

東海第二発電所

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

2019年5月30日

日本原子力発電株式会社

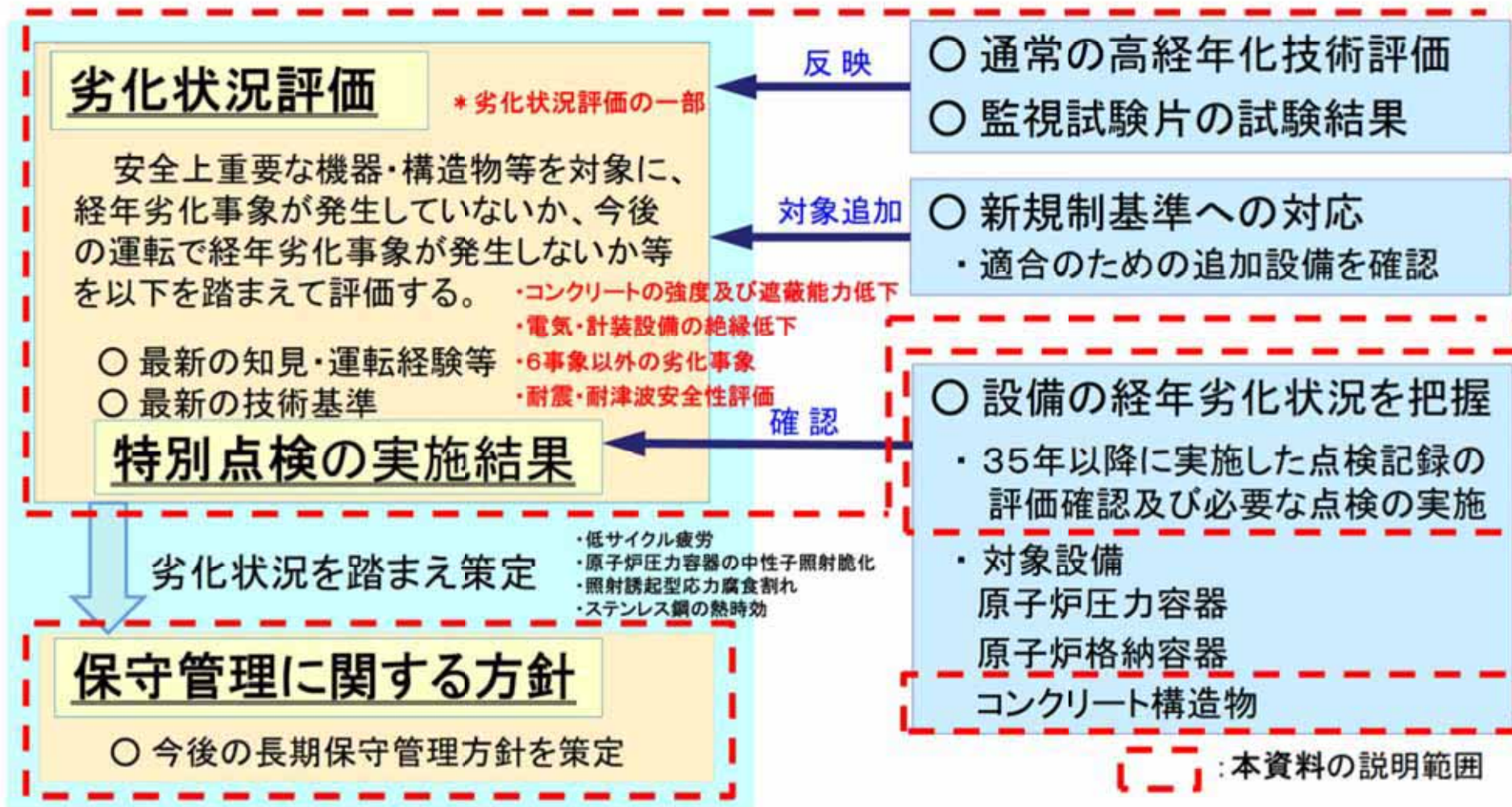
本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 今回の説明内容	1- 3
2. 特別点検の説明	1- 5
2. 1 コンクリート構造物	1- 6
3. 劣化状況評価の説明	1-14
3. 1 劣化状況評価の概要	1-15
3. 2 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	1-19
3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について	1-22
3. 4 6事象以外の劣化事象について	1-30
3. 5 耐震・耐津波安全性評価	1-34
3. 6 東海第二発電所の特有の評価	1-53
3. 7 まとめ	1-59
4. 保守管理に関する方針の説明	1-63
5. 結 言	1-66

1. 今回の説明内容

東海第二発電所の運転期間延長認可申請の内容のうち、本資料の説明範囲を示す。ここでは、特別点検、劣化状況評価のうち一部及び保守管理に関する方針の説明を行う。



東海第二発電所 運転期間延長認可申請の全体像

特別点検の説明

- ・原子炉圧力容器・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・原子炉格納容器・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・コンクリート構造物・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明

劣化状況評価の説明

主要6事象＋耐震・耐津波安全性評価

- ・低サイクル疲労・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・原子炉圧力容器の中性子照射脆化・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・照射誘起型応力腐食割れ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・ステンレス鋼の熱時効・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 前回ご説明
- ・コンクリートの強度及び遮蔽能力低下・・・・・・・・・・ 今回ご説明
- ・電気・計装設備の絶縁低下・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明
- ・6事象以外の劣化事象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明
- ・耐震・耐津波安全性評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明
- ・東海第二発電所の特有の評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明

保守管理に関する方針の説明

- ・今後の長期保守管理方針を策定・・・・・・・・・・・・・・ 今回ご説明

2. 特別点検の説明

2.1 特別点検 コンクリート構造物ー概要

- ・運転期間延長認可申請に際し、劣化状況の把握のための点検(特別点検)として、これまで高経年化技術評価や現状保全にて点検を実施していなかった範囲を含め、**使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する箇所から採取したコアサンプルを用いた点検を実施**
- ・コンクリート構造物は、**強度低下及び遮蔽能力低下に着目し、特別点検で得られた測定値等を用い、20年間の運転期間延長を踏まえた劣化状況評価を実施**

点検部位	経年劣化事象	点検の考え方
コンクリート (原子炉建屋、 取水口構造物等)	強度低下 及び 遮蔽能力 低下	対象構造物の部位の中で、点検項目(強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応)に照らして、使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する箇所から採取したコアサンプルを用いた点検を実施

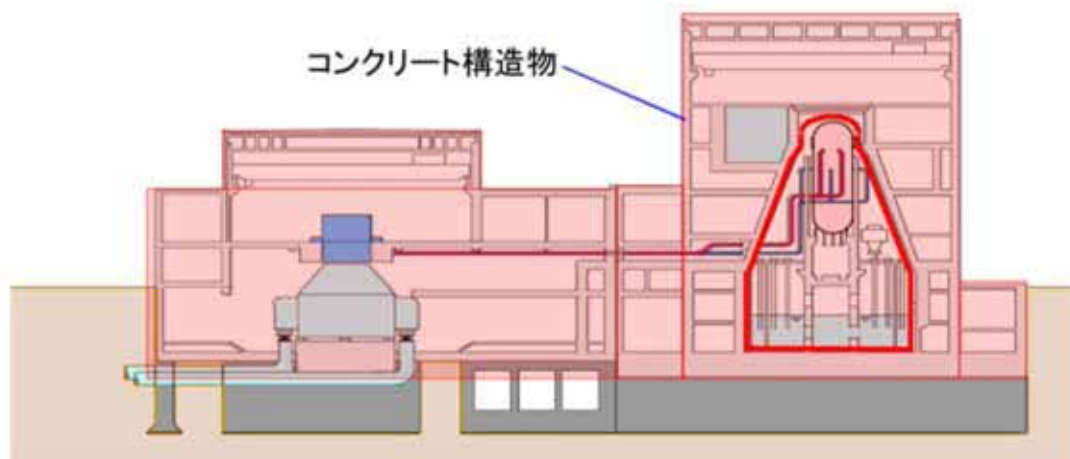
特別点検

- ・点検方法の選定(1-7参照)
- ・現状保全との比較(1-8参照)
- ・点検部位及び点検項目(1-9,10参照)
- ・点検箇所の選定(1-11参照)
- ・点検結果(1-12,13参照)

点検結果をインプット

劣化状況
評価

- ・経年劣化事象の抽出(1-19参照)
- ・評価対象(1-20参照)
- ・評価結果(1-21参照)



2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検方法の選定

- ・コンクリート構造物は、経年劣化事象が急速に進展するものではない
- ・一般的なコンクリート構造物に関する経年劣化事象の知見を基本とし、**定期的な点検、修繕等にて、強度及び遮蔽能力低下が発生しないように維持管理を実施**

点検部位	コンクリート(原子炉建屋、取水口構造物等)	
点検項目	点検対象部位から採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認	
点検方法	①強度	圧縮力を加えて破壊した時の力を確認
	②遮蔽能力	乾燥させた重さを確認
	③中性化深さ	コンクリート表面からどの程度の深さまでアルカリ性を呈するか(鉄筋保護状態)を試薬の色の変化により確認
	④塩分浸透	塩分の量を確認
	⑤アルカリ骨材反応	詳細に観察し、アルカリ骨材反応が生じていないことを確認【補足説明資料1-70参照】



①強度の点検状況
(耐圧試験機による圧縮強度試験)



②遮蔽能力の点検状況
(促進乾燥試験)



③中性化深さの点検状況
(フェノールフタレイン溶液による確認)



④塩分浸透の点検状況
(塩化物イオン含有量試験)



⑤アルカリ骨材反応の点検状況
(実体顕微鏡観察)

- ・点検方法について、強度、中性化深さ、塩分浸透はJIS規格を選定
- ・遮蔽能力は、日本建築学会規格から一部変更して適用できることを既往の研究成果*1から確認
- ・**アルカリ骨材反応**は、反応性に関する試験や定期的な目視点検により反応が生じていないことを確認しているが**最新の知見*2を踏まえ、実体顕微鏡観察を選定し、他の精微な方法と比較して妥当性を確認**

*1：米澤他、日本建築学会大会学術講演梗概集(関東)(既存構造物における遮蔽コンクリートの乾燥単位容積質量試験方法の検討、2015年9月)

*2：原子力用コンクリートの反応性骨材の評価手法の提案(JNES-RE-2013-2050,平成26年2月)、ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(JCI,平成26年7月)

2.1 特別点検 コンクリート構造物－現状保全との比較

- ・現状保全では、コンクリート表面の目視確認(1回/年)にて劣化事象発生の有無を確認し、定期的(1回/5年)に非破壊・微破壊試験にて、強度、中性化深さ、塩分浸透試験を実施
- ・**特別点検**(運転開始後35年以降に実施)では、**これまで現状保全にて点検を実施してきた範囲・点検方法に加え、点検を実施していない範囲・点検方法についてもコアサンプルを用いて点検を実施**

	現状保全		特別点検
点検項目 (時期)	コンクリート表面の目視確認 (1回/年)	非破壊・微破壊試験 (1回/5年)	<u>破壊試験</u> (運転開始後35年以降に実施)
点検範囲	コンクリート構造物全体	原子炉建屋、タービン建屋、 取水口構造物、排気筒基礎	原子炉建屋、タービン建屋、取水口構造物、排気筒基礎、 <u>使用済燃料乾式貯蔵建屋</u> ⇒ <u>部位毎に使用材料・使用環境条件を分析し、劣化要因に対する影響が大きいと想定される点検箇所にて実施</u>
点検方法	ひび割れ、剥離・剥落、鉄筋腐食の兆候(錆汁の有無)を確認し、必要に応じて修繕等を検討(簡易測定を含む)	強度、中性化深さ、塩分浸透試験	<u>採取したコアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の確認</u>
試験員力量	一級建築士等		・一級建築士等 ・ <u>コンクリート診断士等</u> ・ <u>アルカリ骨材反応は、実体顕微鏡観察による必要な評価経験を有するもの</u>

- * 下線部は特別点検で追加した内容を示す
- * 現状保全は点検マニュアルに基づき実施
- * 試験員の力量は、事前に力量評価書にて妥当であることを確認

2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(1/2)

対象部位の中で、使用環境条件等から劣化要因の影響が大きい部位を代表して点検を実施することで、点検対象部位以外の使用条件等は対象部位に包含され、結果も対象部位の結果に包含されることから、網羅的に点検を実施

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力	中性化深さ	塩分浸透	アルカリ骨材反応
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○*3	○	-	○
	原子炉圧力容器ベDESTAL又はこれに準ずる部位	○	-	○	-	○
	一次遮蔽壁	○	○	○	-	○
	格納容器底部基礎マット*1	○	-	○	-	○
	格納容器底部外基礎マット	○	-	○	-	○
	使用済み燃料プール	○	-	○	-	○
	ダイヤフラムフロア*2	○	-	○	-	○
原子炉建屋以外の建屋 (中央制御室が設置されているものに限る。)	外壁	※	※	※	※	※
	内壁及び床	※	※	※	-	※
	基礎マット	※	-	※	-	※
タービン建屋	外壁	○	※	○	○	○
	内壁及び床	○	※	○	-	○
	基礎マット	○	-	○	-	○
取水槽	海中帯	○	-	○	○	○
	干満帯	○	-	○	○	○
	気中帯	○	-	○	○	○
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	原子炉建屋内	上記構造物「原子炉建屋等」に含む				
	原子炉建屋以外の建屋内(中央制御室が設置されているものに限る。)	※	-	※	-	※
	タービン建屋内(タービン架台を含む。)	タービン架台	○	-	○	-
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済燃料乾式貯蔵建屋	○	○	○	○*3	○
	排気筒基礎	○	※	○	○	○

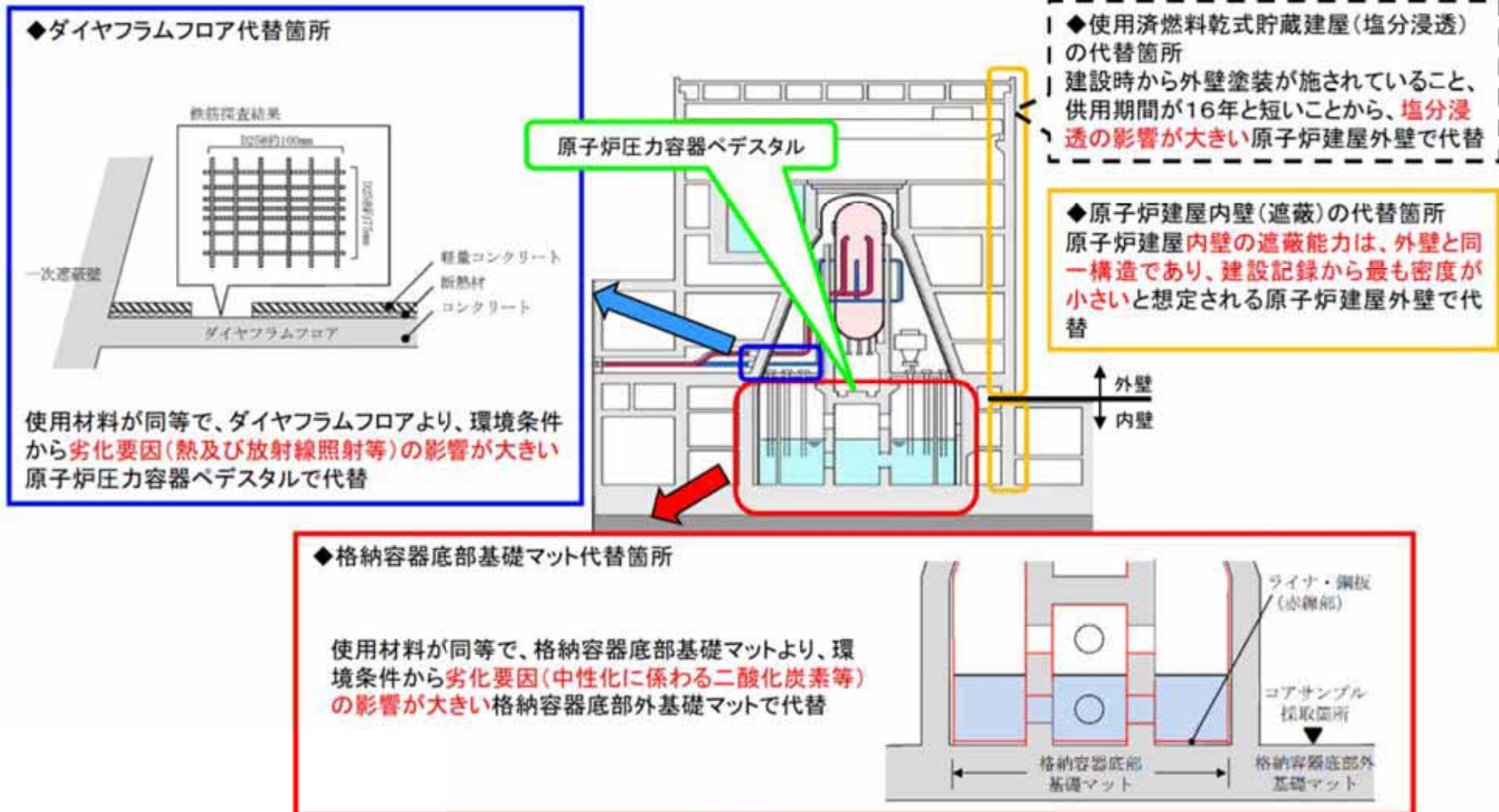
○：特別点検を実施、-：対象外、※：該当する部位なし

*1：格納容器底部外基礎マットで代替、*2：原子炉圧力容器ベDESTALで代替、*3：原子炉建屋外壁で代替

2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検部位及び点検項目(2/2)



- ・原子炉建屋等のうち、**格納容器底部基礎マット及びダイヤフラムフロア**については、**コアサンプリング**により、**強度・機能に影響**を及ぼすことになると判断し、**環境条件から劣化要因の影響がより大きい代替部位で点検**
- ・原子炉建屋内壁は、外壁と同一構造であり、建設記録から最も密度が小さいと想定される外壁を点検
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の供用期間及び立地条件等から、劣化要因の影響がより大きい原子炉建屋外壁で点検



2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検箇所を選定

対象部位のうち、使用材料及び使用環境条件が劣化状況評価に最も影響する点検箇所を選定

【強度】
劣化要因の影響が大きい部位を選定
【補足説明資料1-71参照】

【遮蔽能力】 ⇒ 遮蔽壁
建設記録から、コンクリートの密度(単位容積質量)の小さい部位を選定(促進乾燥試験を行うことで環境条件を統一)

【塩分浸透】 ⇒ 外壁上部
構造物が置かれた環境条件に影響するため、飛来塩分調査や表面塩分量測定器を用い、コンクリート表面の塩分量が最も多い部位を選定

【アルカリ骨材反応】 ⇒ 基礎マット
水分、塩分等の外部から供給されるアルカリ分、アルカリ分の主な供給元であるセメントの種類を考慮し、影響が大きい部位を選定

広範囲

飛来塩分捕集器
(ドライガーゼ法)

表面塩分量測定器
(ポータブル表面塩分計)

非破壊試験結果による点検箇所の選定
(リバウンドハンマー試験による表面状態の確認)

特別点検の対象部位が広範囲な場合は、表面の硬さ(表面の緻密さ)に着目し、リバウンドハンマー試験*1により、反発度が最も小さい箇所を選定

*1: コンクリートにバネによる打撃を与え、返ってきた衝撃の強さを測定

【中性化深さ】 ⇒ 内壁
空気環境(二酸化炭素、温度及び湿度)の測定結果から、森永式により環境影響度が大きい部位を選定

最大値の箇所を選定

環境影響度*2

測定箇所

空気環境測定結果による点検箇所の選定
(中性化深さの例)

*2: 森永式における環境条件による係数(下記赤部)から算出

$$x = \sqrt{C} \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot \frac{1}{\sqrt{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot w/c - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x: 中性化深さ (mm)
T: 温度 (°C)
t: 材齢 (日)
C: 炭酸ガス濃度 (%) (1%=10,000ppm)
RH: 湿度 (%)
w/c: 水セメント比 (%÷100)
R: 中性化比率

2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検結果(1/2)

- ・強度低下及び遮蔽能力低下に着目し、特別点検で得られた測定値等を用い、20年間の運転期間延長を踏まえた劣化状況評価を実施。なお、強度と遮蔽能力は設計値を満足
- ・強度、遮蔽能力及び中性化深さ試験はコア3本の平均値、その他は1本のコアで試験を実施

対象のコンクリート構造物	対象の部位	強度		遮蔽能力		
		設計値* ¹ [N/mm ²]	平均圧縮強度* ² [N/mm ²]	設計値* ³ [t/m ²]	平均乾燥単位容積質量* ² [t/m ³]	
原子炉建屋等	外壁	22.1	51.1	2.23	2.261	
	内壁及び床		50.0	—	—	
	原子炉圧力容器ベDESTAL 又はこれに準ずる部位		39.3	—	—	
	一次遮蔽壁		50.5	2.23	2.230	
	格納容器底部外基礎マット		44.6	—	—	
	使用済み燃料プール		49.7	—	—	
タービン建屋	外壁	22.1	48.2	—	—	
	内壁及び床		33.9	—	—	
	基礎マット		32.0	—	—	
取水槽	海中帯	20.6	29.1	—	—	
	干満帯		34.6	—	—	
	気中帯		35.7	—	—	
安全機能を有する系統及び機器 又は常設重大事故等対処設備に 属する機器を支持する構造物	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	タービン架台	22.1	37.0	—	—
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大 事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及 び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持す る構造物に限る。)	使用済み燃料乾式貯蔵建屋	24.0	24.8	2.15	2.188	
	排気筒基礎	22.1	24.9	—	—	

*1：工事計画認可上の設計基準強度(構造計算において許容応力度の算出等に用いる指標)

*2：1箇所当たりコア3本を試験

*3：工事計画認可上の密度(乾燥単位容積質量)

2.1 特別点検 コンクリート構造物一点検結果(2/2)

対象のコンクリート構造物	対象の部位	中性化深さ*1	アルカリ骨材反応*1	
		平均中性化深さ*2 [mm]	実体顕微鏡観察*3	
原子炉建屋等	外壁	28.4	反応性なし	
	内壁及び床	15.3	反応性なし	
	原子炉圧力容器ベDESTAL又はこれに準ずる部位	1.7	反応性なし	
	一次遮蔽壁	31.9	反応性なし	
	格納容器底部外基礎マット	1.1	反応性なし	
	使用済み燃料プール	3.6	反応性なし	
タービン建屋	外壁	39.6	反応性なし	
	内壁及び床	24.8	反応性なし	
	基礎マット	1.7	反応性なし	
取水槽	海中帯	1.5	反応性なし	
	干満帯	0.0	反応性なし	
	気中帯	10.3	反応性なし	
安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物	タービン建屋内(タービン架台を含む。)	タービン架台	2.8	反応性なし
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	使用済み燃料乾式貯蔵建屋	20.9	反応性なし	
	排気筒基礎	7.5	反応性なし	

対象のコンクリート構造物	対象の部位	塩分浸透*1						
		塩化物イオン量[kg/m ³]						
		表面からの深さ[mm]						
		5~15	15~25	25~35	45~55	65~75	95~105	145~155
原子炉建屋等	外壁	0.57	0.35	0.28	0.20	0.15	0.18	0.20
タービン建屋	外壁	0.36	0.20	0.16	0.11	0.13	0.11	0.07
取水槽	海中帯	2.15	1.95	1.72	1.44	1.03	0.57	0.23
	干満帯	1.89	2.58	1.98	1.37	1.09	0.39	0.11
	気中帯	1.57	2.44	2.14	1.37	0.89	0.30	0.11
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物に限る。)	排気筒基礎	0.34	0.34	0.30	0.23	0.20	0.18	0.23

*1：劣化状況評価にインプット

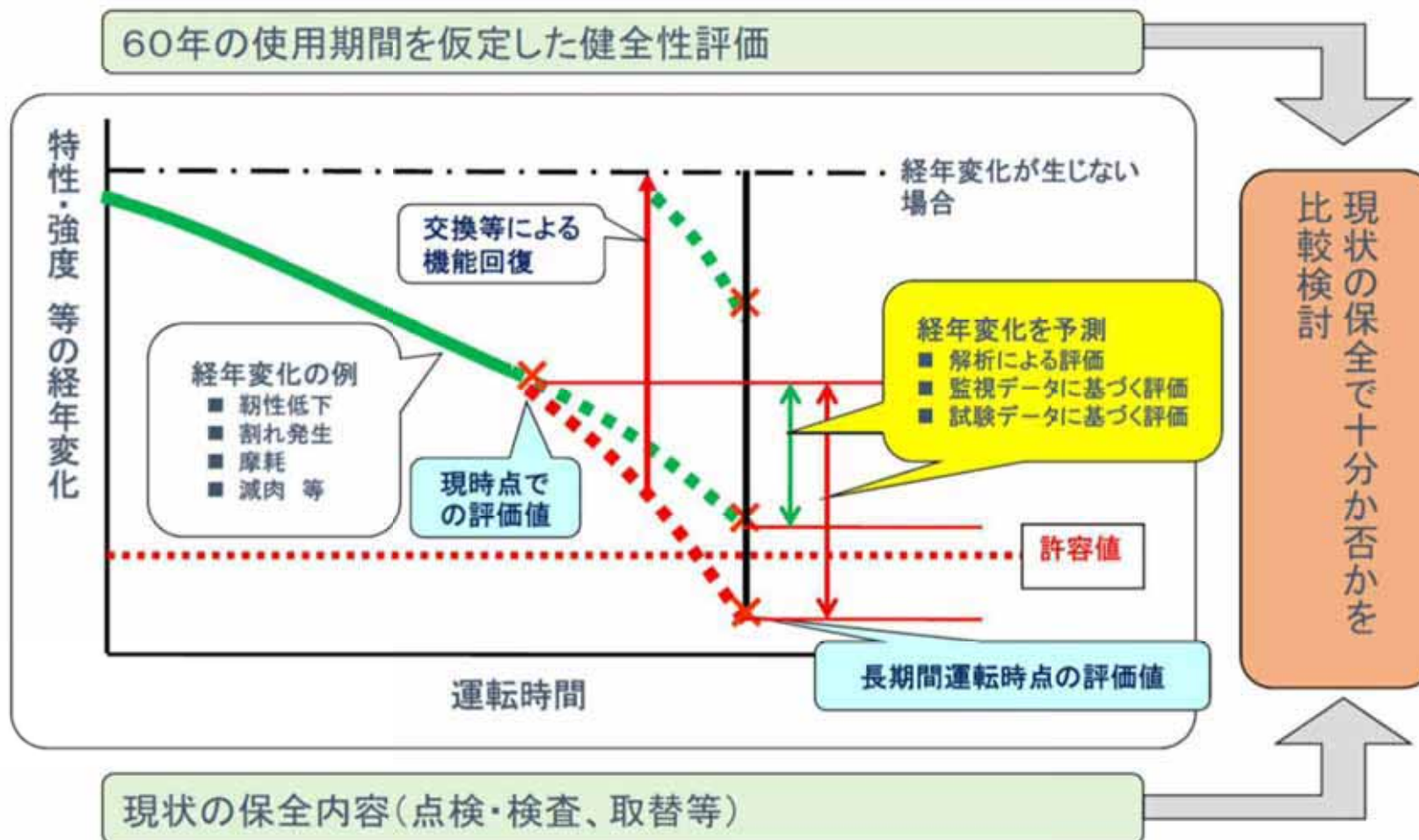
*2：1箇所当たりコア3本、その他はコア1本を試験

*3：ASR診断の現状とあるべき姿研究委員会報告書(JCI,平成26年7月)等を参考に観察結果(反応リム、ゲルのしみ、ひび割れ等)から判断

3. 劣化状況評価の説明

3.1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の概念

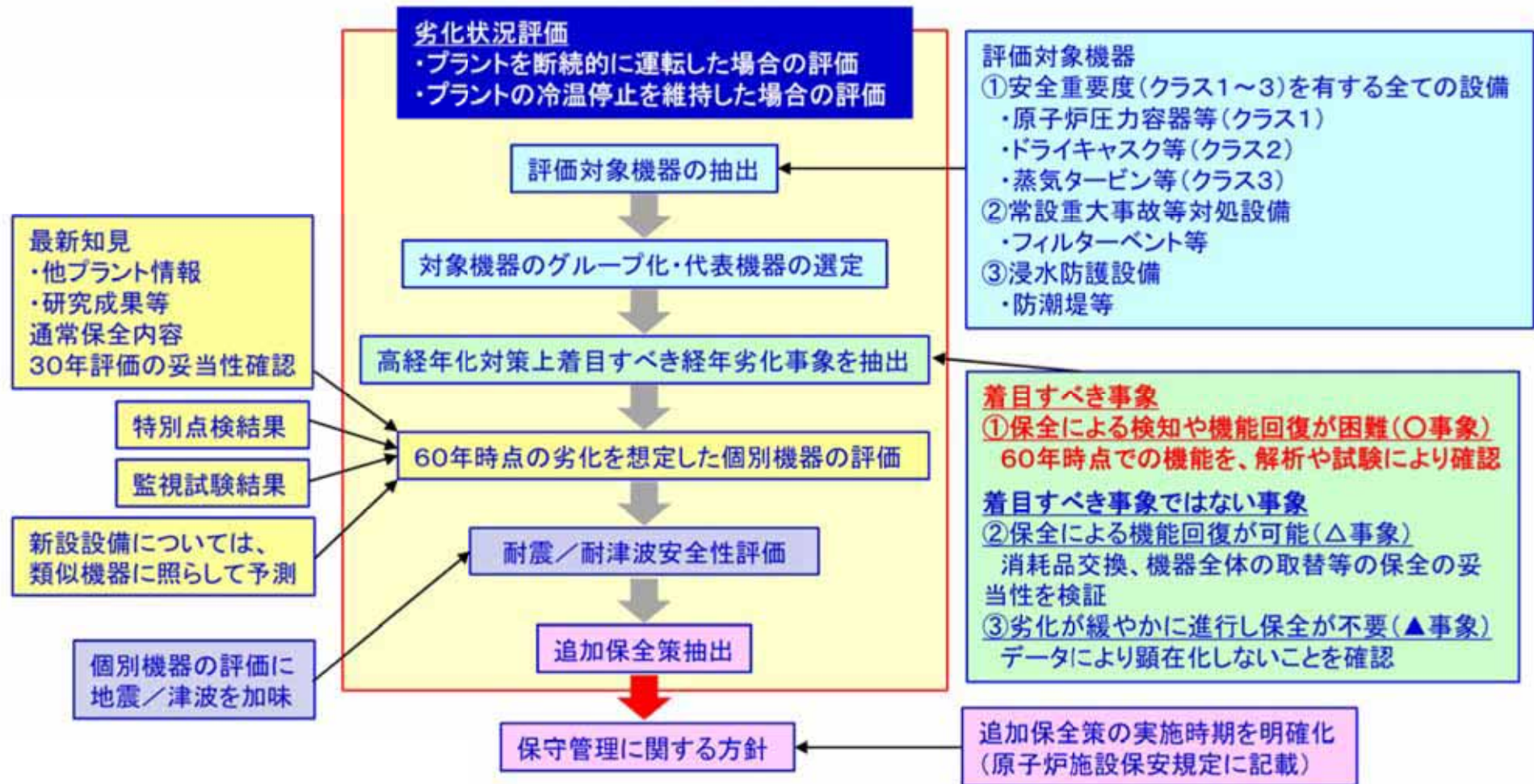
プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうかを確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。



図の出典：H30.1.13他 東海第二発電所の新規制基準適合性審査等の結果に係る住民説明会
 (「東海第二発電所に関する審査の概要」原子力規制庁) 抜粋

3. 1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の紹介

- ・劣化状況評価のイメージ図を示す。
- ・断続的な運転した場合の評価のうち、保全による検知や機能回復が困難な事象（○事象）についての個別機器の評価と、耐震・耐津波安全性評価について、一部で追加保全策を抽出していることから、詳細に説明する。それ以外については現状の保全で対応可能と評価



3. 1 劣化状況評価の概要－着目すべき経年劣化事象の抽出

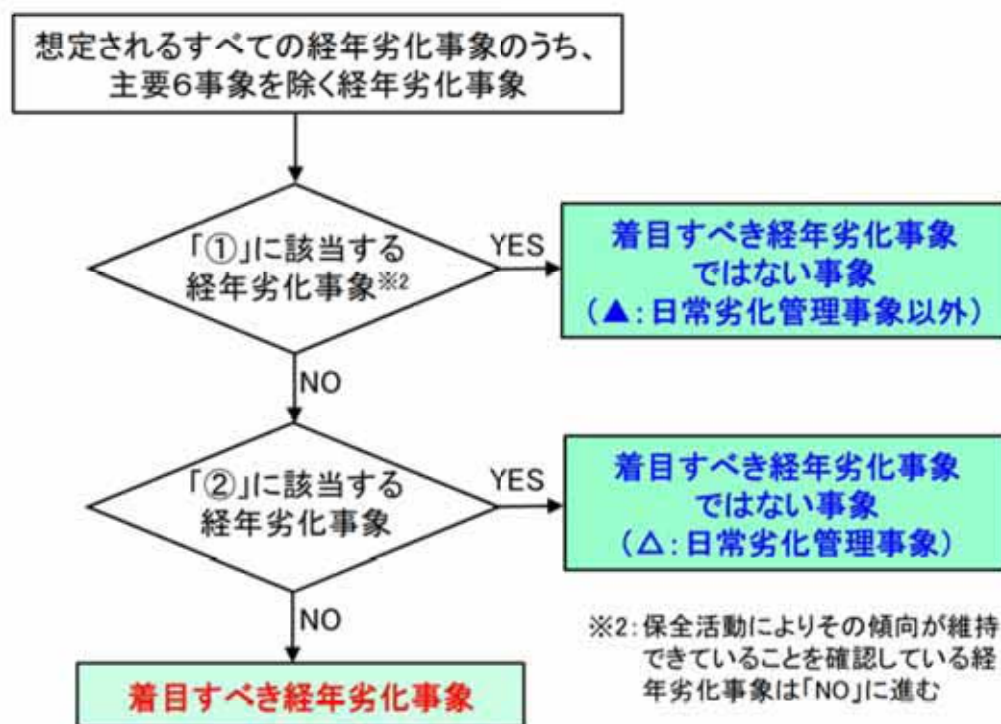
<着目すべき経年劣化事象の抽出>

(1) 評価対象機器の使用条件(型式、材料、環境条件等)を考慮し、規格※1に基づき、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出する。

(2) **主要6事象:着目すべき経年劣化事象(○事象)**

主要6事象以外:以下①、②のいずれかに該当する場合は、**着目すべき経年劣化事象ではない事象**として整理。

※1:日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2008」附属書A(規定)及び「経年劣化メカニズムまとめ表」



① 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象
(▲:日常劣化管理事象以外)

② 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
(△:日常劣化管理事象)
(①に該当する経年劣化事象であるものの、保全活動によりその傾向が維持できていることを確認しているものを含む。)

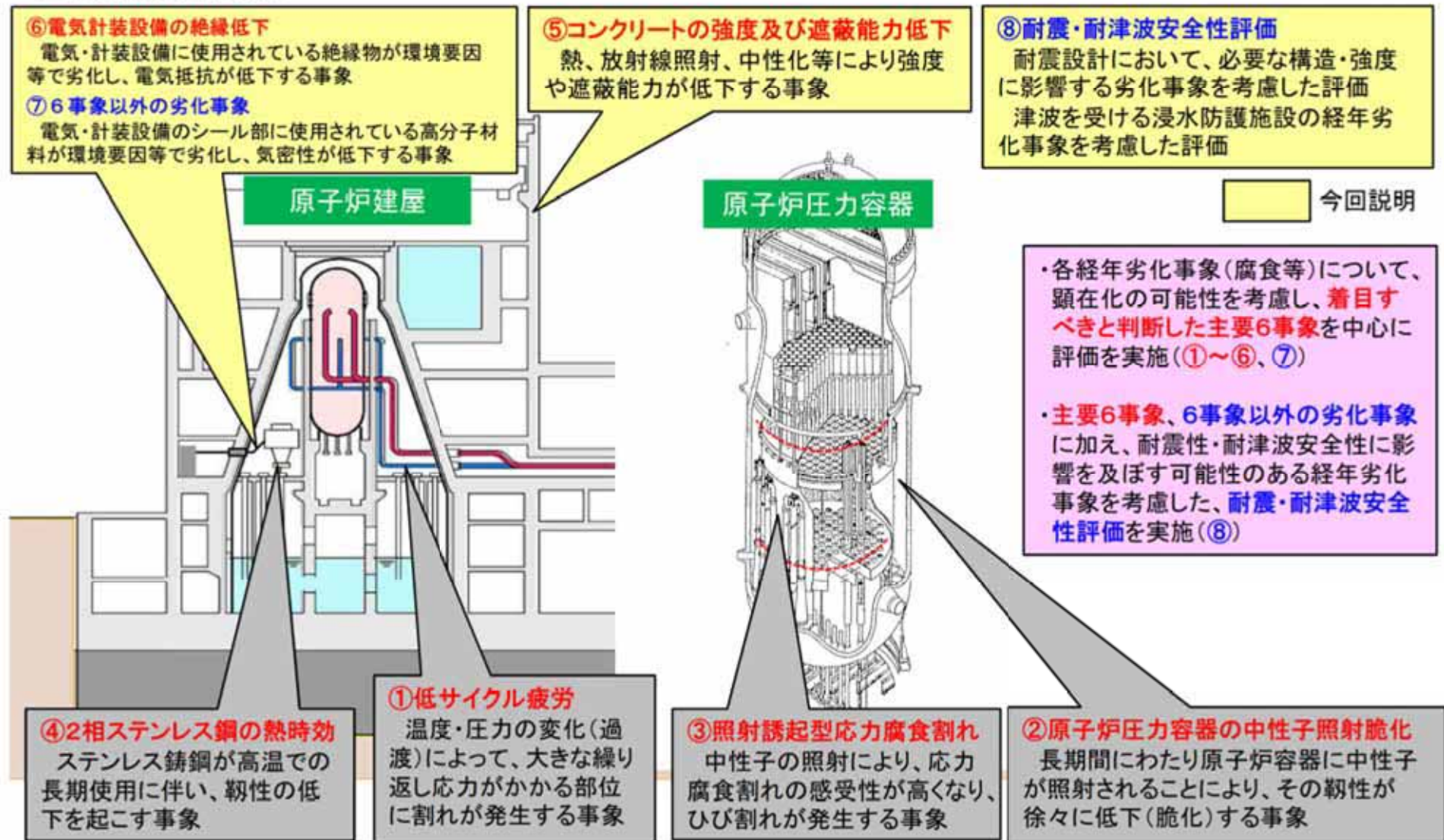
※2:保全活動によりその傾向が維持できていることを確認している経年劣化事象は「NO」に進む

経年劣化事象の分類

3. 1 劣化状況評価の概要－断続的な運転を前提とした評価内容



経年劣化事象に対して保全や劣化傾向を把握し、評価を実施。合わせて、耐震・耐津波安全性評価を実施



3.2 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－経年劣化事象の抽出



運転経験、現状保全等から評価上着目すべき経年劣化事象を抽出

経年劣化事象	劣化要因	劣化メカニズム	分類	判断根拠
強度・遮蔽能力低下	熱	コンクリート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割れ等が発生	○	
強度低下	放射線照射	中性子照射やガンマ線照射による発熱等の影響で、コンクリート中の水分の逸散を伴う乾燥に起因する微細なひび割れ等が発生	○	
	中性化	空気中の二酸化炭素の作用を受け、表面から徐々にそのアルカリ性を失い、鉄筋を保護する能力が失われ、水分及び酸素の作用により鉄筋腐食が発生	○	
	塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透し、鉄筋の腐食保護機能が失われ、水分及び酸素の作用により鉄筋腐食が発生	○	
	アルカリ骨材反応	コンクリート中に存在するアルカリ溶液と、骨材中に含まれる反応性のシリカ鉱物の化学反応であり、生成されたアルカリ・シリカゲルが周囲の水を吸収し膨張しひび割れ等が発生	△	過去の反応性試験、現状保全にける目視確認、特別点検結果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており、日常劣化管理事象と判断
	機械振動	長期間にわたって機械振動による繰返し荷重を受けるとひび割れ等が発生	○	
	凍結融解	凍結融解を繰り返すことでひび割れ等が発生	▲	気象資料から東海第二周辺地域は凍結融解の危険性がない地域に該当しており、日常劣化管理事象以外と判断
耐火能力低下	火災時などの熱	部分的な断面厚の減少	▲	これまでの運転経験において、コンクリートの劣化に繋がるような火災を経験しておらず、通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚さが減少することはなく、耐火能力は維持されるため、日常劣化管理事象以外と判断

○：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)

▲：(同上) (日常劣化管理事象以外)

3.2 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－評価対象

- ・使用材料は建設記録、使用環境はプラント温度データ、空気環境測定及び解析結果等により劣化要因毎に影響がより大きい部位を選定
- ・アルカリ骨材反応は、過去の反応性試験、現状保全における目視確認、特別点検結果から健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認しており、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)と判断

経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位*1

構造種別		コンクリート構造物						
経年劣化事象		強度低下					遮蔽能力低下	
劣化要因		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	熱
代表構造物	原子炉建屋 (非常用ディーゼル発電機海水系配管トレンチ、廃棄物処理棟及び廃棄物処理建屋含む)	原子炉圧力容器 ペDESTAL ○	原子炉圧力容器 ペDESTAL、 一次遮蔽壁 ○	○	○	△	○	ガンマ線遮蔽壁 ○
	タービン建屋			外壁 (屋内面) ○	○	△	タービン発電機架台 ○	
	取水口構造物			気中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○	△		

○：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)

□：評価対象部位

*1：鉄骨構造物も含めた劣化要因毎の評価対象部位も確認【補足説明資料1-72参照】

3.2 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下—評価結果

- ・劣化要因毎に評価対象部位の使用材料及び使用環境条件等に基づき、その進展の程度が大きいと考えられる評価点について、**特別点検の結果を踏まえて評価**
- ・評価の結果、60年時点での健全性が確認できており、**コンクリートの強度及び遮蔽能力低下は、現状保全で異常の兆候は検知可能であるため、追加保全策は抽出されなかった。**

劣化要因	評価点	評価基準*1	評価結果
熱による強度低下*2	原子炉圧力容器ペDESTAL上部	一般部:65°C 局部:90°C	> 約64°C
放射線照射による強度低下	中性子:原子炉圧力容器ペDESTAL上部 ガンマ線:一次遮蔽壁(炉心側)	中性子: $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 \cdot \text{a}^3$ ガンマ線: $2.0 \times 10^8 \text{Gy} \cdot \text{a}^3$	> 中性子: $4.10 \times 10^{15} \text{n/cm}^2$ ガンマ線: $7.80 \times 10^4 \text{Gy}$
中性化による強度低下	屋内:タービン建屋外壁(屋内面) 屋外:取水口構造物(気中帯)	屋内:6.0cm 屋外:6.4cm	> 屋内:5.0cm 屋外:1.6cm
塩分浸透による強度低下	取水口構造物(気中帯、干満帯、海中帯)	気中帯: $62.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 干満帯: $67.7 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 海中帯: $62.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$	> 気中帯: $3.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 干満帯: $18.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 海中帯: $1.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$
機械振動による強度低下	タービン発電機架台	機械の異常振動に伴う定着部周辺のコンクリート表面に有害なひび割れがないこと	定期的目視点検を実施し、コンクリート表面において強度に支障をきたす可能性がある欠陥がないことを確認
熱による遮蔽能力低下*2	ガンマ線遮蔽壁(炉心側)	中性子遮蔽:88°C ガンマ線遮蔽:177°C	> 約64°C

*1: 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1-73, 74参照】

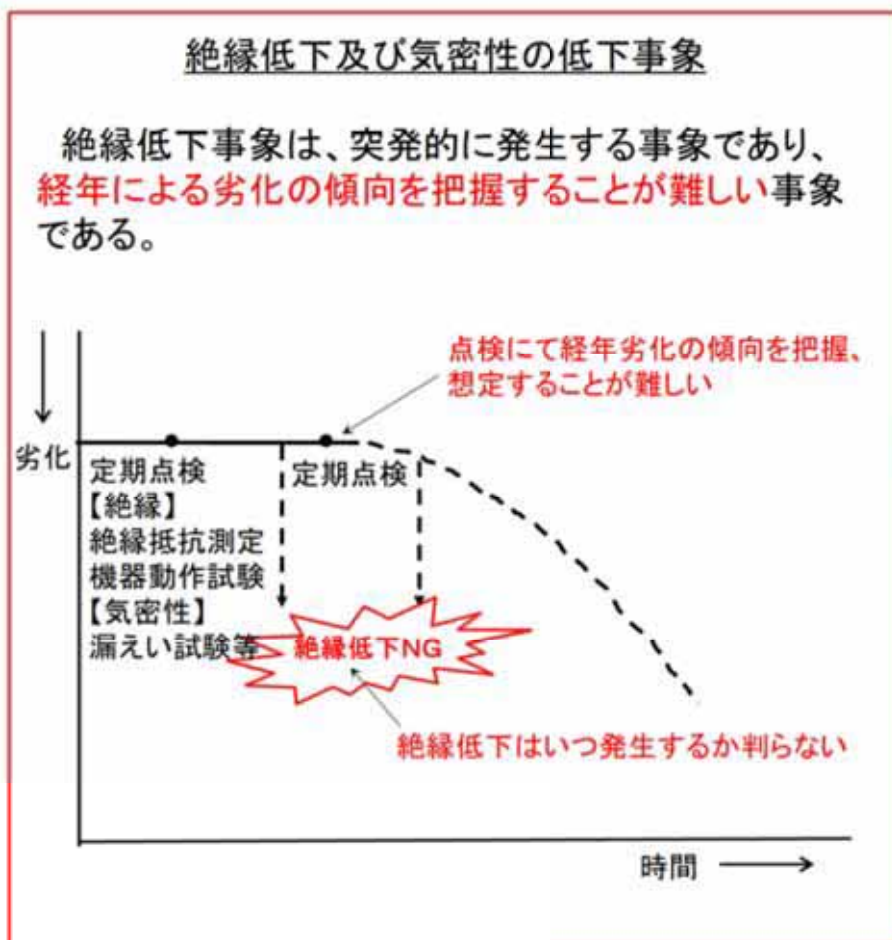
*2: 震災時のプラント停止操作により評価基準を超えた可能性があり、評価を行い影響がないことを確認【本文1-55, 56参照】

*3: H.K.Hilsdorf, J.Kropp, and H.J.Koch「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」

3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について

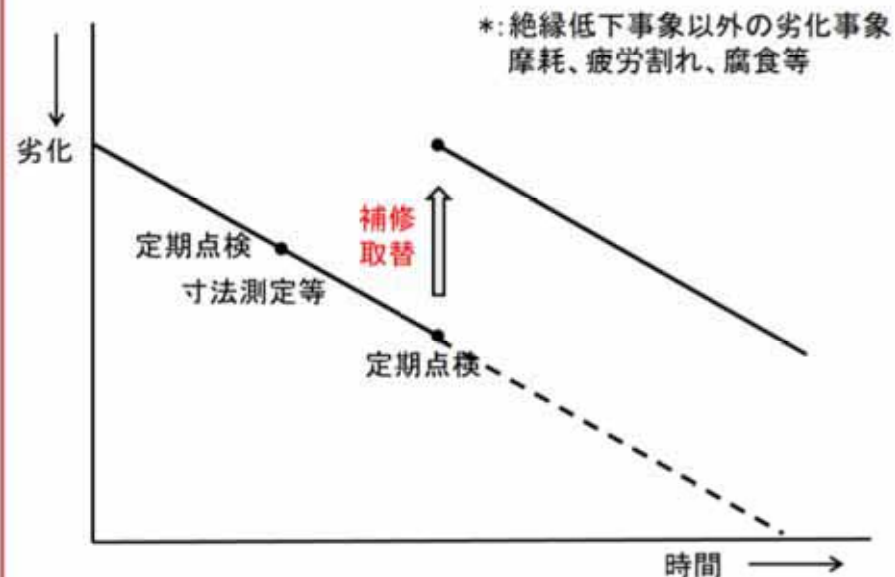
(1) 電気・計装設備の劣化と保全活動

電気・計装設備の劣化事象のうち、**絶縁低下及び気密性の低下事象は突発的に発生する事象であり、経年による劣化の傾向を把握することが難しい事象**である。ここでは、電気・計装設備の絶縁低下事象に関する健全性評価と対策について示す。



絶縁低下及び気密性の低下事象以外の劣化事象

電気・計装設備の絶縁低下事象以外の劣化事象*は、劣化傾向の把握が可能で、**補修・取替等の適切な保全を行うことで60年の健全性を維持することが可能**



3.3 電気・計装設備の絶縁低下について

(2) 電気・計装設備の経年劣化事象

電気・計装設備に想定される経年劣化事象に対する劣化対応方法を網羅的に以下に示す。

設備	評価部位	劣化事象	劣化対応方法
モータ	固定子コイル、口出線	絶縁低下	絶縁低下は、経年による劣化傾向を把握することが難しいため、健全性評価試験により確認された期間内に補修、取替を行うことで機能維持は可能
	主軸、フレーム、冷却器、取付ボルト、回転子等	摩耗、腐食、疲労割れ、はく離	通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
電気ベネトレーション	電線、シール部	絶縁低下	絶縁低下、気密性低下は、経年による劣化傾向を把握することが難しいため、健全性評価試験により確認された期間内に補修、取替を行うことで機能維持は可能
	シール部	気密性低下	
	アダプタ、スリーブ、コネクタ、電線	腐食、導通不良	通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
電動弁駆動部	固定子コイル、口出線 電磁ブレーキ	絶縁低下	絶縁低下は、経年による劣化傾向を把握することが難しいため、健全性評価試験により確認された期間内に補修、取替を行うことで機能維持は可能
	フレーム、主軸、ギア、トルクスイッチ、リミットスイッチ、スプリング等	摩耗、腐食、疲労割れ、導通不良、へたり、はく離	通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
ケーブル	絶縁体	絶縁低下	絶縁低下は、経年による劣化傾向を把握することが難しいため、健全性評価試験により確認された期間内に補修、取替を行うことで機能維持は可能
ケーブルトレイ、電線管	トレイ、電線管、サポート、基礎ボルト等	腐食	通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
ケーブル接続部	インシュレータ、端子台接続部、熱収縮チューブ等	絶縁低下	絶縁低下は、経年による劣化傾向を把握することが難しいため、健全性評価試験により確認された期間内に補修、取替を行うことで機能維持は可能
	接続端子、コンタクト、シェル、スプライス等	腐食	通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
電源設備	固定子コイル、絶縁フレーム、断路部、端子、コイル、計器用変圧器、断路部、接触子、継電器、真空バルブ、バネ、筐体、取付けボルト、スイッチ、タイマー、主軸、軸受、電圧調整器等	絶縁低下、摩耗、腐食、導通不良、特性変化、固着、真空度低下、へたり、疲労割れ、はく離、樹脂の劣化、固着	<ul style="list-style-type: none"> 電源設備で絶縁低下の想定される機器は、構造、使用状態等から電氣的、機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく、設置環境も屋内空調環境下であり、浮遊塵埃による影響も小さいことから、通常保全(点検、清掃)を行うことで機能維持は可能 通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能
計装設備	検出器、固定子コイル、計装配管類、弁、サポート、架台、検出器、信号変換処理部、取付ボルト、筐体等	絶縁低下、腐食、応力腐食割れ、導通不良、特性変化、	<ul style="list-style-type: none"> 計装設備で絶縁低下の想定される機器は、構造、使用状態等から電氣的、機械的及び熱的要因による劣化の可能性は小さく、設置環境も屋内空調環境下であり、浮遊塵埃による影響も小さいことから、通常保全(点検、清掃)を行うことで機能維持は可能 通常保全の中で、点検データの傾向監視等を行い、必要に応じて補修、取替を行うことで機能維持は可能

: 健全性評価・対応が必要な部位

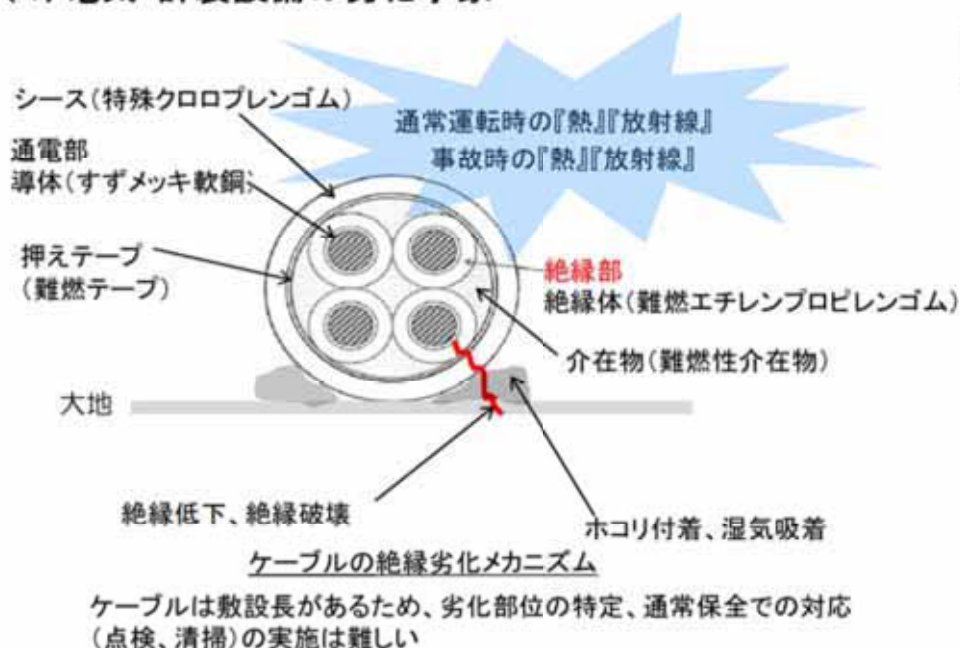
3.3 電気・計装設備の絶縁低下について

(3) 評価対象設備

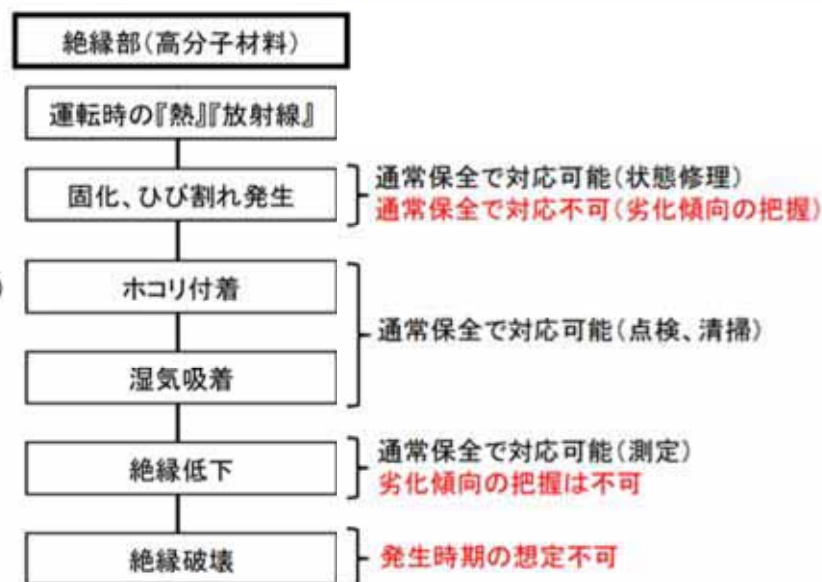
運転時及び事故時の熱、放射線による劣化による絶縁低下事象のうち、通常の保全の中で経年劣化による絶縁低下の傾向を把握することが出来ない部位を有している機器(ポンプモータ、高圧、低圧ケーブル、電動弁駆動部、ケーブル接続部等)を評価対象設備とする。

以下には、絶縁低下評価の結果、健全性の確認された期間が短い低圧ケーブルについて示す。その他の評価対象設備については、補足説明資料1-83~89に記す。

(4) 電気・計装設備の劣化事象



電気・計装設備の絶縁劣化メカニズム



(5) 電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位

電気・計装設備の絶縁低下に対する健全性評価部位は、電気が通電されている部位の絶縁を維持している絶縁体が評価部位となる。

3.3 電気・計装設備の絶縁低下について

(6) 評価手法

長期健全性評価試験の実施にあたり、設計基準事故時は電気学会推奨案*1及びACAガイド*2にもとづき、重大事故等時は電気学会推奨案をもとに、**供試ケーブルに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝した後、耐電圧試験にて絶縁機能が維持されることを確認する。**

【補足説明資料1-90参照】

格納容器内ケーブルの健全性評価に用いる環境温度は、実測値*3が設計温度以下の場合、設計温度を用い、実測値*3が設計温度を超過している場合は実測値*3を用いる。【補足説明資料1-80, 81参照】

*1: 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)

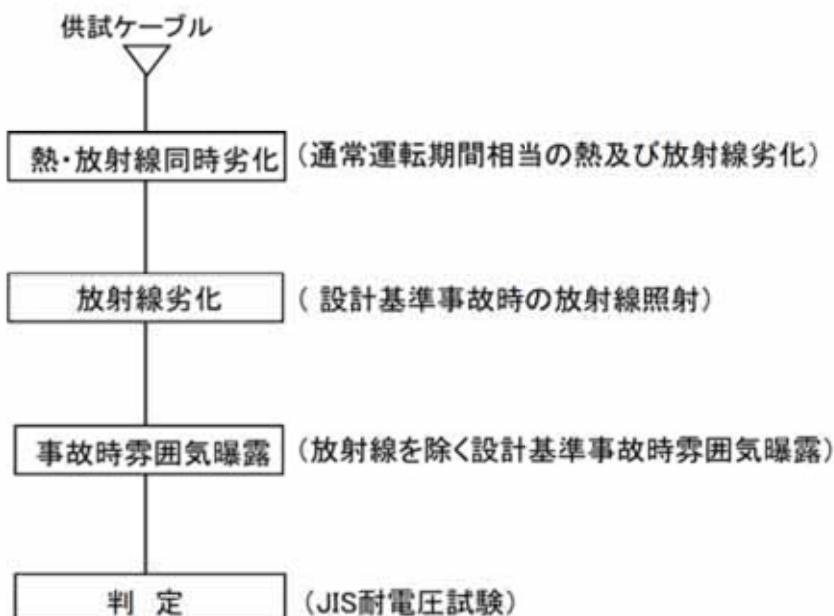
*2: 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)

*3: 100%出力運転時における各測定箇所の実測値の平均温度

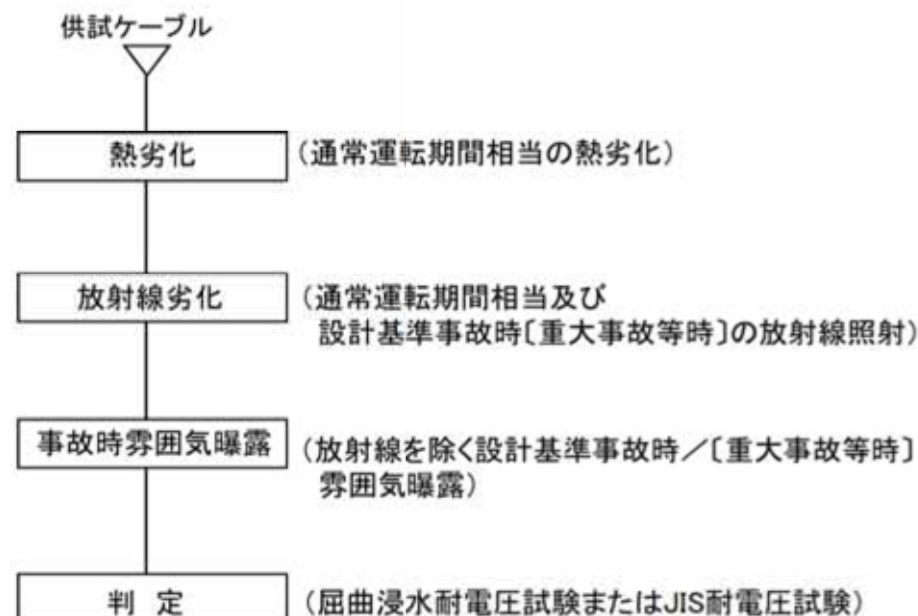
(7) 技術評価

a. 試験手順

ACAガイドによる健全性評価(設計基準事故時)



電気学会推奨案による健全性評価(設計基準事故時/[重大事故等時])



3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について

b. 長期健全性評価試験実施概要(電気学会推奨案)例 【補足説明資料1-76, 77参照(電気学会推奨案)】
 【補足説明資料1-78, 79参照(ACAガイド)】

① 熱劣化

・恒温槽にて**運転相当期間の熱を加える**



③ 事故時雰囲気曝露

・蒸気曝露試験装置にて**事故時環境条件の温度、圧力、蒸気を加える**



② 放射線劣化

・放射線照射施設にて**運転相当期間及び事故時相当の放射線を照射する**



④ 判定(屈曲浸水耐電圧試験)

・環状にした供試ケーブルを水槽内に沈め、規定の**試験電圧を加え、絶縁機能の維持を確認する**



3.3 電気・計装設備の絶縁低下について

c. 評価結果

1) 設計基準事故時の健全性評価結果

各使用ケーブルの健全性評価試験結果をもとに東海第二の敷設環境条件に展開して評価した結果、**設計基準事故時に機能要求のある難燃PNケーブルは約14年から約28年、CV、難燃CV及びKGBケーブルは60年の健全性が確認された。**

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に**取替を行うことで60年の健全性を維持できる**と評価した。

a) ケーブルの評価結果

種類	敷設箇所	通常時環境条件 (設計値)		事故時環境条件 (設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間	
		温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		ACAガイド	電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	7.0	良	60年	60年
KGBケーブル	格納容器内	65.6	0.5	171	260	良	60年	60年
難燃PNケーブル		65.6	0.25	171	260	良	28年	60年

b) 原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果*

種類	敷設箇所	敷設環境条件		事故時環境条件 (設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間	
		実測温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		ACAガイド	電気学会 推奨案
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 ~ 76.5	0.25	171	260	良	17.3年~27.9年	14.1年~60.1年

* : 通常時環境温度(設計値)65.6 °Cを上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価

3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について

2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時に機能要求のある難燃PNケーブルは約3年から30年、CV及び難燃CVケーブルは60年の健全性が確認された。

60年を下回るケーブルについては、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性を維持できると評価した。

a) ケーブルの評価結果

種類	敷設箇所	通常時環境条件(設計値)		事故時環境条件(設計値)		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間
		温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線 [kGy]		電気学会 推奨案
CVケーブル	格納容器外	40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃CVケーブル		40.0	0.00015	100	100	良	60年
難燃PNケーブル	格納容器内	65.6	0.25	235	640	良	15年*1 30年*2

*1: 電力用、制御用
*2: 計測用、温度計測用

b) 原子炉格納容器内敷設環境温度実測値によるケーブル評価結果*

種類	敷設箇所	敷設環境条件		事故時環境条件		判定試験 (耐電圧)	健全性が確認された期間
		実測温度 [°C]	放射線 [Gy/h]	温度 [°C]	放射線[kGy]		電気学会 推奨案
難燃PNケーブル	格納容器内	66.3 ~ 76.5	0.25	235	640	良	3.3年~14.2年

*: 通常時環境温度(設計値)65.6 °Cを上回る値が確認されたケーブルは実測温度にて評価

(8) 電気・計装設備(その他評価対象)の絶縁低下の評価結果

難燃六重同軸ケーブルは30年、同軸コネクタは6年の健全性が確認された。これらも健全性が確認された期間を迎える前に取替を行うことで60年の健全性を維持できると評価した。

これら以外のその他の評価対象設備については、60年の健全性が維持できることを確認した。

【補足説明資料1-83~89参照】

3.3 電気・計装設備の絶縁低下について

(9) 電気・計装設備の追加保全策

電気・計装設備の絶縁低下に対する評価の結果、**低圧ケーブル、同軸ケーブル及び同軸コネクタの一部の設備については、健全性が確認された期間を迎える前に取替を行う必要があるため、保守管理に関する方針に反映し適切な時期に取替を実施する。**

機器名	保守管理に関する方針
ケーブル	<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*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。</p> <p>* :「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>** : 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>
	<p>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。</p> <p>*** : IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」</p>

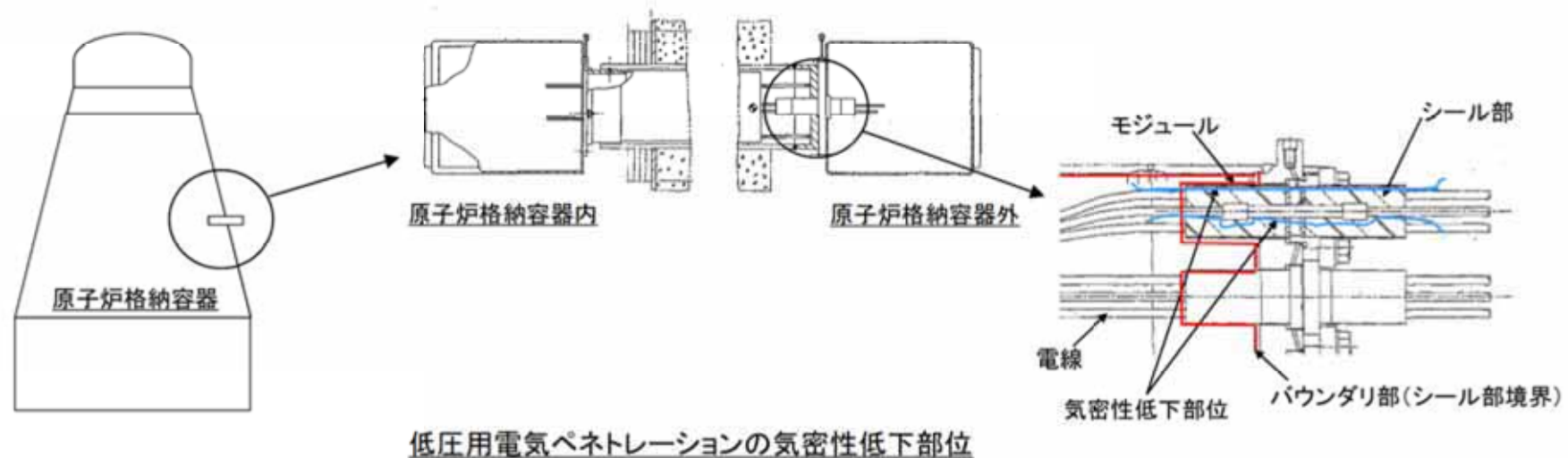
3.4 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－

(1) 評価対象

6事象以外の劣化事象を抽出し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出を行った結果、**電気ペネトレーション(低圧、高圧用)の気密性低下事象**が対象となった。【補足説明資料1-91参照】

(2) 電気ペネトレーションの気密性の低下

電気ペネトレーションの気密性を維持しているシール材(高分子材料)は、環境的(熱・放射線等)劣化の進展により、**モジュール、電線等との接着面に隙間が発生し、気密性の低下を起こす**可能性がある。気密性の低下事象は、保全活動の中で**経年劣化の傾向を把握することが難しい事象**であり、突発的に低下を起こす可能性のある事象である。電気ペネトレーションの使用材料、構造等は補足説明資料1-92を参照。



(3) 電気ペネトレーションの評価部位

電気ペネトレーションに要求される気密性の機能を維持している**シール部を評価部位**とする。

3.4 6事象以外の劣化事象について - 電気ペネトレーション -

(4) 評価手法

長期健全性評価試験ガイド等*をもとに試験用の電気ペネトレーションに通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ、その後事故時雰囲気環境下に曝した後、気密試験にて気密性能が維持されることを確認する。重大事故等時による評価は温度解析による手法を用いて気密性能が維持されることを確認する。

*: IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」

【補足説明資料1-90参照】

(5) 技術評価

1) 設計基準事故時の健全性評価

a. 試験手順



電気ペネトレーションの長期健全性評価試験手順

2) 重大事故等時の健全性評価

低圧用電気ペネトレーションの構造体の解析モデルを作成し、重大事故等時の解析入力条件に対する評価部位の温度を解析により算出する。【補足説明資料1-93, 94参照】

3.4 6事象以外の劣化事象について - 電気ペネトレーション -



(6) 評価結果

1) 設計基準事故時の健全性評価結果

東海第二における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件が長期健全性評価試験の条件を包絡しており、**リーク量が判定基準値内であることから、60年間の通常運転時及び設計基準事故時において気密性を維持できると評価した。**

長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(設計基準事故時)

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)	判定試験(気密試験)
熱サイクル	120回	110回	良
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時:260 kGy)	
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	
加振	1.36 G	9.69 G*	

*: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認している。

3.4 6事象以外の劣化事象について – 電気ペネトレーション –

2) 重大事故等時の健全性評価結果

重大事故等時条件における電気ペネトレーションの評価部位の温度解析値が長期健全性評価試験(設計基準事故時)温度条件を包絡していることから、**60年間の通常運転時及び重大事故等時において気密性を維持できると評価した。**

長期健全性評価試験条件と東海第二環境条件の比較(重大事故等時)

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二における60年間の通常運転時及び重大事故等時条件(解析結果及び設計値)	判定試験(気密試験)
熱サイクル	120回	110回	良
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	661 kGy (通常時: 21 kGy 事故時: 641 kGy)	
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	重大事故等時条件 1 ^{*1} 59.6 °C(解析値最高温度) 重大事故等時条件 2 ^{*2} 61.0 °C(解析値最高温度) 重大事故等時条件 3 ^{*3} 74.5 °C(解析値最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力) ^{*4}	
加振	1.36 G	9.69 G ^{*5}	

*1: 重大事故等時条件1は「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」、「大LOCA+循環冷却(早期注水)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

*2: 重大事故等時条件2は「大LOCA+ベント(DW)」、「大LOCA+ベント(SC)」、「大LOCA+循環冷却(DW)」、「大LOCA+循環冷却(SC)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

*3: 重大事故等時条件1は「RPV破損(代替循環冷却B系)」、「RPV破損原子炉注水復旧なし」、「RPV破損PCV圧力上昇(エントレイメント係数最大)」の事故条件を包絡する様に設定した条件

重大事故等時1,2,3については、補足説明資料1-94参照

*4: 想定される最高圧力0.62MPaに対しては、同等の電気ペネトレーションによる圧力0.79MPaの加圧試験にて健全性を確認

*5: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認

(7) 電気ペネトレーションの追加保全策

電気ペネトレーションは**60年時点での健全性が確認できたことから、追加の保全策の設定は必要ない。**

3.5 耐震・耐津波安全性評価—目的、評価対象

<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1-96参照】

○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1-112参照】

3.5 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。

3.5 耐震安全性評価－評価用地震動

○評価用地震動

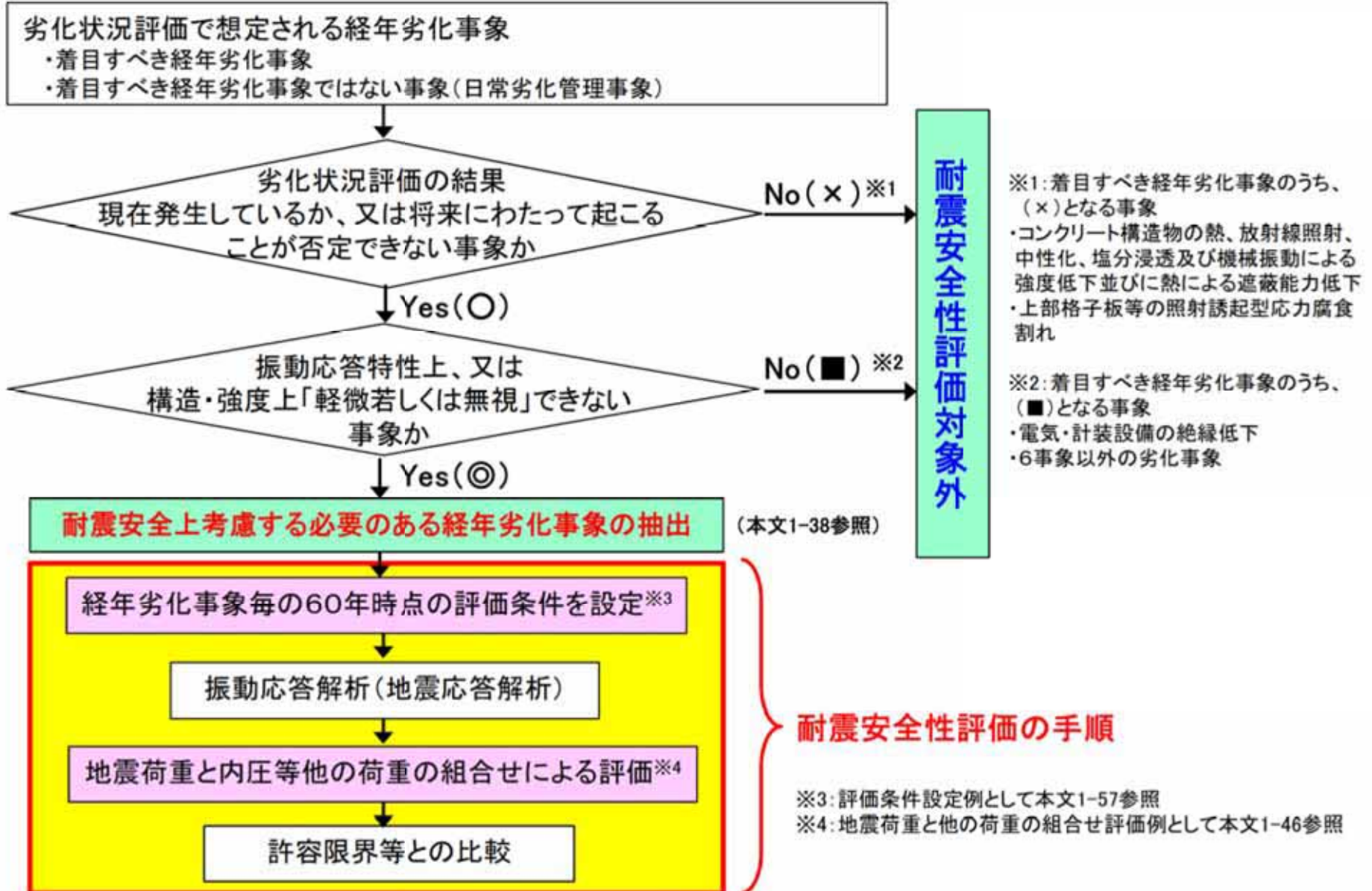
耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可(平成30年9月)にて設定されている**基準地震動を用いて評価を実施**する。

項目		内容
基準地震動 S _S 策定に考 慮した地震	模擬地震波(S _S -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 _S -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 _S -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 _S -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 _S -D1	水平(NS・EW)870 cm/s ² , 鉛直 560 cm/s ²
	S _S -11	水平(NS)717 cm/s ² (EW)619 cm/s ² , 鉛直 579 cm/s ²
	S _S -12	水平(NS)871 cm/s ² (EW)626 cm/s ² , 鉛直 602 cm/s ²
	S _S -13	水平(NS)903 cm/s ² (EW)617 cm/s ² , 鉛直 599 cm/s ²
	S _S -14	水平(NS)586 cm/s ² (EW)482 cm/s ² , 鉛直 451 cm/s ²
	S _S -21	水平(NS)901 cm/s ² (EW)887 cm/s ² , 鉛直 620 cm/s ²
	S _S -22	水平(NS)1009 cm/s ² (EW)874 cm/s ² , 鉛直 736 cm/s ²
	S _S -31	水平(NS・EW)610 cm/s ² , 鉛直 280 cm/s ²

3.5 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



3.5 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

3.5 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。 : 第13回ワーキングチームで説明

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

3.5 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

3.5 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。

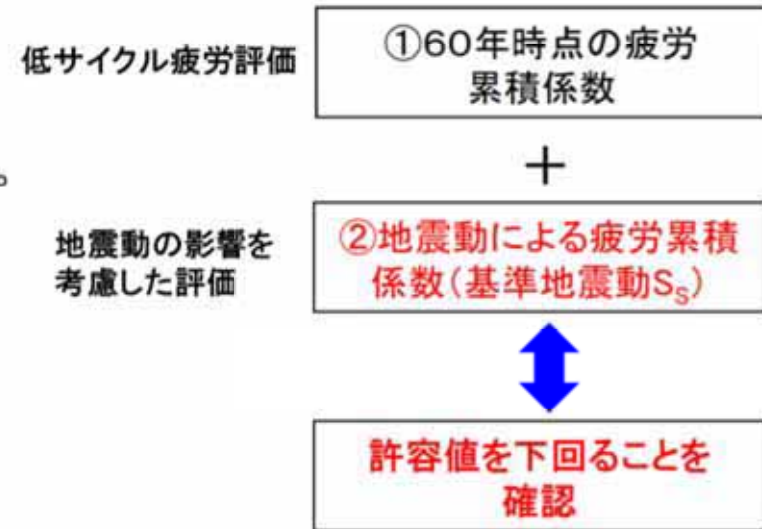
その評価に加え、地震で発生する応力による疲労累積係数を足し合せても、耐震安全性上健全であることを確認する。

(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1-97、1-98に示す。



低サイクル疲労評価を考慮した耐震安全性評価の概念

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

3.5 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※¹に基づき板厚の1/4深さの仮想欠陥を想定※²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。

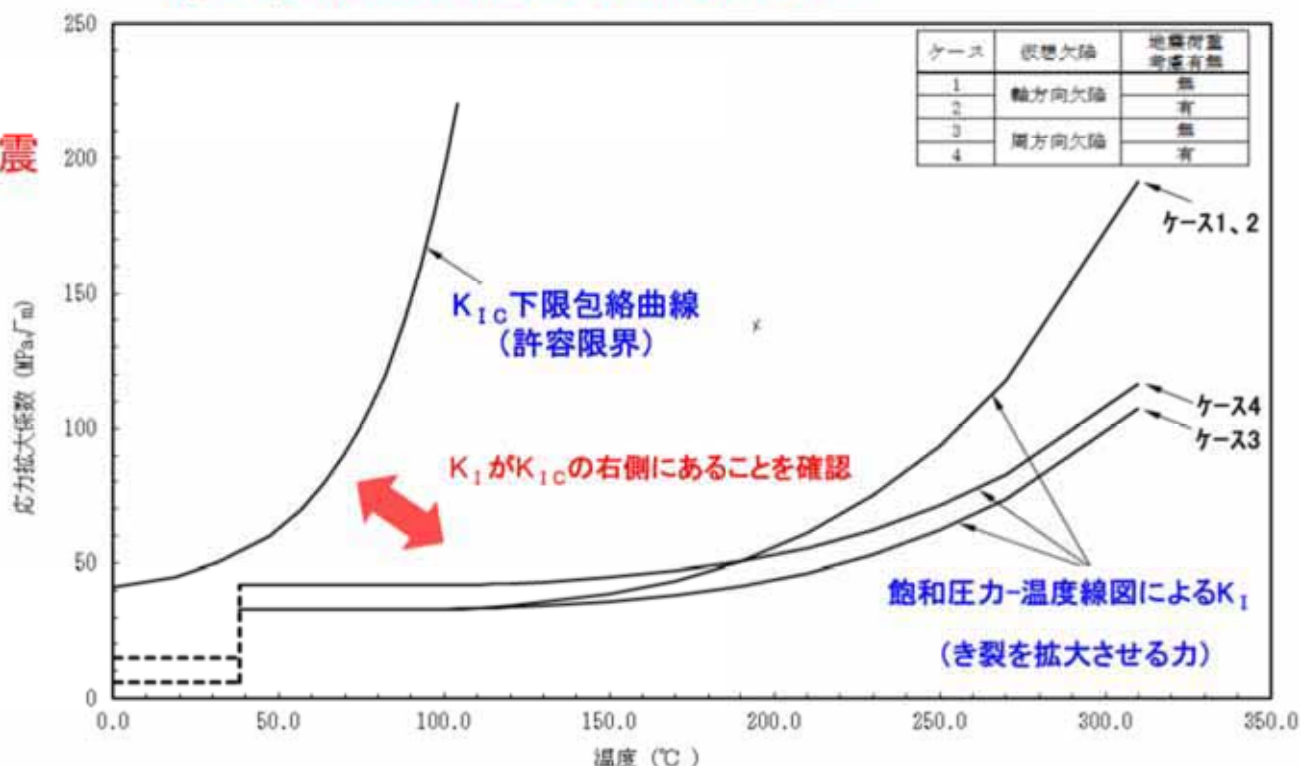
(b) 評価結果

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

※¹: 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)

※²: 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。



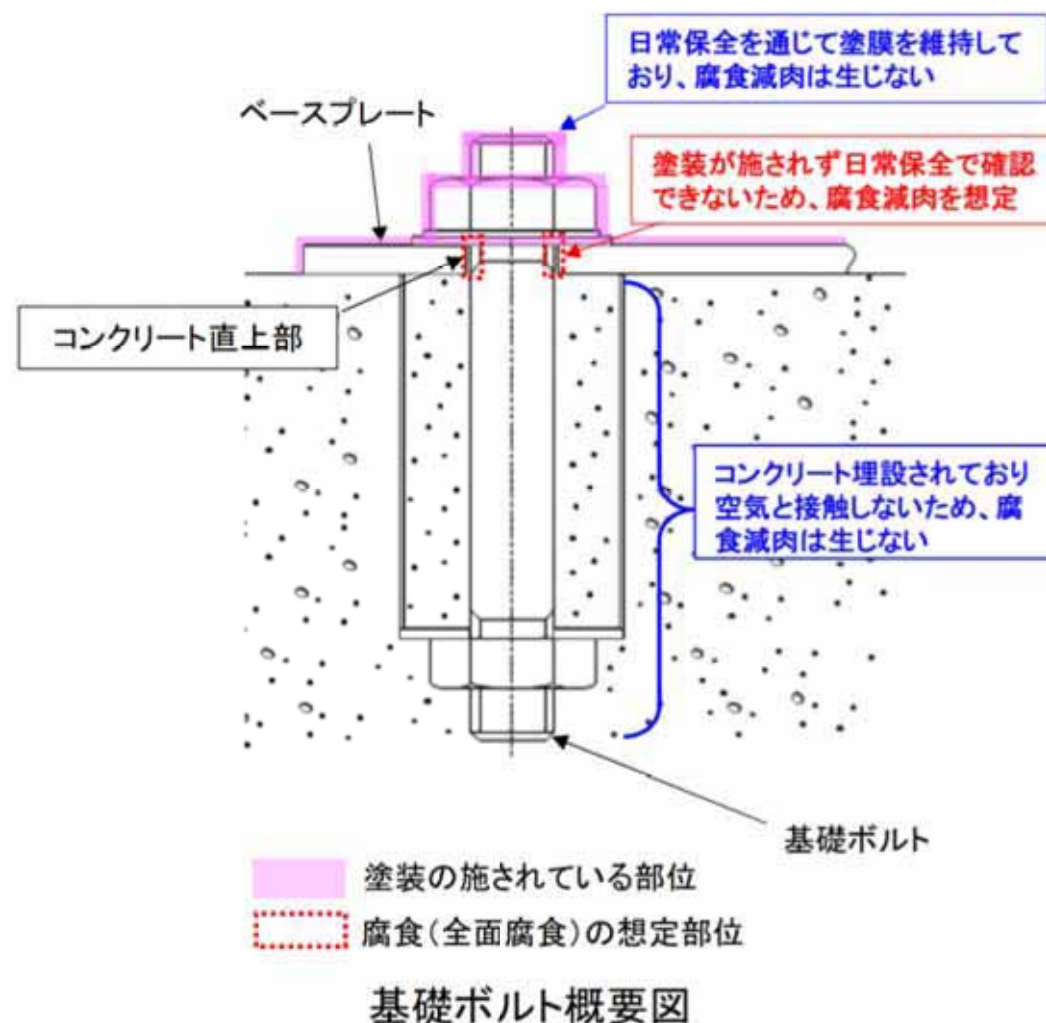
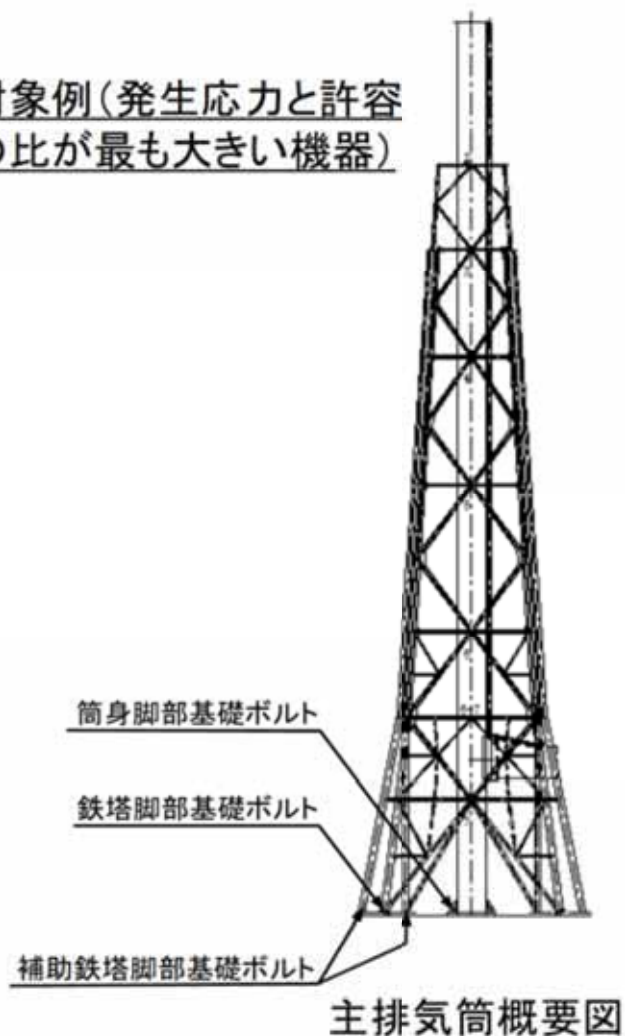
K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線(原子炉压力容器胴:炉心臨界時)

3.5 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)



3.5 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1-99参照】

(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_g 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。

3.5 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(1/3)

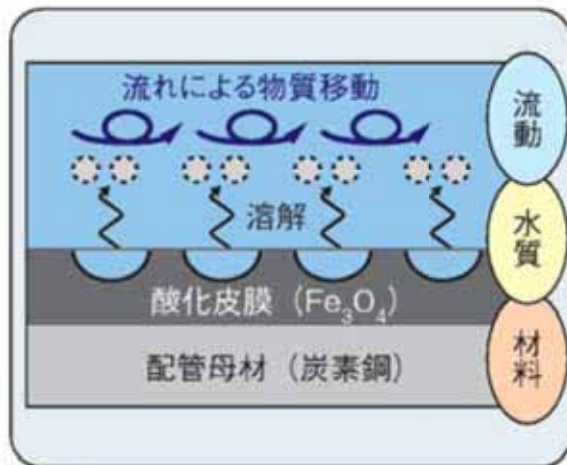
<炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)>

○目的

流れ加速型腐食(以下、「FAC」という)は、**炭素鋼※1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。**

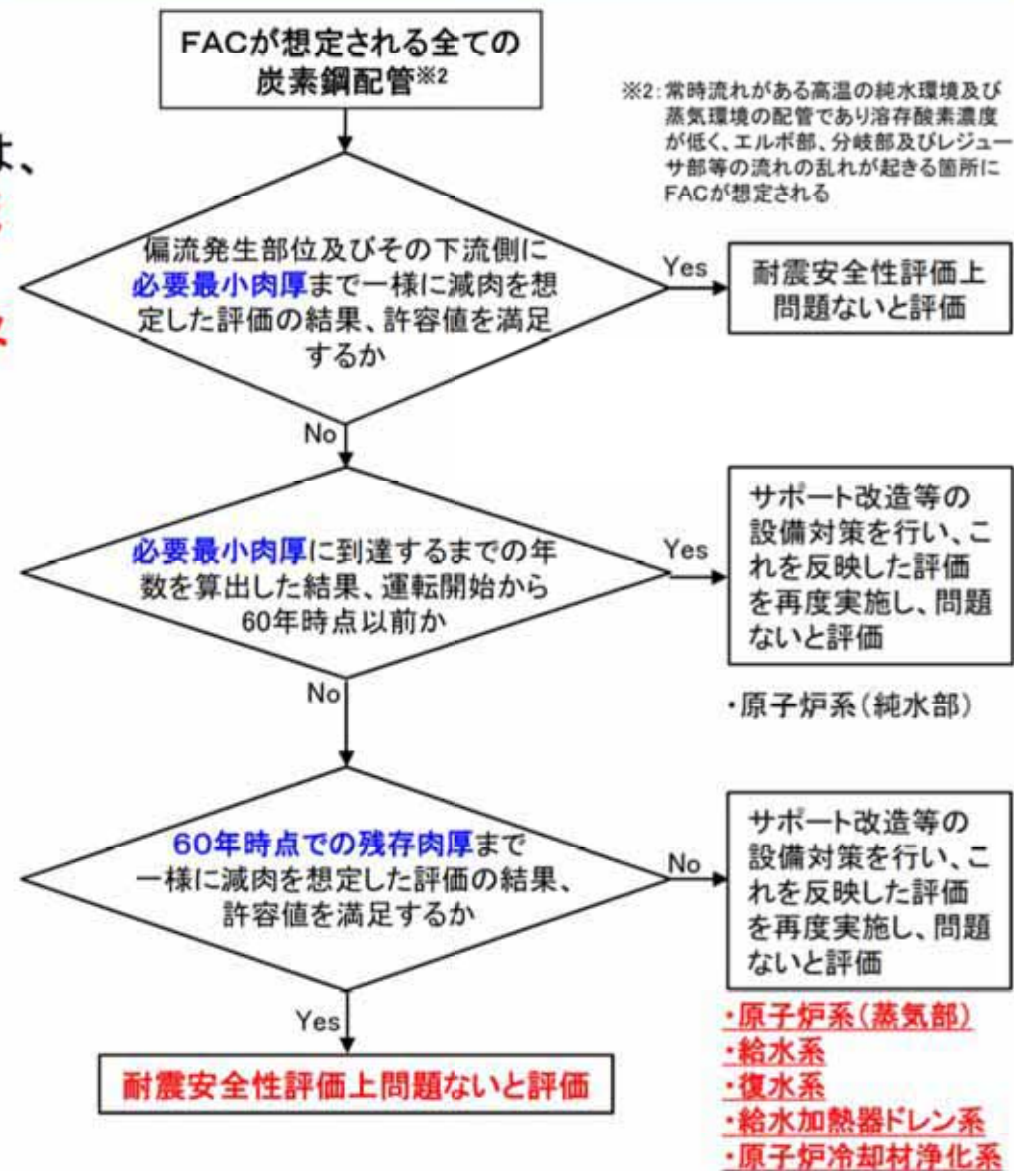
そのため、60年時点の減肉及び想定される地震動の影響を考慮しても健全であることを確認する。

※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



FAC(配管)の耐震安全性評価フロー

3.5 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

※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

(b) 評価結果

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1-103～1-107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 _s	IV _A 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 _d	III _A 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1-102参照】

※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)

3. 5 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(3/3)追加保全策

<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>

3.5 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※1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1-43、44及び補足説明資料1-109参照)

(a) 評価内容

規格※2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1-108、109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 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	参考: 工事計画での評価値	4.80	< 6.0
		評価値	4.90	< 6.0
	鉛直	参考: 工事計画での評価値	3.17	< 6.0
		評価値	3.27	< 6.0

3.5 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1-95参照】

(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1-110、111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

<

3.5 耐津波安全性評価－評価条件

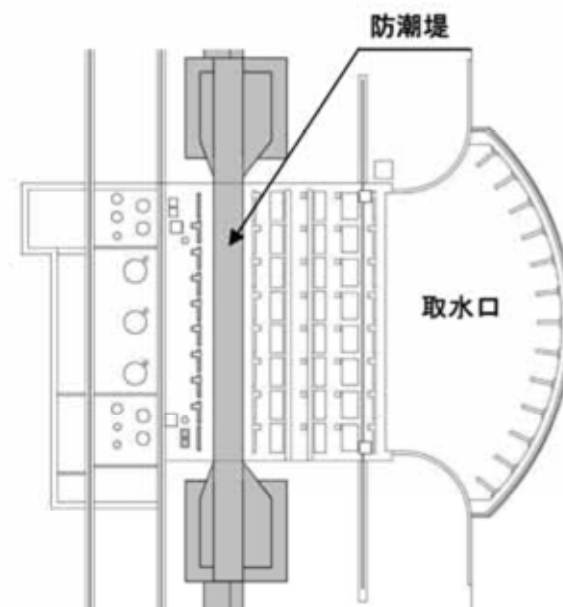
○評価手法

耐津波安全性評価は、新規制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の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

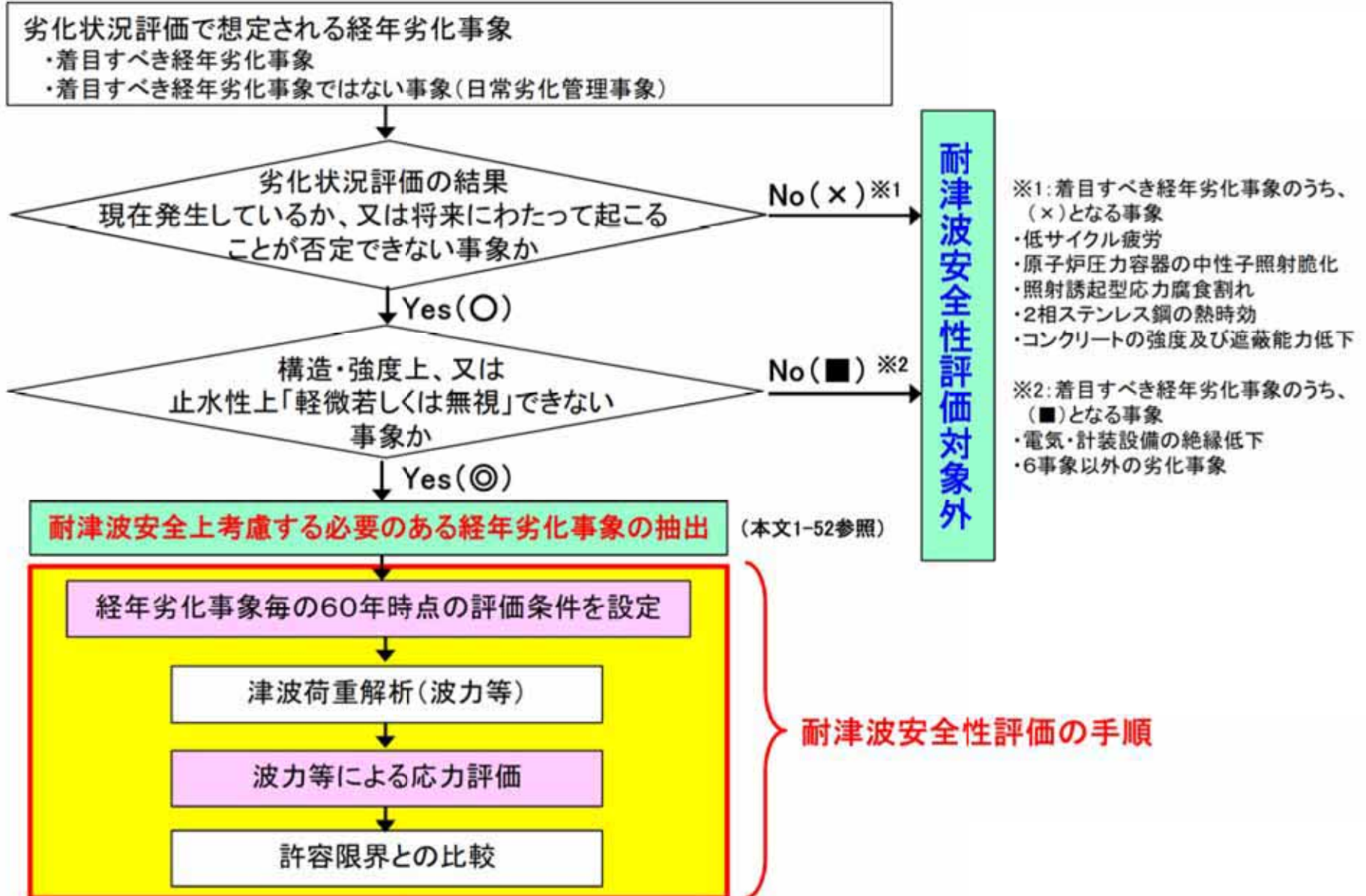
※3:取水ピットに関する耐津波安全性評価は、取水路の管路解析結果より、防潮堤前面(T.P.+17.9m)より高い津波(T.P.+19.2m)に相当する津波高さによる波力を用いて評価



津波到達時の海水ポンプエリア周辺拡大図(イメージ)

3.5 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



3.5 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1-113参照】

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。

3.6 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1-114～116参照】

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1-117参照】



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。

3.6 東海第二発電所の特有の評価－(1)震災影響評価(1/3)



＜低サイクル疲労評価の震災影響評価＞

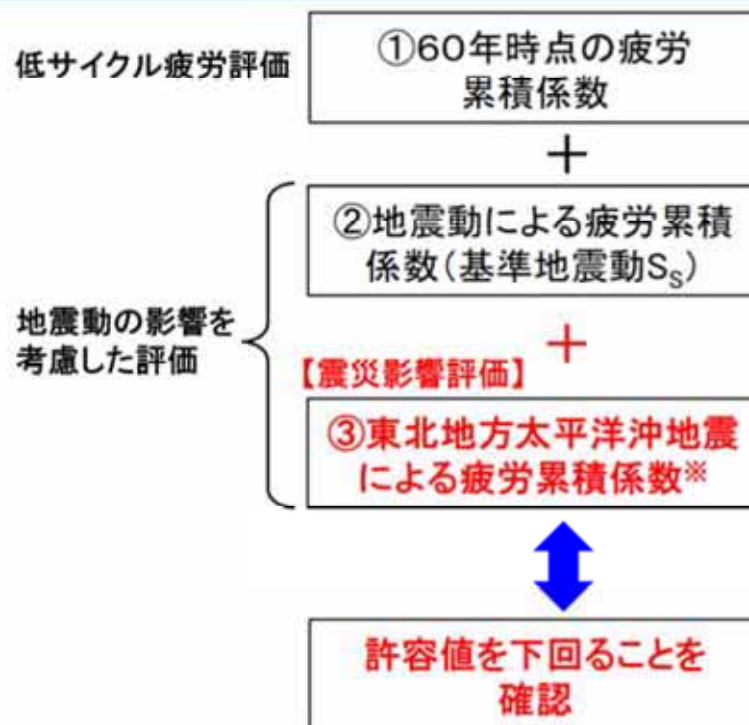
2011年の東北地方太平洋沖地震による影響を考慮し、**低サイクル疲労評価に基準地震動 S_s と東北地方太平洋沖地震を組み合わせた耐震安全性評価**を行い、健全性を確認する。

(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

3.6 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。**
(ただし設計値未満に留まる)

* 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、サブレーション・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	サブレーション・ 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※ ¹ (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※ ¹ (格納容器上部) 約144 °C※ ² (格納容器頂部)	約55 °C
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C

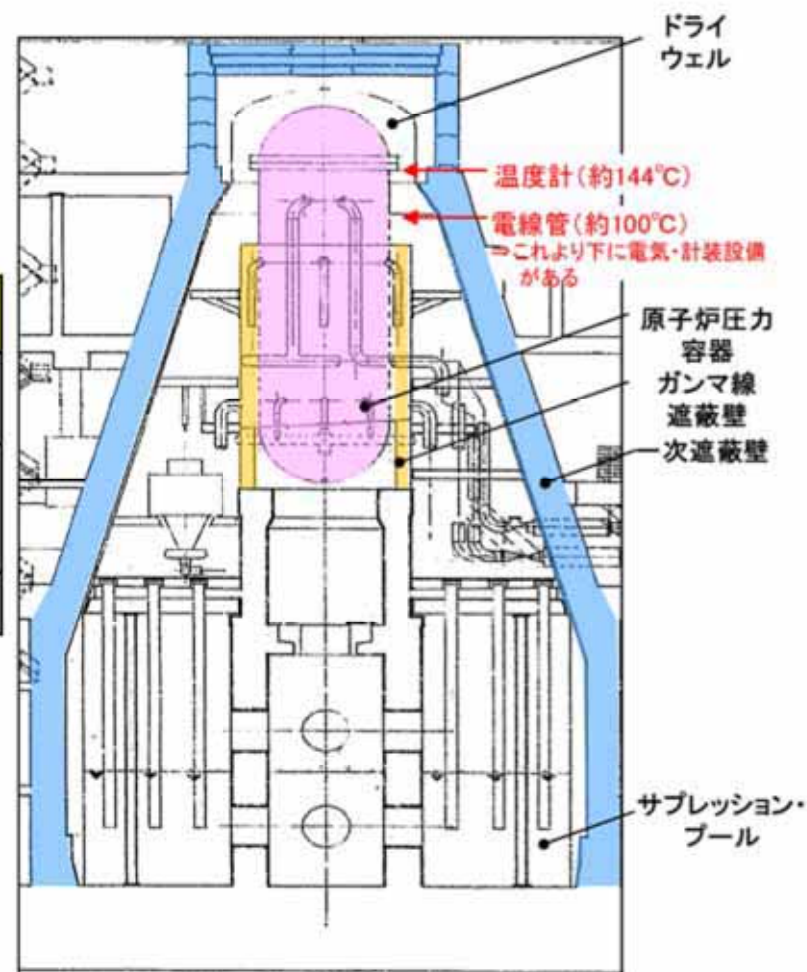
※1:電線管温度

※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*¹／継続時間約30時間*²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1-82参照】

*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

3.6 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 ²)	評価結果(N/mm ²)	設計値:設計基準強度(N/mm ²)
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 ³)	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm ³)	設計値:密度(g/cm ³)
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

3. 6 東海第二発電所の特有の評価－(2)シュラウドサポート耐震評価(1/2)

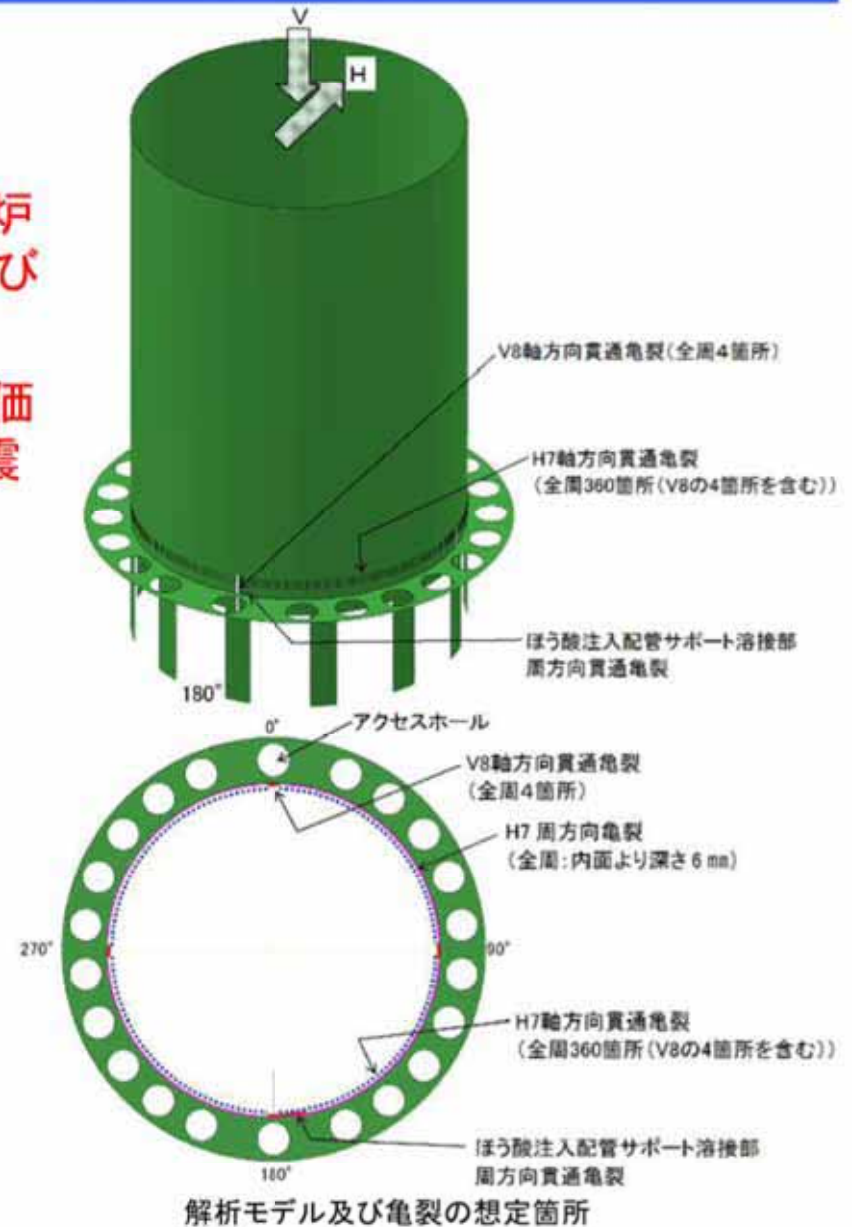
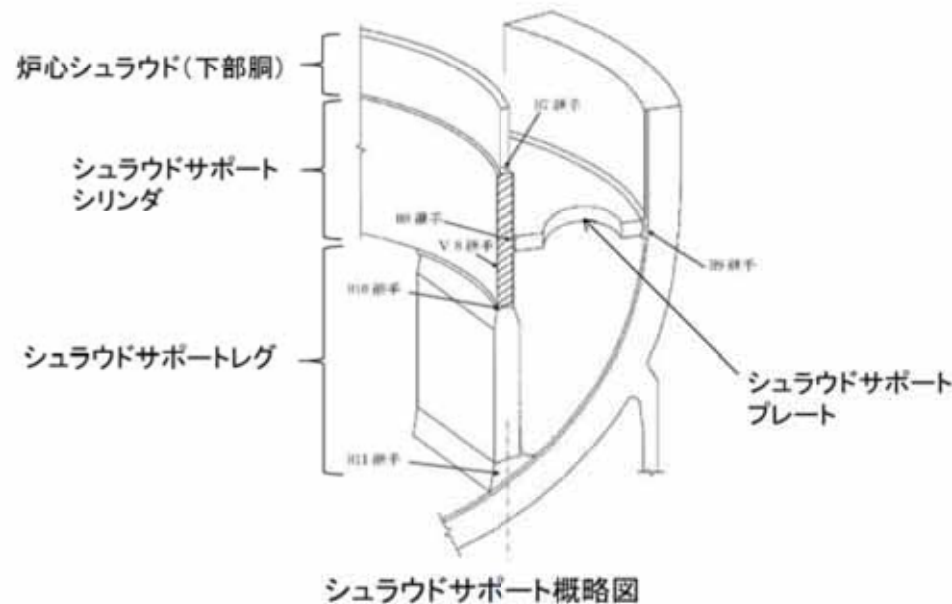


＜シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ＞

○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。



3.6 東海第二発電所の特有の評価－(2)シュラウドサポート耐震評価(2/2)



＜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

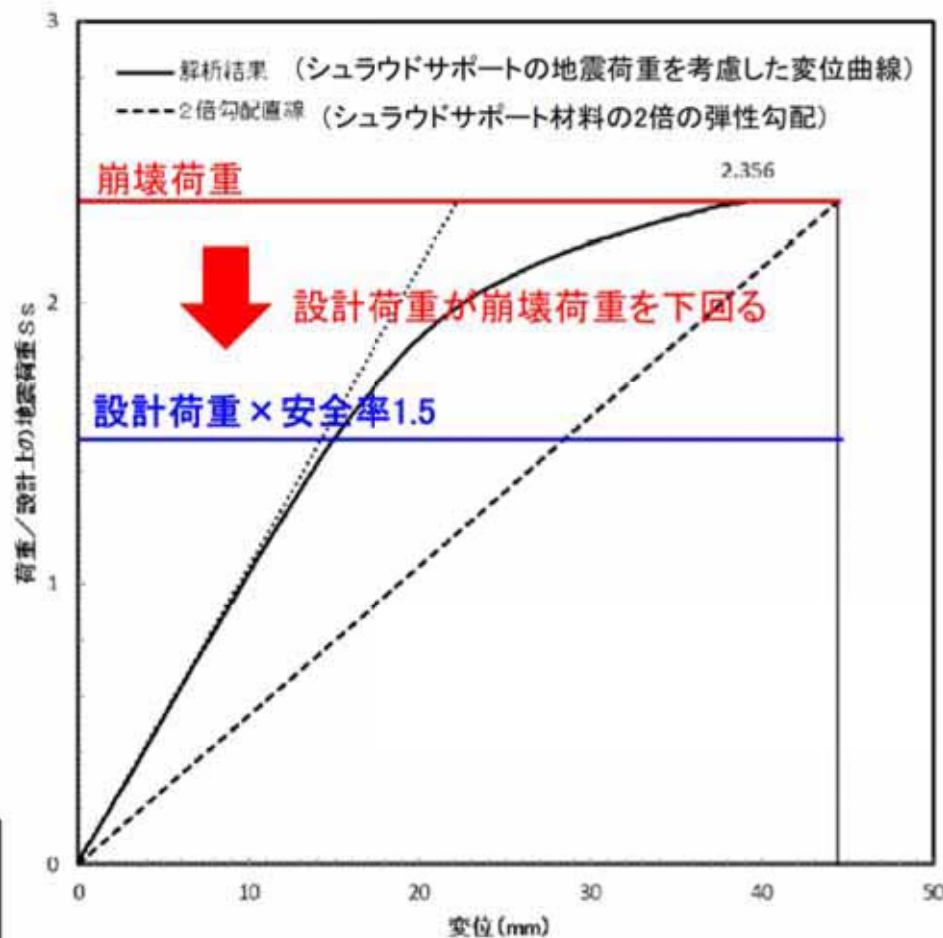
※2: 地震荷重を考慮した変位曲線と、材料の2倍の弾性勾配直線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。

【補足説明資料1-118参照】

※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)

3.7 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。

3.7 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°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1-100参照】
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。

3.7 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1-76～79参照】
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1-32,33参照】
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

3.7 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。** : 第13回ワーキングチームで説明

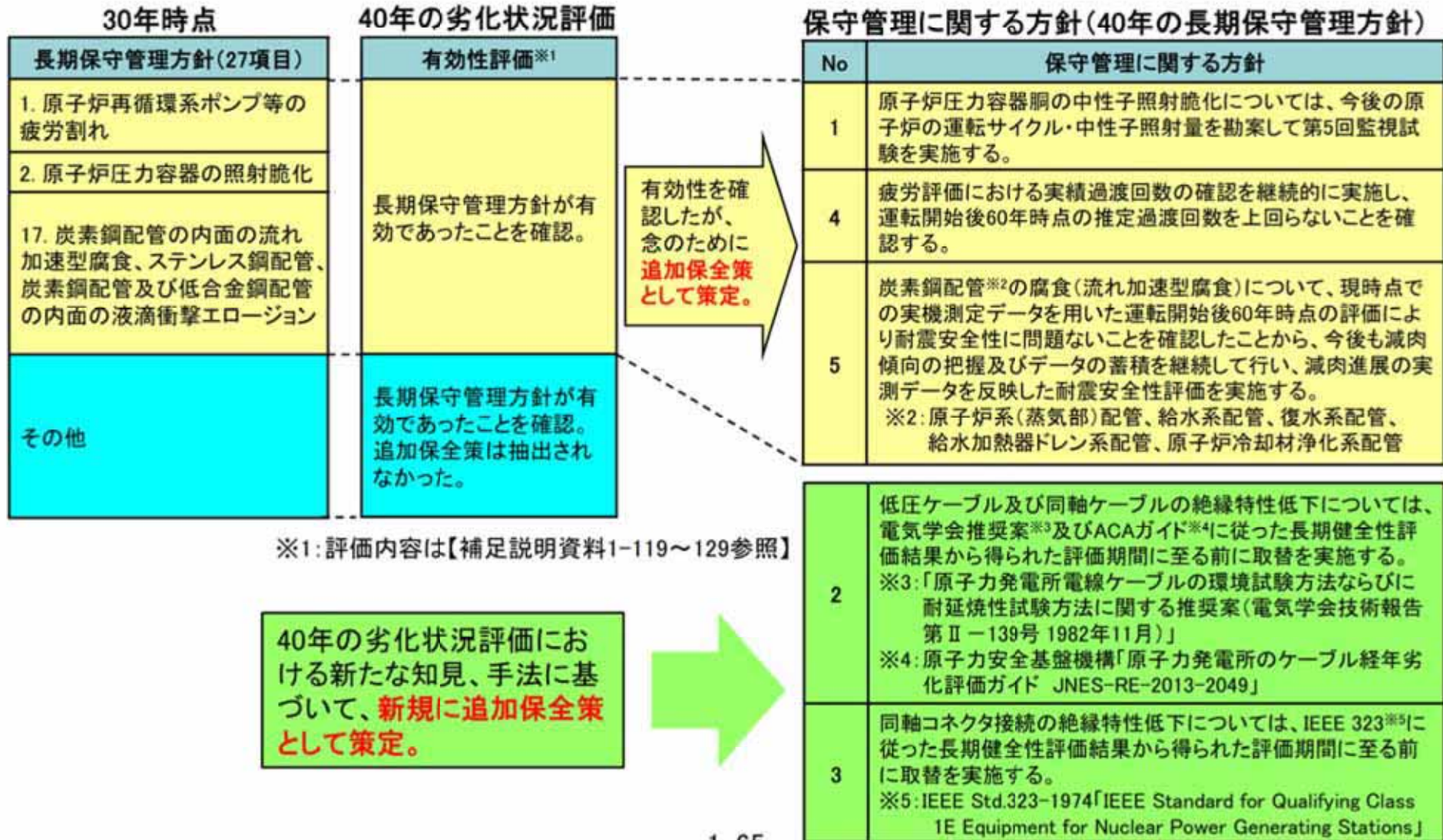
No.	保守管理に関する方針	実施時期※1
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期
2	<p>低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については、電気学会推奨案※2及びACAガイド※3に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。</p> <p>※2:「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月)」</p> <p>※3:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」</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。

* 第13回ワーキングチーム(平成31年3月12日)及び今回ワーキングチーム

◆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。