

資料1

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム（第14回）
ご説明資料

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

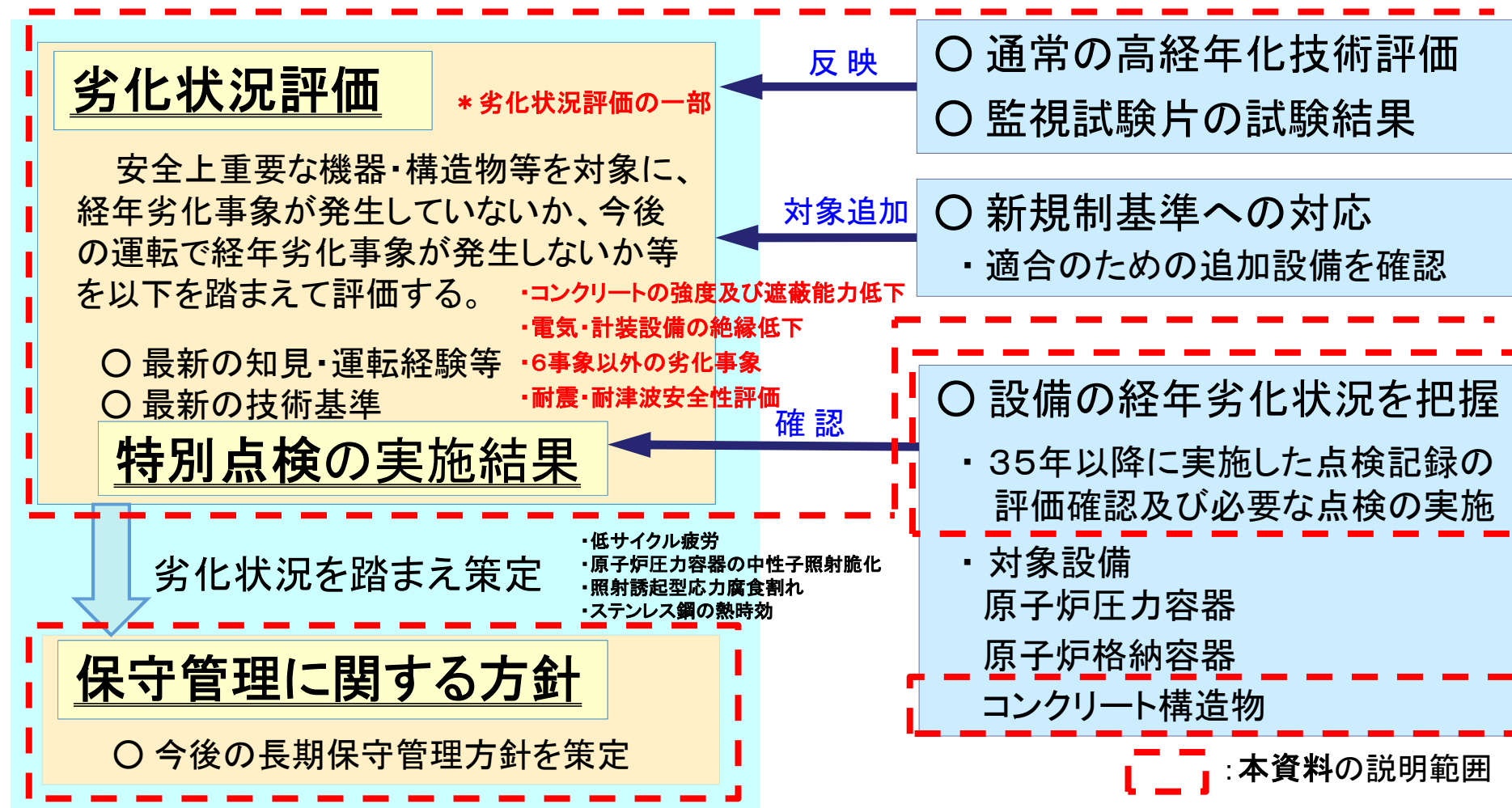
本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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

1. 今回の説明内容



特別点検の説明

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

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

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・・・・・・・・・・・・・・ 今回のご説明

2. 特別点検の説明

2. 1 特別点検 コンクリート構造物一概要

- ・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

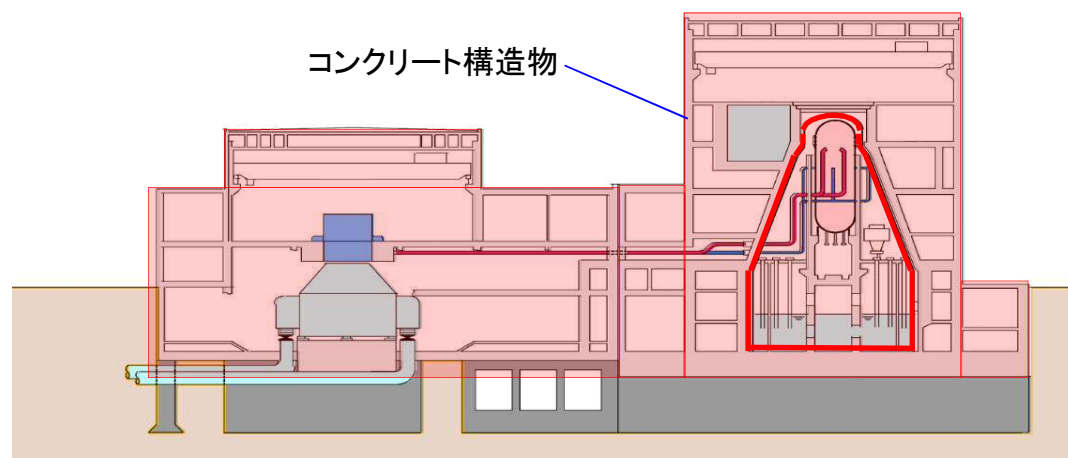
特別点検

- ・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	○	—	○
	原子炉圧力容器ペ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

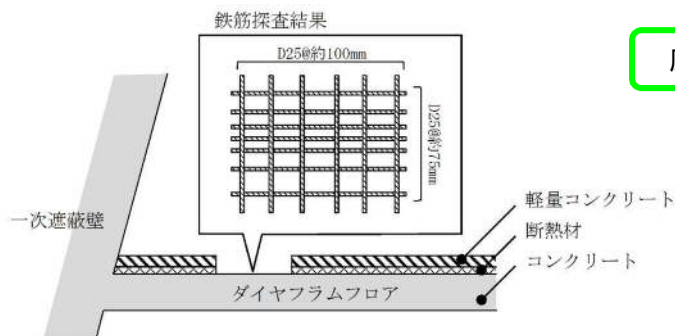
*1：格納容器底部外基礎マットで代替、*2：原子炉圧力容器ペDESTALで代替、*3：原子炉建屋外壁で代替

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)



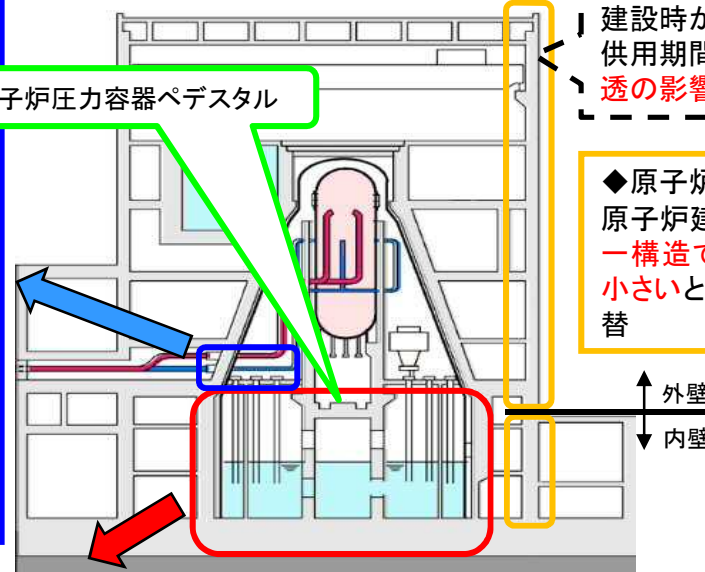
- ・原子炉建屋等のうち、**格納容器底部基礎マット及びダイヤフラムフロア**については、**コアサンプリング**により、**強度・機能に影響**を及ぼすことになる**と判断し、環境条件から劣化要因の影響がより大きい代替部位で点検**
- ・原子炉建屋内壁は、外壁と同一構造であり、建設記録から最も密度が小さいと想定される外壁を点検
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋の供用期間及び立地条件等から、劣化要因の影響がより大きい原子炉建屋外壁で点検

◆ダイヤフラムフロア代替箇所



使用材料が同等で、ダイヤフラムフロアより、環境条件から**劣化要因(熱及び放射線照射等)**の影響が大きい原子炉压力容器ペデスタルで代替

原子炉压力容器ペデスタル



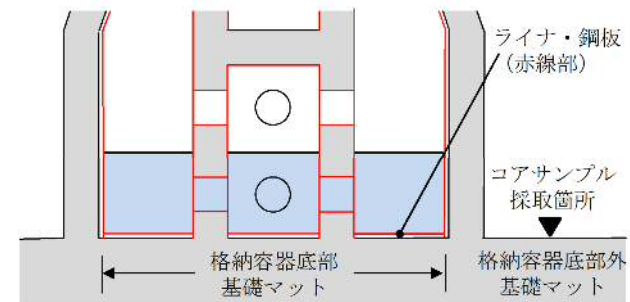
◆使用済燃料乾式貯蔵建屋(塩分浸透)の代替箇所
建設時から外壁塗装が施されていること、供用期間が16年と短いことから、**塩分浸透の影響が大きい**原子炉建屋外壁で代替

◆原子炉建屋内壁(遮蔽)の代替箇所
原子炉建屋**内壁の遮蔽能力は、外壁と同一構造であり、建設記録から最も密度が小さい**と想定される原子炉建屋外壁で代替

外壁
内壁

◆格納容器底部基礎マット代替箇所

使用材料が同等で、格納容器底部基礎マットより、環境条件から**劣化要因(中性化に係わる二酸化炭素等)**の影響が大きい格納容器底部外基礎マットで代替



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】

【アルカリ骨材反応】⇒基礎マツ

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

【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



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**

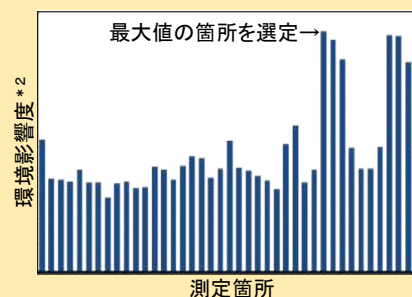
*1: コンクリートにバネによる打撃を与え、返ってきた衝撃の強さを測定

広範囲

広範囲

【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



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

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

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 ³]	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	—	—
	原子炉圧力容器ペデスタル 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。)	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
		原子炉圧力容器ベデスタ ル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/m³]						
		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

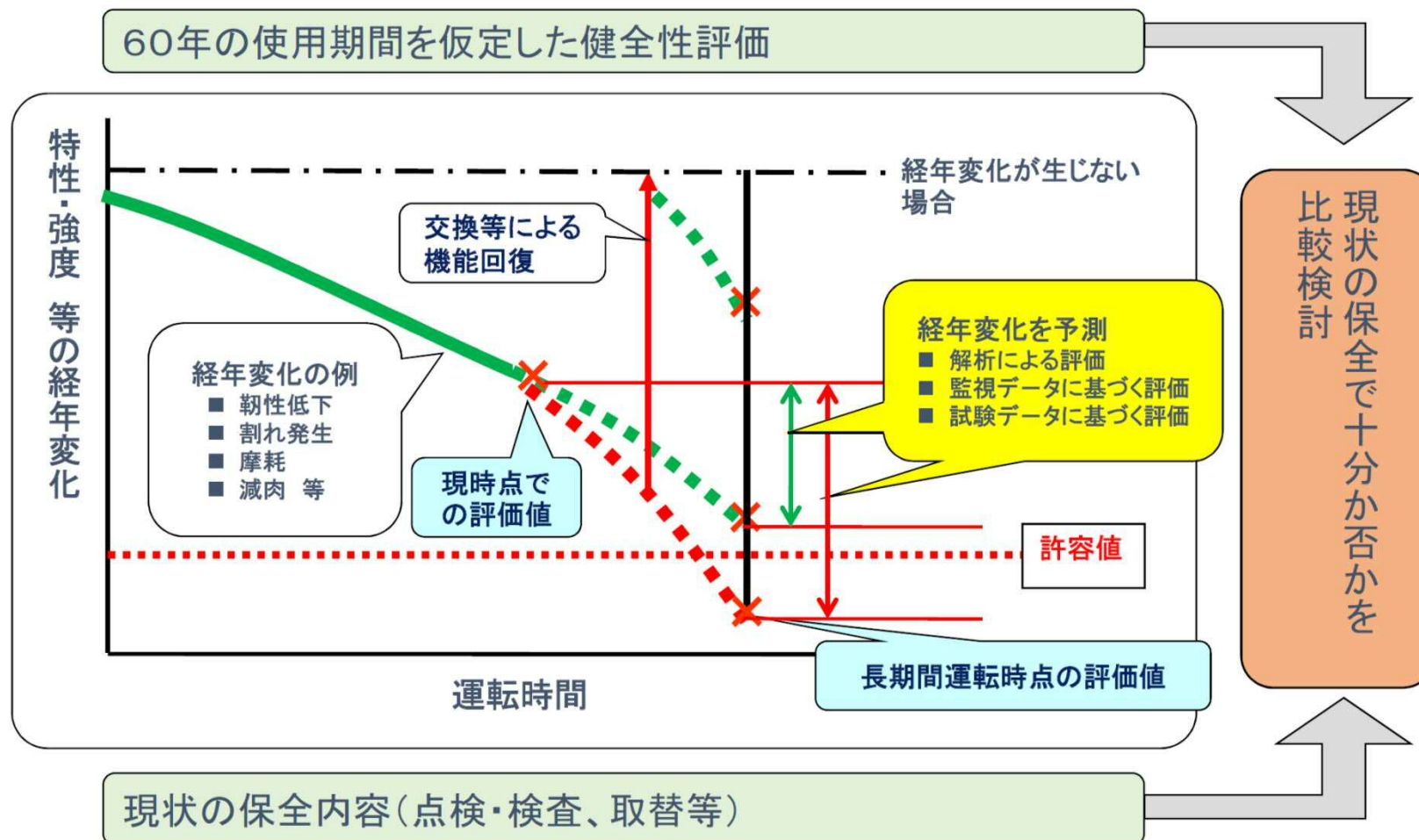
*2：1箇所当たりコア3本、その他はコア1本を試験

*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

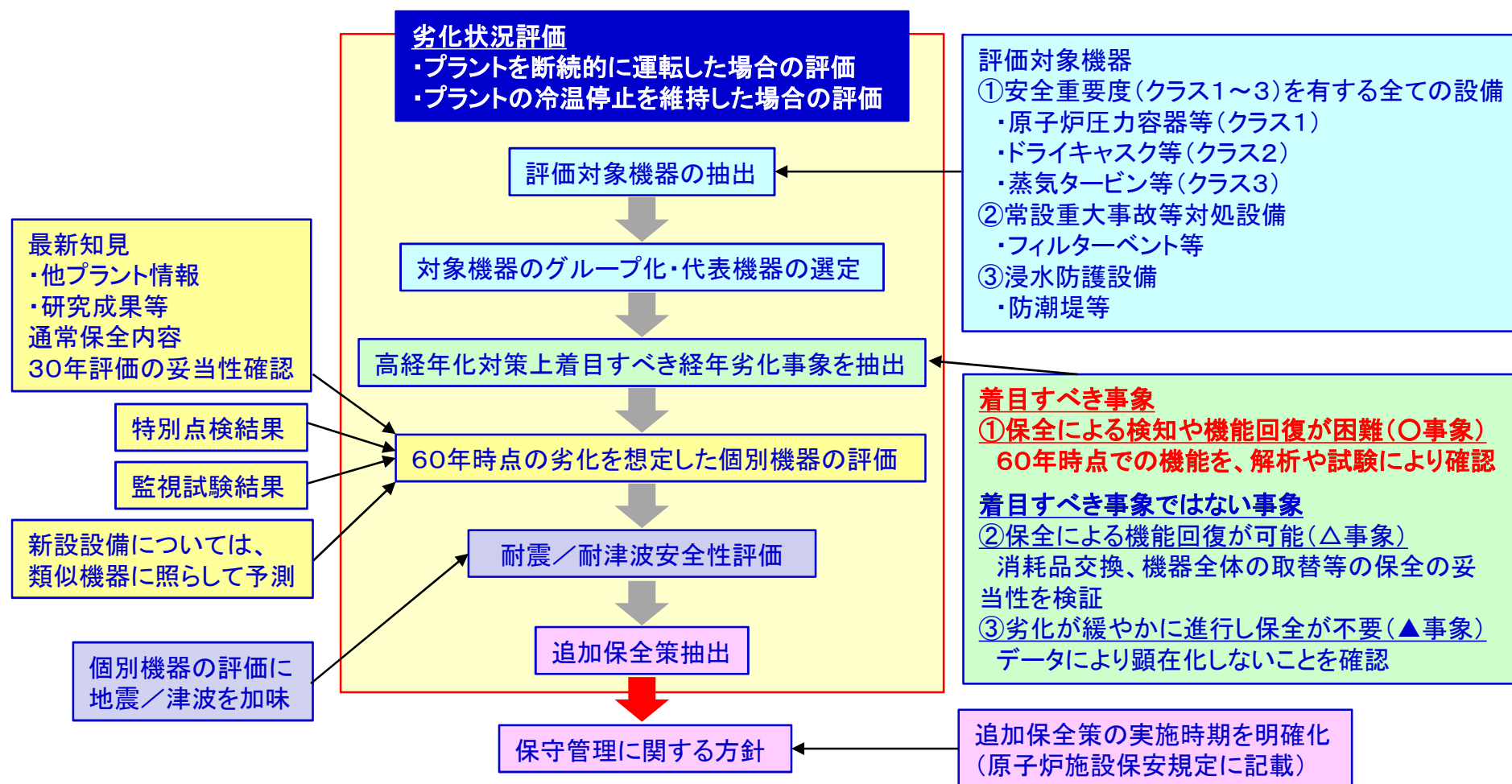
プラントの運転開始から延長しようとする期間において、機器・構造物の健全性評価を行うとともに、現状の保全内容が十分かどうか確認し、追加すべき保全策の必要性を検討する。



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



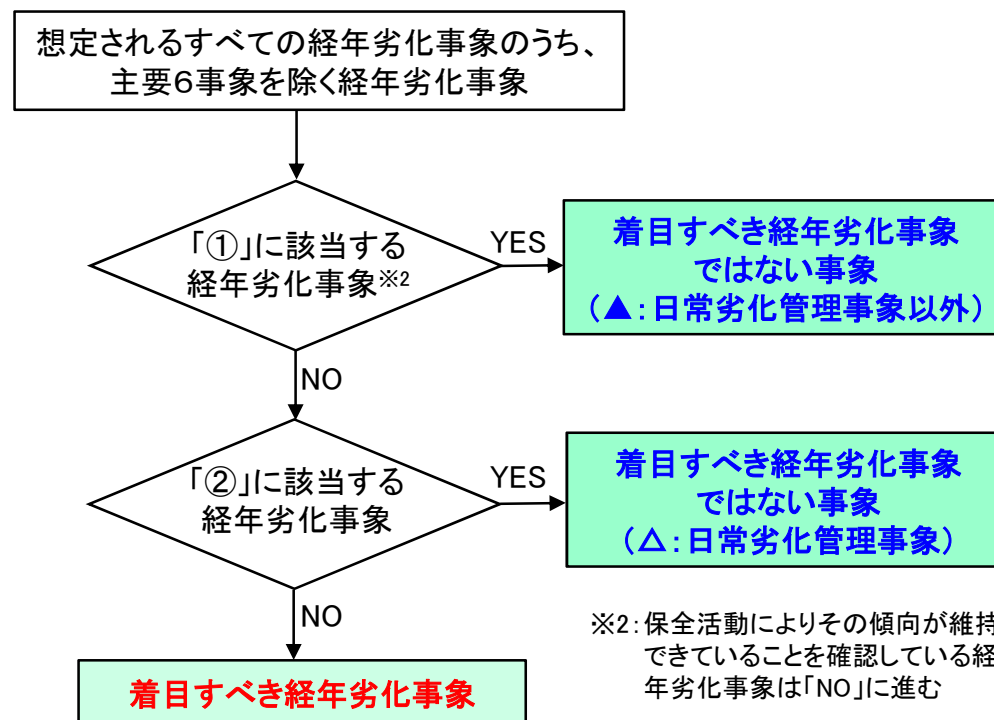
＜着目すべき経年劣化事象の抽出＞

(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

⑥電気計装設備の絶縁低下

電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象

⑦6事象以外の劣化事象

電気・計装設備のシール部に使用されている高分子材料が環境要因等で劣化し、気密性が低下する事象

原子炉建屋

⑤コンクリートの強度及び遮蔽能力低下

熱、放射線照射、中性化等により強度や遮蔽能力が低下する事象

原子炉圧力容器

⑧耐震・耐津波安全性評価

耐震設計において、必要な構造・強度に影響する劣化事象を考慮した評価

津波を受ける浸水防護施設の経年劣化事象を考慮した評価

今回説明

・各経年劣化事象(腐食等)について、顕在化の可能性を考慮し、**着目すべきと判断した主要6事象**を中心に評価を実施(①～⑥、⑦)

・**主要6事象、6事象以外の劣化事象**に加え、耐震性・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考慮した、**耐震・耐津波安全性評価**を実施(⑧)

④2相ステンレス鋼の熱時効

ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象

①低サイクル疲労

温度・圧力の変化(過渡)によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

③照射誘起型応力腐食割れ

中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象

②原子炉圧力容器の中性子照射脆化

長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その靱性が徐々に低下(脆化)する事象

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い、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℃ 局部:90℃	> 約64℃
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: $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ *3 ガンマ線: $2.0 \times 10^8 \text{Gy}$ *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	定期的に見視点検を実施し、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℃ ガンマ線遮蔽:177℃	> 約64℃

*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」

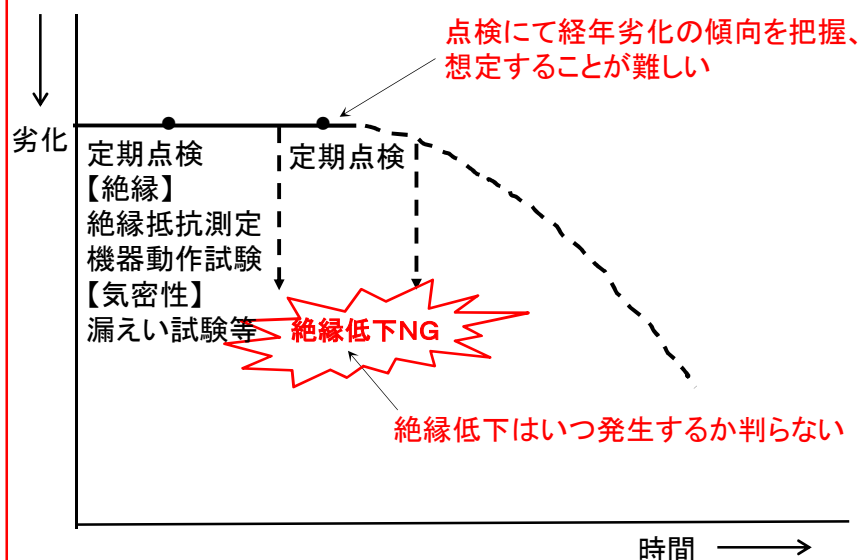
3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について

(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。

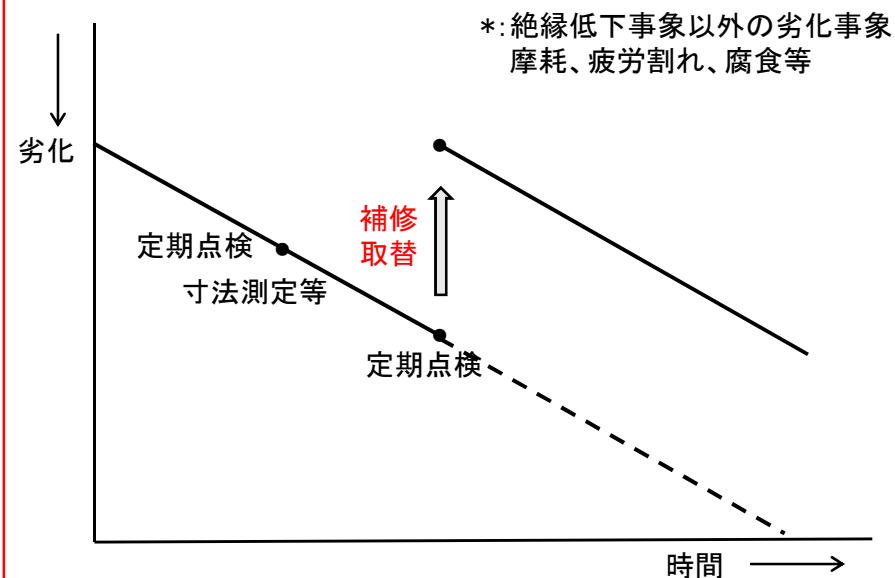
絶縁低下及び気密性の低下事象

絶縁低下事象は、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。



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
電気ペネトレーション	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、碍子、コイル、計器用変圧器、断路部、接触子、継電器、真空バルブ、パネ、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、固渋、真空度低下、へたり、疲労割れ、はく離、樹脂の劣化、固着	・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、	・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

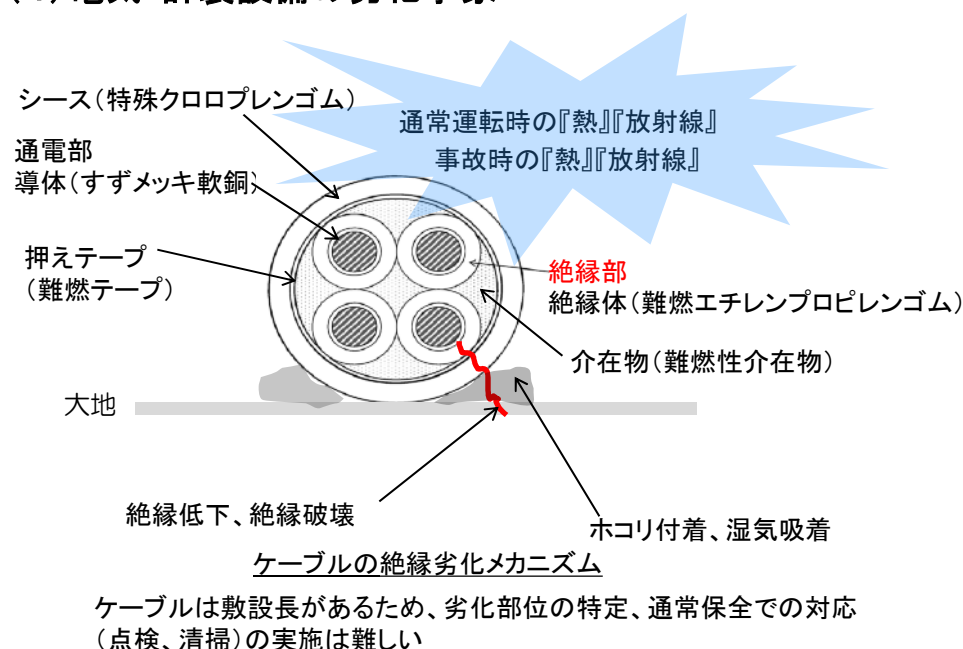
3. 3 電気・計装設備の絶縁低下について

(3) 評価対象設備

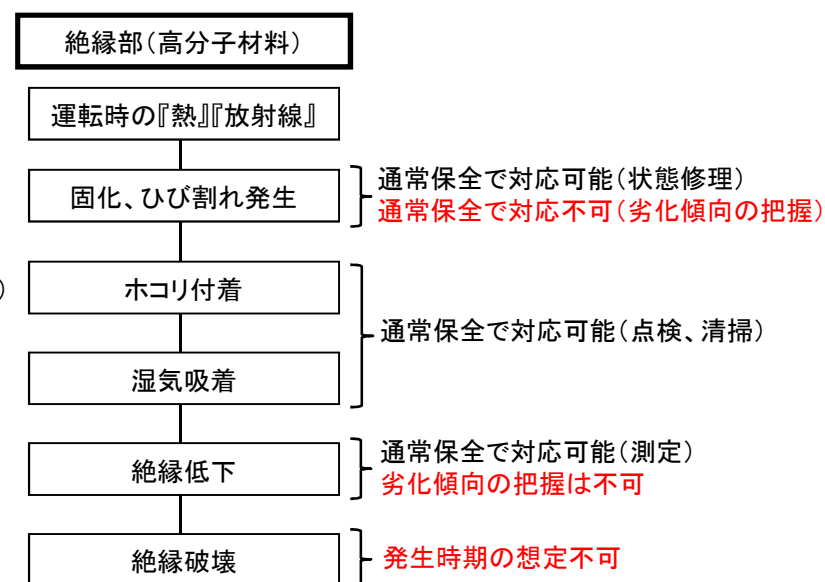
運転時及び事故時の熱、放射線による劣化による絶縁低下事象のうち、通常の保全の中で経年劣化による絶縁低下の傾向を把握することが出来ない部位を有している機器（**ポンプモータ、高圧、低圧ケーブル、電動弁駆動部、ケーブル接続部等**）を評価対象設備とする。

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)

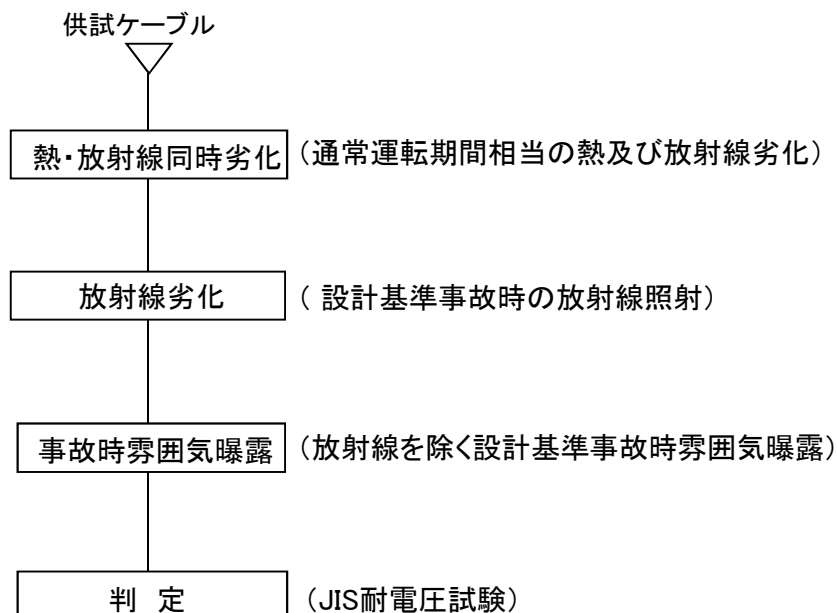
*2: 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)

*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

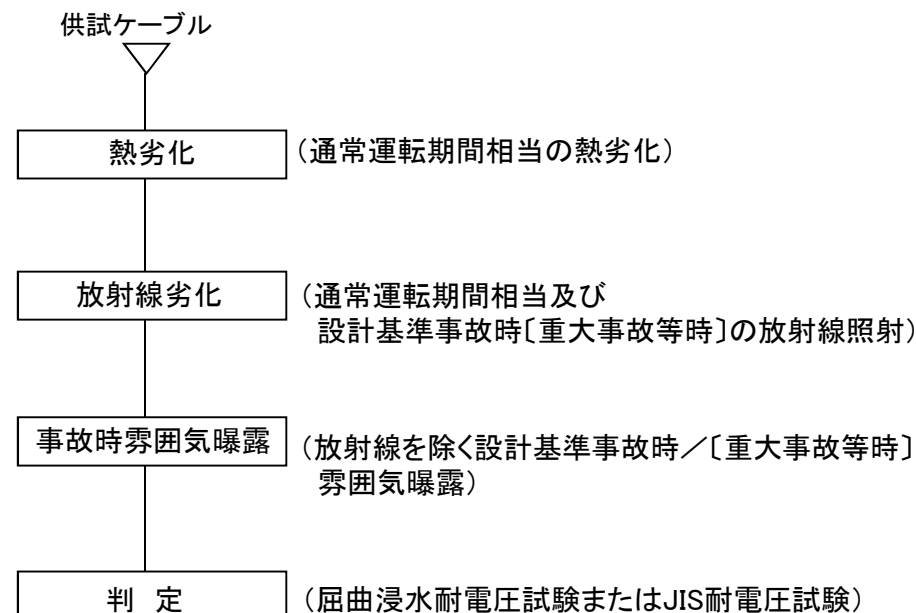
(7) 技術評価

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	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)」 ** : 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」
	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」

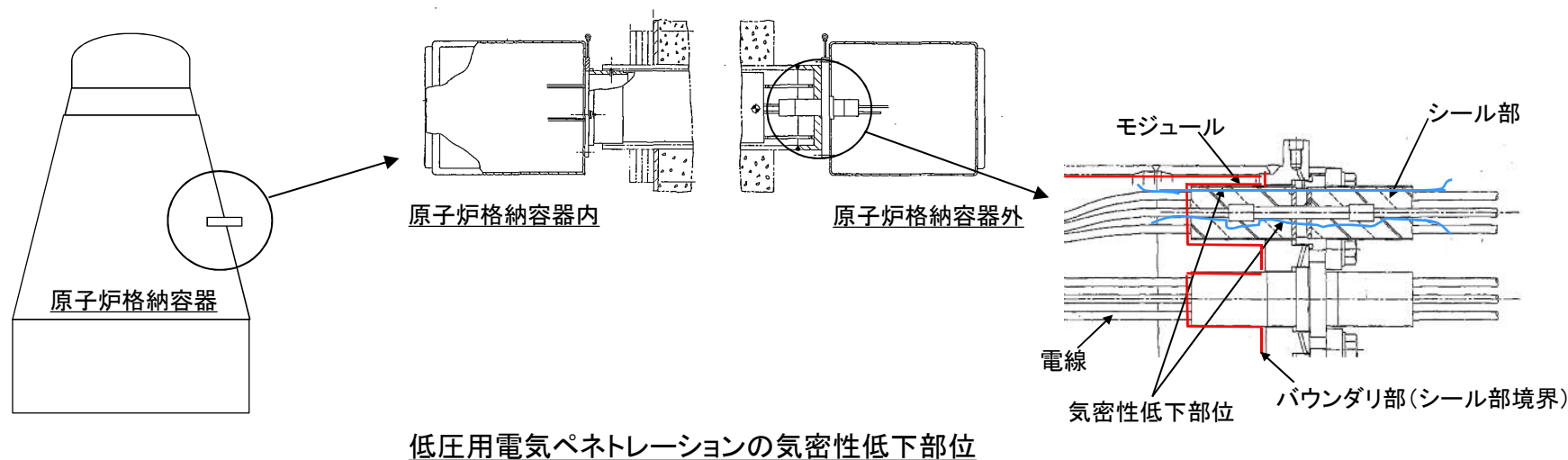
3. 4 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－

(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」

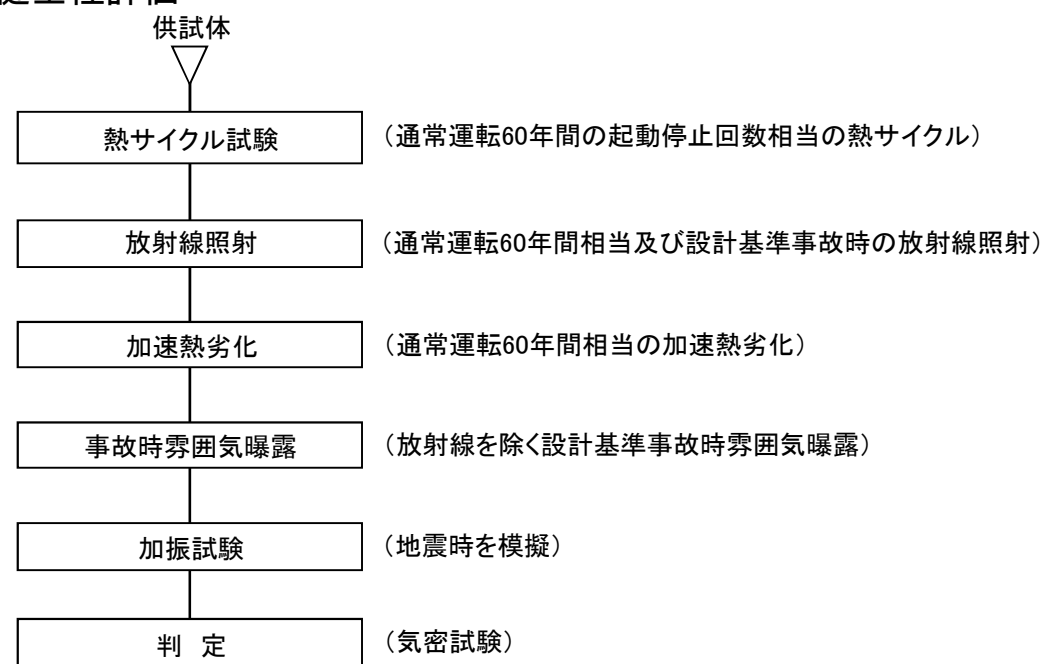
IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」

【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

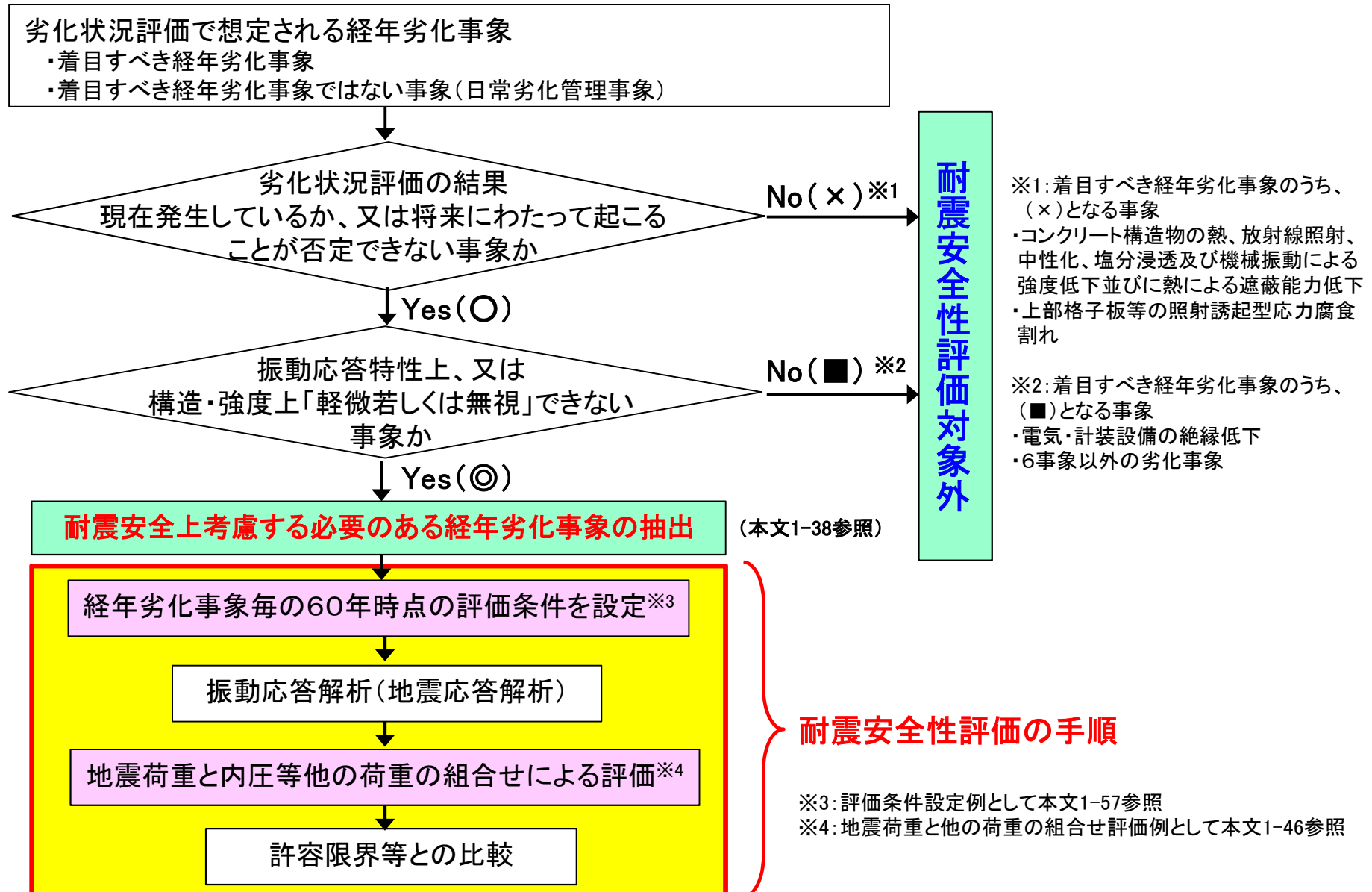
耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可(平成30年9月)にて設定されている**基準地震動を用いて評価を実施**する。

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

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

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、原子炉圧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。

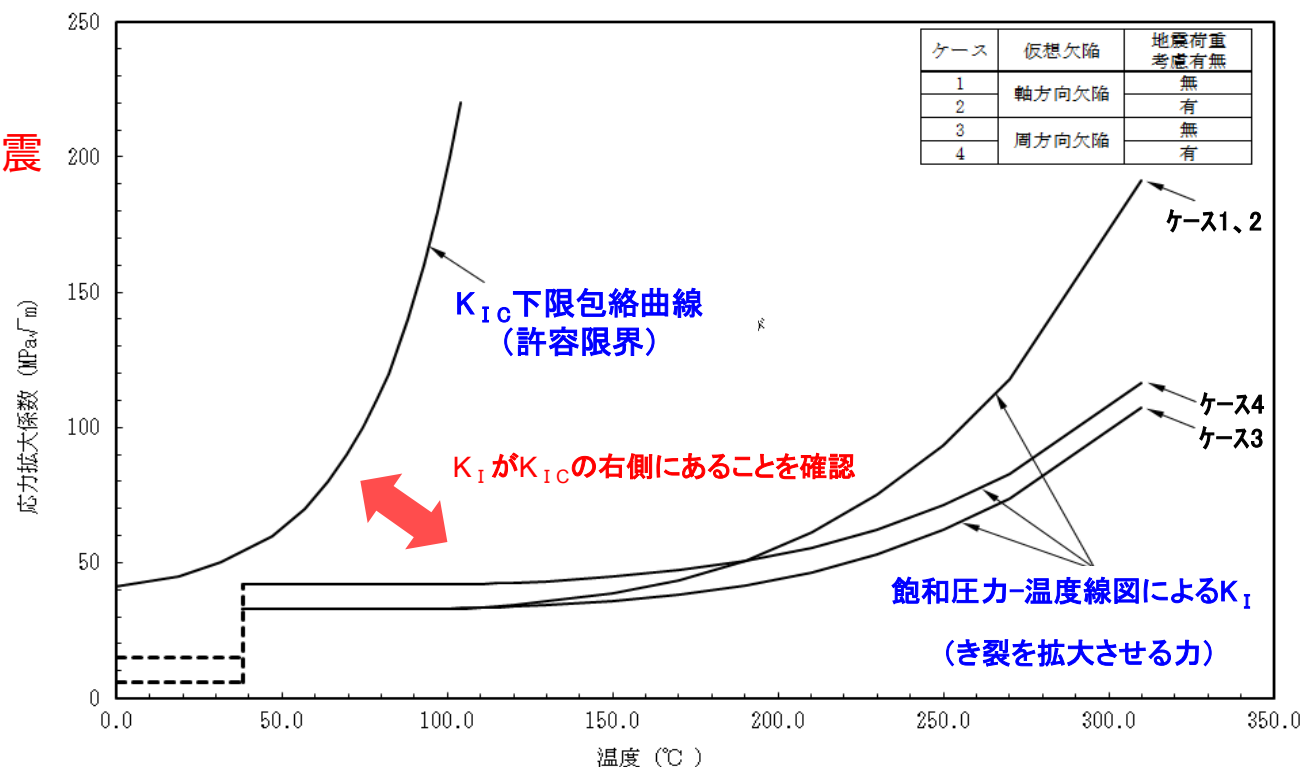
(b) 評価結果

$K_{IC} > K_I$ 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。



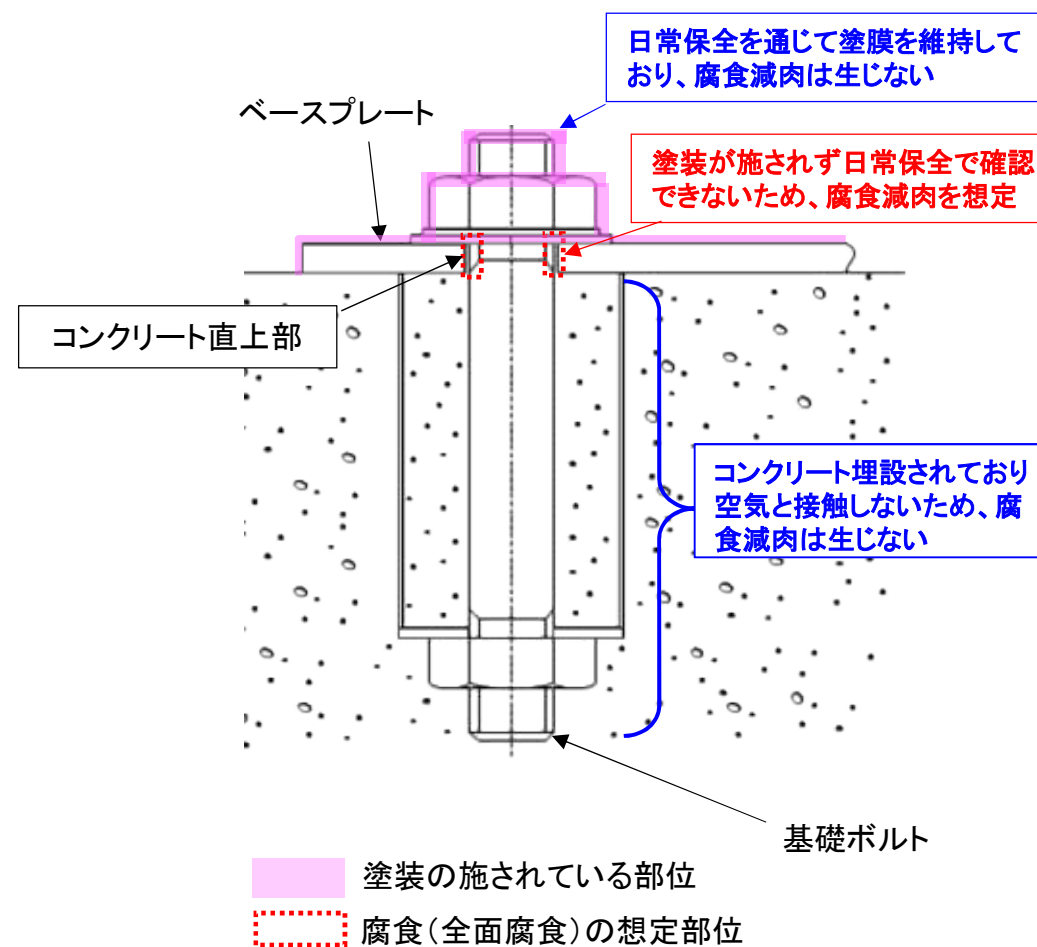
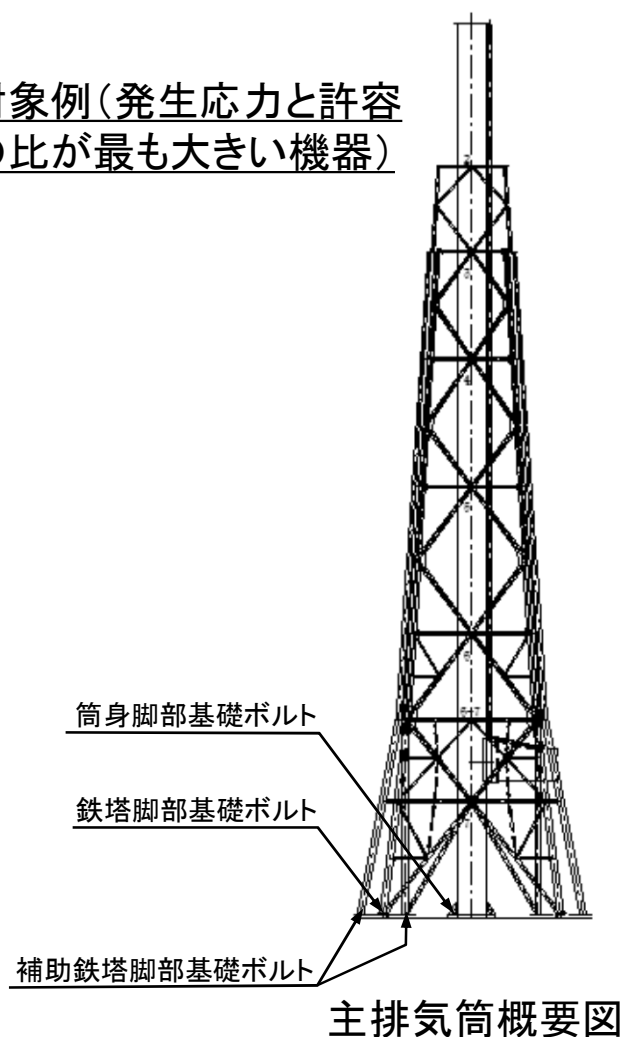
K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線(原子炉圧力容器胴: 炉心臨界時)

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)



基礎ボルト概要図

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_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. 5 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(1/3)

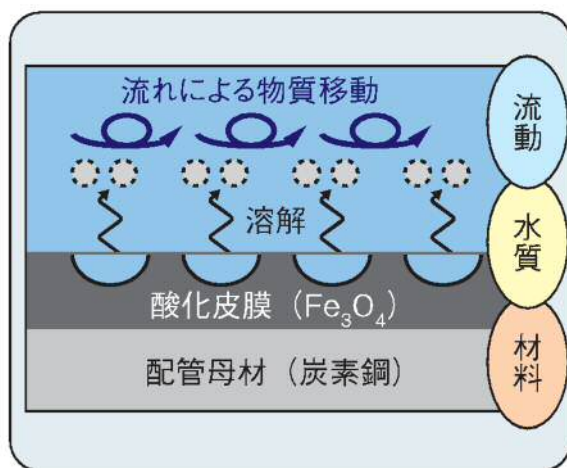
<炭素鋼配管の腐食(流れ加速型腐食)>

○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。**

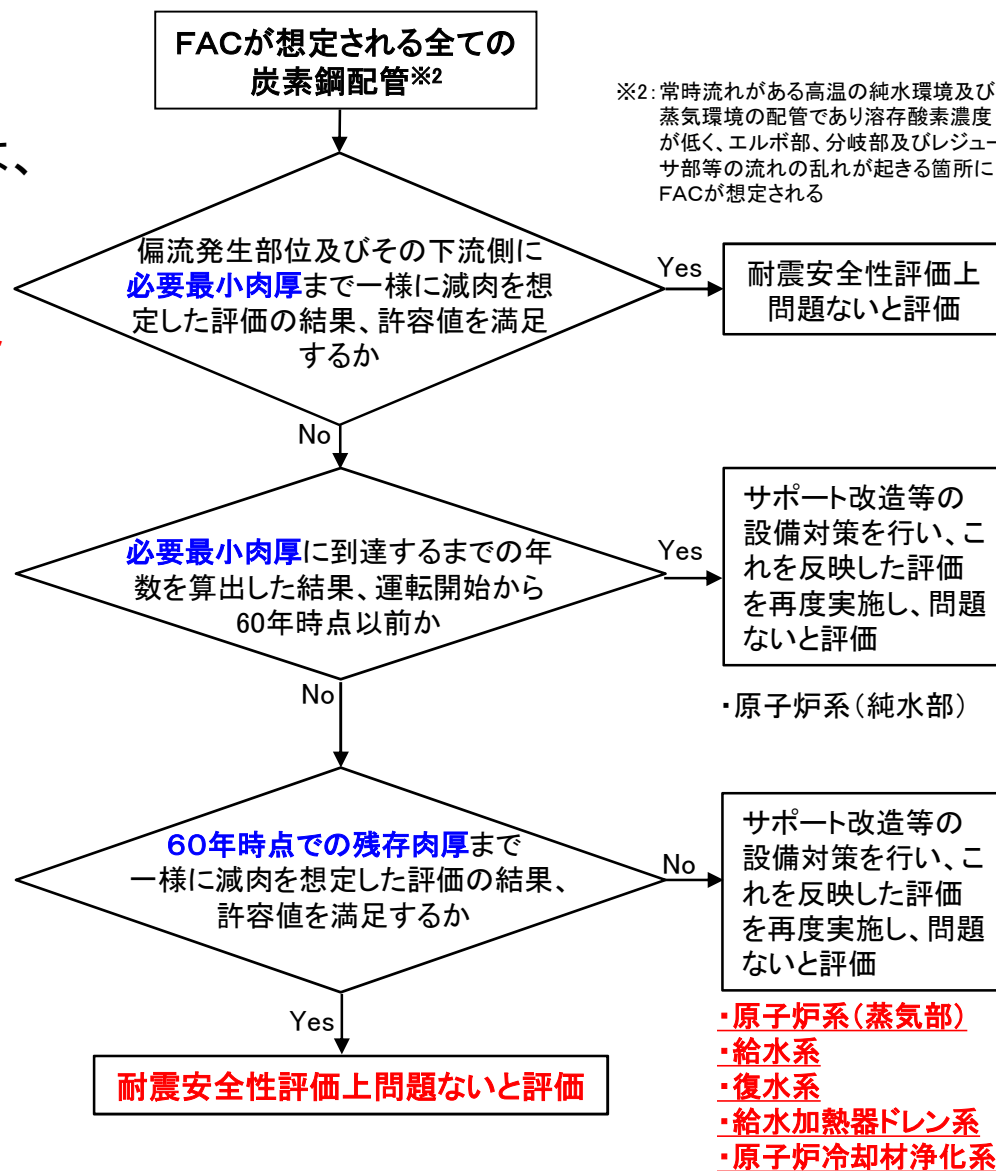
そのため、60年時点の減肉及び想定される地震動の影響を考慮しても健全であることを確認する。

※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	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。 ※: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

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 (× 9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (× 9.8m/s ²)
Ss	水平	50	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

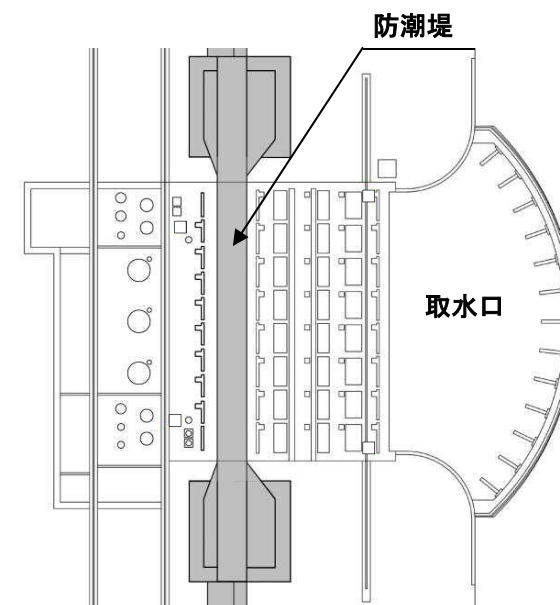
○評価手法

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。

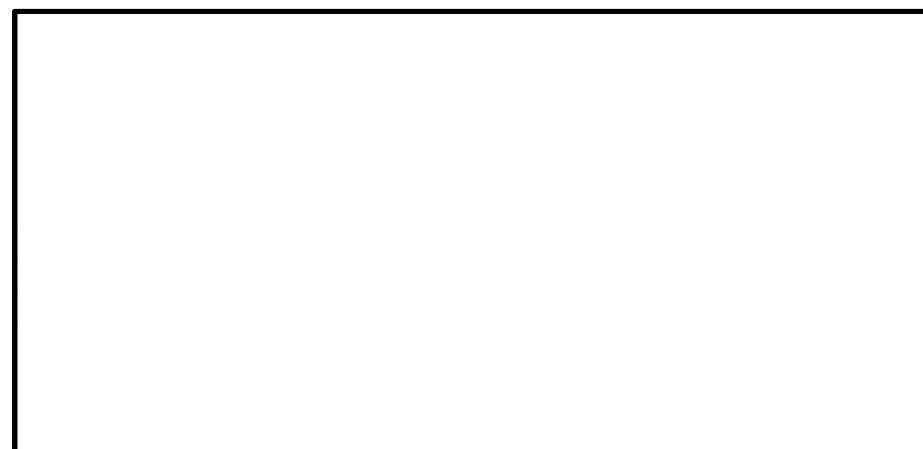


○基準津波から求めた評価条件

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

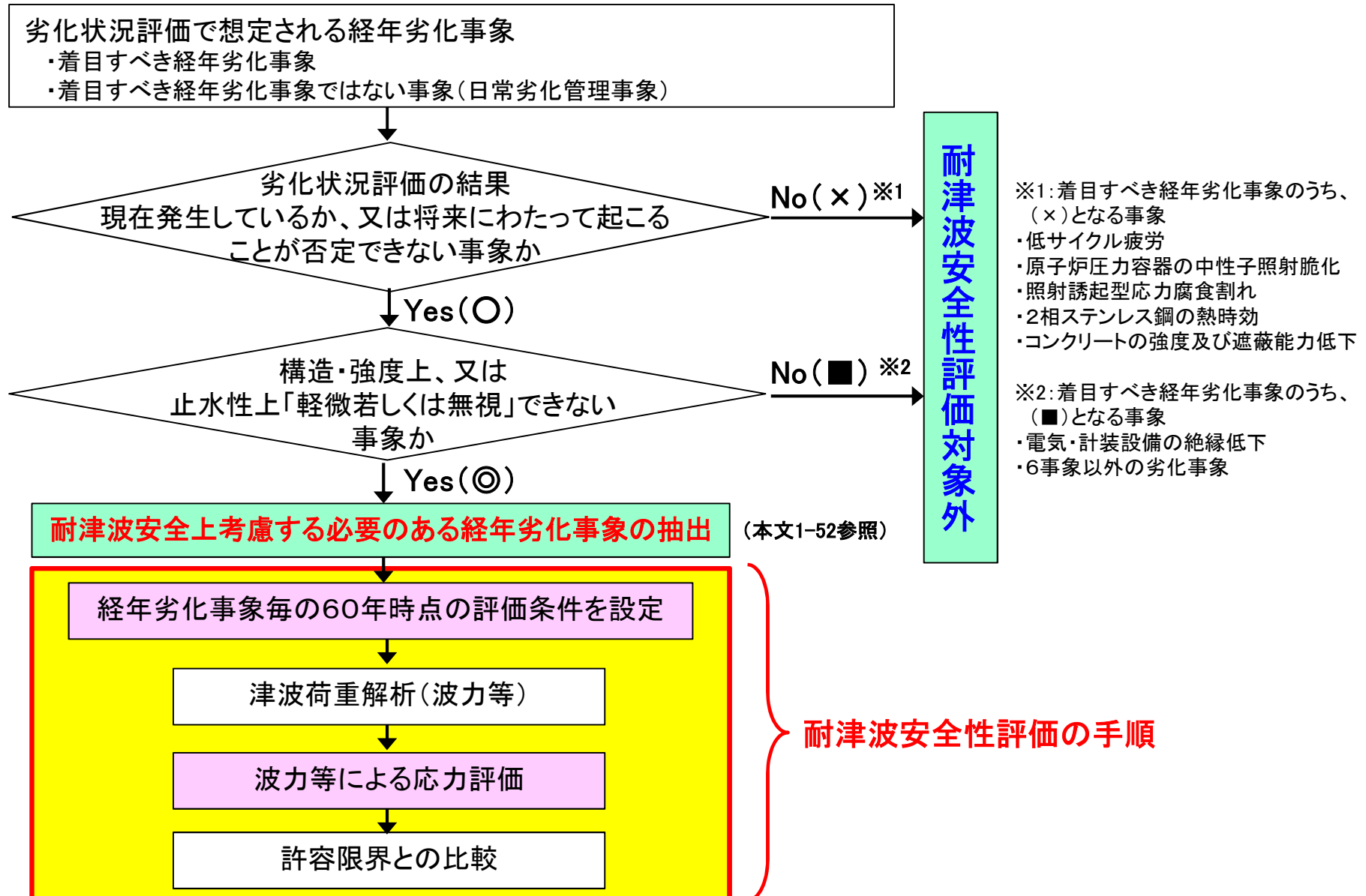


津波到達時の海水ポンプエリア周辺拡大図(イメージ)

3. 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。

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)

+

【震災影響評価】

③東北地方太平洋沖地震
による疲労累積係数※



**許容値を下回ることを
確認**

※: 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※ 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

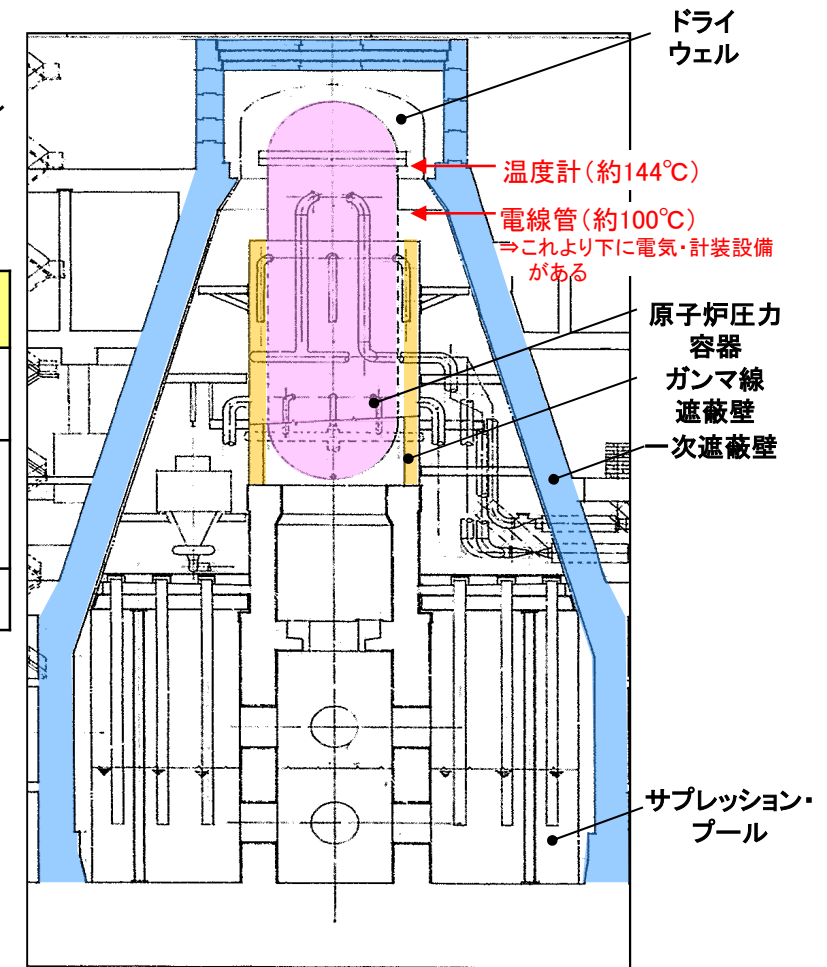
※1: 電線管温度

※2: 原子炉圧力容器ベ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)

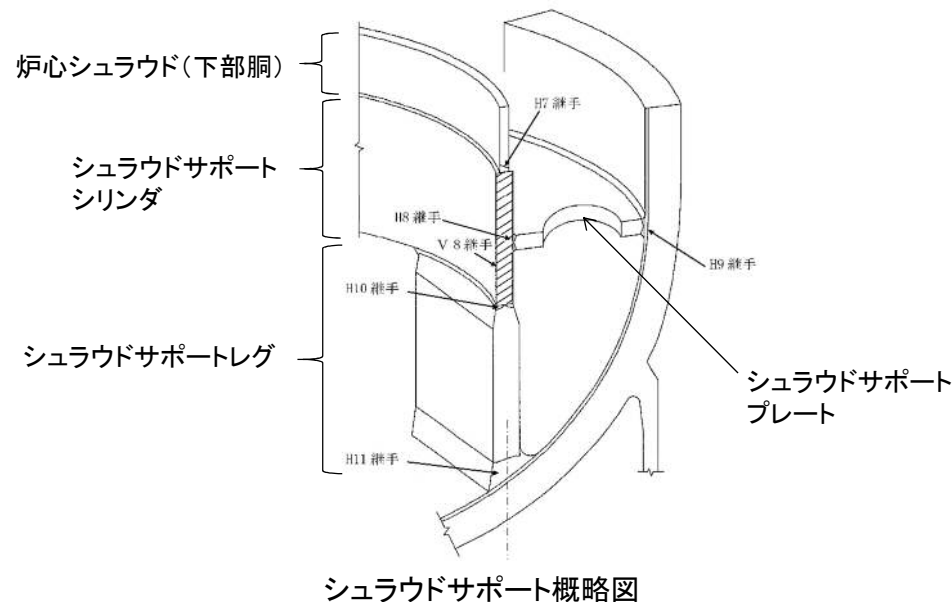


＜シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ＞

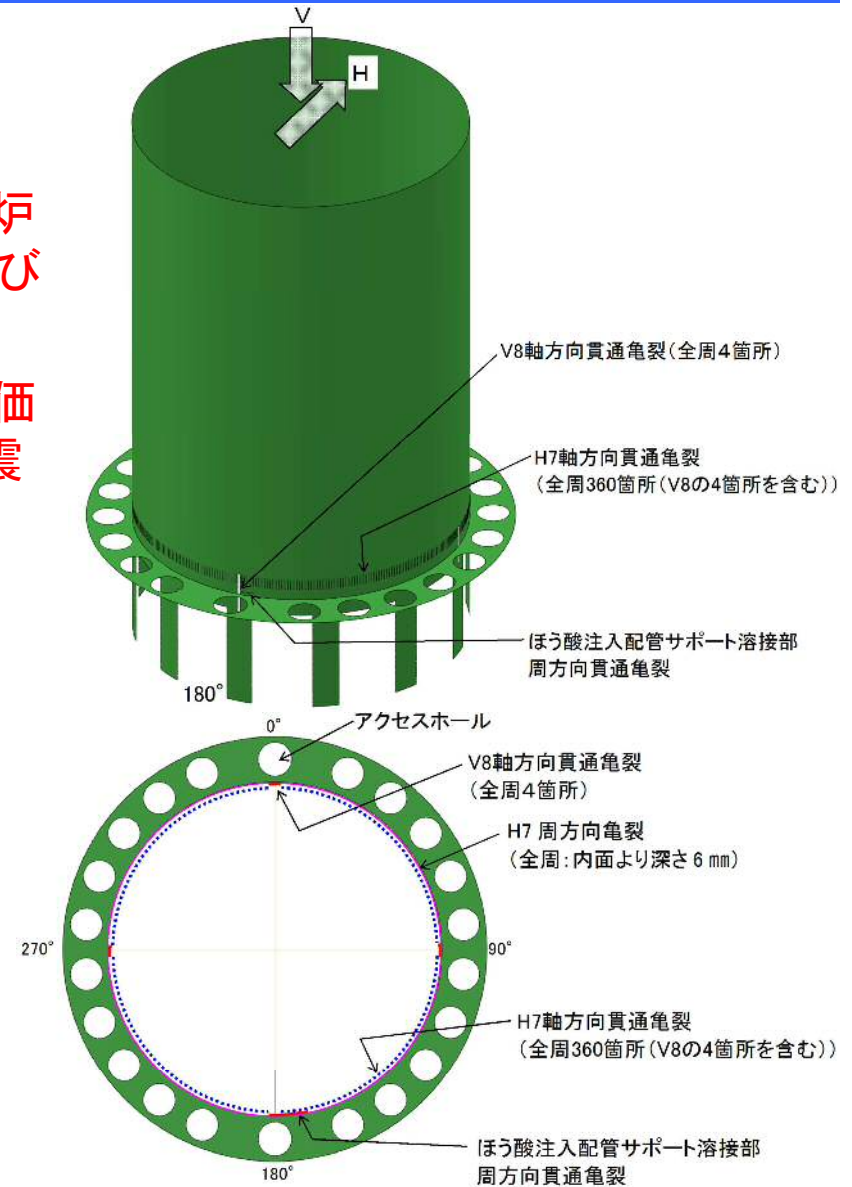
○目的

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。



シュラウドサポート概略図



解析モデル及び亀裂の想定箇所

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

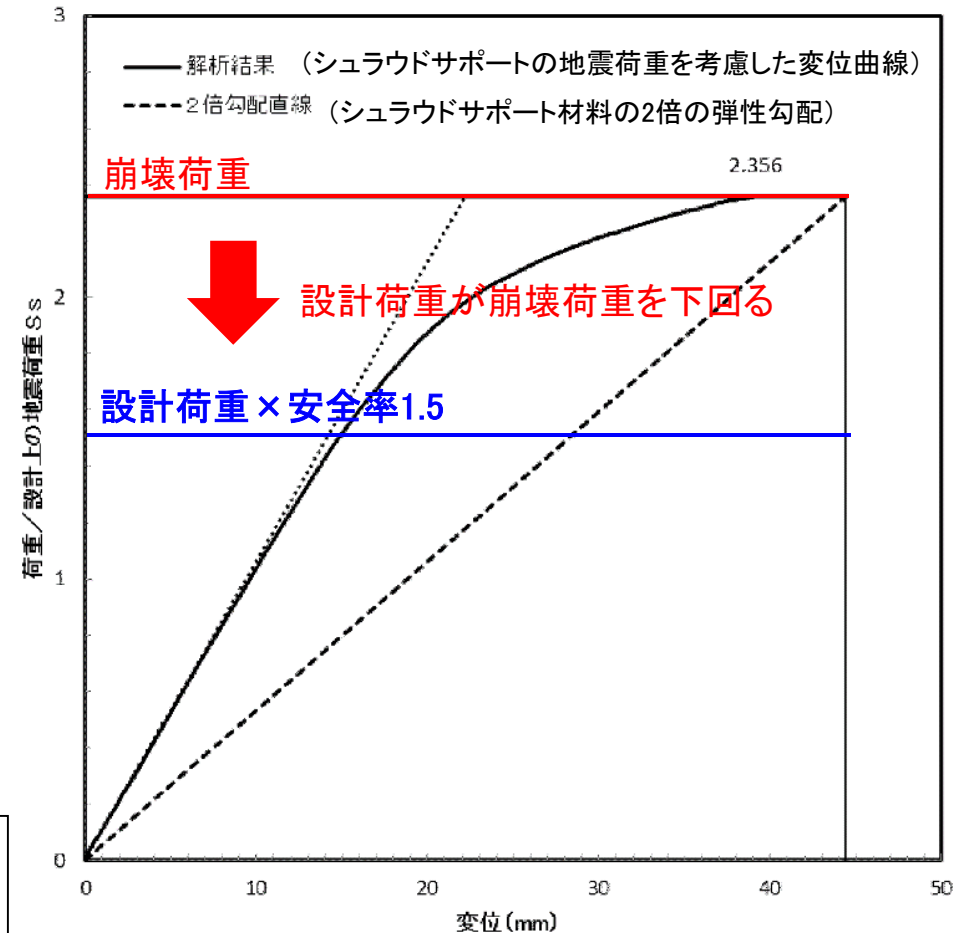
※2: 地震荷重を考慮した変位曲線と、材料の2倍の弾性勾配直線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。

【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 S_s)

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に差異が無い場合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(原子炉圧力容器ペデスタル)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

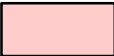


評価種別	主な保守性	
	項目	説明
耐震安全性評価(照射誘起型応力腐食割れ)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出していないが、保守的に全周き裂を模擬
	地震力	評価用地震力としてSsの1.5倍を付与した上で、その結果算出される発生応力に規格※1に基づき1.5倍を考慮 ※1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)
耐震安全性評価(熱時効)	照射時間	今後の稼働率はこれまでの実績の70%程度を包含する80%で設定
	欠陥	現状保全では欠陥は検出しておらず、疲労評価でも欠陥が想定されないが、保守的に初期亀裂を模擬、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Ss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Ss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Ss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Ss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Ss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	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。 ※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）」 ※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」	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※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。 ※4: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※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。 ※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	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**。

30年時点		40年の劣化状況評価		保守管理に関する方針(40年の長期保守管理方針)	
長期保守管理方針(27項目)		有効性評価※1		No	保守管理に関する方針
1. 原子炉再循環系ポンプ等の疲労割れ 2. 原子炉圧力容器の照射脆化 17. 炭素鋼配管の内面の流れ加速型腐食、ステンレス鋼配管、炭素鋼配管及び低合金鋼配管の内面の液滴衝撃エロージョン		長期保守管理方針が有効であったことを確認。		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。
				4	疲労評価における実績過渡回数を確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。
				5	炭素鋼配管※2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。 ※2: 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
その他		長期保守管理方針が有効であったことを確認。追加保全策は抽出されなかった。			
		有効性を確認したが、念のために 追加保全策として策定 。			
				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※3及びACAガイド※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。 ※3:「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)」 ※4: 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」
				3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については、IEEE 323※5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。 ※5: IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」

※1: 評価内容は【補足説明資料1-119～129参照】

40年の劣化状況評価における新たな知見、手法に基づいて、**新規に追加保全策として策定**。

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。

(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 コンクリート構造物	1- 70
----------------------	-------

2. 劣化状況評価

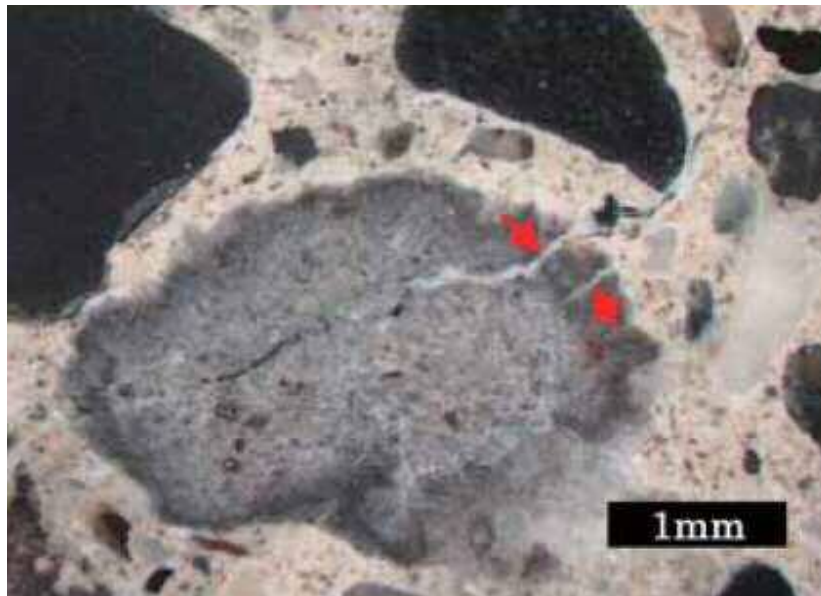
2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	1- 72
2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について	1- 75
2. 3 6事象以外の劣化事象について	1- 91
2. 4 耐震・耐津波安全性評価	1- 95
2. 5 東海第二発電所の特有の評価	1-114

3. 保守管理に関する方針	1-119
---------------------	-------

1. 1 特別点検 コンクリート構造物ーアルカリ骨材反応の事例



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. 1 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 ペデスタル又は 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	○	○	○	－	○	－	－	原子炉圧力容器ペデスタルで代替評価
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

2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－評価対象(鉄骨構造物含む)



経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位

構造種別		コンクリート構造物								鉄骨構造物		機械設備 (鉄骨部)	
経年劣化事象		強度低下							遮蔽能力 低下	耐火能力 低下	強度低下		強度低下
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	凍結 融解	機械 振動	熱	火災など の熱	腐食	風などに よる疲労	風などに よる疲労
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 ペデスタル ○	原子炉圧力容器 ペデスタル、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 ○	△	▲			▲			
	主排気筒												△
	非常用ガス処理系排気筒												△

○：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)

○：評価対象部位

2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－審査基準の要求事項(1/2)



構造物の経年劣化事象、劣化要因に対して審査基準の要求事項を下表に示す。

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	(1) コンクリートの強度低下 ① 熱 ○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値(貫通部は90℃、その他の部位は65℃)を超えたことがある場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ② 放射線照射 ○評価対象部位の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ③ 中性化 ○評価対象部位の中性化深さが、鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ④ 塩分浸透 ○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ⑤ アルカリ骨材反応 ○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。

2. 1 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－審査基準の要求事項(2/2)



審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	⑥ 機械振動 ○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ⑦ 凍結融解 ○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 (2) コンクリートの遮蔽能力低下 ① 熱 ○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88 °C又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177 °Cを超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置(変更)許可における遮蔽能力を下回らないこと。 (3) 鉄骨の強度低下 ① 腐食 ○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ② 風などによる疲労 ○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



1. 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の 期間の延長の審査基準	○点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。 ○環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。

2. 2 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

長期健全性評価試験の実施にあたっては、設計基準事故時は電気学会推奨案及びACAガイドにもとづき、重大事故等時は電気学会推奨案をもとに実施した。

(1) 電気学会推奨案による評価

1) CVケーブル

	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、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	135℃×149時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2) 難燃CVケーブル

	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、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	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	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	約530 kGy(通常時 約270 kGy 事故時260 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171℃(最高温度)	171℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

4) 難燃PNケーブル

	試験条件	東海第二における15年、30年間の通常運転時 及び重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121℃×126時間*1 121℃×251時間*2	電力用、制御用は15年間、計測用、温度計測用は30年間の通常運 転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	988 kGy*1 1,175 kGy*2	約673 kGy(通常時 約33 kGy 事故時640 kGy) 約706 kGy(通常時 約66 kGy 事故時640 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	235℃(最高温度)	235℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	

*1: 電力用、制御用

*2: 計測用、温度計測用

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



(2)ACAガイドによる評価

1)CVケーブル

	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	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100℃-89.3 Gy/h-805 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	260 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	100 ℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2)難燃CVケーブル

	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	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100℃-99.3 Gy/h-2,500 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	100 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	100 ℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.177 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	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	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100℃-99.7 Gy/h-6,241 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	171 ℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

4) 難燃PNケーブル

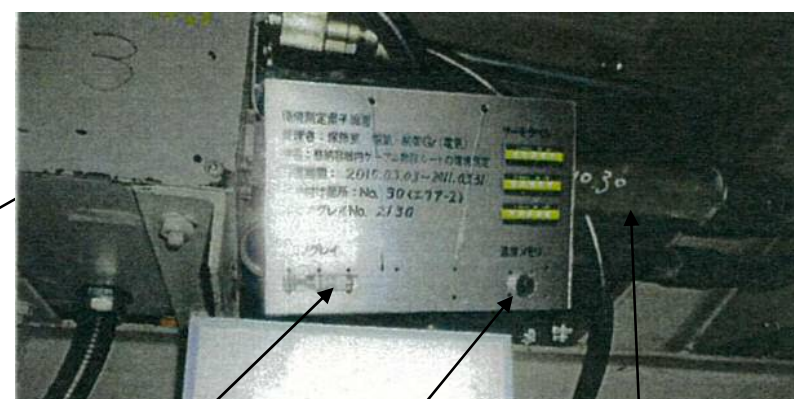
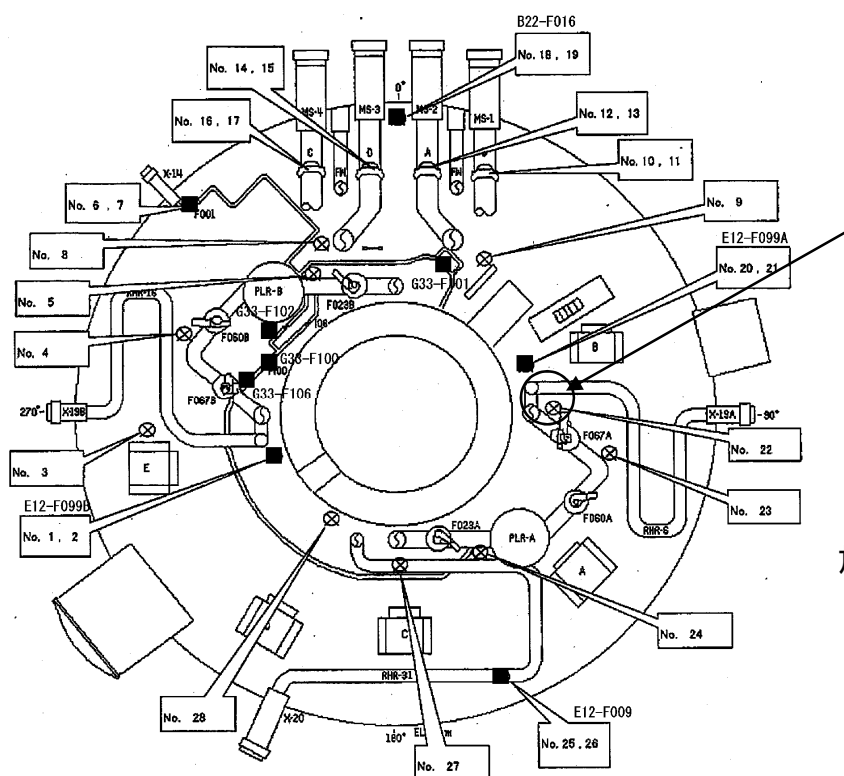
	試験条件	東海第二における28年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100℃-94.7 Gy/h-6,990 時間	28年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 ℃(最高温度)	171 ℃(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

2. 2 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

(1) 格納容器内環境測定状況

格納容器内設置の電気・計装設備の健全性評価にあたっては、「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査実施について」(平成19年10月30日付け, 平成19・07・30原院第5号)を受けて実施した格納容器内布設環境調査結果を用いている。



放射線量測定器

温度検出器

測定点(電線管)

格納容器内1階～6階(100箇所測定)

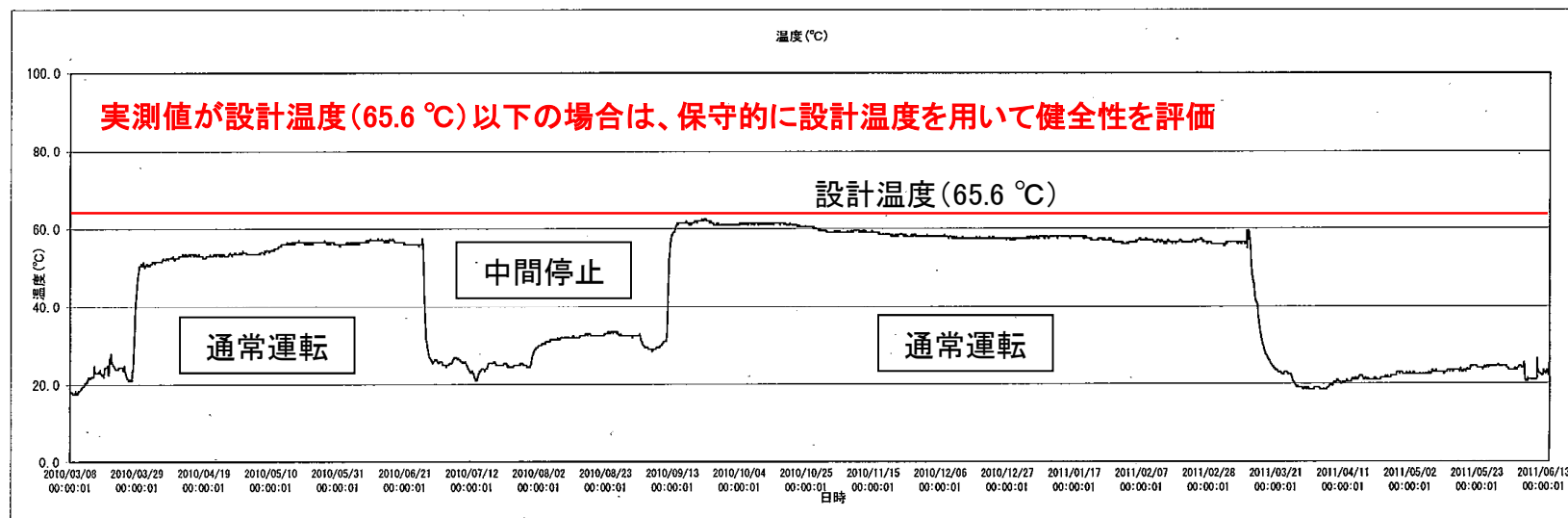
2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



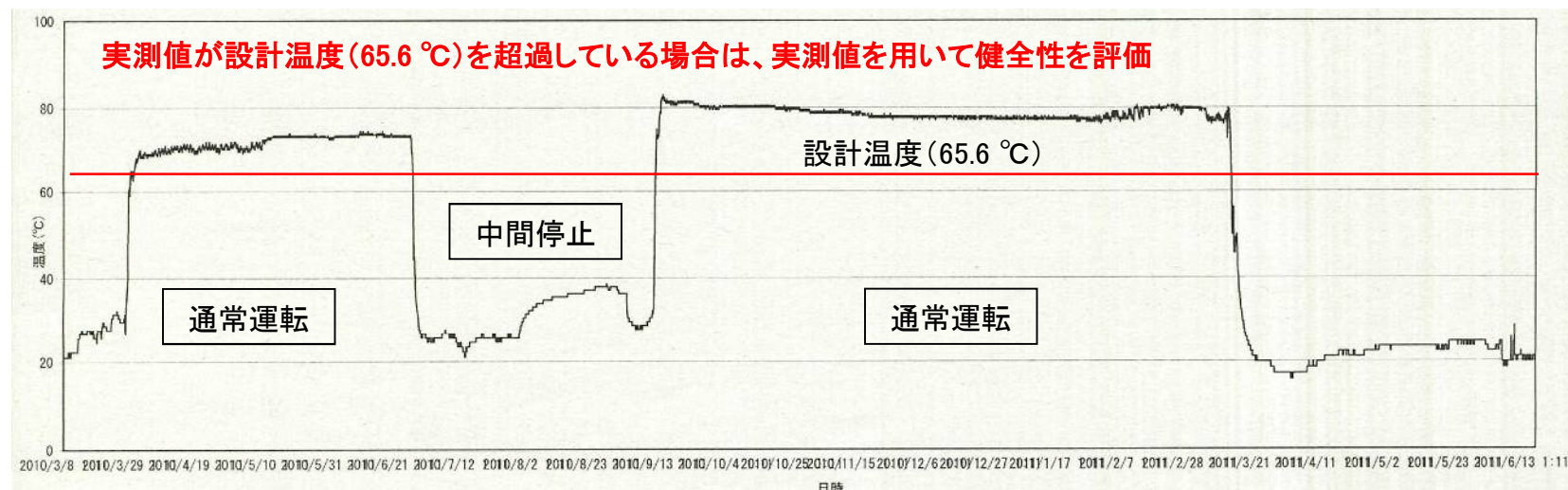
(2) 格納容器内通常運転時温度測定結果

1) 設計温度内

温度測定期間: 平成22年3月30日から平成23年3月11日(中間停止期間中は除く)



2) 設計温度超過

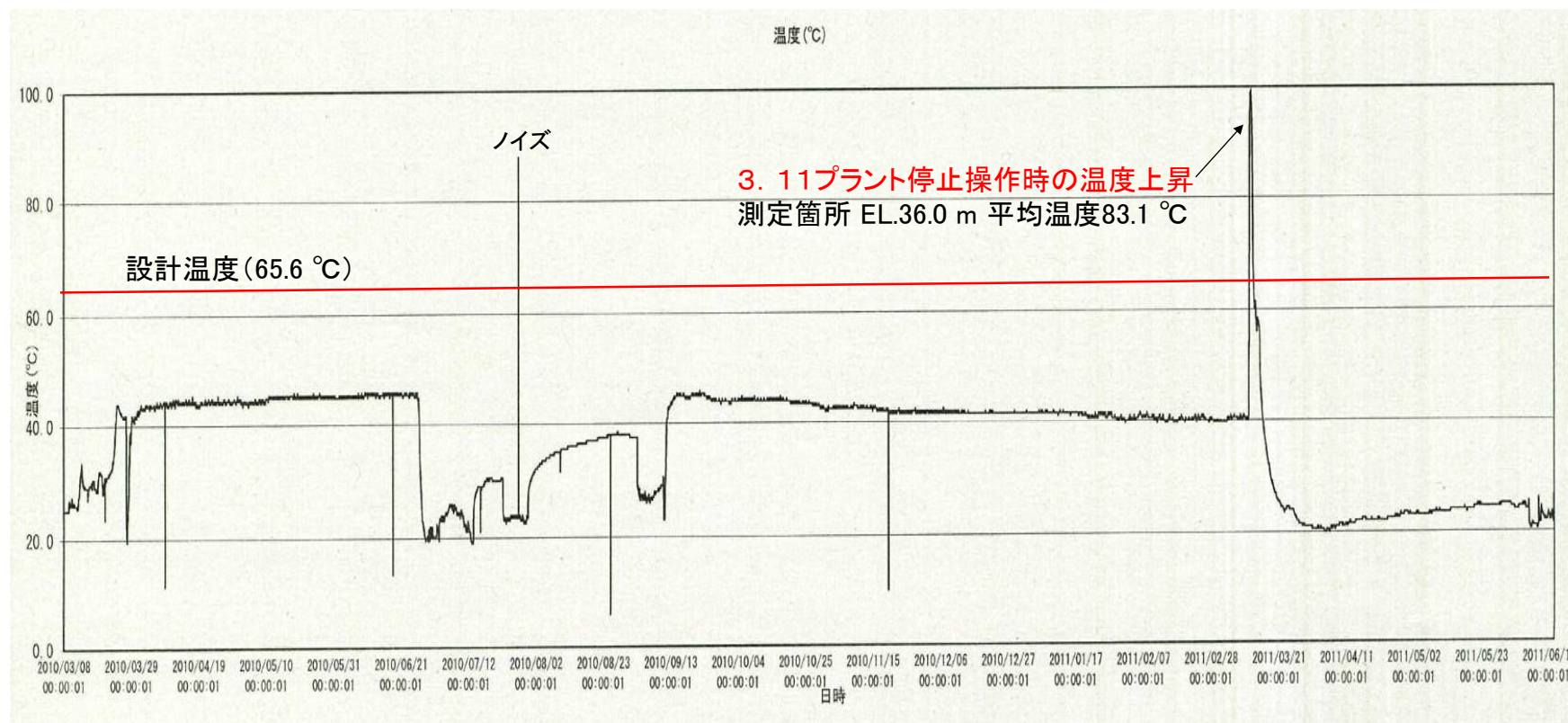


2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



(3) 東北地方太平洋地震時の格納容器内温度測定結果

停止時に設計温度(65.6 °C)を超過している間の平均温度にて評価した結果、**超過時間は短時間**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。**



停止操作時の格納容器内温度上昇(例)

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(1/7)



4. 健全性評価結果

電気・計装設備の長期健全性試験による評価結果は下記のとおり。

設計設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
高圧ポンプモータ	・残留熱除去系海水系ポンプモータ ・高圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・低圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・残留熱除去系ポンプモータ ・緊急用海水ポンプモータ	固定子コイル 口出線・接続部品	長期健全性試験の結果、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物は、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験(直流吸収試験、交流電流試験、誘電正接試験及び部分放電試験)を実施し、有意な絶縁の変化が認められた場合は、洗浄、乾燥及び絶縁補修(絶縁物にワニス注入)又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施。	固定子コイル及び口出線・接続部品の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施することで、異常の有無を把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると判断。	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。 今後も点検時に絶縁抵抗測定、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施していくとともに、必要に応じて洗浄、乾燥及び絶縁補修(絶縁物にワニスを注入)又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施する。
電動弁用駆動部	・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(内側)駆動部	固定子コイル 口出線・接続部品 電磁ブレーキコイル	新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び動作試験を実施し、有意な絶縁低下が認められた場合には、モータの補修又は取替を実施。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、動作試験を実施することで、異常の有無を把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると判断。 主蒸気トンネル室に設置している事故時動作要求のある電動弁モータについては、今停止期間中に原子炉格納容器内仕様の電動弁モータへ取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認のとれている50年を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も点検時に絶縁抵抗測定、動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて補修又は取替を実施する。
	・残留熱除去系注入弁駆動部		新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、50年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(外側)駆動部	固定子コイル 回転子コイル 口出線・接続部品 電磁ブレーキコイル	38年間使用した実機モータを供試体に、22年の劣化付与を行い、60年を想定した長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(2/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電気ペネトレーション	・核計装用電気ペネトレーション ・制御用電気ペネトレーション ・計測用電気ペネトレーション ・制御棒位置指示用電気ペネトレーション ・低圧動力用電気ペネトレーション ・高圧動力用電気ペネトレーション	シール部 電線	長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	シール部及び電線の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁測定及び機器の動作試験を実施し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、補修等を実施。	シール部及び電線の絶縁特性低下の可能性は低く、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 点検時に絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。
高圧ケーブル	・高圧難燃CVケーブル	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、電動機用ケーブルについては点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験、その他負荷用ケーブルについては絶縁抵抗測定を行い許容範囲に収まっていることの確認を行うとともに、系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は低く、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することで、絶縁低下は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると判断。	絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(3/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
同軸ケーブル	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器内)	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故時等雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を実施し、30年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の急激な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。 難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリエチレン)は、運転開始後31年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、運転開始後60年間の通常運転期間及び設計基準事故時等雰囲気において絶縁を維持できると評価。 難燃六重同軸ケーブルは、運転開始後21年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、運転開始後51年時点において絶縁を維持できると評価。運転開始後51年を迎える前に難燃六重同軸ケーブルを取替えることで、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時等雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。 絶縁体の絶縁低下に対しては、今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行う。 なお、難燃六重同軸ケーブル(原子炉格納容器内)については、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、41年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故時等雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を実機相当品(架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル)により実施し、30年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。			

 : 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(4/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
同軸ケーブル	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37年間実機環境下で使用した実機同等品によるACAガイドに従った長期健全性試験で、23年間の健全性が確認できていることから運転開始後60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の急激な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。
	・難燃三重同軸ケーブル		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37年間実機環境下で使用した実機相当品(架橋ポリオレフィンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル)によるACAガイドに従った長期健全性試験で、23年間の健全性が確認できていることから運転開始後60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器外)		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外)		また、ACAガイドに従った評価を実施し、60年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。			
	・難燃二重同軸ケーブル					

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(5/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・端子台接続(原子炉格納容器内)	絶縁部	端子台接続(原子炉格納容器内)は、38年間使用した端子台に設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、38年時点において絶縁を維持できると評価。また、重大事故等時条件は、長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。原子炉格納容器内に設置している事故時動作要求のある端子台接続については、今停止期間中に取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認の取れている38年間を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	端子台接続(原子炉格納容器内)の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。なお、事故時動作要求のある端子台接続(原子炉格納容器内)は、今停止期間中に全数の取替を行う計画としている。
	・電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、45年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)は、運転開始18年目に設置しており、長期健全性試験で確認のとれている45年間を加えると、電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)は、運転開始後60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価。		絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(6/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・スプライス接続(原子炉格納容器内)	絶縁部	長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。
	・端子台接続(原子炉格納容器外)		端子台接続(原子炉格納容器外)は、12年間使用した端子台に48年分の劣化付与を行い、設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、60年時点において絶縁を維持できると評価。			
	・電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器外)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。			
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(放射線計測用)(原子炉格納容器外)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。			

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(7/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外)	絶縁部	長期健全性試験の結果、6年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。 同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外)は、評価期間を迎える前に同軸コネクタを取替えることで60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。 なお、追加保全項目として、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行うことを継続していくこととする。
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。	
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器外)					
	・スプライス接続(原子炉格納容器外)					

 : 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2. 2 電気・計装設備の絶縁低下について



5. 長期健全性試験方法等の出典先について

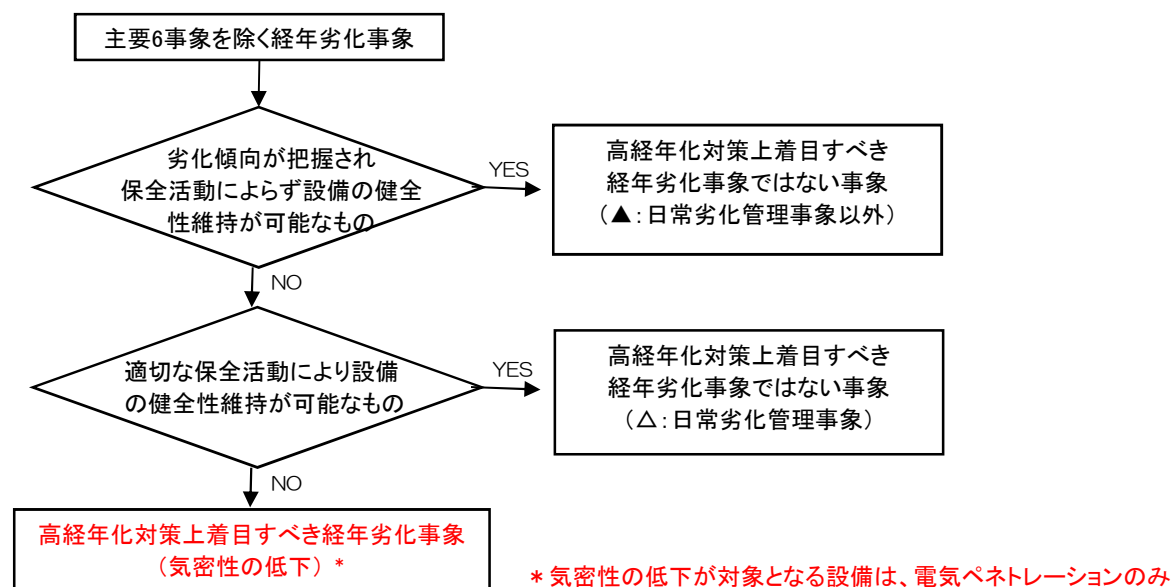
電気・計装設備の長期健全性試験の実施にあたり用いたガイド等は以下のとおり。

評価対象設備	ガイド名称
低圧ケーブル	・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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） ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
高圧ケーブル	・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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）
同軸ケーブル	・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・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） ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
ケーブル接続部	【端子台接続】 ・IEEE Std.323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」 【電動弁コネクタ】 ・IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」 【同軸コネクタ、スプライス接続】 ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
電動弁用駆動部	・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」
電気ペネトレーション	・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」
高圧ポンプモータ	・長期健全性試験の実施内容等については、製造メーカーと協議の上決定

2. 3 6事象以外の劣化事象について

1. 6事象以外の劣化事象

6事象以外の劣化事象抽出フローに従い、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、**気密性の低下事象**が抽出された。



6事象以外の劣化事象抽出フロー

2. 6事象以外の劣化事象についての要求事項

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の 期間の延長の審査基準	○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める基準に適合すること。

2. 3 6事象以外の劣化事象について－ 電気ペネトレーション－



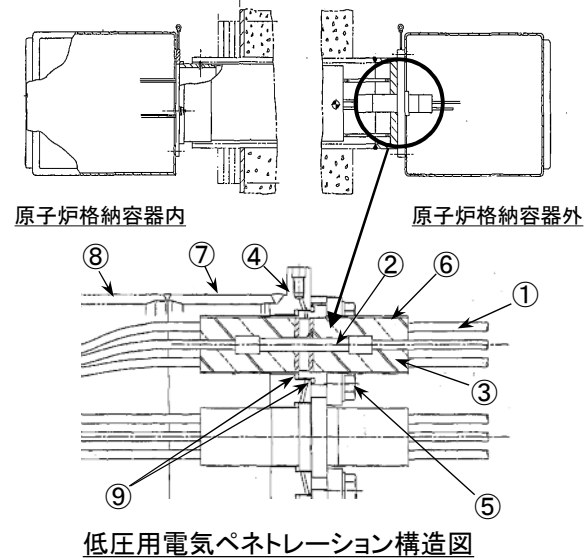
3. 電気ペネトレーションの使用材料、使用条件

低圧、高圧用電気ペネトレーションの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時*1	重大事故等時*2
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	235 °C (最高)
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa
放射線	0.040 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

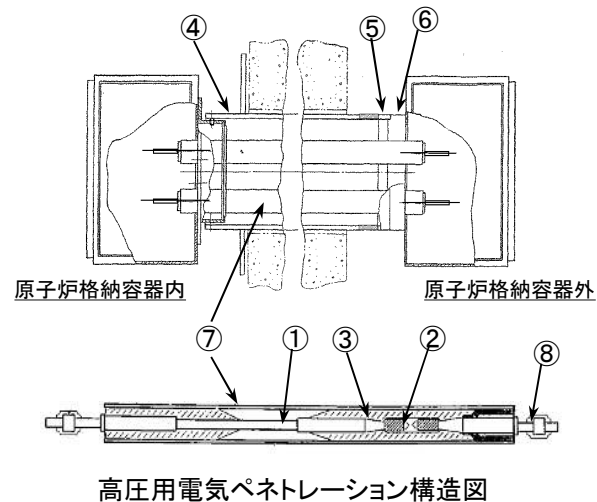
*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2: 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値



低圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅、架橋ポリエチレン	⑥	モジュール	ステンレス鋼
②	接続部	銅	⑦	アダプタ	炭素鋼
③	シール部	エポキシ樹脂	⑧	スリーブ	炭素鋼
④	ヘッダ	ステンレス鋼	⑨	Oリング	エチレンプロピレンゴム
⑤	取付ボルト	ステンレス鋼			



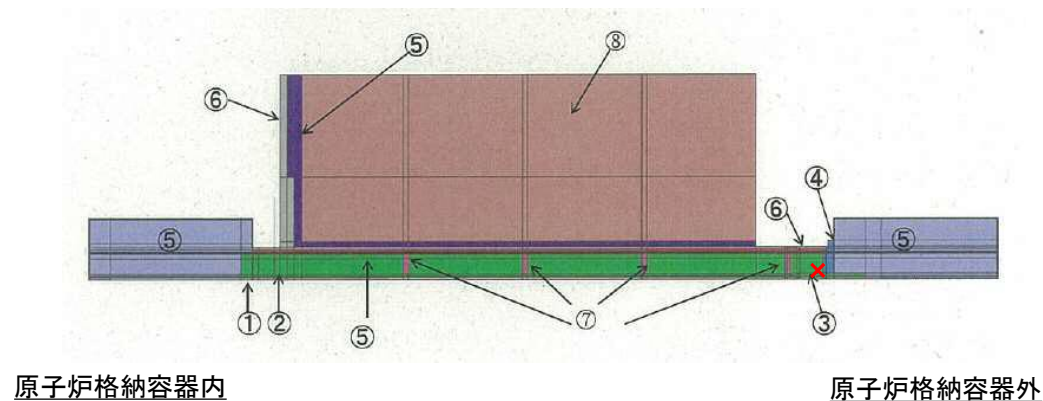
高圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅、エチレンプロピレンゴム	⑤	アダプタ	炭素鋼
②	接続スリーブ	銅	⑥	ヘッダ	ステンレス鋼
③	シール部	エチレンプロピレンゴム	⑦	パイプ	ステンレス鋼
④	スリーブ	炭素鋼	⑧	導体	銅

2. 3 6事象以外の劣化事象について

4. 電気ペネトレーションの温度解析による健全性評価(重大事故等時)

温度解析は、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、各部位の物理特性値(熱伝導率、比熱、密度、表面放散熱抵抗)を用いて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。



×: 評価部位(シール部)

番号	項目	番号	項目	番号	項目	番号	項目
①	銅	③	エポキシ	⑤	空気	⑦	ベークライト
②	ポリエチレン	④	ステンレス	⑥	鉄	⑧	コンクリート

2. 3 6事象以外の劣化事象について



5. 温度解析による健全性評価(重大事故等時)

a. 解析条件

原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で想定した重大事故等時条件を包絡する重大事故等時の解析入力条件は以下のとおり。

重大事故等時条件 1

重大事故等時条件 2

重大事故等時条件 3

【重大事故等時条件 1 解析入力条件】

時間[h]

原子炉格納容器内温度[°C]

原子炉格納容器外の温度は ~ 時間の間 °C

【重大事故等時条件 2 解析入力条件】

時間[h]

原子炉格納容器内温度[°C]

原子炉格納容器外の温度は ~ 時間の間 °C

【重大事故等時条件 3 解析入力条件】

時間[h]

原子炉格納容器内温度[°C]

原子炉格納容器外の温度は 時間 ~ 時間は °C、 時間から 時間は °C

2. 4 耐震・耐津波安全性評価－審査基準の要求事項



○耐震安全性評価

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。 ○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。

○耐津波安全性評価

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準	○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た結果、許容限界を下回ること。

2. 4 耐震安全性評価－評価対象



評価対象機器は、安全機能を有する機器より抽出※し、以下の種別に分類する。

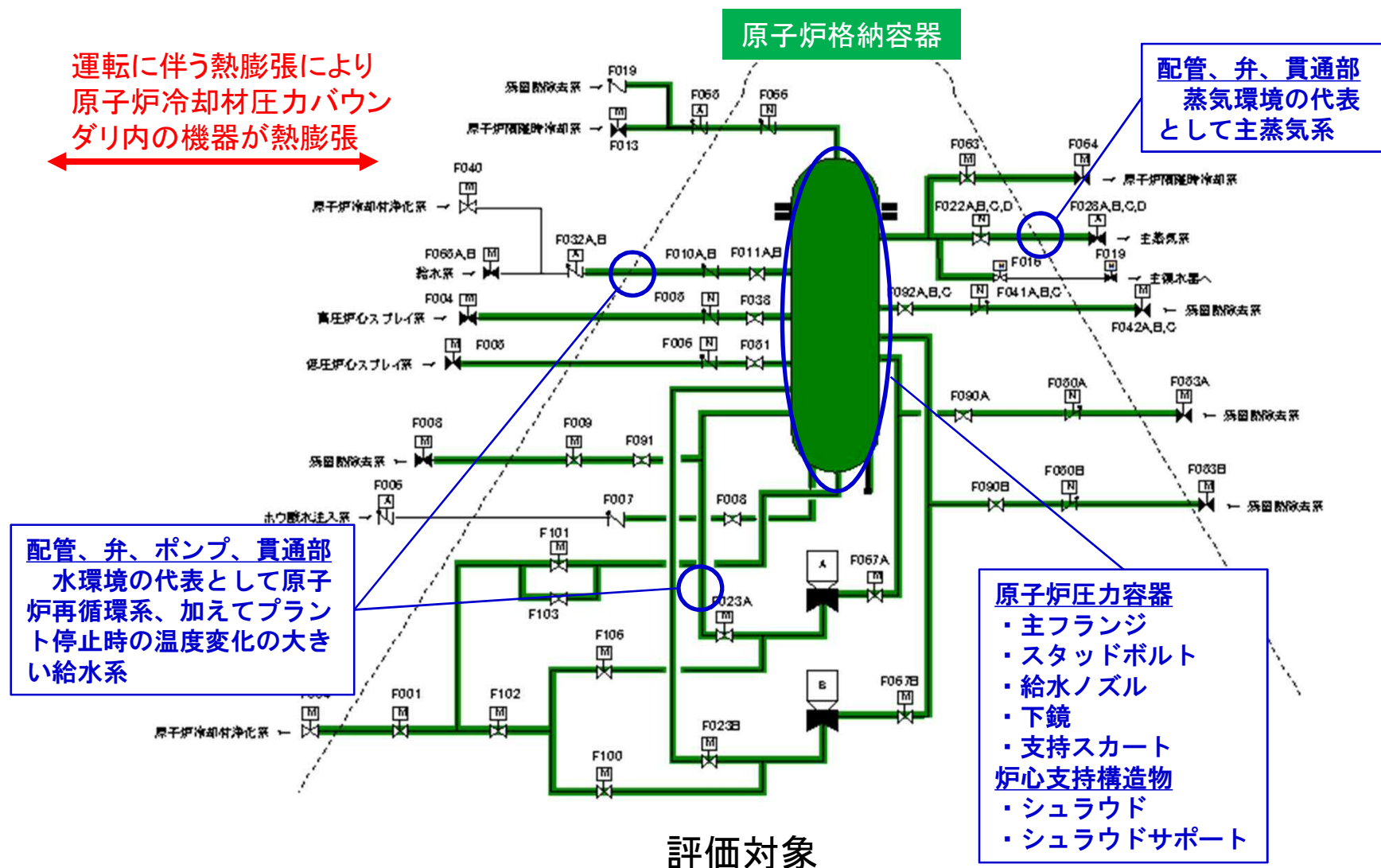
機器・構造物	対象機器・構造物名称
ポンプ	原子炉再循環ポンプ、留熱除去系ポンプ 他
熱交換器	残留熱除去系熱交換器、給水加熱器 他
ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
容器	原子炉圧力容器、原子炉格納容器 他
配管	原子炉再循環系配管、給水配管 他
弁	主蒸気隔離弁、主蒸気逃し安全弁 他
炉内構造物	炉心シュラウド、ジェットポンプ 他
ケーブル	低圧CV ケーブル 他
タービン設備	主タービン、原子炉隔離時冷却系タービン 他
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	原子炉建屋、取水構造物 他
計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
空調設備	原子炉建屋ガス処理系 他
機械設備	制御棒、非常用ディーゼル機関 他
電源設備	主発電機、主変圧器 他

※: クラス1、2及び最高使用温度が95℃を超える、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器(浸水防護施設を含む)、並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

2. 4 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価（評価対象の抽出）



評価対象：低サイクル疲労評価と同様に、原子炉冷却材圧力バウンダリ内機器について、代表機器を抽出（原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉再循環ポンプ、配管、弁）



2. 4 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）



評価対象機器・部位について、**全て許容値1を下回ることを確認した。**

評価対象機器・部位		60年時点の疲労 累積係数	地震動による疲労累積 係数(基準地震動 S_g)	合計 (許容値:1以下)
原子炉再循環ポンプ	ケーシング入口ノズル－配管との溶接部	0.0000	0.0033	0.0033
容器	原子炉圧力容器	主フランジ	0.0177	0.0177
		スタッドボルト	0.2526	0.2526
		給水ノズル	0.6146*	0.6148
		下鏡	0.4475*	0.4477
		支持スカート	0.5691	0.5693
	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.0071	0.0072
		給水系配管貫通部	0.0064	0.0065
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.1182*	0.2637
	炭素鋼配管	原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	0.7411
		原子炉系(純水部)配管	0.5799*	0.6058
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)		0.5373*	0.5373
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)		0.0338*	0.0339
	原子炉給水逆止弁(弁箱)		0.8848*	0.8848
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)		0.0738*	0.0739
	主蒸気隔離弁(弁箱)		0.2278	0.2278
炉内構造物	炉心シュラウド		0.0351	0.0358
	シュラウドサポート		0.0647	0.0647

*: 環境を考慮

2. 4 耐震安全性評価－腐食(全面腐食)評価

○60年時点の腐食代(0. 3mm)の設定について

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プラント建設当初から使用(34年使用)している基礎ボルトについて、以下3つの環境区分毎に調査した。

- ①屋外埋設部(屋外の基礎コンクリート埋設部)
- ②屋内埋設部(地面に接している最下階のコンクリート埋設部)
- ③屋内埋設部(最下階以外のコンクリート埋設部)

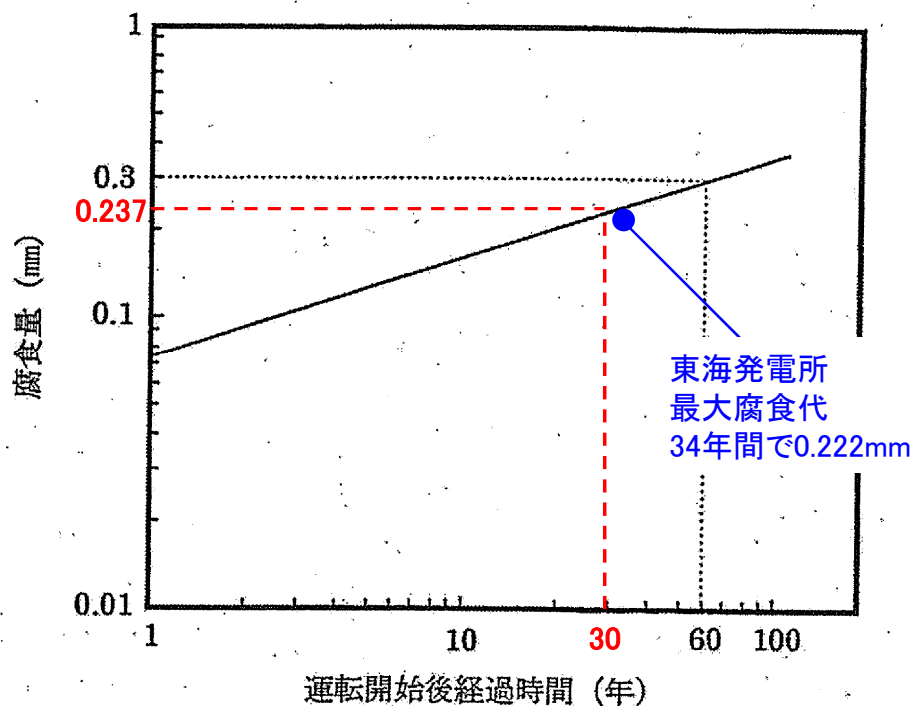
調査の結果、最も腐食代が大きい屋外設置機器で**最大0. 222mm**(実績値)であった。

この値は、右図※の炭素鋼の大気腐食量として想定される**30年時点の0. 237mmを下回る**ことから、この外挿により**60年時点の腐食代は0. 3mmを下回ると推定**できる。

※:(社)腐食防食協会主催「材料と環境2002」発表に一部加筆

以上より、保守的に60年時点の腐食代を0. 3mmと設定した。

普通鋼の暴露試験結果より60年の腐食量を推定したカーブ



炭素鋼の大気腐食による腐食量

2. 4 耐震安全性評価－機械設備の応力腐食割れ評価(1/2)



＜機械設備の応力腐食割れ＞

応力腐食割れが想定される機械設備(廃棄物処理設備)について、最も長く(建設時から)設置・使用されている設備(濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備)のうち、最高使用圧力が廃液濃縮器復水器(0.07MPa)より大きい廃液濃縮器蒸発缶(0.34MPa)を代表として評価する。

廃棄物処理設備	設置・使用期間	機器	部位
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備	約44年	廃液濃縮器蒸発缶	胴板
		廃液濃縮器復水器	胴板
機器ドレン系設備	約36年	クラッドスラリ濃縮器加熱器	伝熱管、管板等
		クラッドスラリ濃縮器	胴板
		クラッドスラリ濃縮器復水器	伝熱管、管板等
		クラッドスラリ濃縮器デミスタ	胴板
減容固化系設備	約36年	溶解タンク	上板、胴板
		ミストセパレータ	上板、胴板
		デミスタ	上板、胴板
		乾燥機復水器	胴板
雑固体焼却系設備	約36年	焼却灰取出ボックス	ケーシング
		排ガスフィルタ	胴板
雑固体減容処理設備	約16年	高周波溶融炉	外殻
		溶融炉排ガスフィルタ	胴板
		溶融炉排ガス脱硝塔	胴板

2.4 耐震安全性評価－機械設備の応力腐食割れ評価(2/2)



<機械設備の応力腐食割れ>

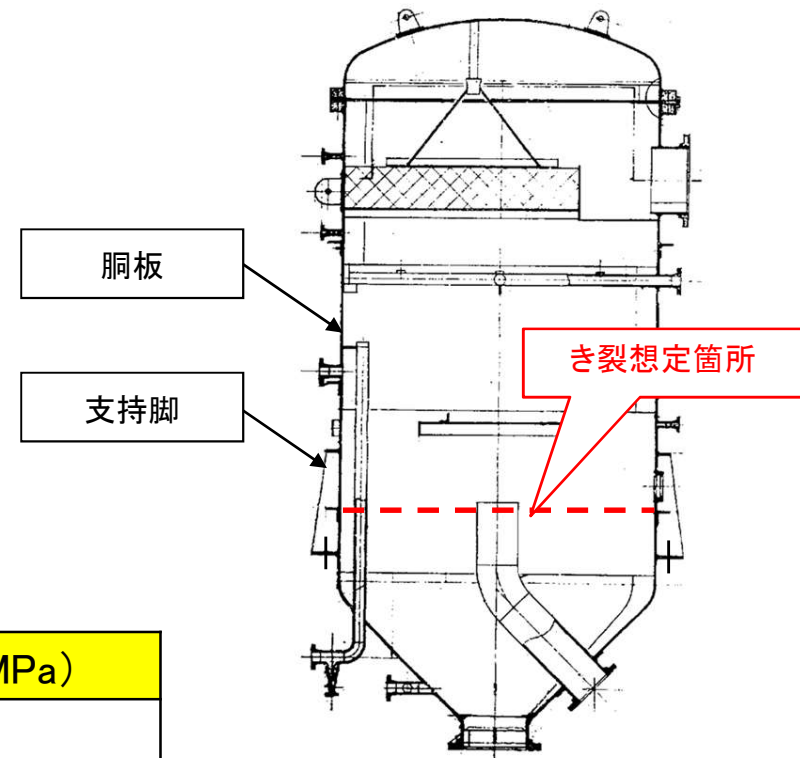
(a) 評価内容

規格※1に基づき、60年時点のき裂として**半周の貫通き裂を仮定**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: 日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)

(b) 評価結果

評価対象	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31 <	65



廃液濃縮器蒸発缶構造図

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

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価



○プラントの運転状態

プラントの運転状態はⅠ～Ⅳがあり、数字が大きくなるほど影響が大きい。

運転状態Ⅲ	原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要な運転状態(過渡事象であって比較的影響が小さい事象(制御棒引抜き等))
運転状態Ⅳ	原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態(事故であって比較的影響が大きい事象(LOCA等))

○許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASについて

配管(機器)の許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASは、プラントの運転状態Ⅲ、Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅲ、Ⅳ)と、地震により生ずる応力を組み合わせた状態をいう。

許容応力状態Ⅲ _A S	運転状態Ⅲに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅲ _A)＋地震(S_d)により生ずる応力
許容応力状態Ⅳ _A S	運転状態Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度、圧力の変動による荷重(許容応力状態Ⅳ _A)＋地震(S_s)※により生ずる応力

※:地震(S_d)及び静的地震も考慮している

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(1/5)



全ての評価対象について、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ことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
						梁モデル評価			梁モデル評価			
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	MS-17	クラス1	S	Ss	一次	601	364	×	291	364	○	
					一次+二次	1613	366	×	831	366	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.3256 ^{*1}		○	
				Sd	一次	413	274	×	225	274	○	
					一次+二次	993	366	×	556	366	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.3132 ^{*1}		○	
	MS-19	クラス1	S	Ss	一次	1031	364	×	144	364	○	
					一次+二次	2770	366	×	396	366	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.0169 ^{*2}		○	
				Sd	一次	649	274	×	102	274	○	
					一次+二次	1531	366	×	235	366	○	
						—	—	—	疲労累積係数=0.0169 ^{*2}		○	
		クラス2	S	Ss	一次	765	363	×	150	363	○	
					一次+二次	1191	364	×	195	364	○	
				Sd	一次	493	182	×	113	182	○	
					一次+二次	648	364	×	121	364	○	
	MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	S	Ss	一次	205	380	○	—	—	—	
					一次+二次	350	364	○	—	—	—	
				Sd	一次	179	209	○	—	—	—	
					一次+二次	209	364	○	—	—	—	

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.4580であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0029であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

最大の応力評価点又は疲労評価点の値

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(2/5)



全ての評価対象について、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ことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考	
						梁モデル評価			梁モデル評価				
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価		
原子炉系 (純水部)	FDW-1,2,3,4,9	クラス1	S	Ss	一次	103	364	○	—	—	—		
					一次+二次	109	366	○	—	—	—		
			Sd	一次	92	274	○	—	—	—			
				一次+二次	67	366	○	—	—	—			
		クラス2	S	Ss	一次	96	363	○	—	—	—		
					一次+二次	140	364	○	—	—	—		
			Sd	一次	82	182	○	—	—	—			
				一次+二次	89	364	○	—	—	—			
	FDW-5,6,7,8,11	クラス1	S	Ss	一次	100	364	○	—	—	—		
					一次+二次	103	366	○	—	—	—		
			Sd	一次	90	274	○	—	—	—			
				一次+二次	63	366	○	—	—	—			
		クラス2	S	Ss	一次	94	363	○	—	—	—		
					一次+二次	133	364	○	—	—	—		
			Sd	一次	81	182	○	—	—	—			
				一次+二次	84	364	○	—	—	—			
	給水系	FDW-13,14	クラス2	S	Ss	一次	125	363	○	—	—	—	
						一次+二次	241	364	○	—	—	—	
Sd				一次	107	182	○	—	—	—			
				一次+二次	130	364	○	—	—	—			
		B		B		104	229	○	—	—	—		
FDW-16,17,18,22,23,24		クラス3	B	B		89	201	○	—	—	—		
FDW-15,25		クラス3	B	B		267	172	×	127	229	○		
FDW-20,26		クラス3	B	B		291	172	×	130	229	○		
FDW-19,21,27,29	クラス3	B	B		179	229	○	—	—	—			

○:最大応力評価点の値

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(3/5)



全ての評価対象について、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ことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境)	C-01	クラス3	B	B	239	245	○	—	—	—	
	C-02	クラス3	B	B	204	245	○	—	—	—	
	C-03	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-04	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-05	クラス3	B	B	104	245	○	—	—	—	
	C-06	クラス3	B	B	115	245	○	—	—	—	
	C-07	クラス3	B	B	146	245	○	—	—	—	
	C-08	クラス3	B	B	147	245	○	—	—	—	
	C-09	クラス3	B	B	108	245	○	—	—	—	
	C-10	クラス3	B	B	158	206	○	—	—	—	
	C-11	クラス3	B	B	159	206	○	—	—	—	
	C-12	クラス3	B	B	91	224	○	—	—	—	
	C-13	クラス3	B	B	114	245	○	—	—	—	
	C-14	クラス3	B	B	112	245	○	—	—	—	
	C-23	クラス3	B	B	138	245	○	—	—	—	
	C-26	クラス3	B	B	86	206	○	—	—	—	
C-36	クラス3	B	B	200	224	○	—	—	—		
3B-C-113	クラス3	B	B	191	206	○	—	—	—		
給水加熱器 ドレン系	HD-24	クラス3	B	B	108	205	○	—	—	—	
	HD-25	クラス3	B	B	231	205	×	85	205	○	
	HD-26	クラス3	B	B	173	205	○*1	57	205	○	

*1: モデル内のサポート補強を要するため、60年時点肉厚(サポート補強有り)による評価を実施する。

: 最大応力点の値

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(4/5)



全ての評価対象について、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ことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
						梁モデル評価			梁モデル評価			
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	MS-B	クラス1	S	Ss	一次	—	—	—	317	345	○	
					一次+二次	—	—	—	829	345	×	
						—	—	—	疲労累積係数=0.9249 ^{*1}		○	
				Sd	一次	—	—	—	236	258	○	
					一次+二次	—	—	—	489	345	×	
						—	—	—	疲労累積係数=Ssに包含される		○	
		クラス2	S	Ss	一次	—	—	—	90	380	○	
					一次+二次	—	—	—	51	418	○	
				Sd	一次	—	—	—	82	209	○	
					一次+二次	—	—	—	33	418	○	
原子炉冷却材浄化 系	CU-PD-9	クラス1	S	Ss	一次	—	—	—	333	414	○	最大応力点
					一次+二次	—	—	—	1015	354	×	最大応力点(SUS)
						—	—	—	疲労累積係数=0.7408 ^{*2}		○	
					一次+二次	—	—	—	828	414	×	最大応力点(CS)
						—	—	—	疲労累積係数=0.6612 ^{*3}		○	
				Sd	一次	—	—	—	228	310	○	最大応力点
					一次+二次	—	—	—	563	354	×	最大応力点(SUS)
						—	—	—	疲労累積係数=Ssに包含される		○	
					一次+二次	—	—	—	503	414	×	最大応力点(CS)
						—	—	—	疲労累積係数=Ssに包含される		○	

*1:配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2:配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0085であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*3:配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0462であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

 :最大の応力点又は疲労評価の値

2. 4 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(5/5)



全ての評価対象について、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ことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境 以外)	C-15	火力 ^{*1}	B	B	1056	237	×	121	237	○	
	C-16	火力 ^{*1}	B	B	259	311	○ ^{*2}	88	311	○	
	C-17	火力 ^{*1}	B	B	171	311	○	—	—	—	
	C-18	クラス3／火力 ^{*1}	B	B	415	311	×	132	311	○	
	C-19	クラス3	B	B	109	233	○	—	—	—	
	C-20	クラス3	B	B	135	231	○	—	—	—	
	C-21	クラス3	B	B	317	311	×	131	311	○	
	C-22	クラス3	B	B	292	311	○	—	—	—	
	C-34	クラス3	B	B	180	231	○	—	—	—	
	C-35	クラス3／火力 ^{*1}	B	B	470	233	×	68	233	○	
	C-39	火力 ^{*1}	B	B	6662 ^{*3}	233	×	227	233	○	
	C-WSN	火力 ^{*1}	B	B	170	233	○	—	—	—	
	MUW-172-06	クラス3	B	B	144	188	○	—	—	—	

*1: 火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した。

*2: モデル内のサポート容量変更を要するため、60年時点肉厚による評価を実施する。

*3: 当該部は、他のモデルと比較すると必要最小肉厚が薄く断面係数が小さい。また、管台形状であることから発生応力が高くなった。

6662: 最大応力点の値

2. 4 耐震安全性評価－動的機能維持評価(1/2)



評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

＜流れ加速型腐食＞

接続する配管のFACの耐震評価範囲のうち動的機能が要求される弁について、以下のとおり地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した。

地震力		振動数 (Hz)	原子炉給水逆止弁		主蒸気隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	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	50	4.90	< 6.0	7.65	< 10.0
	鉛直		3.27	< 6.0	5.51	< 6.2

地震力		振動数 (Hz)	主蒸気逃がし安全弁		原子炉冷却材浄化系内側隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	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	50	6.53	< 9.6	4.70	< 6.0
	鉛直		2.04	< 6.1	1.33	< 6.0

2. 4 耐震安全性評価－動的機能維持評価(2/2)



評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

機器	想定される経年劣化事象に対する評価
弁	<低サイクル疲労> 補足説明資料1-98に示すとおり、全て許容値1を下回り、低サイクル疲労割れが発生しないため、地震時の動的機能が維持されることを確認した。
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)	<基礎ボルトの腐食(全面腐食)> 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、支持する機器の支持機能への影響がないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持されることを確認した。

2. 4 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(1/2)



評価対象機器における経年劣化事象を抽出し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。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ、ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを、定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により確認しているため、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド、シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、また60年時点での疲労評価にて疲労累積係数が1より小さいことを確認し、疲労破壊を起こさないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60年時点で破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性が縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。	無

2. 4 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(2/2)



評価対象機器における経年劣化事象を抽出し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。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
炉内構造物	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち、炉心シュラウドは60年時点で破壊に至らないことを確認しており炉心支持機能に与える影響はない。また、上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため、炉心支持機能に与える影響はない。 その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無
	燃料支持金具(中央)、制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料集合体の腐食減肉	燃料集合体の外周にチャンネルボックスが取付けられており、燃料集合体は制御棒と接触しないため、燃料集合体の照射による腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

2. 4 耐津波安全性評価－評価対象



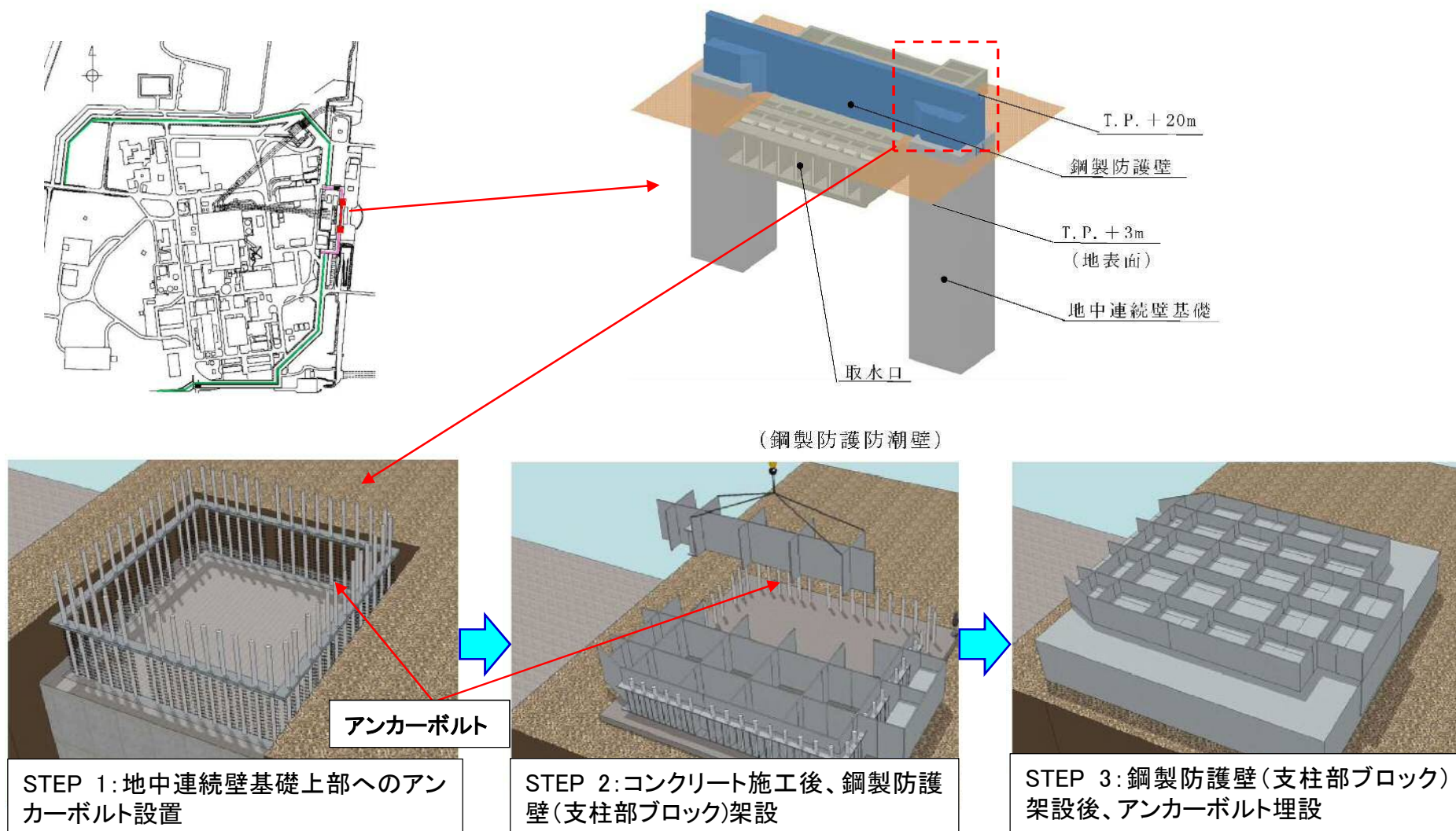
評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

浸水防護施設			浸水防護施設の区分	評価対象／対象外の区別
弁	逆止弁	浸水防護施設系統逆止弁	浸水防止設備	対象
コンクリート 構造物及び 鉄骨構造物	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	津波防護施設	対象
	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		対象
		浸水防止蓋、水密扉	浸水防止設備	対象
計測制御 設備	操作制御盤	潮位監視盤、津波・構内監視設備	津波監視設備	対象外*
	計測装置	取水ピット水位計測装置		対象
		潮位計測装置		対象

*: 基準津波の影響を受ける位置に設置されないため、耐津波安全性評価対象外とする

2. 4 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

防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルトは、鋼製防護壁と地中連続壁基礎の接合部に設置され、**全てコンクリート埋設となることから、腐食(全面腐食)は想定されない**ものと評価。



2. 5 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)



・津波による影響(1／3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプモータ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	絶縁体	代表	絶縁特性低下	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表	全面腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良

2. 5 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)



・津波による影響(2／3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ モータ	補機冷却系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	ケーブルトレイ, 電線管, サポート等	鋼材	代表以外	全面腐食	取替	良

2.5 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)



・津波による影響(3／3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ケーブル	端子台接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	端子接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	PC(2B-4)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	MCC(2B-4-1, 2,3)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	海水電解装置現場制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ潤滑水流量監視盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ補助リレー盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	除塵装置制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	圧力計測装置	圧力伝送器	代表以外	特性変化	洗浄・目視確認	良
	計器架台	サポート, ベースプレート, 取付ボルト, ナット	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
	取付ボルト	取付ボルト	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良

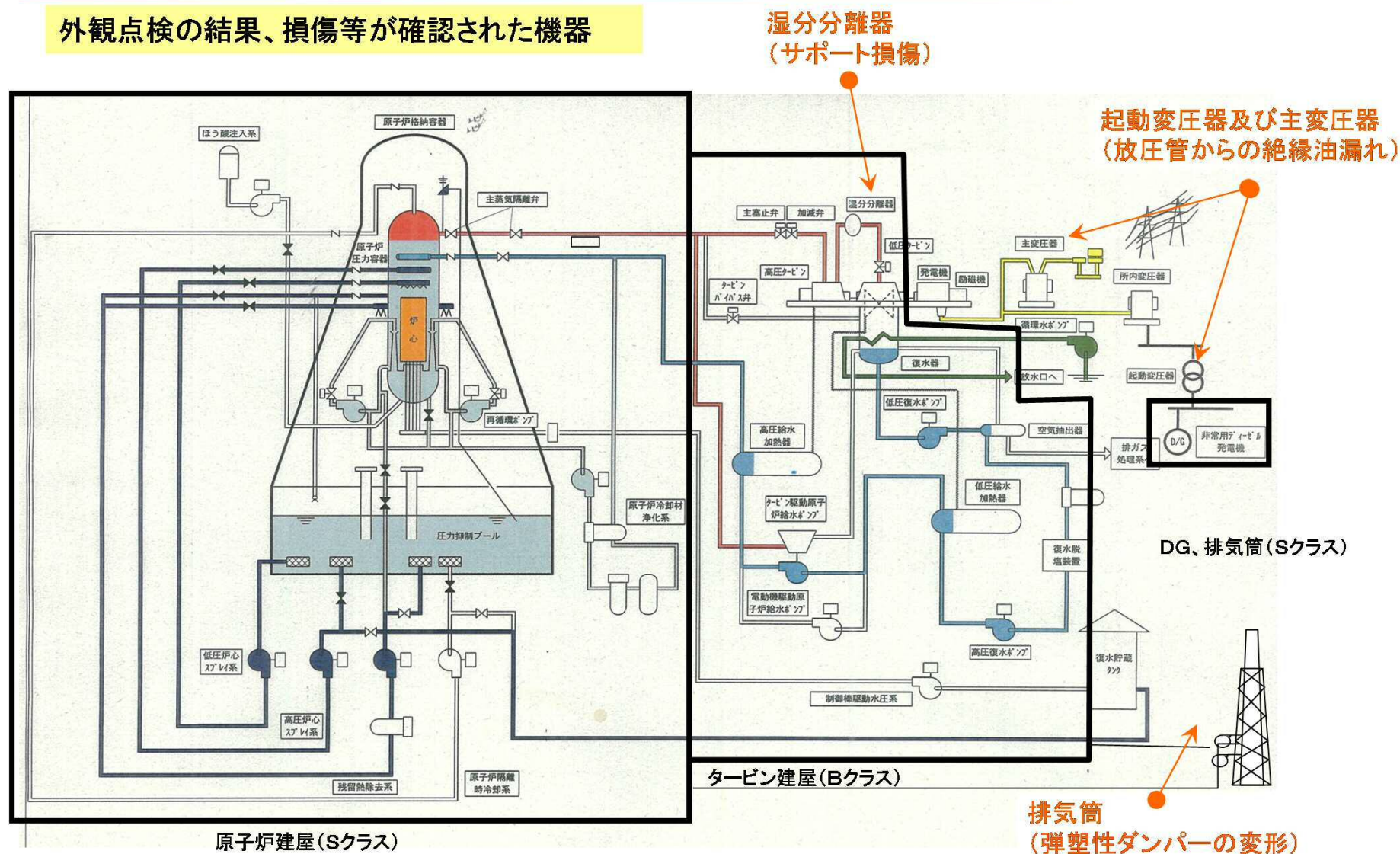
2. 5 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(地震による影響)



・地震による影響

出典: 茨城県原子力安全対策委員会 安全性検討ワーキングチーム(第6回)資料
東海第二発電所 施設の健全性より抜粋

外観点検の結果、損傷等が確認された機器



2. 5 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



○崩壊荷重について

構造物に作用する荷重が徐々に増大すると、構造物内に発生する応力は増加するため、最終的に構造物は荷重に耐えられず変形する。そのときの荷重を崩壊荷重という。

○2倍勾配法について

崩壊荷重を決定する手法として、規格※に2倍勾配法が規定されている。

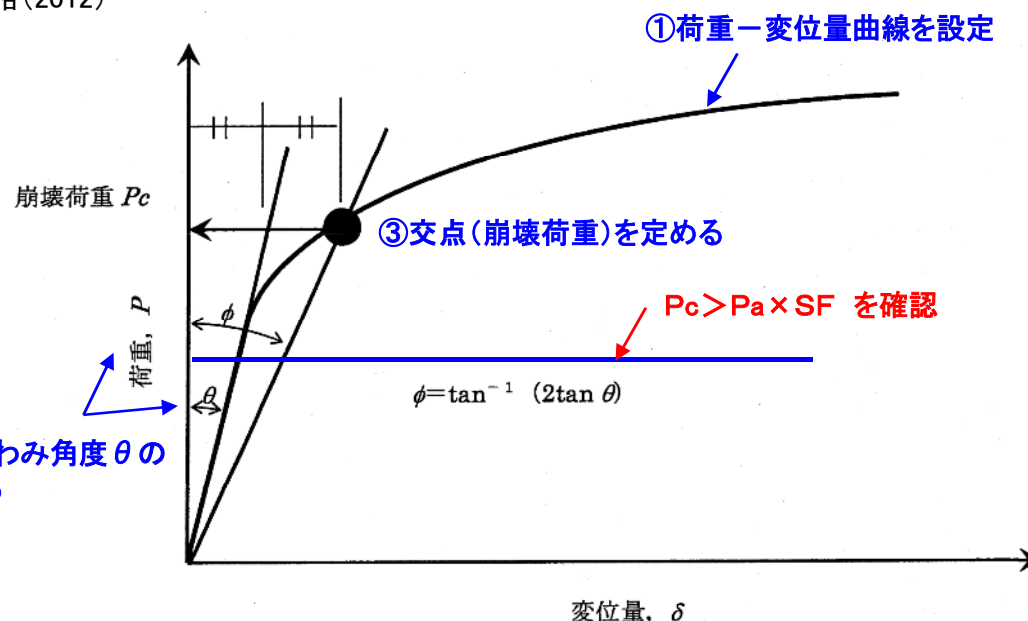
- ①当該構造物の温度での縦弾性係数、荷重—変位置曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重 P とたわみ角度 θ の関係を求める
- ③荷重—変位置曲線において、弾性範囲の荷重軸に対する2倍の勾配直線を求め、直線と曲線の交点を定める。この交点を崩壊荷重 P_c と定義する。

※：日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2012)

上記の崩壊荷重(P_c)に対して、安全率(SF)を考慮した許容荷重(P_a)が下回ることを確認する。

$$P_c > P_a \times SF$$

②荷重 P 、たわみ角度 θ の関係を求める



2倍勾配法による崩壊荷重の求め方

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(1/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
1. 原子炉再循環系ポンプ等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	実過渡回数に基づく60年時点での過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)」や日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法JSME S NF1-2009」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。
2. 原子炉圧力容器の照射脆化については、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)の脆化予測式による評価を実施する。 また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取り出し計画を策定する。 低圧注水ノズルについては、再度照射量を評価し、健全性評価の要否を判断し、要の場合は再評価を実施する。なお、再評価にあたっては、Cuの含有量の実測を行う。	2014年度に取り出した監視試験片の試験結果を踏まえ、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007[2013年追補版])の脆化予測式により、40年時点、60年時点の中性子照射量を用いて評価を実施した。その結果、最低使用温度、上部棚吸収エネルギーとも管理値に対して問題のないことを確認した。 また、使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施時期を評価し、取り出し計画を策定した。 低圧注水ノズルについて再度中性子照射量を評価した結果、運転開始後60年時点において、$0.87 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2 (> 1\text{MeV})$程度と評価されたが、保守的な評価として中性子照射脆化に対する健全性評価は、低圧注水ノズルを代表として再評価を実施した。 なお、Cuの含有量については、第24回定期検査(2009年度)及び第25回施設定期検査(2011年度)に2回にわたり実測をしていることから、健全性評価にあたっては実測値を適用し評価した。その結果、監視試験結果に対して最低使用温度が高くなったが、管理可能な値であり問題のないことを確認した。
3. 炉内構造物の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格JSME S NA1-2008(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査としてシュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。 また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(2/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
4. 原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規) NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)」又は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき点検を実施した。 炉内構造物については、第24回定期検査(2009年度)において、炉内構造物検査を実施し、また、第25回施設定期検査(2011年度、2015年度)においては、炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査を実施し、問題のないことを確認している。なお、シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、健全性評価を実施し問題のないことを確認している。これらについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している。 原子炉圧力容器については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査及び炉内構造物供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。 原子炉再循環系配管(原子炉冷却材浄化系配管)については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。
5. 排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについては、内部の目視点検又は超音波探傷検査による点検を実施する。	第25回施設定期検査(2013年度)にて排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについて、排ガス復水器胴を代表部位として超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。
6. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。炉内構造物の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、MVT-1による目視点検を実施する。	第25回施設定期検査(2014年度)に最も中性子照射量が高い炉内構造物である上部格子板を代表にMVT-1による目視点検を実施し問題のないことを確認した。今後は、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的にMVT-1による目視点検を実施し、健全性を確認することとしている。なお、第25回施設定期検査(2015年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査として炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012、2014年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(3/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
7. 原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、超音波探傷検査による点検を実施する。	第25回施設定期検査(2012年度)にて原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについて、超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。
8. ジェットポンプ計測管締付部の締付力低下については、目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)NISA-325c-09-1、NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け 平成21・02・18原院第2号)」に基づき炉内構造物供用期間中検査としてJP11、12を定点に目視点検を実施し問題のないことを確認した。
9. 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)にドライウェルスプレイヘッダ内面及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダ内面の目視点検を実施し機能・性能に影響を及ぼす有意な変形、割れ、腐食等がないことを確認した。
10. 原子炉補機冷却水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、保温材に覆われた範囲について点検要領を定め、外表面の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に保温材に覆われた範囲について、代表部位の配管外面について塗装の劣化(剥離、膨れ、変色)がないことを以て配管外面に腐食がないことを確認した。
11. 埋設炭素鋼配管の外面腐食については、点検要領を定め、代表部位の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2015年度)にて、埋設炭素鋼配管(OG系)の外表面の目視点検を実施し、有意な腐食がないことを確認した。 なお、同じく埋設炭素鋼配管である二重管について内面からの肉厚測定を実施し、有意な腐食がないことを確認した。
12. グランド蒸気蒸発器ドレンタンク等の腐食については、肉厚測定を実施する。	第24回定期検査(2009年)に、グランド蒸気蒸発器ドレンタンク、可燃性ガス濃度制御系設備(気水分離器、配管)、蒸気式空気抽出器(胴を代表部とした)の代表部位の超音波探傷試験(肉厚測定)を実施し、有意な腐食がないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(4/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
13. 支持脚スライド部の腐食については、目視点検を実施する。	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。 残留熱除去系熱交換器は、2011年度にA号機、2013年度にB号機の支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。 第6給水加熱器は、第25回施設定期検査(2013年度)に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。 排ガス予熱器及び排ガス復水器は、2013年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。 蒸気式空気抽出器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。
14. 主蒸気ノズル等の腐食については、目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に火力原子力発電技術協会 BWR炉内構造物点検評価ガイドラインに基づき炉内構造物検査として主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレインノズル、低圧注入ノズル、上鏡スプレインノズル、ベントノズル、制御棒駆動水ノズル、上鏡内面を対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。 第25回施設定期検査(2011年度)に日本原子力技術協会 JANTI-VIP-06「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて(第3版)」に基づき炉内構造物検査としてドレンノズルを対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。
15. ディーゼル発電機海水系のレストレイント、埋込金物の腐食については、補修塗装を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C、HPCS)及び第25回施設定期検査(2014年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C、2D、HPCS)のレストレイント、埋込金物の補修塗装を実施した。 また、第25回施設定期検査(2016年度)に外観点検を実施し、問題がないことを確認した。
16. 排気筒の腐食については、詳細な部位毎に点検要領を定め、点検を実施する。	点検計画に実施部位(主排気筒筒身、サンプリング配管、フランジボルト・ナット、管台、非常用ガス処理系排気筒筒身、主排気筒鉄搭)と実施内容(目視点検)を定め、2013年度に計画的な点検を実施し、問題のないことを確認した。 また、排気筒補強工事により、新たに設置されたオイルダンパ及び弾塑性ダンパについて適切に点検計画に反映され、計画的な点検が行われることを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(5/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
17. 炭素鋼配管の内面の流れ加速型腐食、ステンレス鋼配管、炭素鋼配管及び低合金鋼配管の内面の液滴衝撃エロージョンについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は「配管肉厚管理マニュアル」を改定する。 また、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（給水系、主蒸気系、給水加熱器ドレン系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。 なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」に定められた内容に従い、対象系統及び部位や実施時期等の考え方を反映している。 第24回定期検査(2009年)、第25回施設定期検査(2011年～)に実施した肉厚測定より得られた実測データ及び基準地震動S_s等により定まる地震力を用いて炭素鋼配管の耐震安全性評価を実施し、60年時点における耐震安全性を確認した。 なお、安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。
18. 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合に、調査を実施する。	2013年度に約37年使用した屋外機器の取替に合わせ、基礎ボルトの調査を実施したところ、軽微な発錆は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。 2017年度に運開後、約39年経過したMSTンネル室空調装置（撤去済み）後打ちケミカルアンカについて、機器撤去後は未使用状態であったため、腐食・付着力の観点から、引き抜き試験を実施し、樹脂の劣化状況を確認した。後打ちケミカルアンカの直上部は軽微な腐食は認められたものの、手入れをした結果、有意な腐食は認められなかった。また樹脂（埋設）部は、有意な腐食はなく、引き抜き試験の結果からも許容引張応力を上回る荷重でコーン状破壊に至っていることから、樹脂の健全性を確認することが出来た。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(6/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
19. 機器付基礎ボルト等の腐食については、機器取替の場合、調査を実施する。	基礎ボルト(機器付基礎ボルト、後打ちメカニカルアンカ、後打ちケミカルアンカ)については、第24回定期検査(2009年度)に屋内設置のケミカルアンカの直上部の目視点検、第25回施設定期検査(2013年度)に屋外設置の基礎ボルトの直上部の目視点検を実施し、有意な腐食のないことを確認している。 なお、メカニカルアンカのコンクリート埋設部については、機器の取替が行われなかったため、調査は実施していない。 2012年度に約33年間使用した主要変圧器の取替を行っており、取替に合わせて既設変圧器のタンク、底板ビームの腐食状況について確認を実施した。底板ビームの腐食量を測定した結果、許容腐食量内にあることを確認した。 また、タンク底板については、目視による腐食状況の確認を行った結果、タンク底板に部分的に錆は見受けられたが、塗装の大部分は残存しており、健全な状態であることを確認した。 なお、所内、起動、予備の各変圧器の基礎ボルト等は、今後計画されている取替時に合わせて確認を行う。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(7/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
20. 低圧CNケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、実機相当品の60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。 評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	① 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブル 低圧CNケーブル、低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブルは、『電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号「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」』(以下「電気学会推奨案」という)並びに原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」(以下「ACA研究」という)の成果を踏まえて取りまとめられた「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「ACAガイド」という)に基づき健全性を評価した結果、東海第二発電所における敷設環境において「低圧CNケーブルは約4年」、「低圧CVケーブルは60年以上」、「低圧KGBケーブルは60年以上」の健全性を維持できることを確認した。「低圧CNケーブル」は、今停止期間中に防火対策として「難燃PNケーブル」へ更新することとしている。 ② 難燃一重同軸ケーブル 難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)は、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて評価を行い、設計基準事故を想定した東海第二発電所における敷設環境において60年間の健全性を維持できることを確認した。 難燃一重同軸ケーブル(耐放射線性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において31年間使用したケーブルを供試体に設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において31年の健全性を維持できることを確認した。 なお、当該ケーブルは2009年(運転開始後31年)に難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)に取替を実施しており、ACAガイドに基づき、東海第二発電所における敷設環境において30年の健全性を維持できることを確認した。 よって、東海第二発電所における敷設環境において当該ケーブルは60年の健全性を維持できることを確認した。 難燃一重同軸ケーブル(難燃性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において37年間使用したケーブルを供試体に用いて、ACAガイドに基づき23年分の劣化付与並びに設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において60年の健全性を維持できることを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(8/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
21. 難燃六重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。 評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	原子力安全基盤機構によるACAガイドに基づき、30年間の運転期間及び事故時雰囲気等を想定した健全性評価を行い、東海第二発電所における敷設環境において健全性を維持できることを確認した。なお、難燃六重同軸ケーブルは1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から約51年間の絶縁性能を維持できることを確認した。
22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、 ① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。 ② また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。	第24回定期検査(2008年度)、第25回施設定期検査(2011年度)にて、難燃三重同軸ケーブルの絶縁抵抗測定を実施した。 難燃三重同軸ケーブルは、東海第二発電所で37年間使用した絶縁体仕様が類似するケーブルを供試体として、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できることを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(9/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
23. 端子台等の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。 評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	① 端子台 IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外用端子台は、原子炉建屋において12年間使用した端子台を供試体に48年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。 原子炉格納容器内用端子台は、原子炉格納容器内において38年間設置使用した端子台を供試体に設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで、38年間の健全性が維持できることを確認した。 なお、原子炉格納容器内用端子台については、今停止期間中に取替えを行うことで、60年の運転を想定した期間、健全性を維持できる。 ② 同軸コネクタ 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している新品同軸コネクタに37年分の劣化付与を行い、事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。 当該コネクタは、2001年(運転開始後23年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の健全性を維持できることを確認した。 ③ 計測装置のうち回転数検出器(電磁ピックアップ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している回転数検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施していたところ、検出器出力信号に特性不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、回転数検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。プラントメーカーがIEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」に準拠して行った、回転数検出器の長期健全性評価試験の結果をもとに、当該検出器の40年間の運転期間における健全性を確認した。当該検出器は運転開始後14年に設置以降25年間使用しており、点検計画(定期取替品に設定)に反映することとし、設置後40年を迎える前に取替えることにより、運転開始から60年間の健全性を維持することができる。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(10/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
24. 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式)等の特性変化については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。 評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	① 圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している伝送器の20年間の運転期間及び設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験並びに9年間の運転期間及び重大事故等時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。 ② SRNM前置増幅器 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用しているSRNM前置増幅器の14年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。 ③ 放射線検出器(イオンチェンバ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している放射線検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。
25. 計測装置のうち温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、25年毎に実施する取替計画を策定する。 また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。	事故時環境内で機能要求がある温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)について、取替計画を点検計画に反映した。 また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している熱電対式温度検出器は25年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。 一方、測温抵抗体式温度検出器は30年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、測温抵抗体式温度検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。測温抵抗体式温度検出器は、既設測温抵抗体式温度検出器の試験を行い、健全性が確認できなかったことから、シール部の改良により15年間の健全性が確認されている測温抵抗体式温度検出器へ更新するとともに、設置後15年を迎える前に取替えることを点検計画(定期取替品の周期見直し)に反映することで健全性を維持できる。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(11/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
26. 原子炉格納容器内の電動(交流)弁用駆動部及び原子炉格納容器外の電動(交流・直流)弁用駆動部の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。 評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外で38年間設置使用された弁用駆動部に22年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。 また、原子炉格納容器内に設置された弁用駆動部の評価にあたっては、新製の弁用駆動部に60年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。
27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。	日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。 また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。 したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できる。