を前提とした評価の知見に基づき、冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出した上で、冷温停止状態の維持により生じる経年劣化事象の抽出を行い、長期停止の影響を評価する。



\*「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」(原子力規制委員会)、「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(日本原子力学会標準)等に基づき実施



## 2.1 劣化状況評価の概要－冷温停止における評価結果① (着目すべき経年劣化事象(主要6事象))



劣化事象 (主要6事象)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の劣化の進展が想定されない理由	
低サイクル疲労	・容器 ・弁 ・配管(炭素鋼, ステンレス鋼)	ノズル等 弁箱 給水系配管等	無し	評価対象となる機器は優位な熱や圧力等の過渡(=原子炉起動・停止, トラブル)を受けないため。	
中性子照射脆化	・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。	
照射誘起型応力腐食割れ	・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。	
2相ステンレス鋼の熱時効	・ポンプ ・弁	二層ステンレス鋼を使用している部位	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり熱時効が進展する温度以上の環境にならないため。	
電気・計装品の絶縁特性低下	・ポンプモータ ・ケーブル他	ケーブル	運転(通電)時間の増加	長期停止中に劣化が厳しくなると想定されるため、特別な保全計画(次頁※1)を策定 絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験	
コンクリート	強度低下	コンクリート構造物	コンクリート	無し	評価対象となるコンクリートの曝露環境は変わらないこと。また熱及び放射線照射については原子炉が冷温停止であり熱及び燃料からの中性子, ガンマ線照射を受けないため。
	遮蔽能力低下			無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止でありガンマ線照射を受けないため。

○電気・計装品のうち**高圧ポンプモータの絶縁特性低下**については、断続運転を想定した場合より、**冷温停止の継続を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。**

- ・**絶縁特性低下**に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検  
機器の点検周期は、**長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)**  
**点検内容(絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験, 目視確認及び清掃)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)**

⇒必要に応じてより詳細な点検を実施し、**万一、有意な絶縁特性の低下が確認された場合は、取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。**



## 2.1 劣化状況評価の概要－冷温停止における評価結果② (着目すべき経年劣化事象ではない事象(主要6事象以外))



劣化事象 (主要6事象以外)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の点検内容, 項目
摩耗	ポンプ, ポンプモータ (残留熱除去系ポンプ他)	・主軸 ・水中軸受	燃料の冷却=運転(摺動)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検, 寸法測定)
摩耗及び高サイクル疲労割れ	熱交換器 (残留熱除去系熱交換器)	・伝熱管	燃料の冷却=運転(摺動)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 開放点検(渦流探傷検査, 漏えい確認)
腐食 (エロージョン)	弁 (残留熱除去系熱交換器海水出口流量調整弁)	・弁体 ・弁座	燃料の冷却=運転(通水)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検)
腐食 (全面腐食)	原子炉格納容器内の機器	・炭素鋼製 ・低合金鋼製	環境変化(窒素⇒空気)=曝露状態	特別な保全計画(※1)を策定 目視点検

○上記の4つの主要6事象以外の事象については、断続運転を想定した場合より、冷温停止の継続を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。

- ・4つの主要6事象以外の事象に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検  
点検周期は、長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)  
点検内容(上記の表に記載の点検項目等)を適切に実施(劣化状況の把握、機能の維持が可能)

→必要に応じてより詳細な点検を実施し、万一、有意な摩耗、腐食等が確認された場合は、  
取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。

※1:特別な保全計画は、地震・事故等により原子炉が停止し、停止期間が概ね1年以上となることが予想される場合には、特別な措置として、あらかじめ原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定める。  
具体的には以下を策定し、運用する。

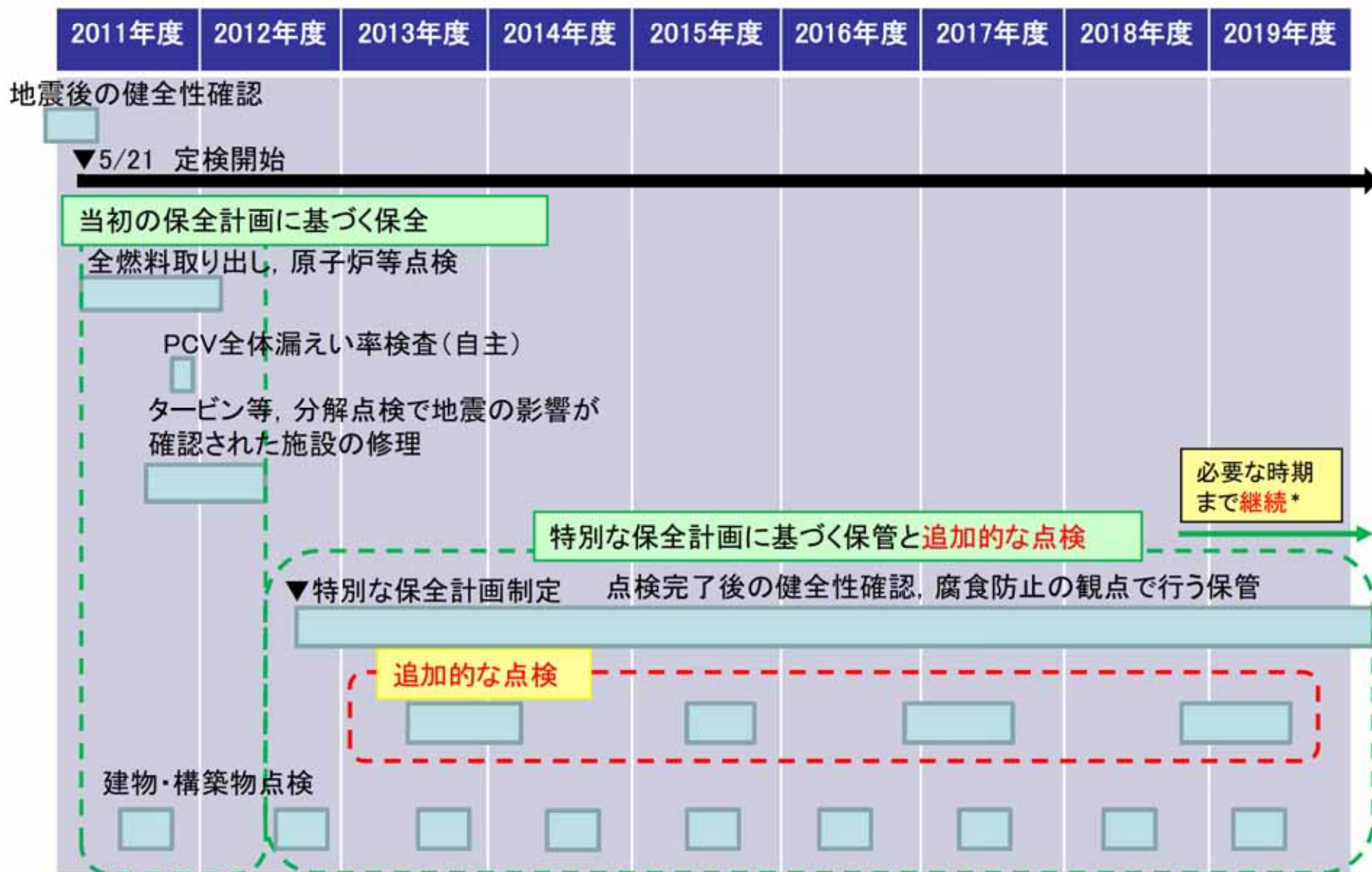
①長期保管計画として機器動作試験(定期試験含む)、保管措置

②追加点検計画(停止、運転に係わらず常時使用する設備については点検間隔を考慮)

○これらの抽出した事象に対応した機器に対して、特別な保全計画に基づき、追加的な点検・補修等を行っていくことで、長期停止により冷温停止が継続した機器の健全性維持が可能、これまでに設備の不具合件数の増加等は生じていない。 高経年化-142



# <別紙> 特別な保全計画の策定と点検実績



\*今後、発電所の運転を再開する場合は、新設の設備も含めて必要なすべての点検・検査を実施する。