

①評価対象期間の脆化予測

脆化予測モデル(「Proceeding of ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデル*1)を用いて, 熱時効後のステンレス鋼鑄鋼の亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測した。

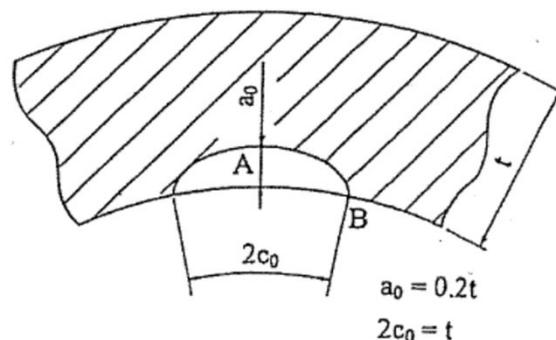
亀裂進展抵抗(破壊靱性値: J_{IC} , J_6) 評価結果

対象機器・部位	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプのケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

*1: H3Tモデルは, 熱時効により低下する亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測するために開発されたものであり, 複数の鋼種や製造方法の材料により取得された材料データに基づき, フェライト量から熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。本評価では保守的にばらつきの下限線(-2S)を用いて, 運転開始後60年時点における亀裂進展抵抗を予測している。

②-1 想定亀裂の評価(1/3)

初期欠陥は, 社団法人 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)」及び原子炉安全基準専門部会報告書の『配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について』を参考に設定している。



初期欠陥の形状

②-1 想定亀裂の評価 (2/3)

ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期欠陥がプラント運転時に生じる応力サイクルにより運転開始後60年時点までに進展する量を算出した。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{2.12}$$

$$\Delta K = K_{\max} - K_{\min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{\max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

da/dN	: 疲労亀裂進展速度[m/cycle]	ΔK	: 応力拡大係数の変動範囲[MPa \sqrt{m}]
t_r	: 負荷上昇時間[s]	R	: 応力比[K_{\min}/K_{\max}]
$t_r = 1(t_r < 1 \text{ の場合})$		K_{\max}, K_{\min}	: 最大及び最小応力拡大係数[MPa \sqrt{m}]
$t_r = 1000(t_r \text{ が定義できない場合})$			

疲労亀裂進展速度は、BWR環境中を考慮した式であり、保守的な評価となる社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労亀裂進展速度を用いて算出している。

応力サイクルは、実績過渡回数に基づいて、運転開始後60年時点までを想定したものであるが、2020年9月以降の期間は実績より保守的*な過渡回数を想定した。

応力拡大係数は、供用状態A、B及び地震荷重を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。

*: 評価条件として、2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態、2020年9月以降の発生頻度は実績の1.5倍以上を想定。

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効②-1 想定亀裂



②-1 想定亀裂の評価 (3/3)

疲労亀裂進展解析の結果は下表のとおりであり、運転開始後60年時点までの進展を想定しても貫通に至らない。

疲労亀裂進展解析結果

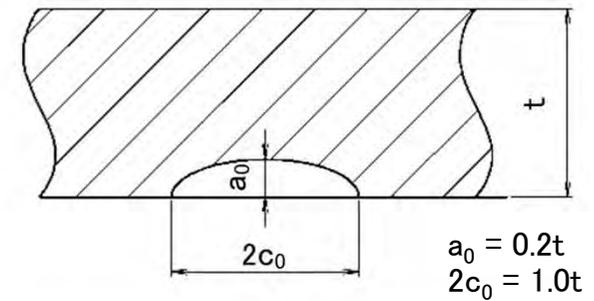
原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚*1 : $t=33.4$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 6.7$	$2c_0 = 33.4$	—
60年 想定時	$a = 9.8$	$2c = 35.6$	$\Delta a^{*2} = 3.1$ mm $2\Delta c^{*2} = 2.2$ mm

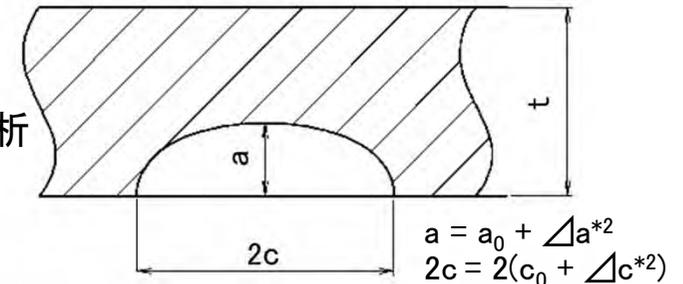
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚*1 : $t=37.0$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 7.4$	$2c_0 = 37.0$	—
60年 想定時	$a = 9.1$	$2c = 38.2$	$\Delta a^{*2} = 1.7$ mm $2\Delta c^{*2} = 1.2$ mm

評価用初期欠陥



疲労亀裂進展解析

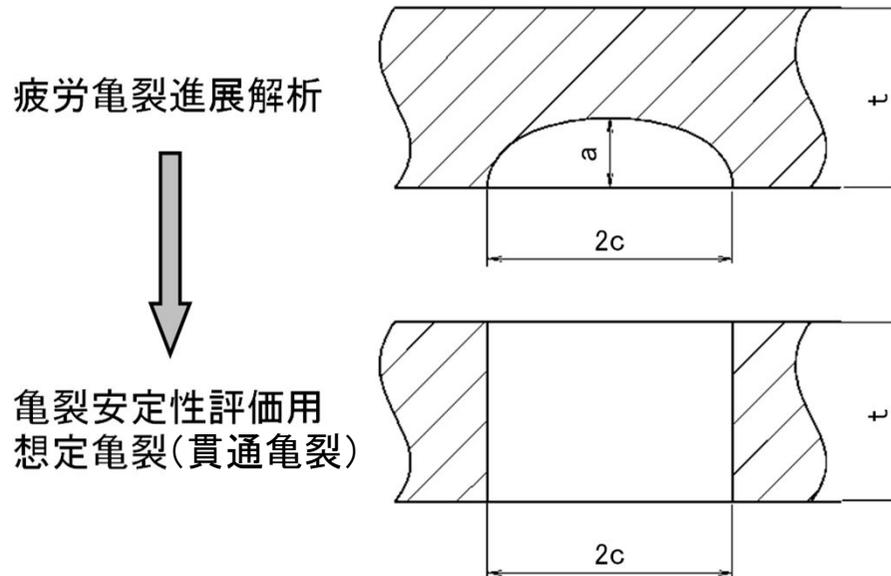


*1: 初期亀裂長さ($2c_0$)である板厚(t)は、評価に用いる応力を保守的に評価するため、評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち、最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

*2: Δa , Δc は供用期間中の疲労亀裂進展量

②-2評価用想定亀裂

評価では、安全側に評価するため、4.(2)項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える。



亀裂安定性評価用想定亀裂

対象機器・部位	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプのケーシング	$2c = 35.6$	$t = 33.4$
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



③亀裂進展力(J_{app})の評価(1/2)

亀裂進展力を評価する際に想定する発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧, 自重, 地震(S_s))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。評価に用いた発生応力の詳細を以下に示す。

発生応力の詳細

対象機器・部位	応力分類	一次応力			二次応力の 熱膨張荷重	合計
		自重	内圧	地震(S_s)		
原子炉再循環ポンプの ケーシング	膜応力[MPa]	—	34.0	—	—	34.0 (43.2)* ¹
	曲げ応力[MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3)* ¹
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	膜応力[MPa]	—	42.4	—	—	42.4 (45.0)* ¹
	曲げ応力[MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6)* ¹

*1:表中の()内は、最小板厚部での発生応力を示している。

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－③亀裂進展力(J_{app})



(4) 亀裂進展力(J_{app}) の評価(2/2)

亀裂進展力は、評価部位の応力と亀裂長さが板厚の1倍, 3倍, 5倍及び亀裂進展解析結果(60年想定亀裂)の亀裂安定性評価用想定亀裂を用いて、「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989)のvolume1の1章2項2.1～2.3節にあるJ積分の解析解により算出する。

亀裂進展力の評価結果

対象機器・部位		初期欠陥 (板厚の1倍)	60年想定亀裂 進展解析結果	亀裂想定 (板厚の3倍)	亀裂想定 (板厚の5倍)
原子炉再循環ポンプ のケーシング	亀裂長さ 2c[mm]	33.4	35.6	100.2	167.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44	47	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	亀裂長さ 2c[mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	7	8	25	53

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効-フェライトの算出方法



○フェライト量は、下表に示す製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図(図1)より決定した。

表 ミルシートによる材料成分

対象機器・部位	材質	化学成分(溶鋼分析)[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]
		C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb*	N*		
原子炉再循環ポンプのケーシング	ASME SA351 CF8M							—	—	約1.41	約21.1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	ASTM A351 CF8M							—	—	約1.45	約24.3

*:Nb, Nの化学成分は規格上の規定値がなく、製造時のミルシートに記載がないため、当該化学成分値を0%として評価している。
(参考)Nb, Nの化学成分による影響は、文献値や他プラントの材料データを用いて試算するとフェライト量が少なくなることを確認。⇒ **保守的な評価**を目的として**フェライト量が多くなる0%に設定**。

○図1のとおり、フェライト量は上・下限値がありばらつきが発生し得る。

これを踏まえ、各フェライト量毎の靱性値(熱時効時間無限大時)係数の算出に際しては、図2のとおり各材料データに基づく係数の**平均値(実線)-2S(Sは標準偏差)の下限値(破線)**を用い**評価**を行うことで、**保守性を確保**している。

- ・平均値(実線): Predicted Ave.Value
- ・下限値(破線): Lower bound(-2S)

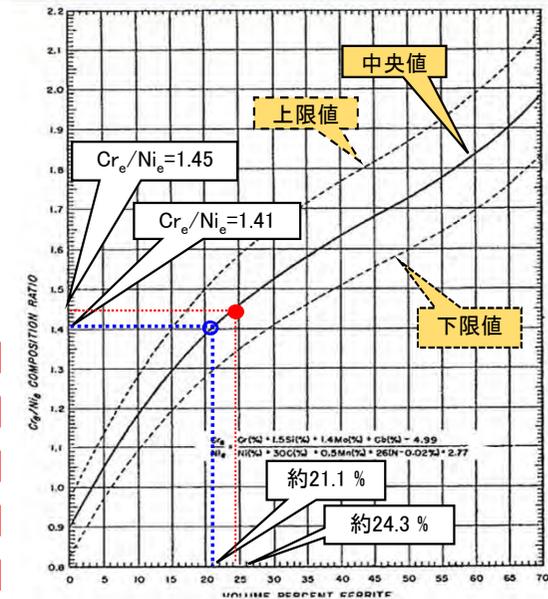


図1 フェライト量導出図

- : 原子炉再循環ポンプケーシング
- : 原子炉再循環ポンプ入口弁

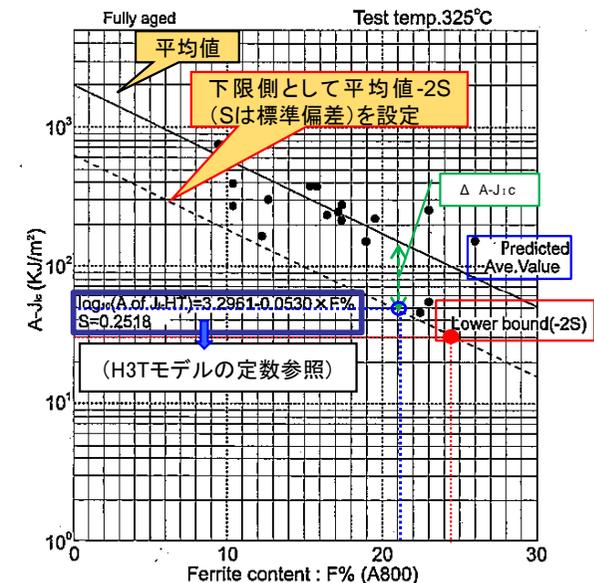


図2 靱性値(熱時効時間無限大時)

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－フェライトの算出結果



○フェライトの算出結果は下表のとおりとなり、**フェライト量が最も多いのは「原子炉再循環ポンプ入口弁」となり、また、発生応力が最も大きいのは「原子炉再循環ポンプケーシング」となった。**

熱時効の代表評価対象部位の選定表

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
	F023B		約20.1	285	142.6	無し		
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
	F067B		約22.6	285	128.4	無し		
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
			F106	約14.1	285	115.1	無し	
原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

○上記に基づく評価対象部位の選定の結果、**フェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱をフェライト量の代表評価対象部位として選定した。**

○また、**発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプのケーシングを発生応力の代表評価対象部位として選定した。**

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効—フェライト量による靱性への影響

○フェライトとは、酸化鉄(Fe_2O_3)を主成分とする磁性酸化物であり、溶接時の高温割れ防止のため金属組織中に含有させる。一般に、フェライト含有量が多い材料は、温度が上昇すると硬くなり、粘り強さが低下する。これを靱性が低下するという。

○フェライト含有量による靱性への影響

・図3のとおり、**靱性への影響**はグラフの凡例記載のF23 > F15 > F8の順。F8は靱性の顕著な低下が認められない。

→フェライト含有量が 高い=靱性の感受性が高く、機械的性質(シャルピー衝撃値)が低下する。

ただし、靱性低下単体の劣化では、材料に亀裂の発生・進展がなければ問題とはならない。

⇒設備の保全にて、亀裂の有無を確認していく。

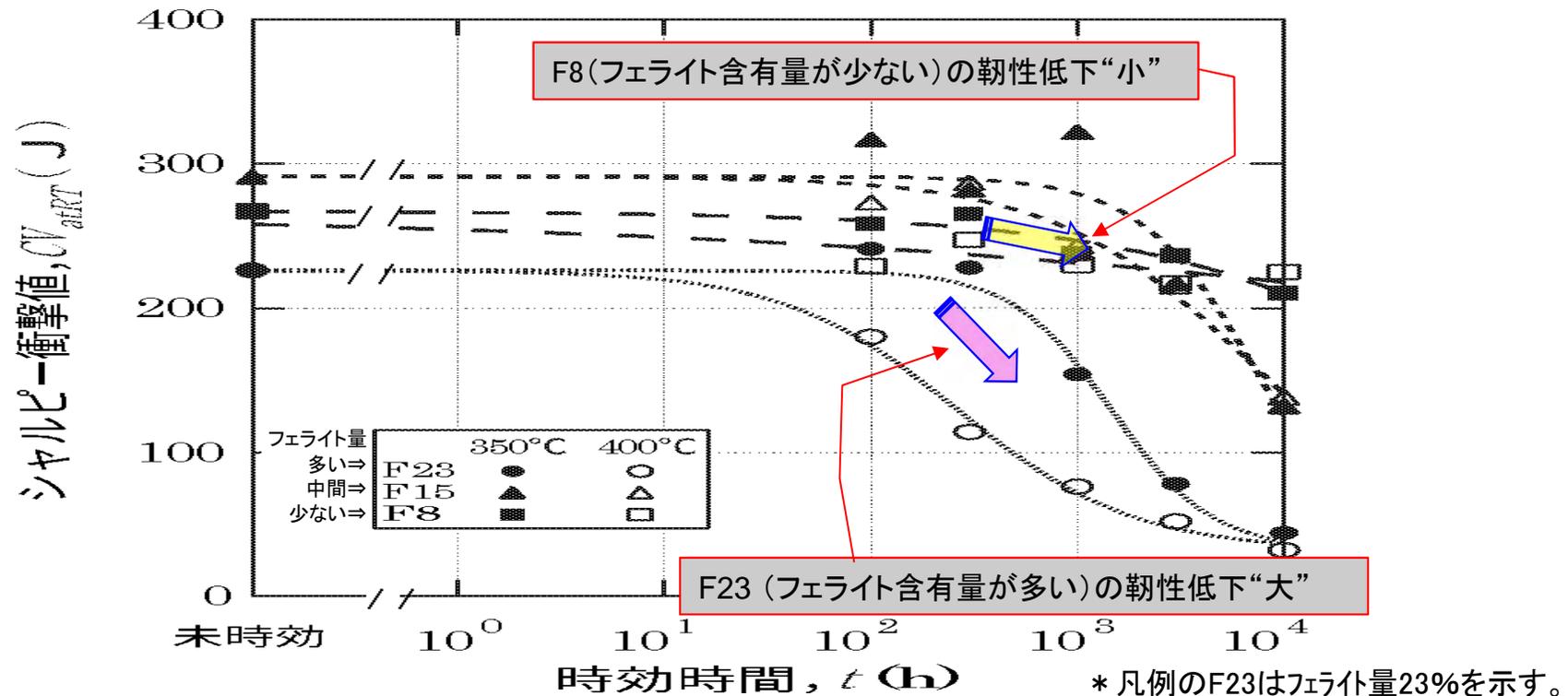


図3 時効時間によるシャルピー衝撃値の変化

出典:「2相ステンレス鋼の熱時効機構に関する研究」山田 卓洋, 根岸 和生, 工藤 大介, 桑野 寿<抜粋>

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－フェライト量による脆性予測モデルへの影響



○フェライト含有量による脆性予測モデルへの影響

- ・熱時効評価は「図4 熱時効評価の流れ」により実施する。
- ・破壊靱性値の評価においてフェライト量が支配的に影響するのは「亀裂進展抵抗」の算出が該当。(図4の赤枠部)
- 亀裂進展抵抗の予測式(H3Tモデル)にて、フェライト量は破壊靱性値を低下させる定数として考慮されている。



図4 熱時効評価の流れ

$$M_K = A + \frac{B_i \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}{t + (t_{Fi} + C_i) \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right] - t_{Fi} \exp\left[\frac{F}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}$$

M_k : 熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m²]

(J_{IC} : 破壊靱性値, J_6 : $\Delta a=6$ mm における破壊靱性値)

A : 熱時効時間無限大での靱性値 [kJ/m²]

B_i : 温度 T_i (325 °C) における熱時効温度に関連する定数

t : 熱時効時間 [h] (= 341, 079 h)

T_k : 評価対象の使用温度 [K] (= 285 °C + 273.2 = 558.2 K)

t_{Fi} , $t_{Fi} + C_i$: 温度 T_i (325 °C) における時間定数

Q, F : 活性化エネルギー [kJ/mol] (= 100 kJ/mol)

R : ガス定数 [kJ/(mol · K)] (= 0.008368 kJ/mol · K)

Δa : 亀裂進展量 [mm]

H3Tモデルの定数 * 1 (J_{IC} の箇所<抜粋>)

		Predicted equation	S
J_{IC-HT} (J_{IC} at 325°C, kJ/m ²)	A	$\text{Log}_{10}(A \text{ of } J_{IC-HT}) = 3.2961 - 0.0530 \times F\%$	0.2518
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 5.7869 + 0.9256 \times Mn$	0.1514
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 4.3047 - 19.1095 \times N$	0.2732
	$(t_F + C)_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_F + C)_{325} = 1.5354 + 0.2062 \times Ni$	0.1417

S: 標準偏差

亀裂進展抵抗(破壊靱性値)の予測式(H3Tモデル)

出典:「S.Kawaguchi et al., "PREDICTION METHOD OF TENSILE PROPERTIES AND FRACTURE TOUGHNESS OF THERMALLY AGED CAST DUPLEX STAINLESS STEEL PIPING", ASME PVP 2005-71528」

2.6 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 ○	△	▲			▲			
	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)

：評価対象部位

(日常劣化管理事象以外)

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。

審査基準	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</p> <p>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。</p> <p>(3) 鉄骨の強度低下</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

2.7 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	<ul style="list-style-type: none">○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。

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



2. 低圧ケーブルの長期健全性評価試験結果

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°C × 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 °C(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100 °C(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°C × 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 °C(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100 °C(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)	

2.7 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°C × 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 °C(最高温度)	171 °C(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°C × 126時間*1 121°C × 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 °C(最高温度)	235 °C(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

2.7 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°C-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 °C(最高温度)	100 °C(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°C-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 °C(最高温度)	100 °C(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)	

2.7 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°C-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 °C(最高温度)	171 °C(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

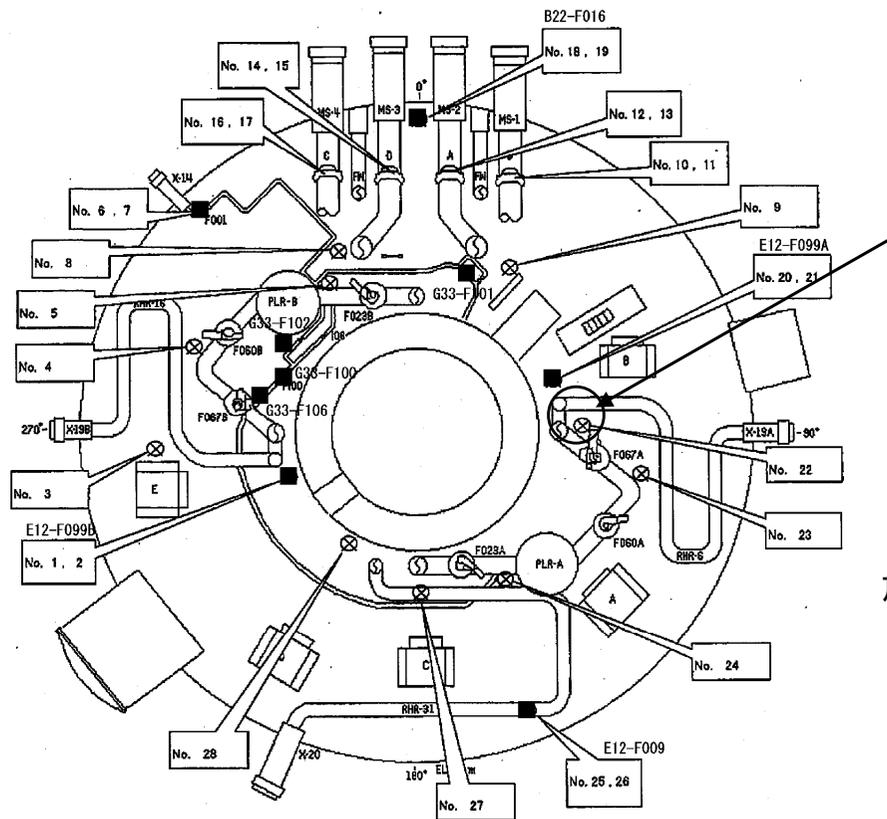
	試験条件	東海第二における28年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-94.7 Gy/h-6,990 時間	28年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

3. 格納容器内環境測定

(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)

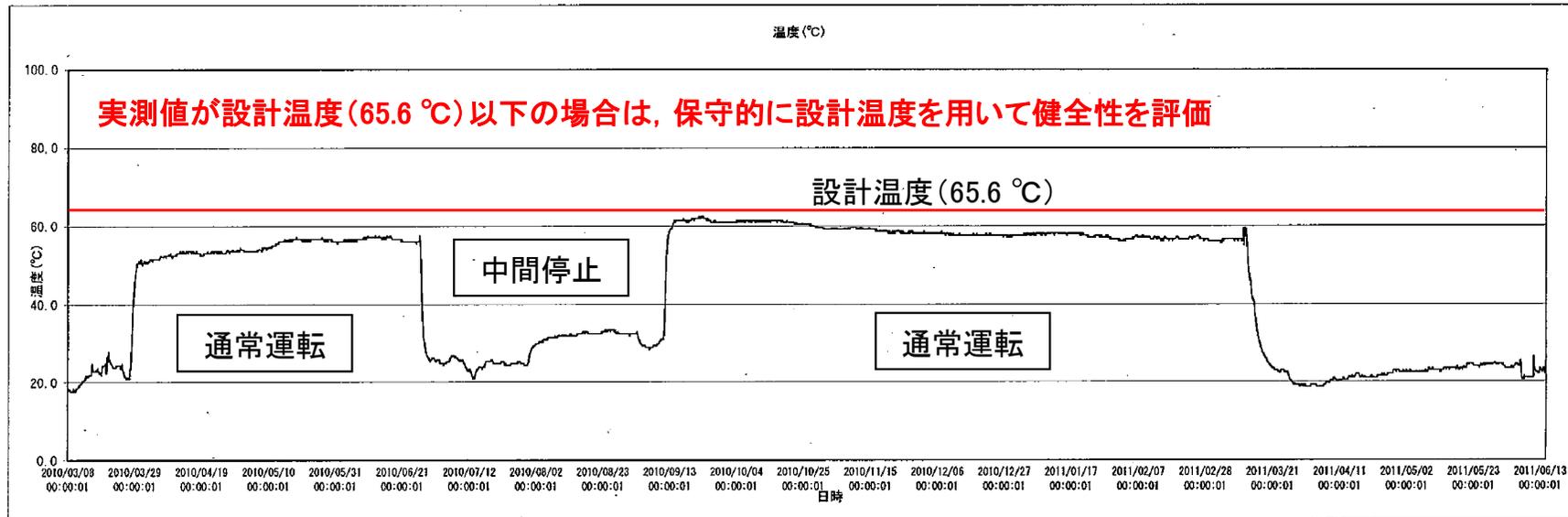
2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



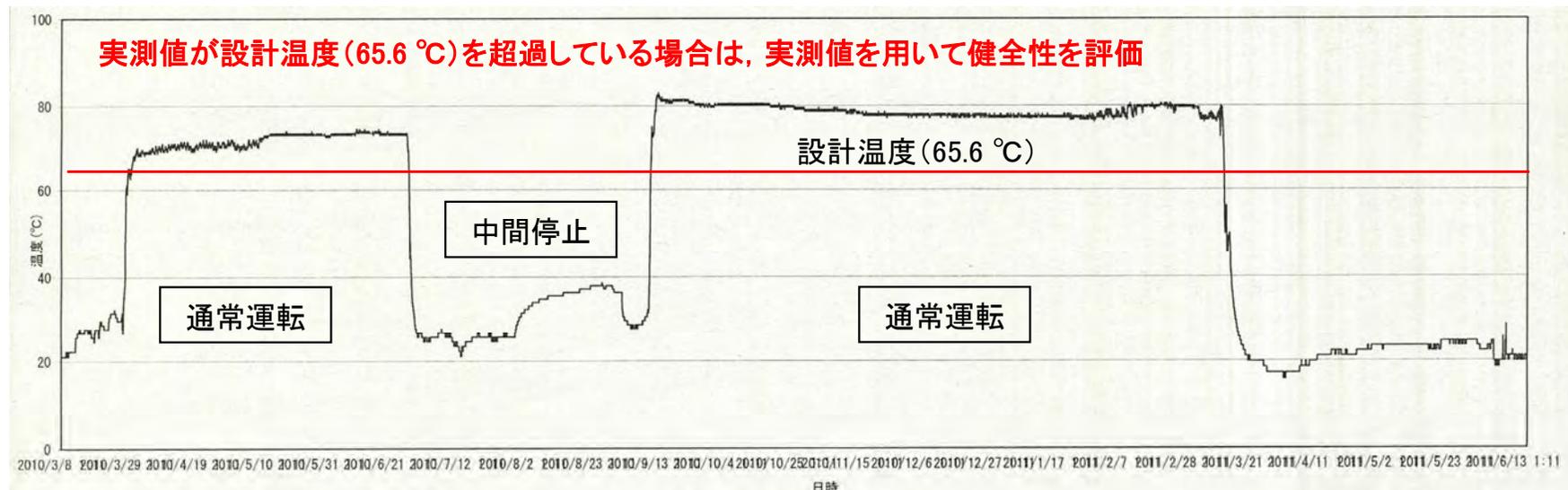
(2) 格納容器内通常運転時温度測定結果

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)



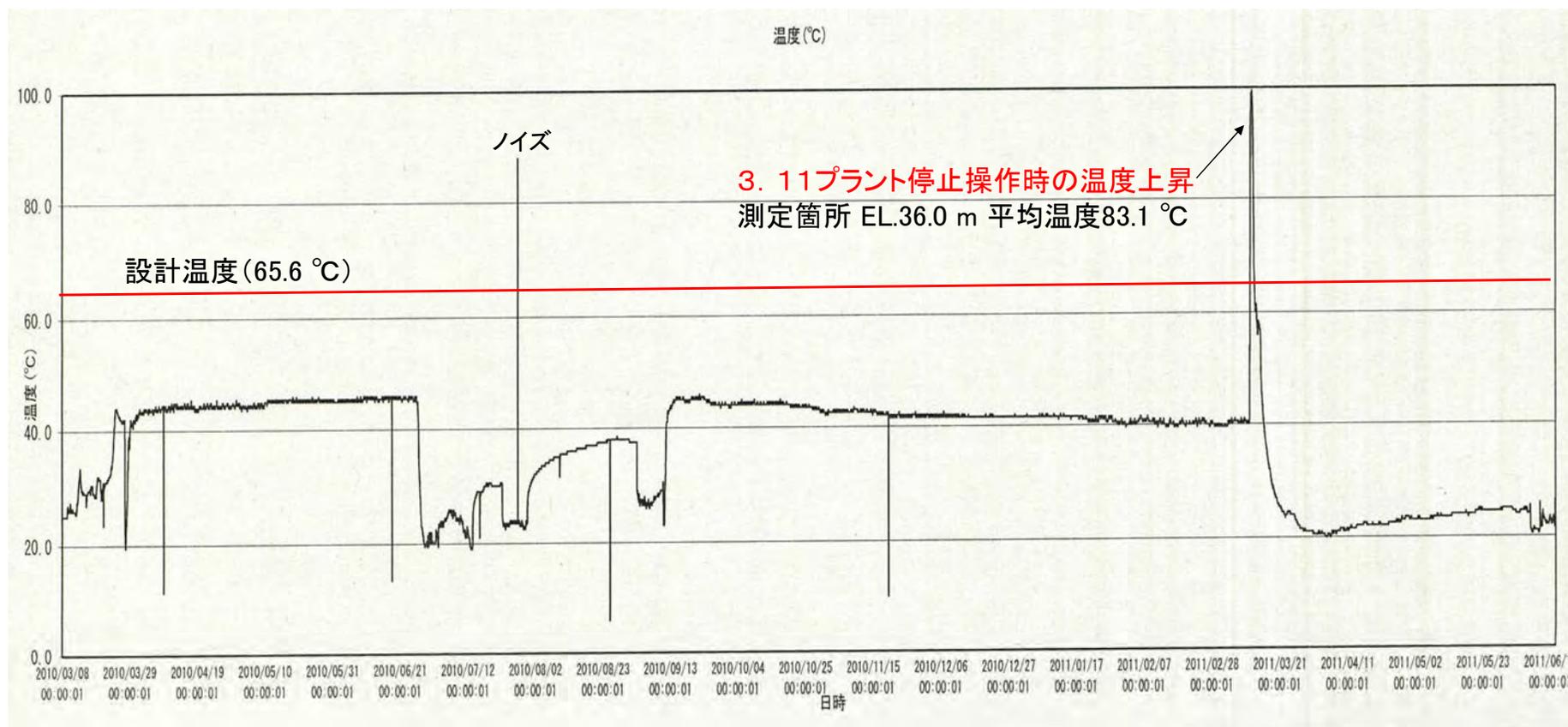
2) 設計温度超過



2.7 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)

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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	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。
	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系注入弁駆動部 	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、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。		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。	
	<ul style="list-style-type: none"> ・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。			

2.7 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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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。

2.7 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	<p>・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)</p>	絶縁体	<p>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、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。</p>	<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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雰囲気において絶縁を維持できると評価。</p> <p>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雰囲気において絶縁を維持できると評価。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
	<p>・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)</p>		<p>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等時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。</p>			

: 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2.7 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					

2.7 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。			

2.7 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。			

2.7 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	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> ・同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外) </div>	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

2.7 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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<p>【端子台接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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」 <p>【電動弁コネクタ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」 <p>【同軸コネクタ, スプライス接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(1/4)



【電気学会推奨案にもとづく実機ケーブルの評価】*:格納容器内より搬出のためシースを撤去した絶縁体のみのケーブル

原子炉格納容器内にて、27年使用した高圧ケーブル*を電気学会推奨案にもとづき60年相当となる劣化を追加付与し、事故時蒸気曝露試験後の耐電圧試験にて絶縁性能を維持できることを確認する。

【電気学会推奨案にもとづく環境試験の条件について】

約27年使用した原子炉格納容器内の**実機ケーブルの環境試験条件設定にあたっては、熱、放射線とも実測値を包絡する東海第二発電所の環境条件(設計値)を保守的に設定している。**

温度環境条件		放射線環境条件		60年運転時線量		事故時線量	60年運転時線量 + 事故時線量	環境試験 照射総線量
設計値*1	実測値*2	設計値*3	実測値*4	設計値	実測値	設計値*5		
72℃	> 71℃	0.25 Gy/h	> 0.018 Gy/h	132 kGy	9.5 kGy	260 kGy	392 kGy(設計値) 269.5 kGy(実測値)	1005.8 kGy

*1:東海第二発電所の通常運転時における格納容器内環境温度66℃(設計値)にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

*2:東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測温度65℃にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

*3:東海第二発電所の通常運転時における格納容器内の放射線量(設計値)

*4:東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測放射線量

*5:電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線照射総線量

実機ケーブルに熱及び放射線の劣化条件を付与して環境試験を実施した。

評価対象	追加劣化 付与期間	熱加速劣化条件		放射線劣化条件		
		加速温度*1	加速時間*2	60年運転時 放射線量*3	事故時 放射線量*4	環境試験 照射総線量*5
高圧架橋ポリエチレン絶縁 クロロプレンゴムシース ケーブル(27年使用)	33年	121℃	381 hr	745.8 kGy	260 kGy	1005.8 kGy

*1:電気学会推奨案提示の加速温度

*2:アレニウス法(加速温度 121℃, 環境温度 72℃(設計値)及び架橋ポリエチレンの活性化エネルギー)を用いて算出した加速時間

*3:電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの60年相当の放射線量(750 kGy)から実機ケーブルの使用期間(27年)分の線量(4.2kGy)を引いた値

*4:電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線量

*5:環境試験で照射した総線量

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

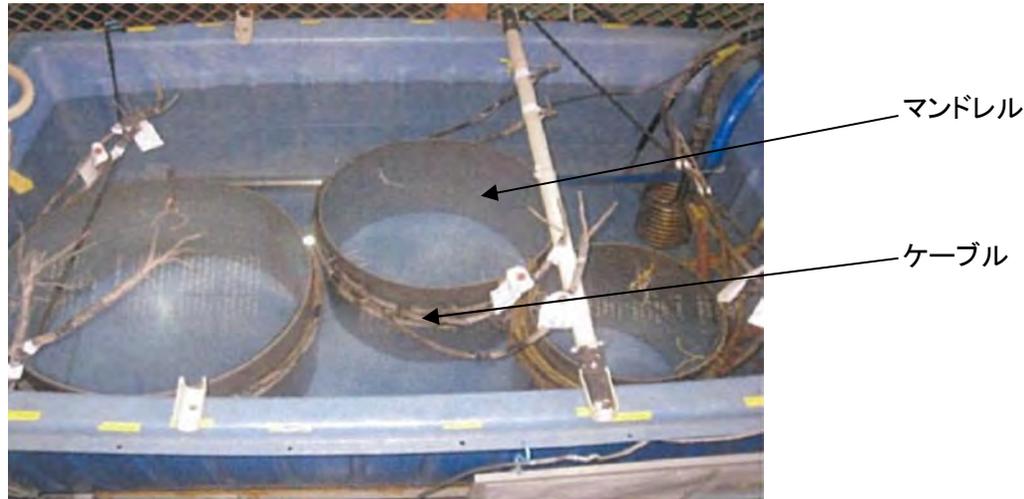
－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(2/4)



【実機ケーブルの絶縁性能の確認方法】

絶縁体の絶縁性能確認は、事故時蒸気曝露試験後に屈曲浸水耐電圧試験により確認する。

屈曲浸水耐電圧試験は、供試体を一旦、真直ぐに伸ばした後、**マンドレルに巻付け水中に浸した曲率の高い厳しい条件**で規定電圧を印加する。



屈曲浸水耐電圧試験状況

【実機ケーブルの絶縁性能確認結果】

高圧ケーブルは、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験*	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径(28.0mm)の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

*:「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」にもとづく試験(上記劣化付与+蒸気曝露試験後に実施)

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

—実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(3/4)



【ACA研究*1の成果による実機ケーブルの評価】

東海第二発電所の原子炉格納容器内にて**23.7年使用した低圧ケーブル**の絶縁体伸び値の測定結果より、ACA研究で得られた架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)の絶縁体引張試験に基づく**マスターカーブ**をもとに**評価した結果**、実機環境条件(57.8°C-0.0341Gy/h)にて、**絶縁機能を維持できる期間として約73年の評価**となった。

*1: 原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究(独立行政法人 原子力安全基盤機構)

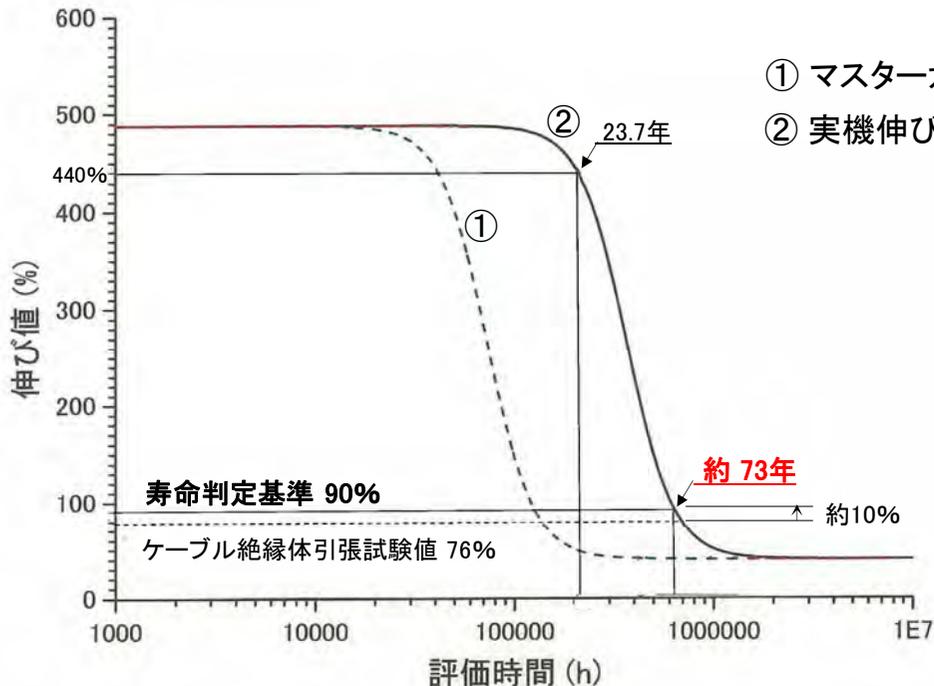
架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの耐電圧試験結果

JIS耐電圧試験 AC 1500V/1分*2	IEEE耐電圧試験 AC 2600V/5分*3	屈曲浸水 耐電圧試験*4
良	良	良

*2: JIS C3605-2000(原子力発電所のケーブル経年劣化評価試験ガイドの試験条件 (JNES-RE-2013-2049))

*3: IEEE Std.383-2003 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations

*4: 電気学会推奨案による耐電圧試験方法



① マスターカーブ*5の劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

*5: マスターカーブの作成方法については、別紙1「架橋ポリエチレン 絶縁ケーブルの劣化カーブについて」参照

ケーブル絶縁体引張試験値*6

ACA研究で実施した蒸気暴露試験に合格したケーブルの事前劣化条件における破断時の伸び値

寿命判定基準*6

ケーブル絶縁体引張試験の破断時伸びに対してばらつきを考慮して約10%大きい値を設定

*6 出典: 原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(原子力安全基盤機構)

架橋ポリエチレンケーブルの絶縁体劣化カーブ

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(4/4)



【環境試験の保守性について】

- 環境試験の加速劣化条件の設定にあたっては、実環境条件よりも厳しい、東海第二発電所の**環境条件設計値(温度, 放射線)**を保守的に用いて評価している。

【実機を用いた環境試験について】

- 実環境下において27年使用した実機ケーブルを用いた環境試験の結果、実環境条件よりも厳しい設計環境条件を追加付与しても、運転開始から合計60年間に渡りケーブルの絶縁性能が維持できることが確認されたことから、**十分な保守性はある**と評価する。
- ケーブルの他に電動弁モータ、端子台は実機品による環境試験を行い、**絶縁性能に問題ないことを確認**している。
- より実環境下に近いかたちで評価を行うため、**電気・計装設備の実環境データ(温度, 放射線)の収集, 実機品による環境試験を計画**していく。
- 東海発電所の実機品を用いた環境試験の実施については、設置されている機器の仕様、環境条件等が違うため**反映できる知見等はない**。

【ケーブルの保全対応】

- ・安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルについては、防火対応のため、今停止期間中に、難燃ケーブルに取替えることとしているが、ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる箇所(トレイ中, 下段)については、トレイに難燃シートを巻く防火対策を行うこととしている。
・安全上の課題が生じない、トレイ最上段敷設(高圧ケーブル)、電線管敷設、コンクリートピット内敷設のケーブルは、**今停止期間中に難燃ケーブルへの取替を実施**する予定。
- 低圧ケーブルの絶縁性能の傾向管理に係る非破壊劣化診断技術については、実機適用性に関する調査等を研究中であり、今後、**技術開発の動向を見定めながら導入を検討**していく。

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

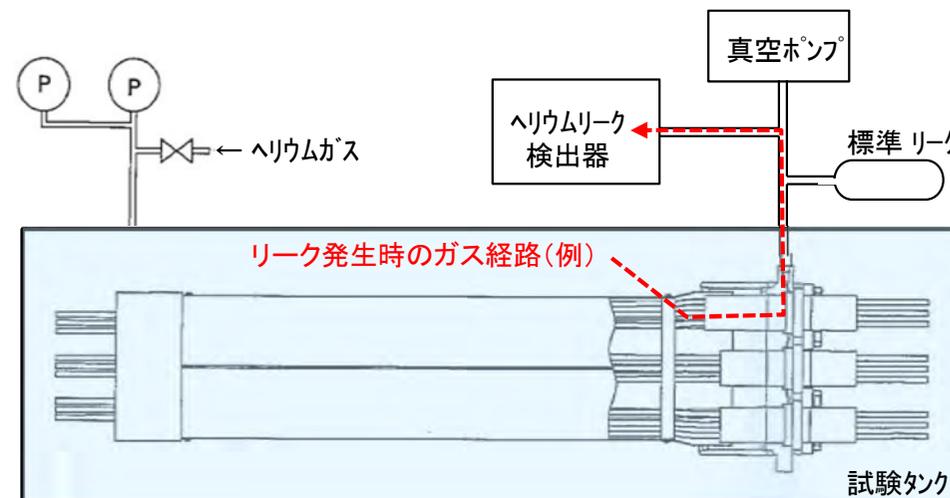
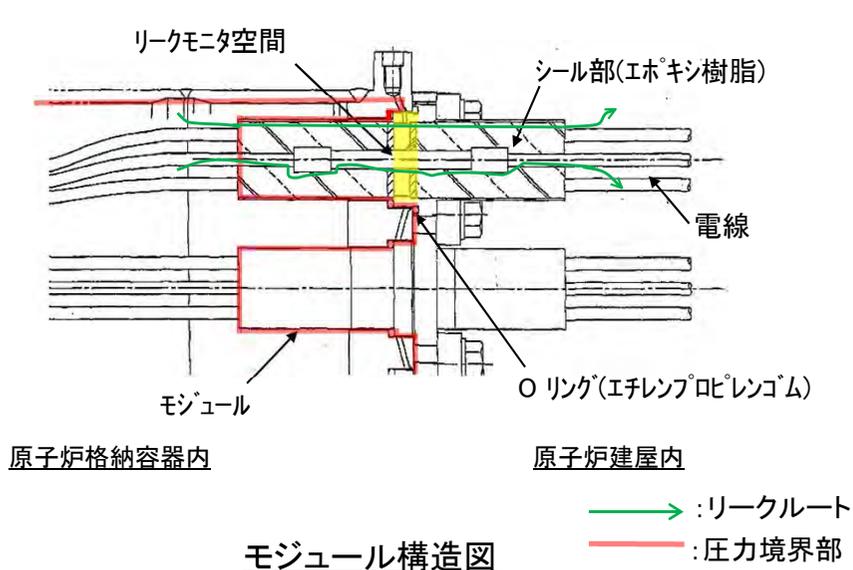
－電気ペネトレーション気密試験方法及び試験結果



【試験方法】

電気ペネトレーションの気密試験は、IEEE Std.317-1976*等をもとに**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モジュール**を気密試験装置に収め、リークモニタ空間部を真空引きし、圧力境界部からの**ヘリウムガスリーク量が判定基準値内であることを確認**する。長期健全性評価試験の条件については、別紙2「長期健全性評価試験の条件について」を参照。

*: IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations



【試験結果】

リーク量の試験結果は判定基準を十分下回る結果が得られた。これより**電気ペネトレーションは重大事故環境を経験しても気密性を確保できることを確認**した。

判定基準*	測定値	判定	備考
$1.0 \times 10^{-6} \text{ cc/sec}$	$6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$	良	最大検出感度 $6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$

*: 判定基準はIEEE Std.317-1976に基づく

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

ー敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(1/3)



【電気ケーブル等に係る現状の劣化状況】

- 電気学会推奨案, ACA研究結果をもとに経年劣化評価を行い, **60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できる**ことを確認
一部の電気ケーブル等は, **評価期間を迎える前に取替えることで60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できる**ことを確認
- 電気ケーブル等の絶縁特性低下事象に対しては, **点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験にて確認**しており, 絶縁特性低下事象が確認された場合, **点検・清掃, 補修により絶縁の回復作業を行い絶縁性能を維持**している。
高圧ケーブル等については, 点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験に加え, **絶縁診断により絶縁の状態を傾向管理**している。
- 東海第二発電所建設時の電気ケーブル敷設作業時に生じた, ケーブルの損傷事象に対しては, 損傷程度に応じて適切な処置(取替又は補修)を施しており, **絶縁低下特性への影響はない**。
(「ケーブル敷設時の損傷事象について」参照)

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(2/3)



【高経年化に係る評価上の考慮】

- 環境試験(加速劣化)の試験条件設定にあたっては、東海第二発電所の**環境条件(設計値)を保守的に設定し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 通常運転時の原子炉格納容器内環境測定結果で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- ケーブルの高経年化評価にあたっては、電気学会推奨案をもとにした評価に加え、最新知見である**ACA研究の成果をもとにケーブルの評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブルの保全計画(引替え計画)を立案**
- ケーブルの劣化評価研究において、**発電所内のケーブル敷設(ケーブルの曲げ敷設、段積敷設)状態を模擬した環境試験を実施し**、絶縁特性低下に影響しないことを確認
- 複合体(ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったもの)の形成が、**ケーブル通電機能及び絶縁機能へ影響しないこと**、**高経年化評価結果に影響を及ぼさないこと**を確認
- 格納容器外電動弁モータ、格納容器内・外端子台については、**実機品を用いた環境試験(加速劣化)を実施し**、絶縁特性に問題ないことを確認

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

—敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(3/3)



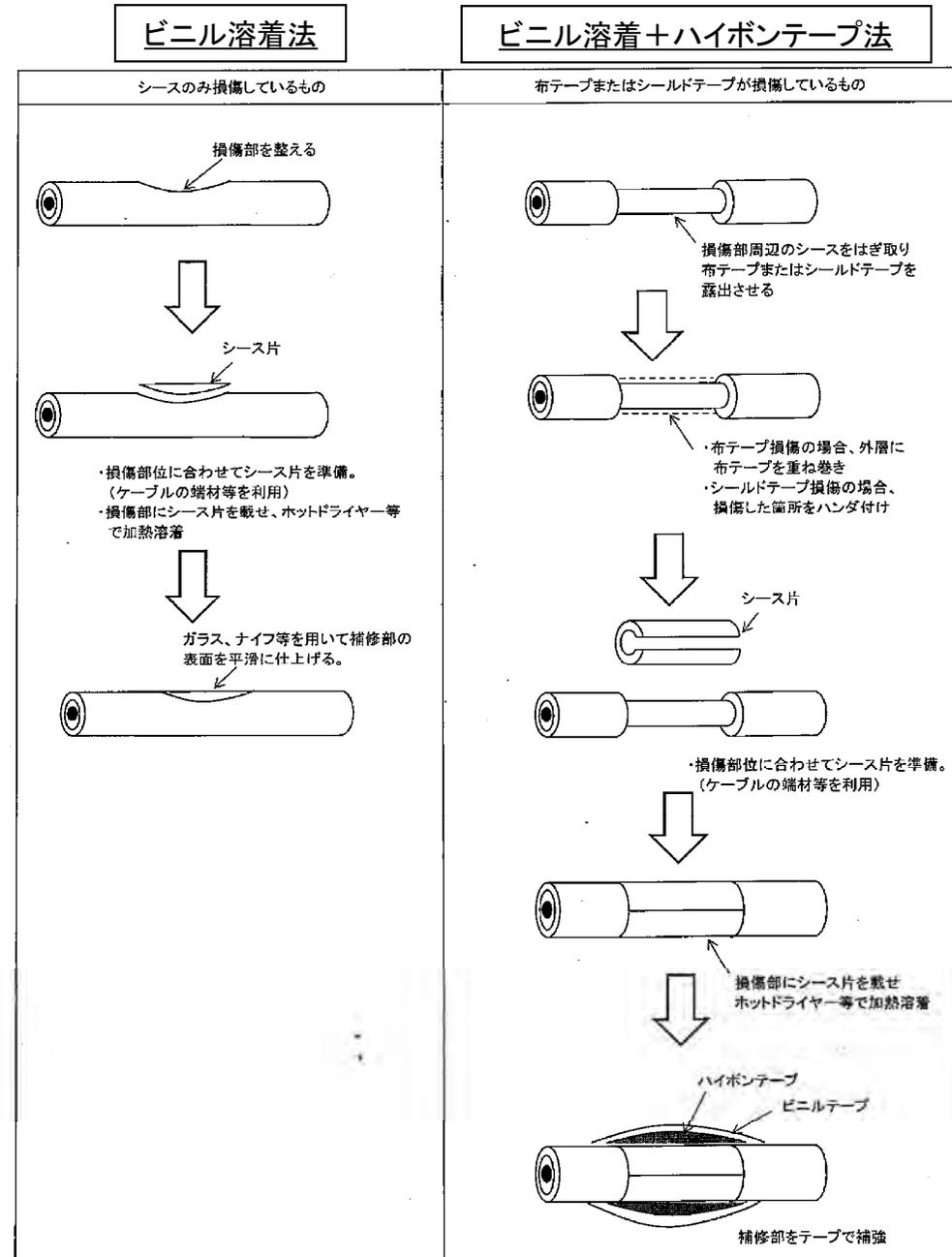
【ケーブル敷設時の損傷事象について】

○東海第二発電所建設時のケーブル敷設作業時に生じたケーブルの損傷事象に対しては、下記の対策を実施しており、**絶縁特性低下への影響はない。**

[損傷ケーブルの補修状況]

- ・ **絶縁体が損傷したものは、新ケーブルと取替**
- ・ シースのみが損傷したものは、シース片を加熱溶着しテープ補強 [ビニル溶着法]
- ・ 布テープまたはシールドテープが損傷したものは、損傷部を補修の後、シース片を加熱溶着し、補修部をテープにて補強 [ビニル溶着+ハイボンテープ法*]

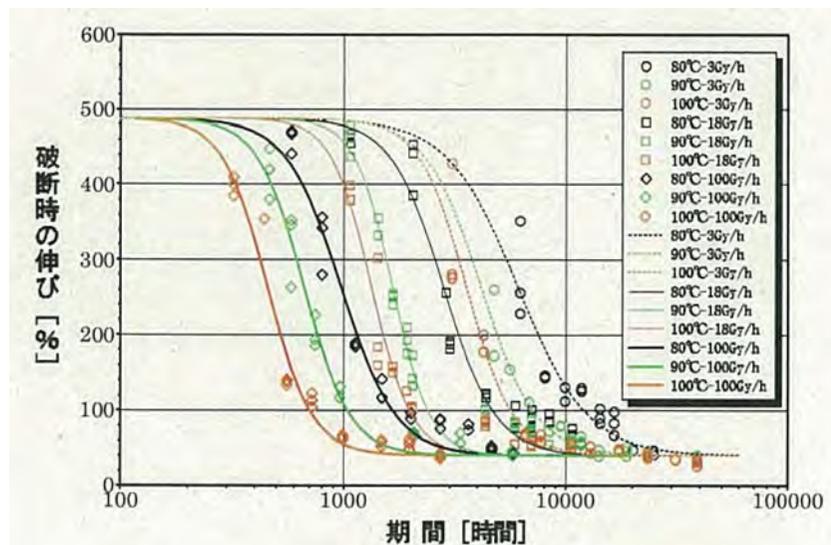
* : ケーブルの絶縁機能は、絶縁体が健全であれば維持されるが、念のため熱による劣化を付与し、耐電圧試験により、絶縁が維持されていることを確認



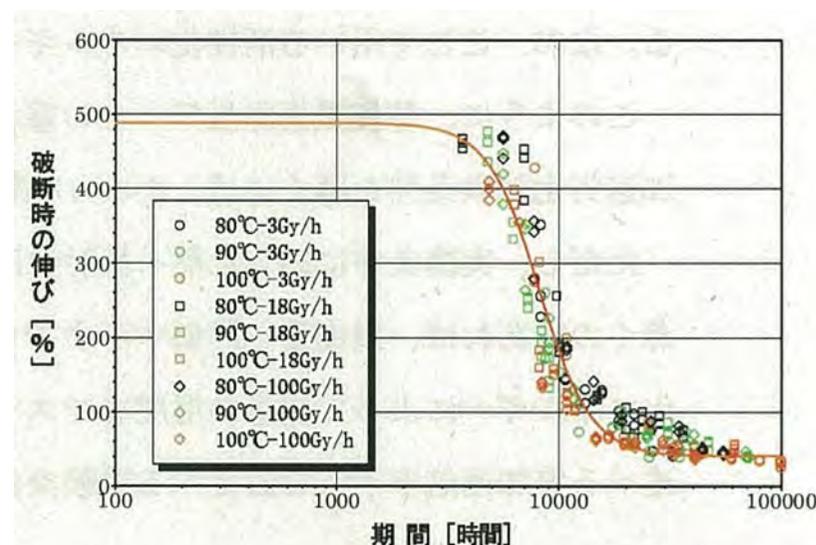
① マスターカーブの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・ACA研究にて東海第二発電所で使用している架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)に数種類の熱, 放射線を加えたケーブルの絶縁体引張試験を行い, 結果を「時間依存データの重ね合わせ手法^{*}」を用いて重ね合わせのマスターカーブを作成する。
- ・マスターカーブの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h) は, 重ね合わせマスターカーブに実機ケーブルの環境条件を加え算出した劣化カーブ。

^{*}: 数種類の異なる温度と線量率の条件で得られた劣化特性を1つの劣化特性に重ね合わせる手法 (IEC1244-2, IAEA-TECDOC-1188で提案されている手法)



架橋ポリエチレン絶縁体の熱・放射線同時劣化特性



架橋ポリエチレン絶縁体の時間依存データ
重ね合わせのマスターカーブ

② 実機伸び値データの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・原子炉格納容器内よりサンプリングしたケーブル(5本)の中で, 一番環境条件が厳しいケーブルの使用条件を重ね合わせのマスターカーブを用いて算出したカーブ

長期健全性評価試験の条件は、東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件を包絡している。

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)
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
熱サイクル	120 回	110 回
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時:260 kGy)
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(20G) *	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。

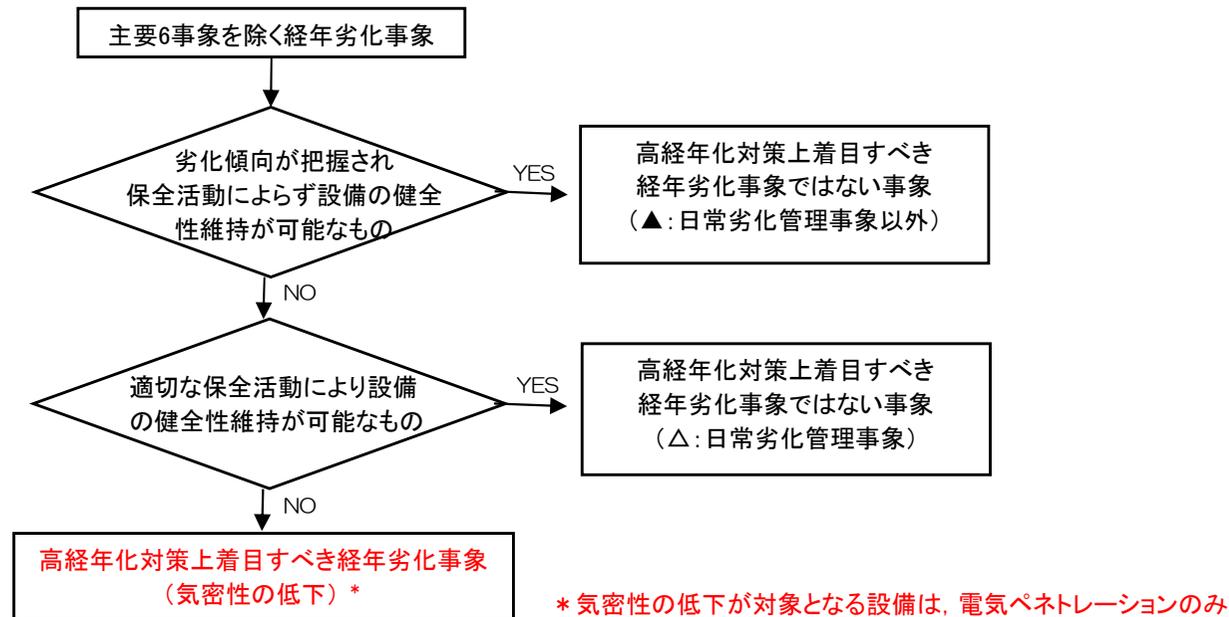
【電気ペネトレーションの保全について】

低圧, 高圧電気ペネトレーションは, 保全計画に従い, 今停止期間中に取替を行う計画としている。

2. 8 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. 8 6事象以外の劣化事象について－電気ペネトレーション－



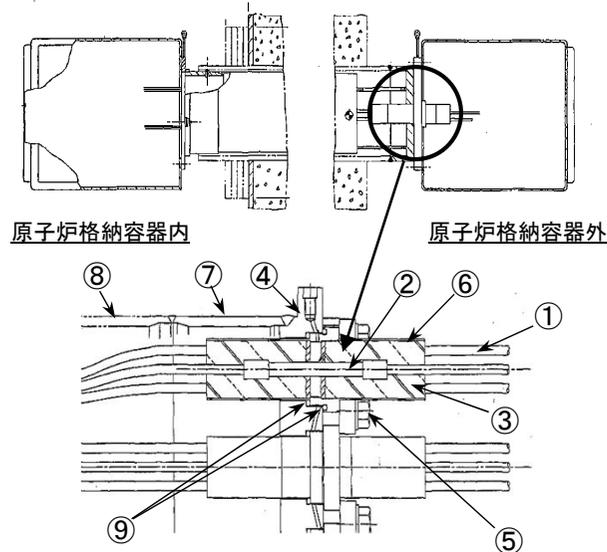
3. 電気ペネトレーションの使用材料, 使用条件

低圧, 高圧用電気ペネトレーションの使用条件

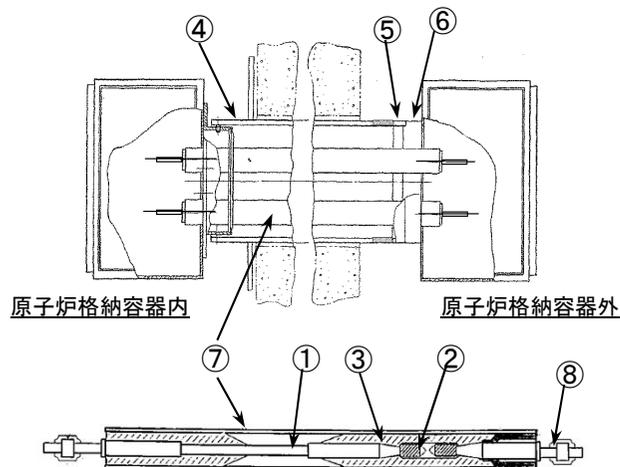
	通常運転時	設計基準事故時*1	重大事故等時*2
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	235 °C (最高)
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa
放射線	0.040 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

*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構造図



高圧用電気ペネトレーション構造図

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	ヘッド	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			

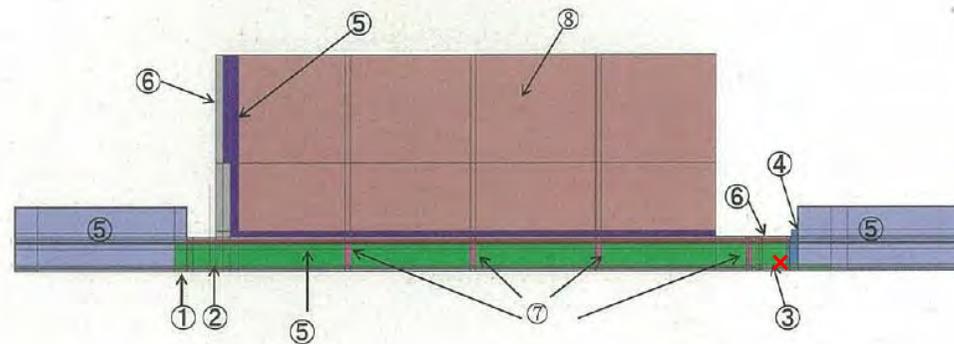
高圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

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	ヘッド	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

2.8 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。



原子炉格納容器内

原子炉格納容器外

×: 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

2.8 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 3

重大事故等時条件 2

【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

2.9 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	<ul style="list-style-type: none">○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	<ul style="list-style-type: none">○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。

2.9 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。

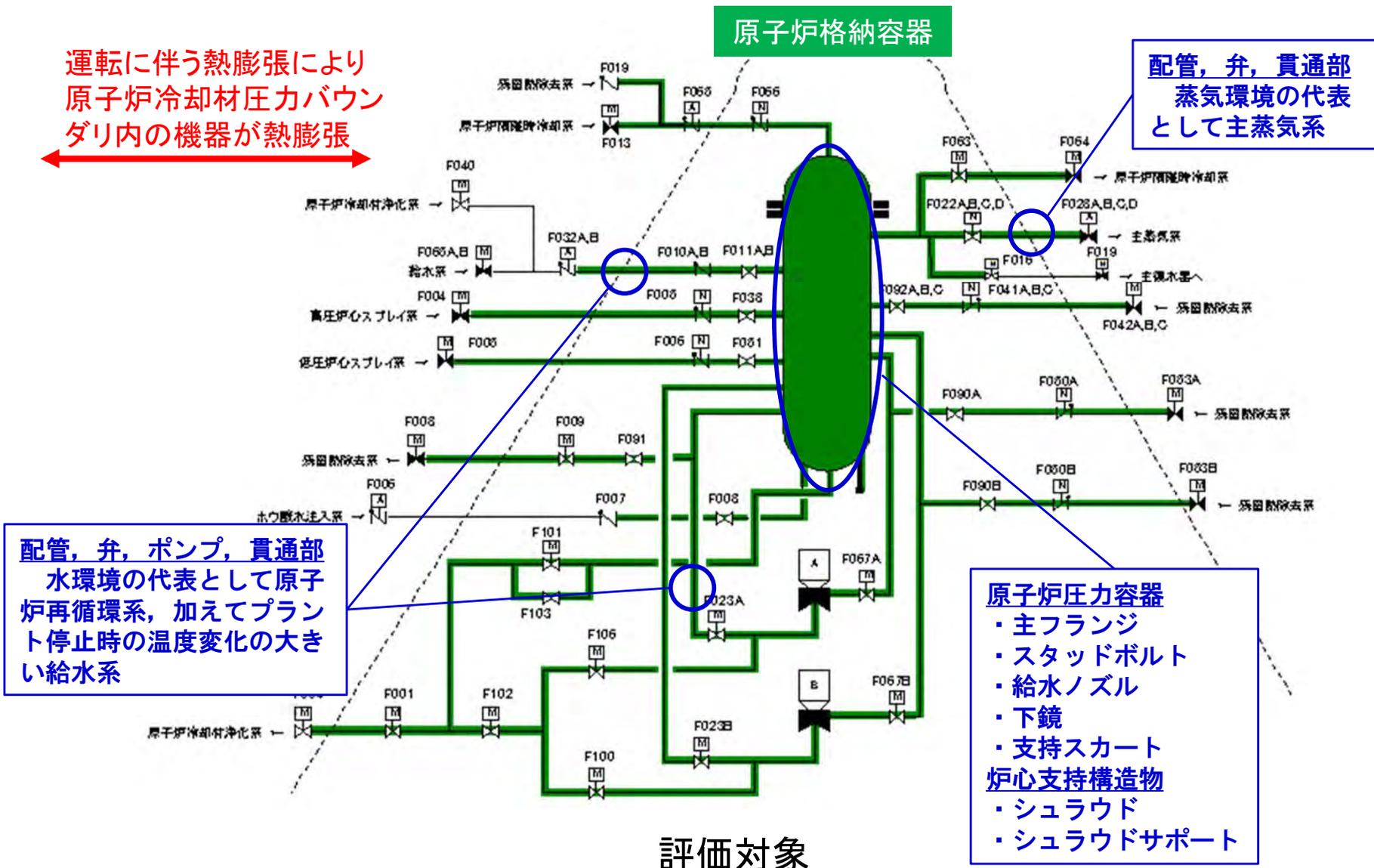
機器・構造物	対象機器・構造物名称
ポンプ	原子炉再循環ポンプ, 留熱除去系ポンプ 他
熱交換器	残留熱除去系熱交換器, 給水加熱器 他
ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
容器	原子炉圧力容器, 原子炉格納容器 他
配管	原子炉再循環系配管, 給水配管 他
弁	主蒸気隔離弁, 主蒸気逃し安全弁 他
炉内構造物	炉心シュラウド, ジェットポンプ 他
ケーブル	低圧CV ケーブル 他
タービン設備	主タービン, 原子炉隔離時冷却系タービン 他
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	原子炉建屋, 取水構造物 他
計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
空調設備	原子炉建屋ガス処理系 他
機械設備	制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

2.9 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)



2.9 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)



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ー配管との溶接部	0.0000	0.0033	0.0033	
容器	原子炉圧力容器	主フランジ	0.0177	0.0000	0.0177
		スタッドボルト	0.2526	0.0000	0.2526
		給水ノズル	0.6146*	0.0002	0.6148
		下鏡	0.4475*	0.0002	0.4477
		支持スカート	0.5691	0.0002	0.5693
	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.0071	0.0001	0.0072
		給水系配管貫通部	0.0064	0.0001	0.0065
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.1182*	0.1455	0.2637
	炭素鋼配管	原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	0.6558	0.7411
		原子炉系(純水部)配管	0.5799*	0.0259	0.6058
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)	0.5373*	0.0000	0.5373	
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)	0.0338*	0.0001	0.0339	
	原子炉給水逆止弁(弁箱)	0.8848*	0.0000	0.8848	
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)	0.0738*	0.0001	0.0739	
	主蒸気隔離弁(弁箱)	0.2278	0.0000	0.2278	
炉内構造物	炉心シュラウド	0.0351	0.0007	0.0358	
	シュラウドサポート	0.0647	0.0000	0.0647	

*:環境を考慮

2.9 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)

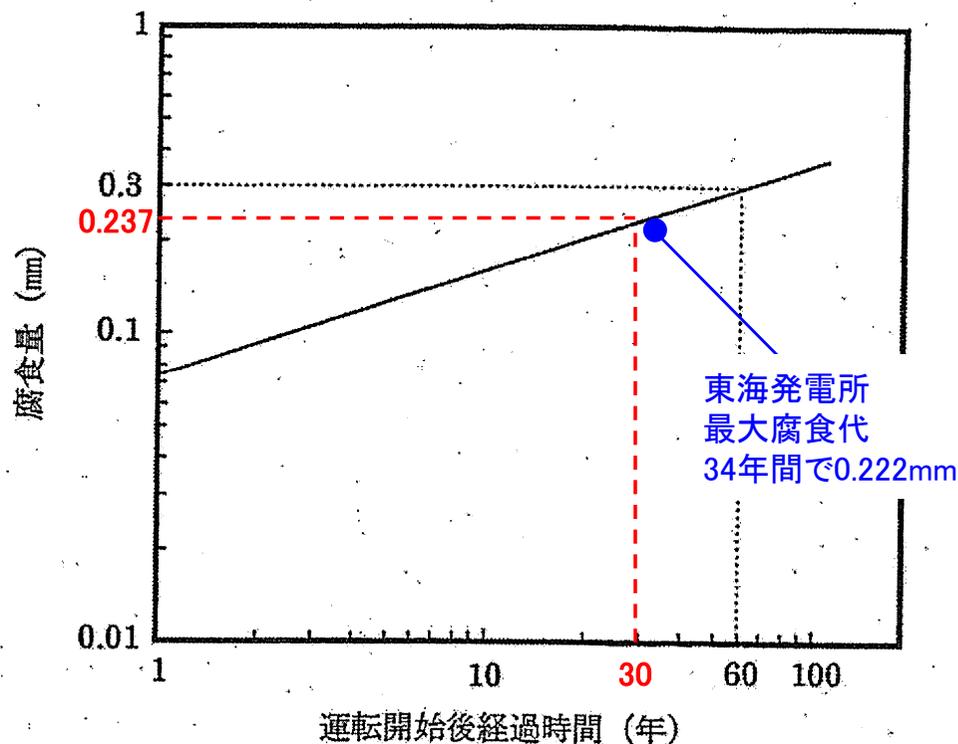
調査の結果、最も腐食代が大きい屋外設置機器で**最大0.222mm**(実績値)であった。

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

<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。

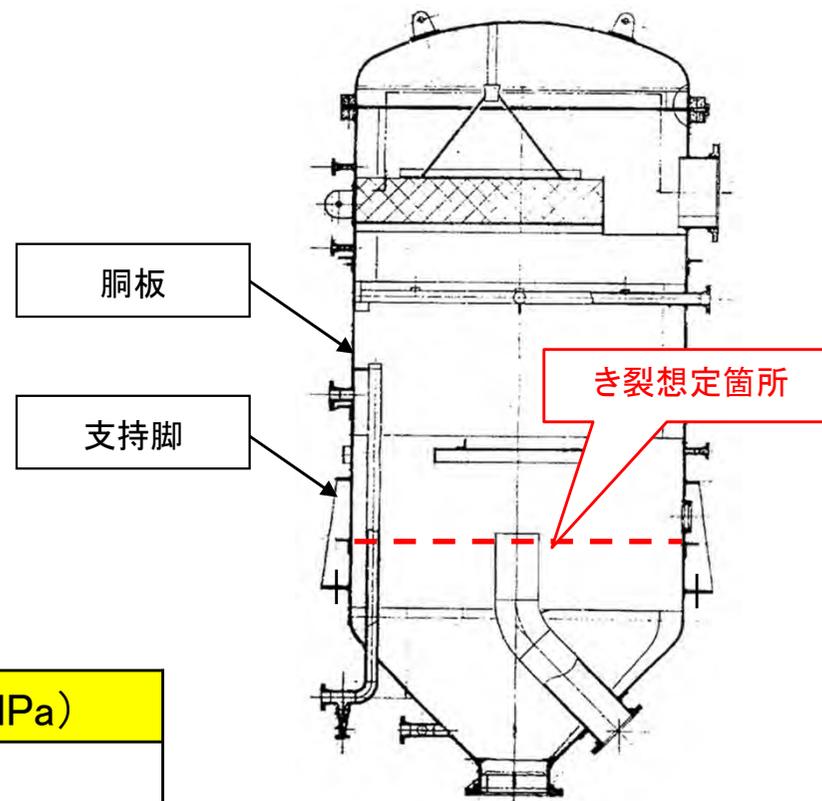
廃棄物処理設備	設置・使用期間	機器	部位
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備	約44年	廃液濃縮器蒸発缶	胴板
		廃液濃縮器復水器	胴板
機器ドレン系設備	約36年	クラッドスラリ濃縮器加熱器	伝熱管, 管板等
		クラッドスラリ濃縮器	胴板
		クラッドスラリ濃縮器復水器	伝熱管, 管板等
		クラッドスラリ濃縮器デミスタ	胴板
減容固化系設備	約36年	溶解タンク	上板, 胴板
		ミストセパレータ	上板, 胴板
		デミスタ	上板, 胴板
		乾燥機復水器	胴板
雑固体焼却系設備	約36年	焼却灰取出ボックス	ケーシング
		排ガスフィルタ	胴板
雑固体減容処理設備	約16年	高周波溶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

<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)



廃液濃縮器蒸発缶構造図

(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

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。

○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

2.9 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	○	
						—	—	—	—	—	—	
	MSIV-10,13,14,16,19	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	○	
						—	—	—	—	—	—	

*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

2.9 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		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		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

2.9 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

2.9 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	×			
				Sd	一次	—	—	—	236	258	○			
					一次+二次	—	—	—	489	345	×			
											疲労累積係数=0.9249 ^{*1}		○	
											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}		○	
				Sd	一次+二次	—	—	—	828	414	×	最大応力点(CS)		
											疲労累積係数=0.6612 ^{*3}		○	
											疲労累積係数=Ssに包含される		○	
		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		○			
									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

2.9 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。

:最大応力点の値

2.9 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

2.9 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	<p>＜低サイクル疲労＞</p> <p>「2.9 耐震安全性評価—低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)」に示すとおり、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。</p>
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)	<p>＜基礎ボルトの腐食(全面腐食)＞</p> <p>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。</p>

2.9 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

2.9 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り付けられており, 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

2.9 耐津波安全性評価－評価対象



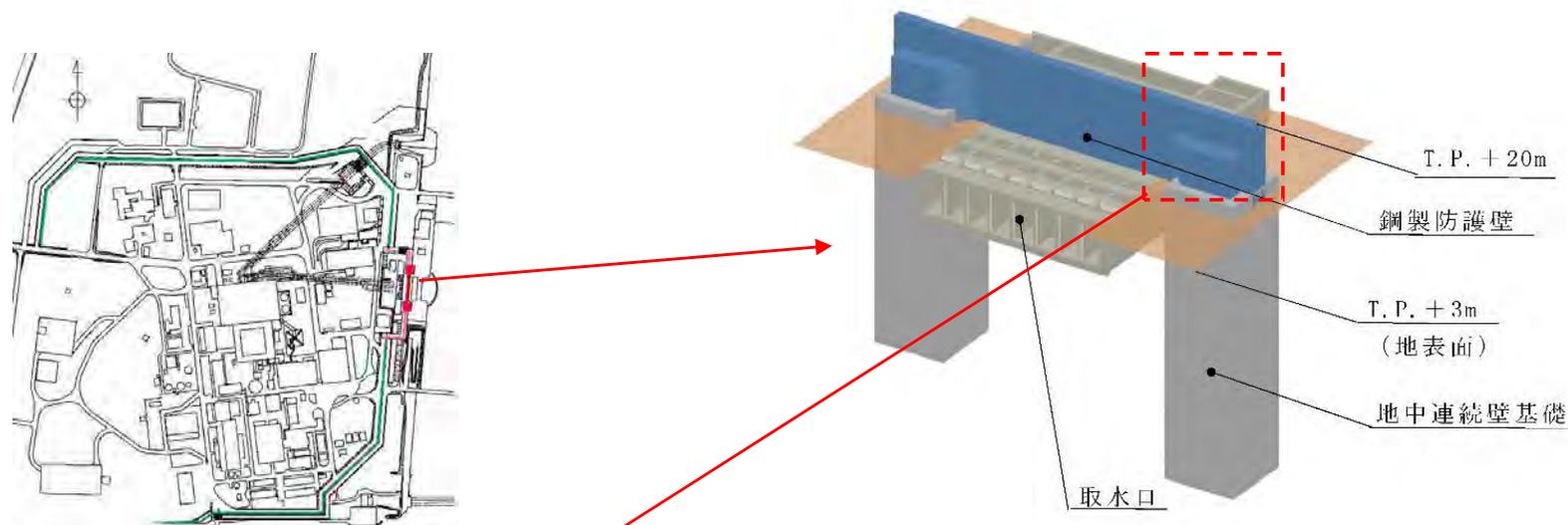
評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

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
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

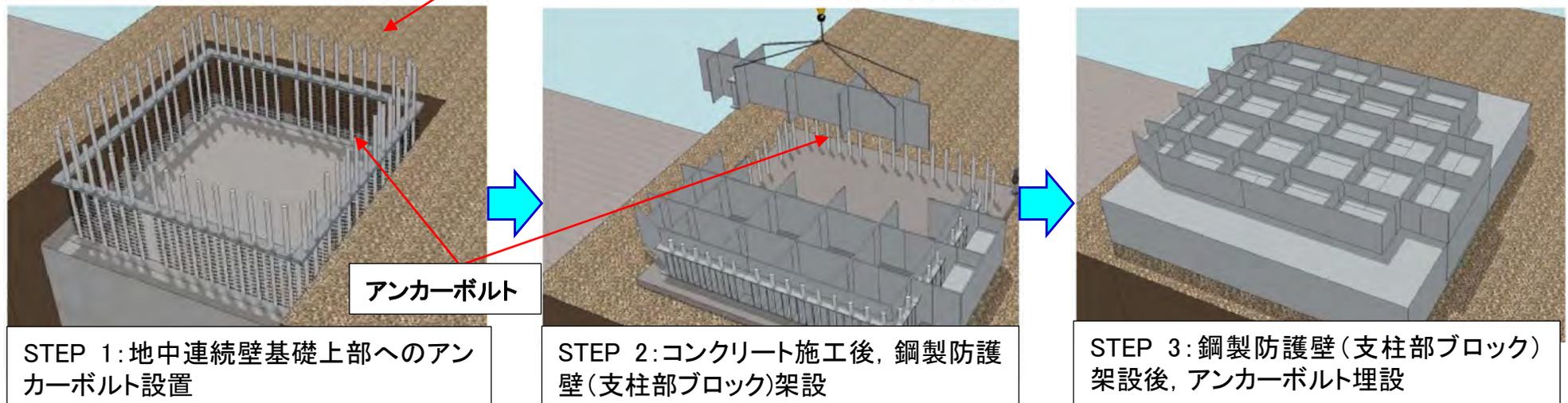
*: 基準津波の影響を受ける位置に設置されないため, 耐津波安全性評価対象外とする

2.9 耐津波安全性評価－防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルト設置位置

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。



(鋼製防護防潮壁)



2. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・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. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・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. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・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

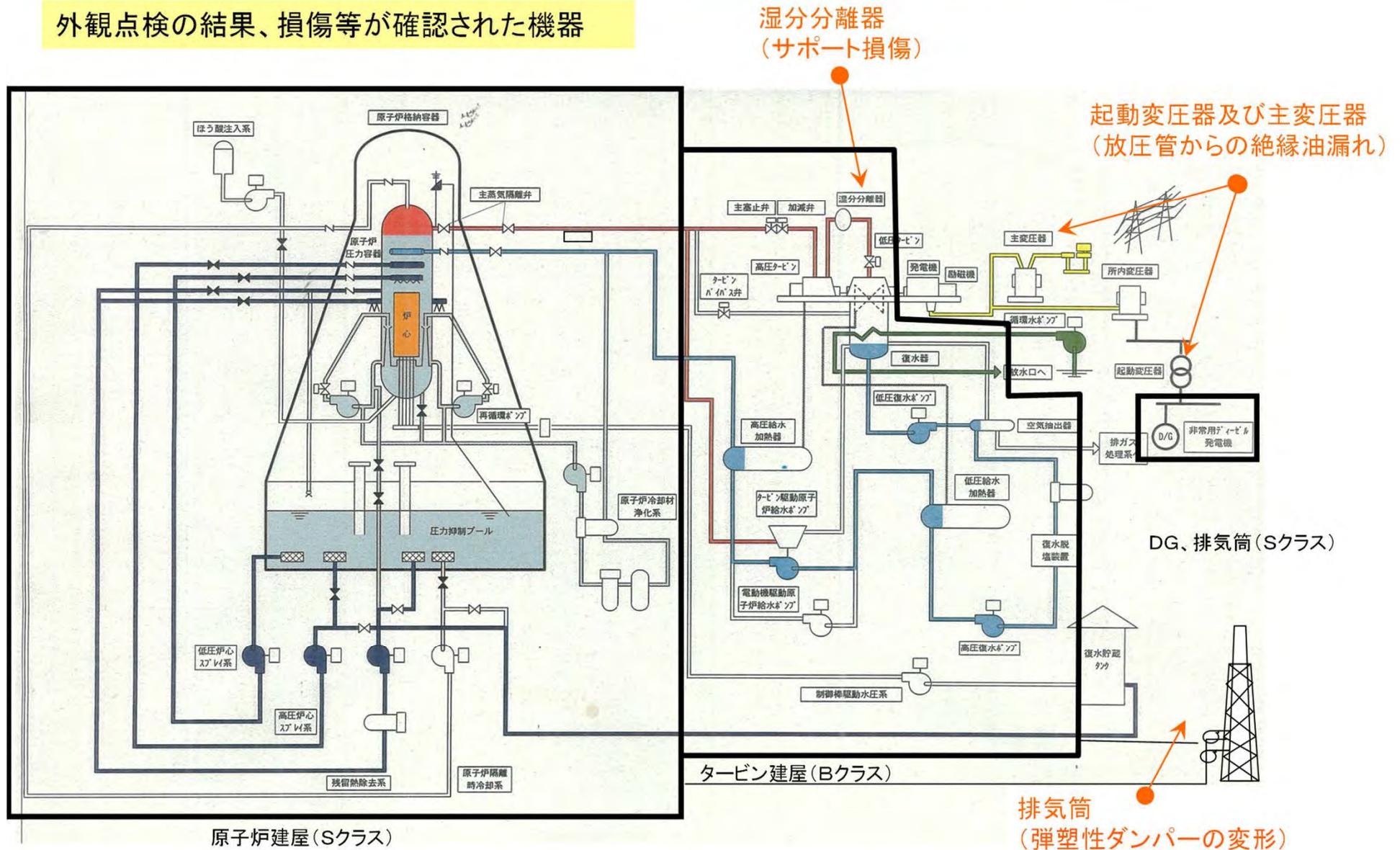
2. 10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(地震による影響)



・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



○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

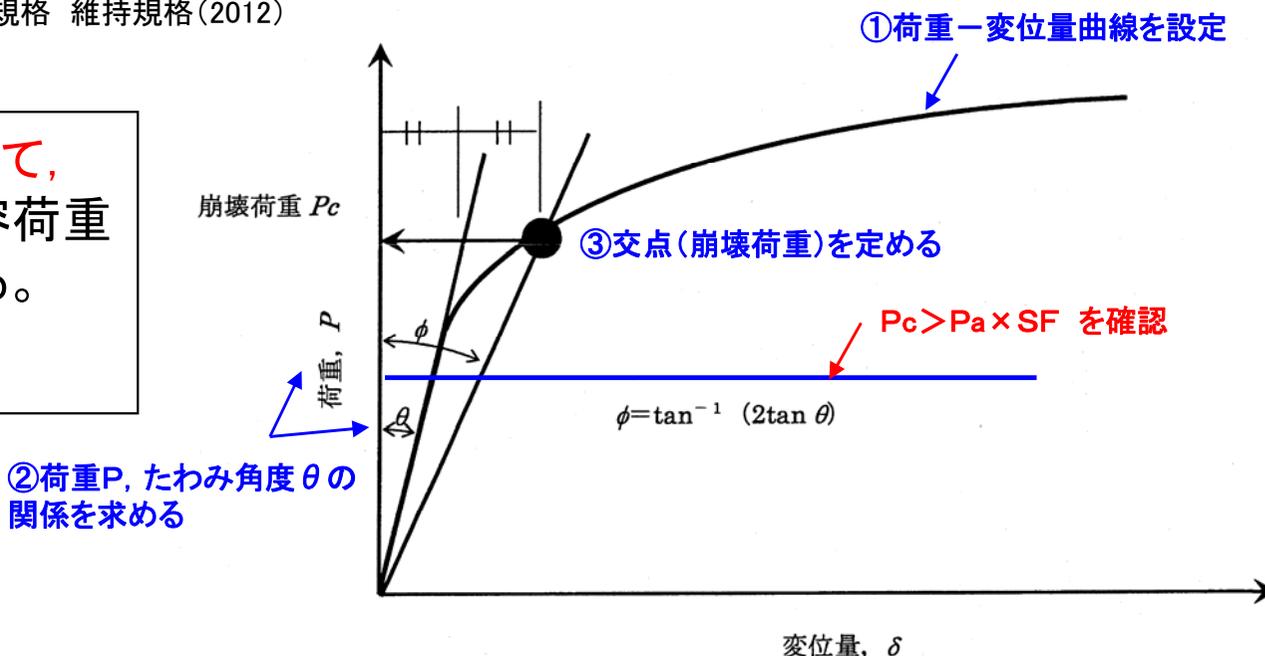
崩壊荷重を決定する手法として、規格※に2倍勾配法が規定されている。

- 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倍勾配法による崩壊荷重の求め方

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(1/3)



●東海第二発電所の30年目技術評価以降に発生したトラブル等を以下に従い抽出 <表1参照>

- 1) 情報収集 : NUCIA(原子力情報公開ライブラリー)
- 2) 対象発電所 : 東海第二発電所
- 3) 収集期間 : 30年目技術評価以降～40年目評価まで
- 4) 情報区分 : 「トラブル」及び「保全品質」に区分されるものを対象
- 5) 事象の種別 : 「時間依存性あり」、「保守不良」(経年劣化事象によるもの)を抽出

●この結果、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じた**トラブル事例として8件を抽出**

【抽出結果8件】

- ① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について
- ② 屋外硫酸貯槽タンク堰内での漏えい事象について
- ③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について
- ④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて
- ⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について
- ⑥ 残留熱除去系海水配管の減肉について
- ⑦ 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について
- ⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について(上記⑥の水平展開結果)

●上記8件の事例の詳細検討として、30年目技術評価の考察を実施し、劣化状況評価への反映要否を検討し、**①, ③～⑥, ⑧の事例について劣化状況評価に反映し、今後、保全計画に基づき保守を実施** * <別紙参照>

* ②及び⑦の事例については、劣化状況評価対象設備若しくは部位に該当しないこと。他機器への水平展開も不要であることから、劣化状況評価への反映は不要と判断

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(2/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(1/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
1	保全品質	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 定期試験中における運転上の制限からの逸脱について	2	—
2	保全品質	協力会社における入所時の保安教育に係る不適合について	2	—
3	トラブル	① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について	1	※
4	保全品質	残留熱除去系(A)定期試験に伴う低圧注水系の運転上の制限の逸脱について	5	—
5	保全品質	原子炉隔離時冷却系の運転上の制限逸脱について	1	—
6	保全品質	管理区域における一時立入者の個人線量計の未着用について	2	—
7	保全品質	東海第二発電所洗濯廃液に係る保安規定違反の原因及び再発防止対策の報告について	2	—
8	保全品質	雑固体減容処理設備冷却室内における溶融金属等の飛散に伴う発煙について	4	—
9	保全品質	② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	7	○
10	保全品質	産業廃棄物処理施設における当社名等が表示されたドラム缶発見について	8	—
11	保全品質	管理区域における作業員の個人線量計(EPD)の着用不備について	2	—
12	保全品質	可燃性ガス濃度制御系(B)の運転上の制限からの逸脱について	8	—
13	保全品質	物品搬入時における管理区域内への不適切な立ち入り事象について	2	—
14	トラブル	③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	1	※
15	保全品質	起動領域モニタチャンネル「D」指示不良による運転上の制限の逸脱及び解除について	8	—
16	保全品質	残留熱除去系(A)の運転上の制限の逸脱について	5	—
17	保全品質	低圧炉心スプレイ系定期試験前に確認すべき事項の未実施について	2	—
18	保全品質	④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて	7	○
19	保全品質	⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について	7	○
20	保全品質	所内電源操作中における電源盤損傷の発生について	4	—
21	保全品質	東海第二発電所 制御棒駆動機構分解点検工事におけるごく微量の放射性物質の内部取り込みについて	2	—
22	保全品質	洗濯廃液放出に係る保安規定違反事象について	2	—
23	トラブル	⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について	7	○
24	保全品質	給水加熱器保管庫への個人線量計未着用での立ち入りについて	2	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

原因分析結果

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

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(3/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(2/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保力が有効でなかったため生じたと考えられるもの
25	保全品質	非常用ガス処理系(A)の予防保金を目的とした保全作業の実施について	4	—
26	保全品質	非常用ガス処理系(B)の予防保金を目的とした保全作業の実施について	4	—
27	トラブル	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	3	—
28	保全品質	⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について	7	○
29	保全品質	【東日本大震災】 東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	6	—
30	トラブル	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について	6	—
31	トラブル	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について	8	—
32	保全品質	廃棄物処理建屋3階における火災について	5	—
33	保全品質	東海第二発電所における計画線量超過について	2	—
34	保全品質	非常用ディーゼル発電機2Cの運転上の制限からの逸脱について	1	—
35	保全品質	主蒸気逃し安全弁(D)内部部品の脱落について	1	—
36	保全品質	原子炉圧力容器下部制御棒駆動機構フランジからの漏水について	2	—
37	保全品質	取水口エリア北側ポンプ槽での火災について	1	—
38	保全品質	残留熱除去系(C)低圧注水系注入弁差圧検出配管溶接部近傍での水の滴下について	8	—
39	保全品質	原子炉建屋屋上における原子炉建屋ベントライン設置工事中の誤開孔事象について	1	—
40	保全品質	⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について	7	○
41	トラブル	東海第二発電所 管理区域外での洗浄廃液の漏えいについて	3	—
42	保全品質	東海第二発電所における燃料集合体チャンネルボックス上部(クリップ)の一部欠損について	4	—
43	保全品質	可搬型設備保管場所(非管理区域)における油の漏えい	8	—
44	保全品質	制御棒ハンドル部ガイドローラの状況について	4	—
45	保全品質	廃棄物処理建屋 送風機室(B)内での溶接作業時における火災の発生について	1	—
46	トラブル	廃棄物処理棟中地下1階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う 立入制限区域の設定について	3	—
47	保全品質	使用済燃料貯蔵プール水導電率の上昇について	3	—

○: 時間依存性ありで抽出

※: 保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

高経年化-276

原因分析結果

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

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(1/3)



[評価方針]

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響(地震・津波)を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる経年劣化事象について検討した。

[震災の状況(概要)]

震災影響の種別	状況																
①津波による影響	取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。																
②地震による影響	当時の基準地震動 S_s に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。																
③その他の影響	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サブプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。</p> <p>☆震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="517 1098 1653 1372"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル圧力</th> <th>ドライウェル温度</th> <th>サブプレッション・プール温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>震災前</td> <td>約3 kPa</td> <td>約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)</td> <td>約22 °C</td> </tr> <tr> <td>震災時</td> <td>約12 kPa</td> <td>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)</td> <td>約55 °C</td> </tr> <tr> <td>設計値</td> <td>310 kPa</td> <td>171 °C</td> <td>104.5 °C</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1675 1098 2040 1214" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>※1: 電線管温度 ※2: 圧力容器ベローシール部 周辺温度</p> </div>		ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・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
	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サブプレッション・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														

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 －東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(2/3)



●東日本大震災による影響

[震災復旧状況-健全性確認※]

【健全性確認の方法】

・地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検(分解・開放点検)等を行い健全性の確認を実施した。

【津波による影響】

・被水した設備については、**計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。**

【地震による影響】

・耐震Sクラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。
・また耐震B・Cクラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

【その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)】

・コンクリート構造物及び電気・計装品について、**温度上昇による影響評価を実施し、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いと判断した。**

※健全性確認の詳細については、「東海第二発電所 施設の健全性」にて説明する。

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(3/3)



[震災影響評価]

・震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

震災により、従前の使用環境から乖離し、経年劣化事象が発生・進展が厳しくなるもの(発生状況に影響するもの及び経年劣化の進展が考えられるもの)については、一連の健全性評価は完了しているが、今後も特別な保全計画及び通常の保全活動にて健全性を確認していく。

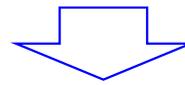
震災影響の種別	震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象	震災影響評価(概略)
津波による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・機器の腐食, 動的機器のアブレーション摩耗 ・電気・計装品の絶縁特性低下 ・コンクリート構造物の強度低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器の分解点検, 必要に応じて補修, 洗浄, 取替 ・点検(絶縁測定), 必要に応じて取替 ・コンクリートのコアサンプルによる評価 <p style="text-align: right;">} 健全性を確認。</p>
地震による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震による荷重の作用により損傷 ・地震による荷重の作用, 疲労の蓄積 	<ul style="list-style-type: none"> ・一部損傷を確認した耐震B, Cクラスの機器については補修により健全性を確認。 ・耐震Sクラス設備については, 当時の基準地震動SSに耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており, 影響のないことを確認。 ・原子炉建屋耐震壁の応答評価, 耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施, 以下の結果が得られた。 <ul style="list-style-type: none"> ➡構造評価の結果は, 弾性範囲以下であることを確認。 ➡動的機能維持評価結果は, 制御棒の地震時挿入性が確認された相対変位以下であることを確認。 ➡耐震安全性評価(地震による疲労の影響)の結果, 疲れ累積係数の地震影響も含めた合計は許容値の1以下を確認。
その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)	<ul style="list-style-type: none"> 温度上昇による影響 ・コンクリート構造物の強度低下, 遮へい能力低下 ・電気・計装品の絶縁特性低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート構造物: 原子炉格納容器頂部最高温度: 約144℃にて評価した結果 <ul style="list-style-type: none"> ➡設計値を満足。温度制限値を超える期間は短時間。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した。 ・電気・計装品の絶縁低下影響: 温度83.1℃/継続時間約30時間にて評価 <ul style="list-style-type: none"> ➡震災時の温度上昇時間は短時間。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。

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 －これまでのトラブル事象と高経年化との関連(1/3)

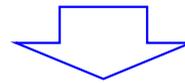


【原子力発電所の高経年化対策】

○原子力発電所では機器や設備について、法律で定められた**定期的な検査や点検(通常の保全活動)**を実施。これにより劣化(機能や性能の低下)の状況を的確に検知し、必要に応じ新材料や新技術を取り込んだ適切な補修や取替えを実施し、安全性を確保



○**高経年化対策**は、長期間供用状態にある発電所の機器等に対し、上記のような安全確保活動を適切に行うため、起こりうる劣化等の特徴を最新知見・運転経験に基づき把握した上で、通常の保全活動に加えて**新たな保全策(追加保全)**を策定し、保守管理を確実に実施することが重要



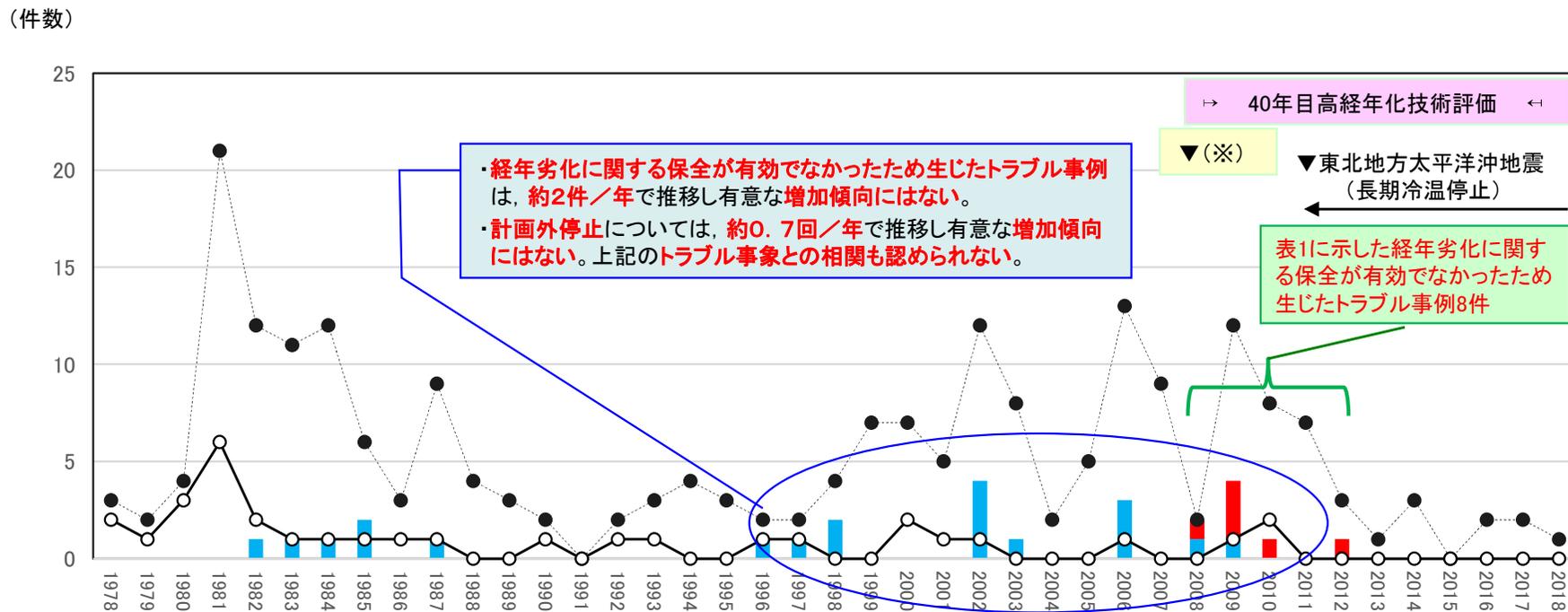
○「**通常の保全活動**」と「**高経年化に対応した追加保全**」を行うことで、高経年化に伴い発生するトラブルに対しても対処が可能である。これまでの運転経験等を確認しても、**トラブル事象の増加はなく、高経年化による影響は認められない。**

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(2/3)



○東海第二発電所 トラブル情報等及び計画外停止回数の推移

・過去40年を遡った時点までの経年劣化を起因としたトラブル情報等及び計画外停止件数の推移からは、**供用期間の長期化(高経年化)によるトラブル事象等の増加傾向はなく、計画外停止件数の間に有意な相関も認められない。**



【経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたトラブル事例】

- 時間依存性あり
- 保守管理不良(経年劣化)
- NUCIA件数
- 計画外停止

整理方法

NUCIAの原因分類を活用し、経年劣化事象を抽出

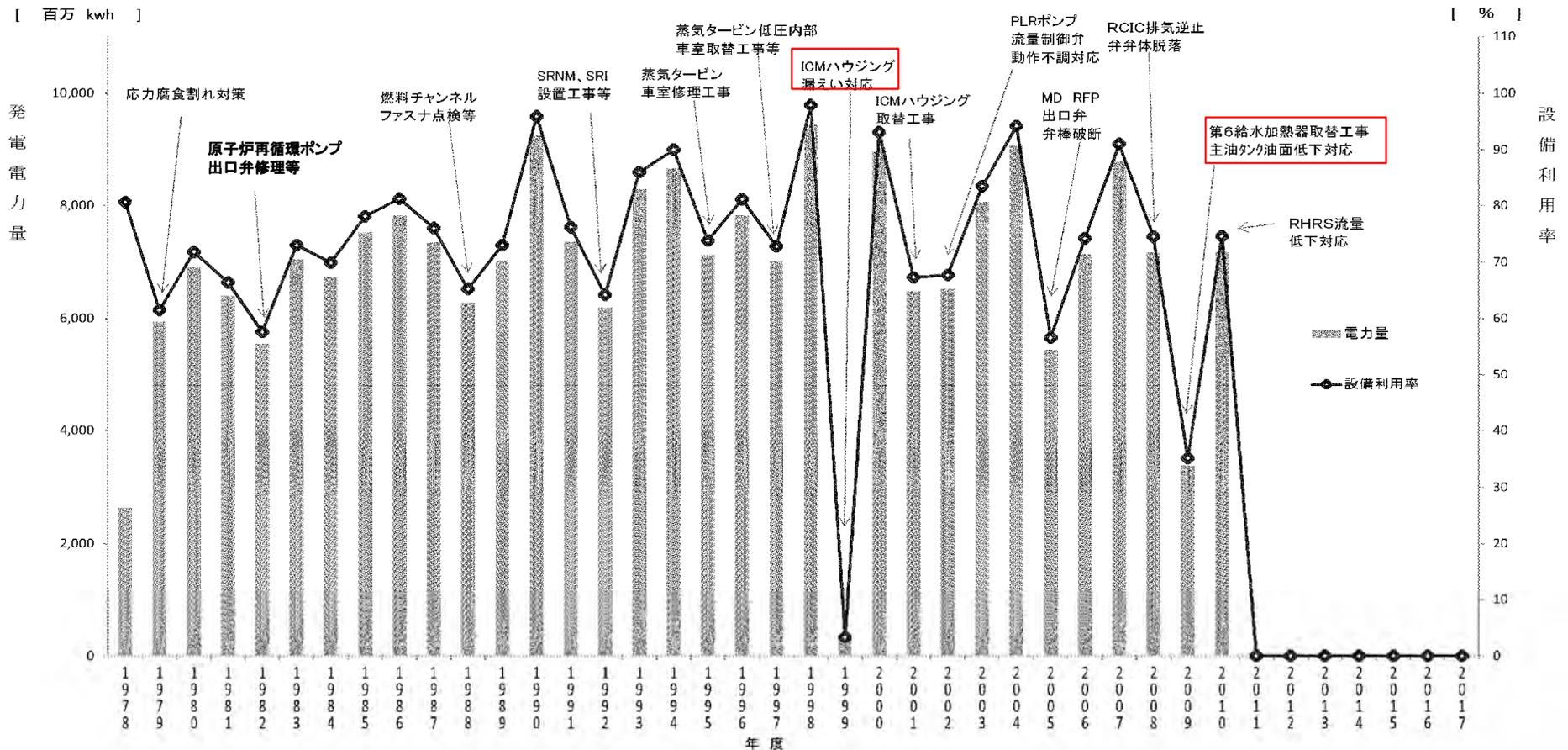
原因分類	事象の種別
設備不備	■ 時間依存性のある劣化
保守不備(のうち経年劣化によるものを抽出)	□ 火災の有無
ヒューマンエラー等	※「時間依存性のある劣化」による抽出を取込み
…(省略)	

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(3/3)



○東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

- ・トラブル事象及び計画外停止等が反映された発電所の総合的なパフォーマンスを示す指標として、発電電力量及び設備利用率の推移を確認した。
- ・1999年に中性子計測ハウジング取替, 2009年に給水加熱器取替他熱交換器点検のため長期停止したが、**発電所供用期間の長期化に伴い発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。**



東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移
 高経年化-282

抽出したトラブル事例8件について、劣化状況評価への反映内容を以下のプロセスで検討した。

① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

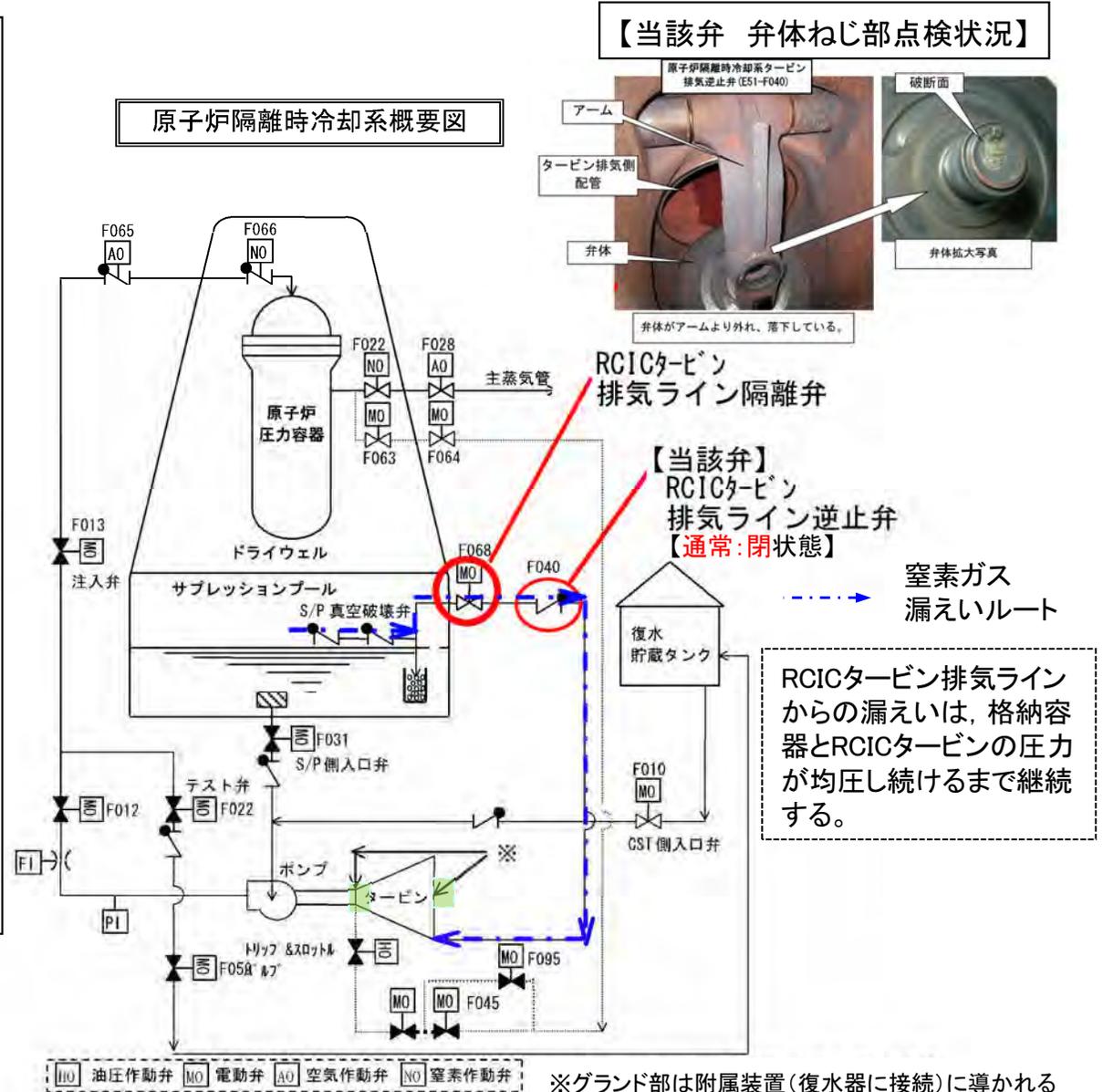
第23回定期検査時の調整運転中のところ、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という)の定期試験を実施後、原子炉格納容器の圧力が低下傾向にあることを確認した。原因調査を実施した結果、格納容器に封入している窒素ガスがRCICタービン排気ラインから漏えいしている可能性が高いと判断した。排気ラインの隔離弁を閉止したところ、圧力低下は止まった。

漏えいは、RCICタービン排気ラインに設置されている逆止弁のシートリークによるものと考え、分解点検を実施したところ、アームから弁体が脱落していることを確認した。

脱落の原因は、RCICタービン低速回転時に、タービン排気蒸気の凝縮により背圧が変動し、弁体が頻りに開閉動作を行い、アームがストッパーと衝突を繰り返す、弁体とアームとを連結している弁体ネジ部に疲労割れが生じた。

赤字: 事象
緑字: 原因
青字: 詳細原因

(次頁へ)



① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(2/2)

(1)事象の概要
(前頁より)



(2)30年目技術評価の考察<抜粋>
RCICタービン低速時に弁体が開閉動作を行い、アームとストッパーが衝突を繰り返すが、弁体ネジ部(弁体とアームを連結)に疲労限を超える応力が発生した。疲労割れに至る事象を想定しておらず、当該弁の点検計画に反映されなかったため、疲労き裂の発生を発見することができなかった。



(3)劣化状況評価への反映事項<抜粋>
以下の内容を劣化状況評価書へ記載する。
弁体ネジ部(弁体とアームを連結)の疲労割れを経年劣化事象(着目すべき経年劣化事象ではない事象)として新たに抽出する。



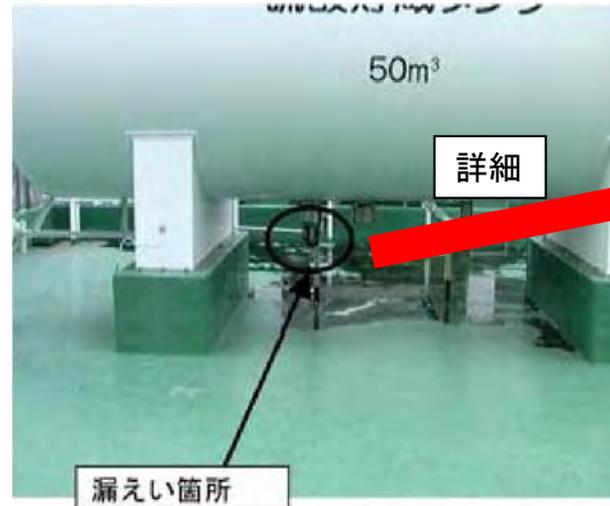
【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

タービン排気側に設置されている逆止弁は、タービン背圧の変動により開閉動作を繰り返し、弁体とアームを連結するねじ部に疲労割れを起こす可能性がある。当該逆止弁は、2008年の定期試験時において、弁体(ねじ部)の疲労割れによる弁体の脱落事象が発生した。対策として、衝撃緩和機構付の弁に交換するとともに、分解点検時の目視点検に加え弁体(ねじ部)の浸透探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について

(1) 事象の概要

屋外硫酸貯蔵タンクサンプリング配管の保温材から糸状に堰内に硫酸が漏れているのを発見した。当該サンプリングラインには電熱ヒータが設置されており、その加熱部位にピンホールが生じていた。ピンホール発生原因はヒータ加熱(設定温度65℃)により滞留液体の温度がその他の部位より常時高い温度に保持されたことにより、濃硫酸の硫酸鉄に対する溶解度が上昇することで電池効果により減肉が進行したものと推察する。



(3) 劣化状況評価への反映事項

濃硫酸を扱っている設備についてヒータ等で常時加温しているものはないことを確認しており、評価に反映すべき事象ではない。

(2) 30年目技術評価の考察

当該配管は、安全機能を有していないため、高経年化評価の対象とはならない。当該サンプリングラインは、これまでに使用実績がないことから、切断部位を溶接により施栓補修を実施しており、さらに電熱ヒータも使用しないことを再発防止対策としており、今後同様な化学腐食(濃硫酸を高温環境下で使用する際の電池効果による減肉)の発生の可能性はないと考える。

【劣化状況評価書への反映内容及び水平展開検討】

劣化状況評価書への反映及び水平展開不要

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(1/2)

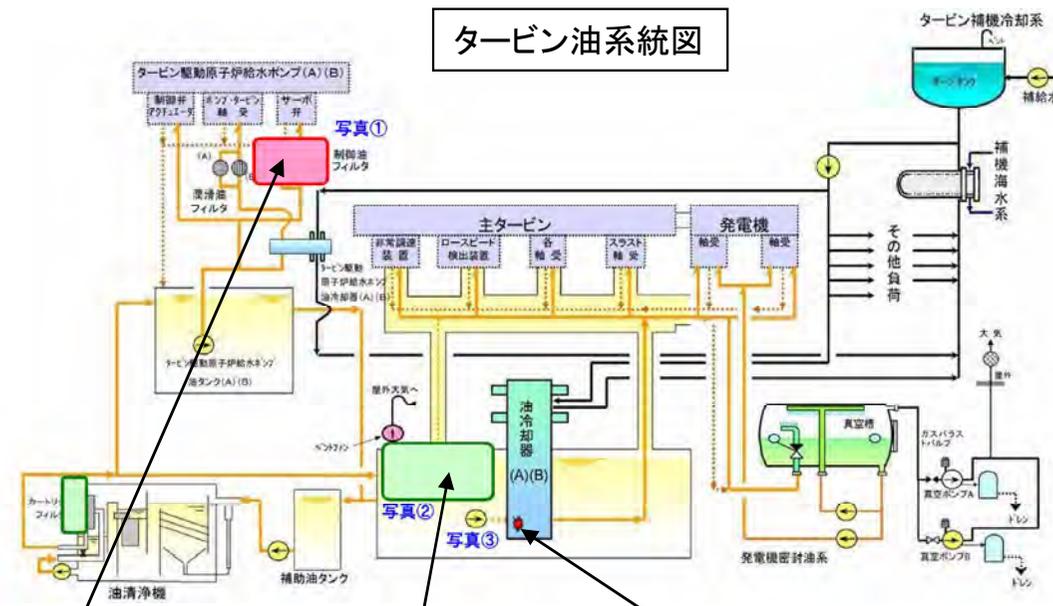
(1)事象の概要

主タービン潤滑油タンク(以下「主油タンク」という)の油面異常を示す警報が発報し、その後、主油タンクの油面が徐々に低下し油面調整操作の頻度が増加し油面維持が困難となったこと、これ以上悪化すると関連機器への影響が懸念されたことから、原子炉を停止した。
主タービン油系の点検の結果、主油冷却器(B)伝熱管に摩耗が認められた。

主油冷却器の伝熱管から漏えいを生じた原因は、潤滑油が伝熱管のU字部分に流れ込む構造のために、潤滑油の流動によってU字管に僅かな振動が発生、長期間の使用によって摩耗・減肉が進行して、最終的に貫通孔が生じたものと考えられる。



(次頁へ)



写真①
タービン駆動原子炉給水ポンプ
(A) 制御油フィルタ



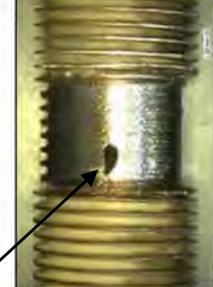
主油タンク油面低下事象が発生する以前にパラメーターの変動が確認されていた。(異常兆候)

写真②
主油タンク油面(泡)



7月17日 泡確認
(7月18日撮影)

写真③
主油冷却器(B)伝熱管(1本)漏えい孔



7月22日 漏えい孔確認

貫通孔

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)はP.288参照

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(2/2)

(1)事象の概要
(前頁より)



(2)30年目技術評価の考察

伝熱管が管支持板を貫通する部位に流体振動による摩耗を想定していなかった。



(3)劣化状況評価への反映事項

主油冷却器の伝熱管の摩耗については、着目すべき経年劣化事象ではない事象とし、技術評価を実施した。主油冷却器の伝熱管のバツフル貫通部についても摩耗に着目した外観点検(最外周部伝熱管)及び伝熱管の渦流探傷検査を定期的に実施する。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

伝熱管は管支持板により適切なスパンで支持することで振動を抑制しているが、内部流体の流れによりわずかな伝熱管の振動が発生し、伝熱管と管支持板が接触することにより、伝熱管拘束点において伝熱管外表面に摩耗が発生する可能性がある。

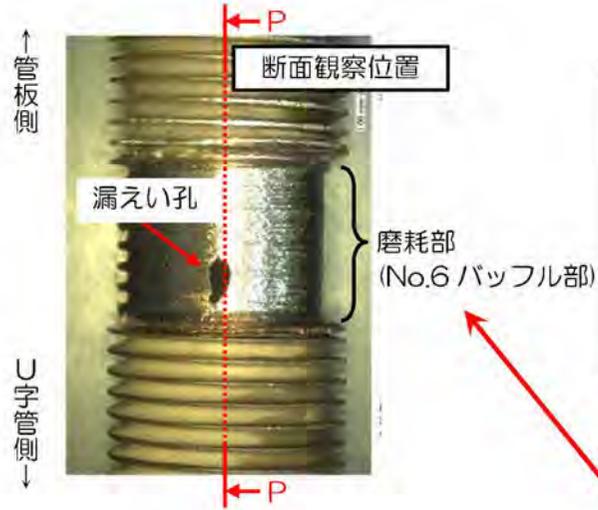
さらに、伝熱管拘束点において伝熱管外面から疲労割れが発生する可能性がある。

油冷却器は、2009年の定格熱出力一定運転中に、伝熱管の摩耗による伝熱管漏えい事象が発生した。

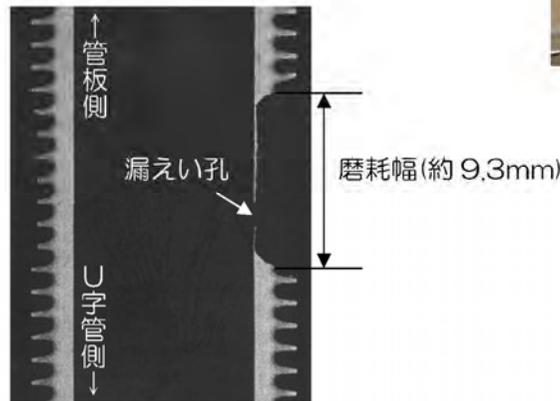
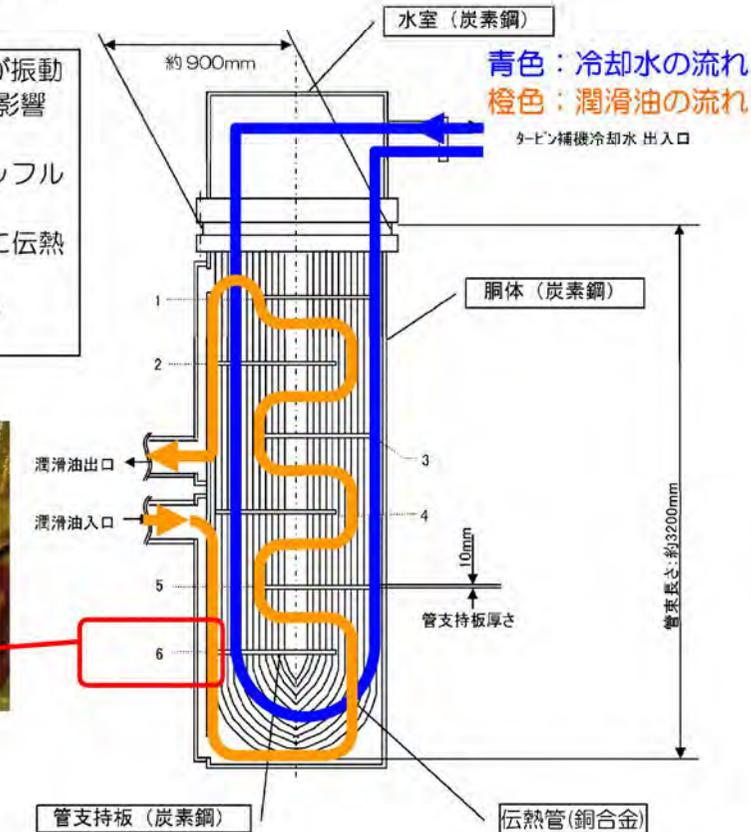
対策として、当該伝熱管に施栓を実施するとともに、分解点検時に管支持板貫通部における伝熱管の摩耗に着目した目視点検に加え、伝熱管の渦流探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)

主油冷却器 (B) 点検結果

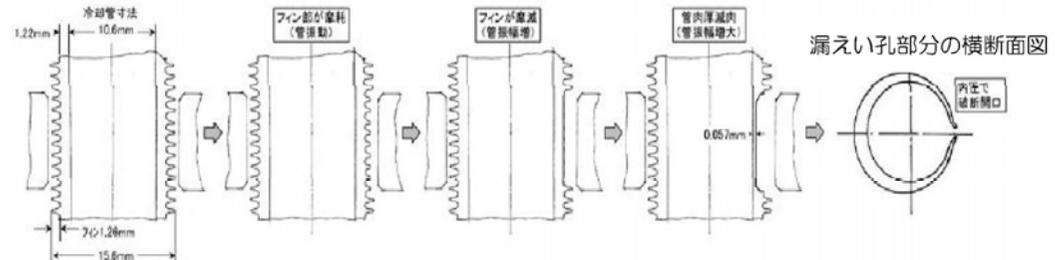


- ・冷却器内の油の流れにより伝熱管が振動 (下部はU字構造であり油の流れに影響を受け易い)
- ・伝熱管の振動により、伝熱管とバッフル (管支持板) が接触
- ・伝熱管の接触部が磨耗し、最終的に伝熱管内圧により貫通孔の発生 (幅 約 1.3mm、長さ 約 2.7mm)



P-P 断面マクロ写真

【伝熱管漏えい発生メカニズム】

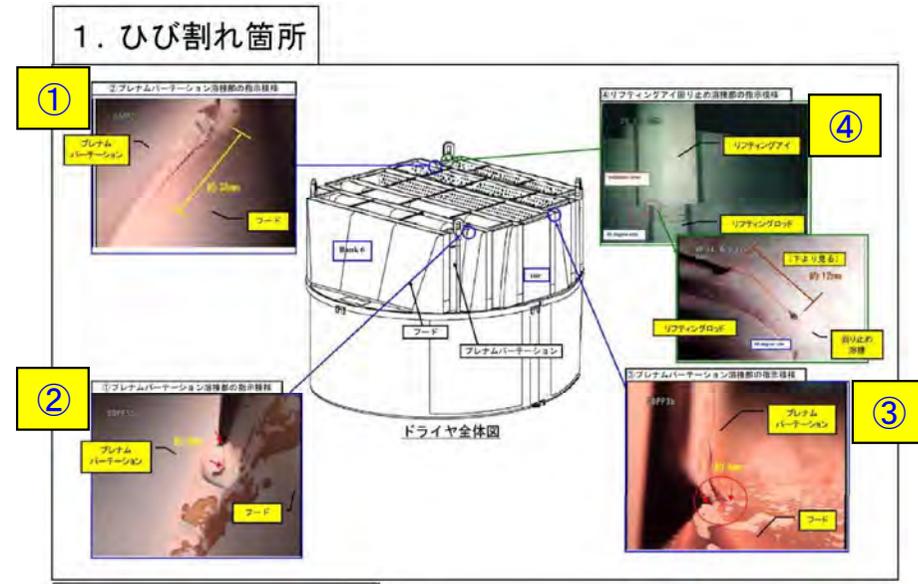


④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて

⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について

(1)事象の概要

蒸気乾燥器の外観点検において、プレナムパーテーションとフードの溶接部に3箇所(右図①②③)、リフティングアイ(右図④)の回り止め溶接部に1箇所のひび割れが確認された。ひび割れは、ひび割れの形状や応力集中しやすさから流動振動等による疲労割れである可能性が高い。調査結果、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れを想定。



(2)30年目技術評価の考察

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについては、想定される経年劣化事象としては抽出していなかった。

(3)劣化状況評価への反映事項

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについて、現状保全にて検知できていることから、着目すべき経年劣化事象ではない事象として抽出し、技術評価に反映。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

炉内構造物は炉心流による流体振動を受けるため、高サイクル疲労割れの発生が想定される。流体振動による高サイクル疲労は、設計段階において考慮しており、発生する可能性は小さい。また国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れも想定も必要。

プレナムパーテーション溶接部(3箇所)及びリフティングアイ廻り止め溶接部(1箇所)に高サイクル疲労割れ若しくは粒界型応力腐食割れと推定されるひびを確認、補修溶接等を実施し、発生応力の低減を図っている。

また、維持規格等に基づき計画的に水中テレビカメラによる点検を実施することとしており、これまで上記以外の有意な欠陥は認められていない。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(1/2)

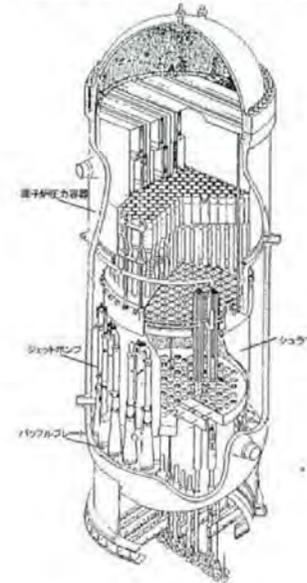
(1)事象の概要

第24回定期検査中の炉内構造物検査(定期事業者検査)において、シュラウドサポート溶接継手に合計40箇所の欠陥指示を確認した。

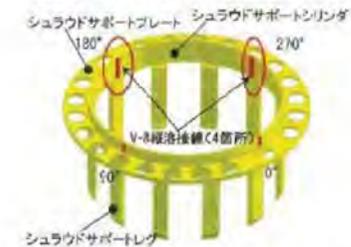
この結果を用いて維持規格等に基づき、構造健全性評価を実施した結果、十分な裕度を有していることから、確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した



【原子炉圧力容器 内部構造図】



【シュラウド周辺設備】



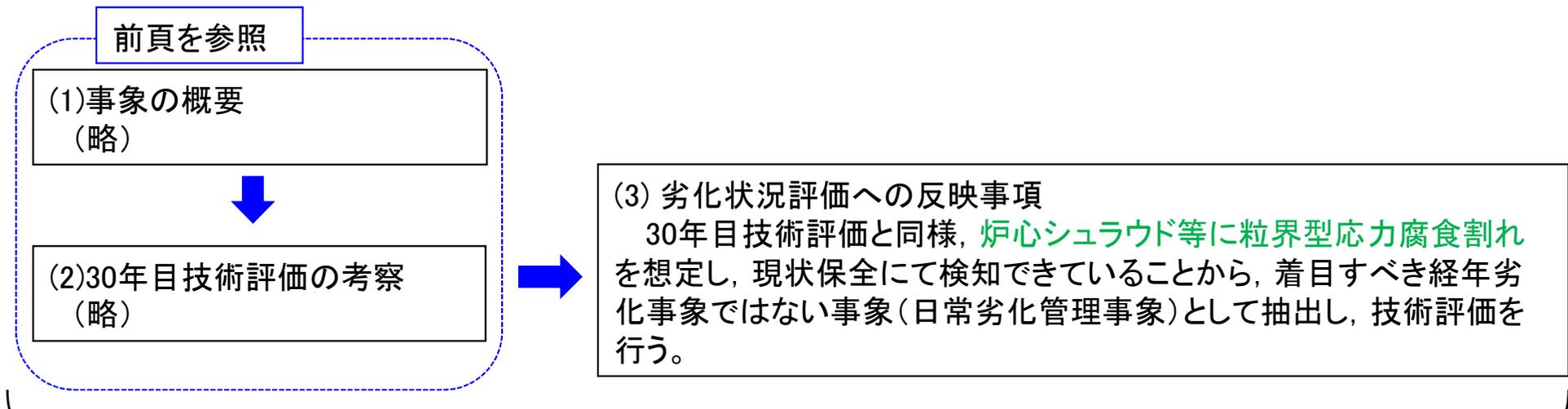
【シュラウドサポート構造図】

(2)30年目技術評価の考察

炉心シュラウド等は粒界型応力腐食割れを想定される経年劣化事象として抽出し、適切に評価されている。炉心シュラウド等のうち、シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部については、21回定期検査にて粒界型応力腐食割れと思われるひびが見つかり、計画的な目視点検を実施することとしており、長期保守管理方針及び保全計画に定め、計画に基づき点検を実施してきている。

シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部を除き、粒界型応力腐食割れと推定される欠陥は確認されていないと評価しているが、現状保全に基づき、シリンダ縦溶接部以外にも類似のひび割れを検知した。このため構造健全性評価による解析の結果十分な裕度を有していることを確認した。解析により確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことから、現状保全は適切であったと考える。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

シュラウドサポートは、ステンレス鋼及高ニッケル合金であり高温の純水環境中にあることから、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れが想定される。

炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接部(H7)及びシュラウドサポートのシリンダ縦溶接部(V8)については、高温純水中の高ニッケル合金であり、粒界型応力腐食割れと思われるひび割れが確認されているが、維持規格等を用いて評価し運転開始後60年時点で技術基準に適合しており、今後もひび割れに対する継続検査として、計画的に目視点検を実施することとしている。

さらに、ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界型応力腐食割れは、材料の感受性、腐食環境及び引張応力の3つの因子が同時に存在する条件下で発生するが、東海第二発電所の炉内構造物については、水素注入による腐食環境改善や残留応力低減対策等を実施している。

⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について(1/2)

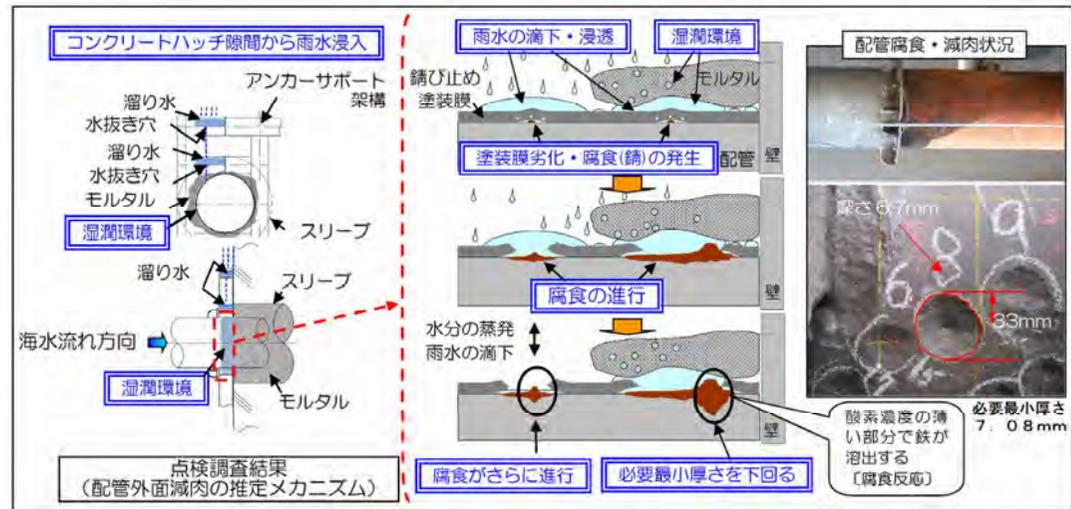
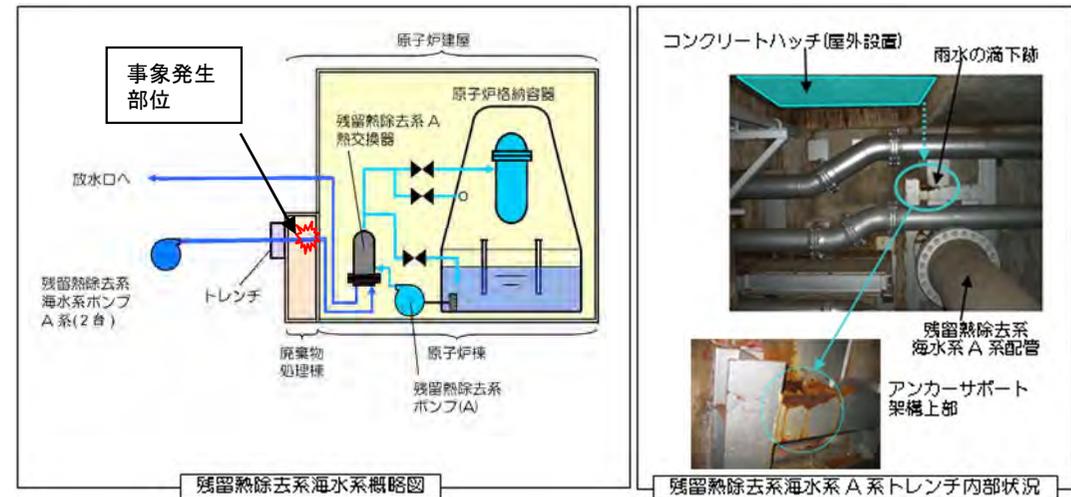
残留熱除去系海水系配管減肉の原因調査結果概要

(1)事象の概要

残留熱除去系海水系(以下「RHRS」という)ラインング配管修繕工事において工場搬出中の配管外面の一部に錆を伴った局所的な窪みを確認し、超音波厚さ計を用い肉厚測定を実施した。その結果、技術基準における必要な厚さ(以下「必要最小厚さ」という)を下回る部分が1箇所あることを確認した。

調査の結果、屋外ハッチ開口部から、雨水がアンカーサポートを伝わって配管外面に滴下し、さらに建屋壁貫通部の封止処理に用いていたモルタルがはみ出していたため、錆び止め塗装のみの配管外面との隙間を形成し、雨水が浸み込み長期間湿潤環境となり、配管外面が著しく腐食し必要最小厚さを下回ったと推定される。

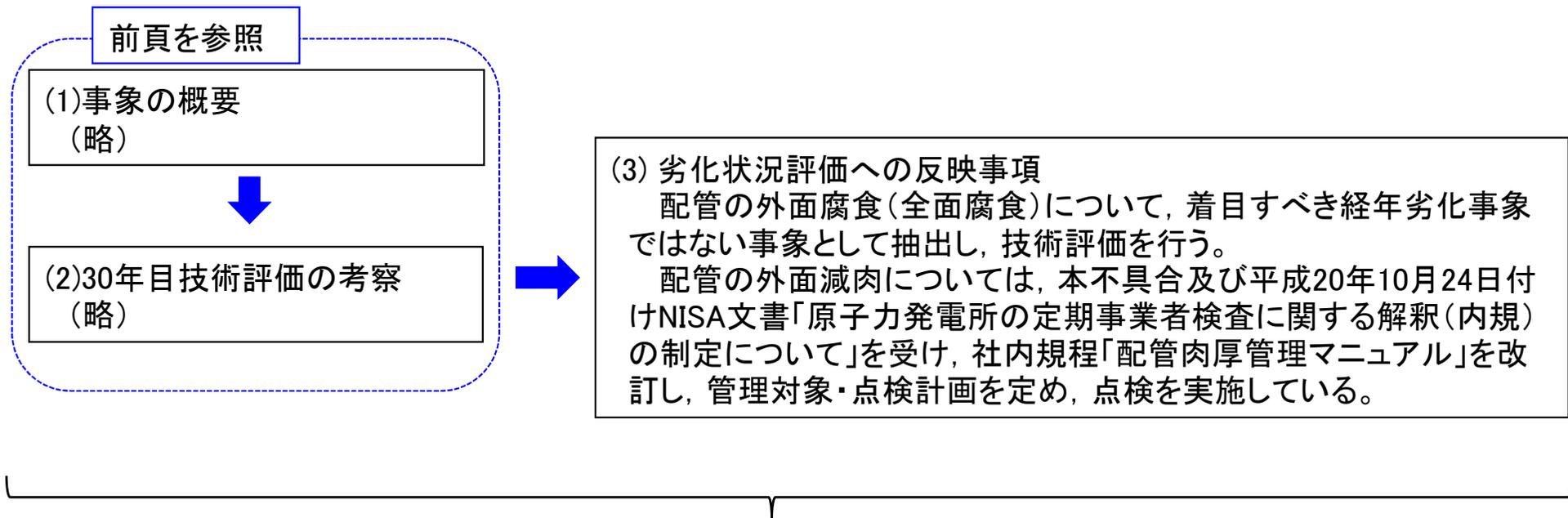
当該配管の必要最小厚さを下回っていた箇所については、減肉部分の配管を撤去し復旧した。また、充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とした。



(2)30年目技術評価の考察

配管の外面腐食(全面腐食)について、着目すべき経年劣化事象として抽出しており、評価されていたが、屋外配管(トレンチ内含む)の目視が困難な部位における外面腐食に着目した保守管理に不足があった。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

屋外に設置されている残留熱除去海水系配管の建屋貫通部のサポート取付箇所において、雨水がサポート架構上を経て、建屋貫通部のモルタルと配管表面との隙間にたまり、長期間湿潤環境になったことで、腐食(隙間腐食)が発生した。

このため、雨水が浸入しない対策を講じると共に、建屋貫通部、サポート取付部等の直接目視が困難な箇所に対する点検方法を社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に反映し、これに基づき点検を実施しており、必要に応じ補修を行うことで、健全性を維持している。

⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

定期試験である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(以下「HPCS-DG」という)負荷運転のデータ採取を実施していたところ、シリンダ排気温度の一つが約250℃から約290℃間で指示値がランダムに変化していた。(図1)

その後、HPCS-DGの健全性確認運転を開始し、中央制御室制御盤の自動電圧調整装置用電圧設定器操作スイッチ(以下「当該AVR操作スイッチ」という)が「増(RAISE)」方向に操作できない(図2)ことを発電長が確認し、発電機を解列、機関を停止した。

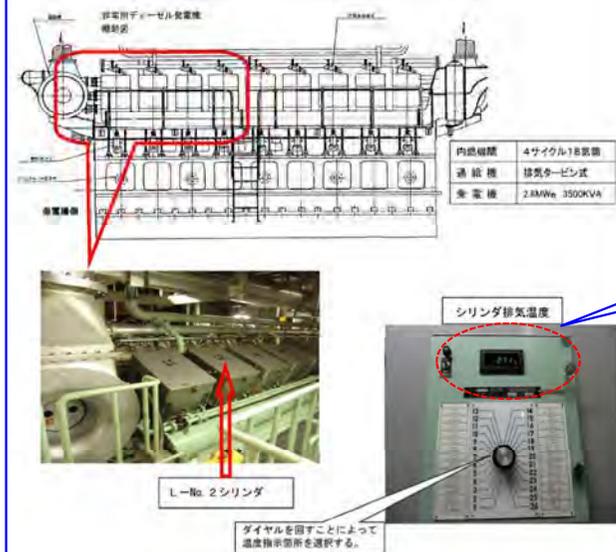
(原因1)

温度検知器～排気温度指示計までのケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所がケーブル中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触していた。運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したものと推定

(原因2)

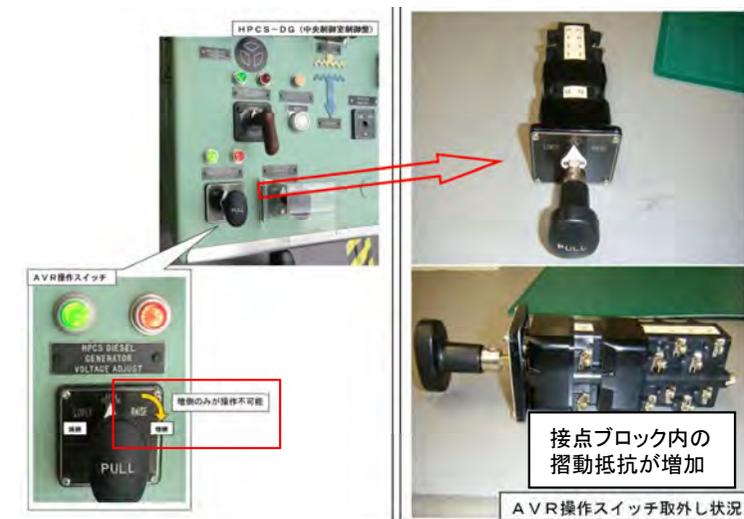
経年劣化により、スイッチの接点ブロック内の摺動抵抗が増加し固渋したと推定

図1 DGシリンダ排気温度のふらつき



シリンダ排気温度の一つが約250～約290℃でふらつき

図2 AVR操作スイッチ「増(RAIZE)」方向操作不可



接点ブロック内の摺動抵抗が増加

AVR操作スイッチ取外し状況

⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(2/2)

前頁を参照

(1)事象の概要
(略)

(2)30年目技術評価の考察

- ・ケーブルは、30年目の評価時点において、絶縁体の絶縁特性低下が想定される経年劣化事象として抽出し、熱及び放射線による絶縁体の物性変化を絶縁特性低下の要因としてとらえ適切に評価している。
本事象の原因は、ケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所が中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触し、運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したもので、敷設時の損傷防止に対する施工上の問題であり、施工不良に起因した絶縁体の絶縁特性低下は、評価対象外としている。
再発防止としては、中継端子箱の形状変更(ケーブル外部被覆の処理部を中継端子箱内部に収め、フレキシブル電線管との干渉防止並びにDG機関の振動の影響を受けにくい場所へ移設した。(2C,2Dディーゼル発電機についても点検を行い同様の再発防止対策を実施)
- ・操作スイッチについては、30年目の評価時点において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として導通不良を想定しており、操作スイッチの固渋については想定していないが、操作スイッチは定期的な取替を行っている。

(3)劣化状況評価への反映事項

- ・ケーブルの絶縁体損傷は、ケーブル敷設時の施工上の問題で発生した特異な事象であり、発生原因の究明、対策は完了しているため、高経年化対策として反映する事項はない。
- ・中央制御室、現場盤等に設置されている操作スイッチについては、定期取替品のため、評価対象外。

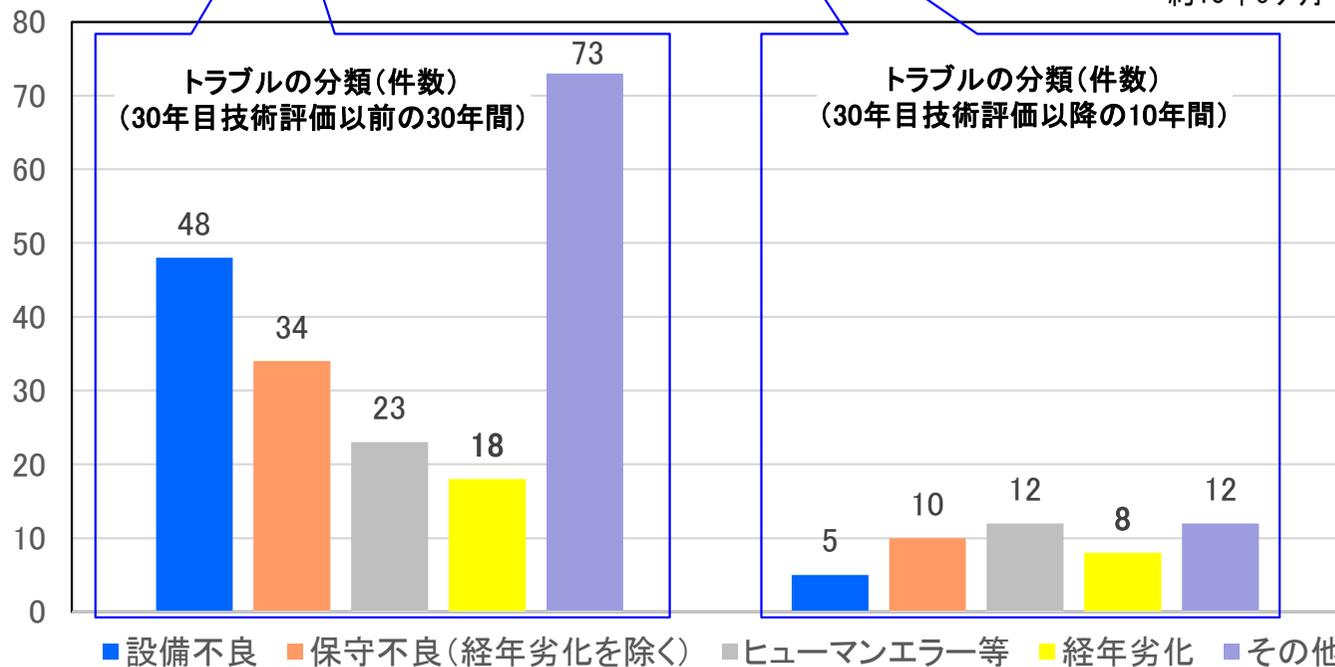
【劣化状況評価書への反映内容】

反映不要(通常の保守により対応可能)

東海第二発電所における経年劣化に関するトラブル事象の比較

	30年目技術評価以前	30年目技術評価以降	比較
経年劣化に関する トラブル発生頻度	18件/30年間 (10年平均≒17件)*	8件/10年間 (10年平均≒8件)	<ul style="list-style-type: none"> ・10年平均での発生件数は低減している。 ・運転期間と発生頻度に相関はなく、これまでの保全の充実が寄与している。

*抽出した18件は、1997年7月～2008年1月の約10年6ヶ月であるため、これを用いて算出



⇒30年目技術評価以降の経年劣化によるトラブルの発生頻度は低減。運転期間の長期化とは相関なし。今後も継続的な経年劣化に係る管理を続け、予防処置を含めた保全の充実により、経年劣化に関するトラブルの低減に努めていく。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1) シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



① 第21回定期検査(2005年度)

- シュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(以下、「V8溶接継手」という)にひび割れ(3箇所)を確認

② 第24回定期検査(2009年度)

- 上記①で確認されたV8溶接継手の継続検査を実施したところ、V8溶接継手内面及び炉心シュラウドとシュラウドサポートシリンダの水平溶接継手(以下、「H7溶接継手」という)内面に新たなひび割れを確認したため、範囲を拡大して検査した結果、合計40箇所のひび割れを確認
- 電気事業法第55条第3項(現炉規制法*1第43条の3の16第4項)に該当する設備に発見された、技術基準*2に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、電気事業法施行規則第94条(現実用炉則*3第58条第1項)に基づき、確認されたひび割れを包絡する仮想亀裂を想定した解析モデルを用いて、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期を評価し、評価時点(運転開始後30年)から45年後であることを、2010年3月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に法令に基づく報告を実施

*1:核原料物質,核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

*2:実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

*3:実用発電用原子炉の設置,運転等に関する規則

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1)シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



③第25回定期検査(2011年度)

- 上記②の継続検査を実施し、**新たなひび割れを認めたものの、②の評価にて予測した範囲内であること**(評価に用いた解析モデルの想定亀裂の範囲内であること)を確認し、2011年12月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に**情報提供を実施**
- V8溶接継手内面並びにH7溶接継手内面の全範囲について、**新たな亀裂の発生の抑制を目的としてウォータージェットピーニングによる対策を実施した。**

④第25回定期検査(2019年度)

- 設置許可基準規則*4に適合した基準地震動が新たに設定され、第24回定期検査時に報告した評価結果を見直す必要があること、現状では今後の補修等の措置は実施しない計画であることから、高経年化技術評価として**60年時点での健全性に対する評価**を実施し、**健全性に問題のないことを確認**

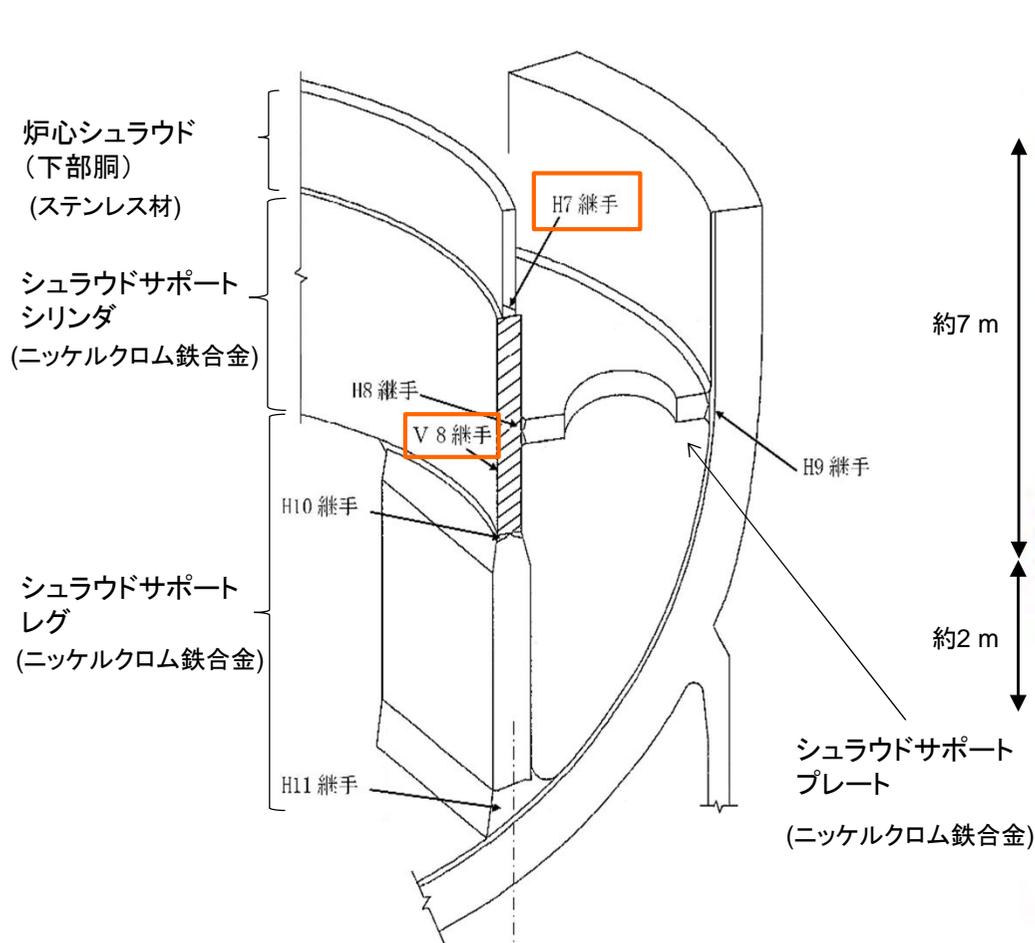
⑤第25回定期検査(2020年度)

- 技術基準規則*4に適合しなくなると見込まれる時期の見通しとして、第24回定期検査までの**運転開始後約30年の時点から約44年後***5となることを評価

*4: 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

*5: 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1) シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



 : ひび割れの確認された溶接継手
(内面の全範囲に新たな亀裂発生
の抑制を目的としてウォータージェット
ピーニングによる対策を実施した)

図-1 シュラウドサポート概略図

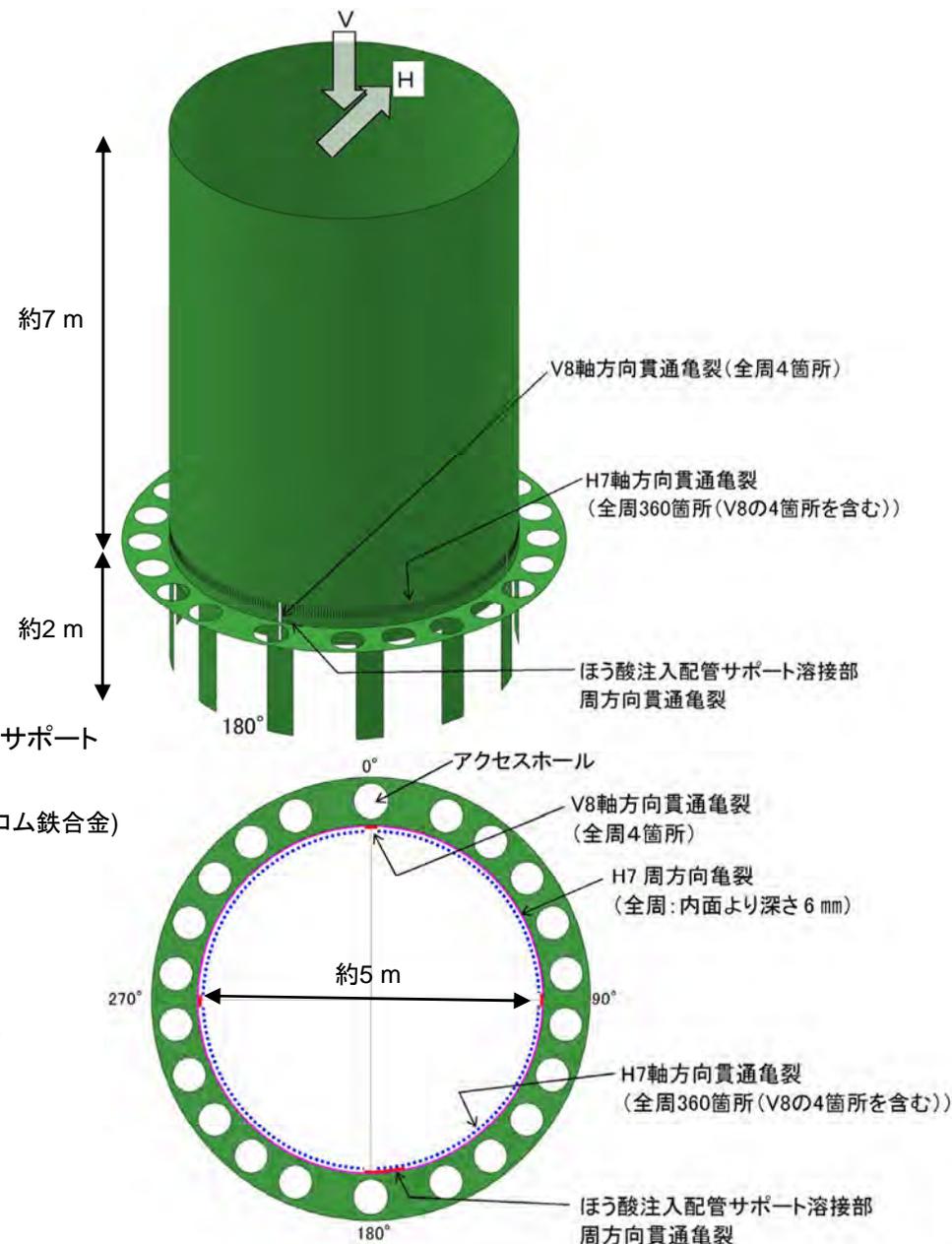


図-2 解析モデル及び亀裂の想定箇所

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

- **実機で確認された亀裂を包絡する亀裂数(←裕度)※1を仮定したFEM解析モデルを用い、地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度(←裕度)を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力評価※2を行い、維持規格※3に基づく安全率1.5(←裕度)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 (H7については点検不可範囲があるため、算出式を用いた想定箇所数)を考慮した。(表-1参照)

※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。
【別紙, 「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」補足説明資料参照】

※3: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

表-1 確認された亀裂数と評価モデルに設定した亀裂数の比較(図-3参照)

継手	亀裂方向	実機で確認された亀裂数		評価で想定する亀裂数
		第24回定期検査	第25回定期検査	解析モデル注
H7	軸方向	33*1 (126*2)	59*1 (91*2)	356*4
	周方向	0	0	1*5
V8	—	8*3	8*3	4*6

注: 解析モデルでは、確認された亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂及び確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定

*1: 検査範囲拡大(47%→65.2%)に伴う亀裂確認数の増加であり、1運転サイクルでひび割れが有意に増えたり進展していることはない。

*2: 点検不可範囲があるため、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[シュラウドサポート](第3版)」の「未点検範囲の想定範囲」に基づき全周の亀裂数を算出

*3: 内面5箇所, 外面3箇所。ほう酸水注入配管サポートの周方向亀裂を含む。 *4: 1° ピッチの貫通スリットを想定

*5: 全周に幅2mm, 深さ6mmの亀裂を想定(亀裂進展評価による60年運転に相当するひび割れ深さを考慮)

*6: *3の確認された亀裂を包絡する, 90° ピッチで幅40mmの貫通を想定

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

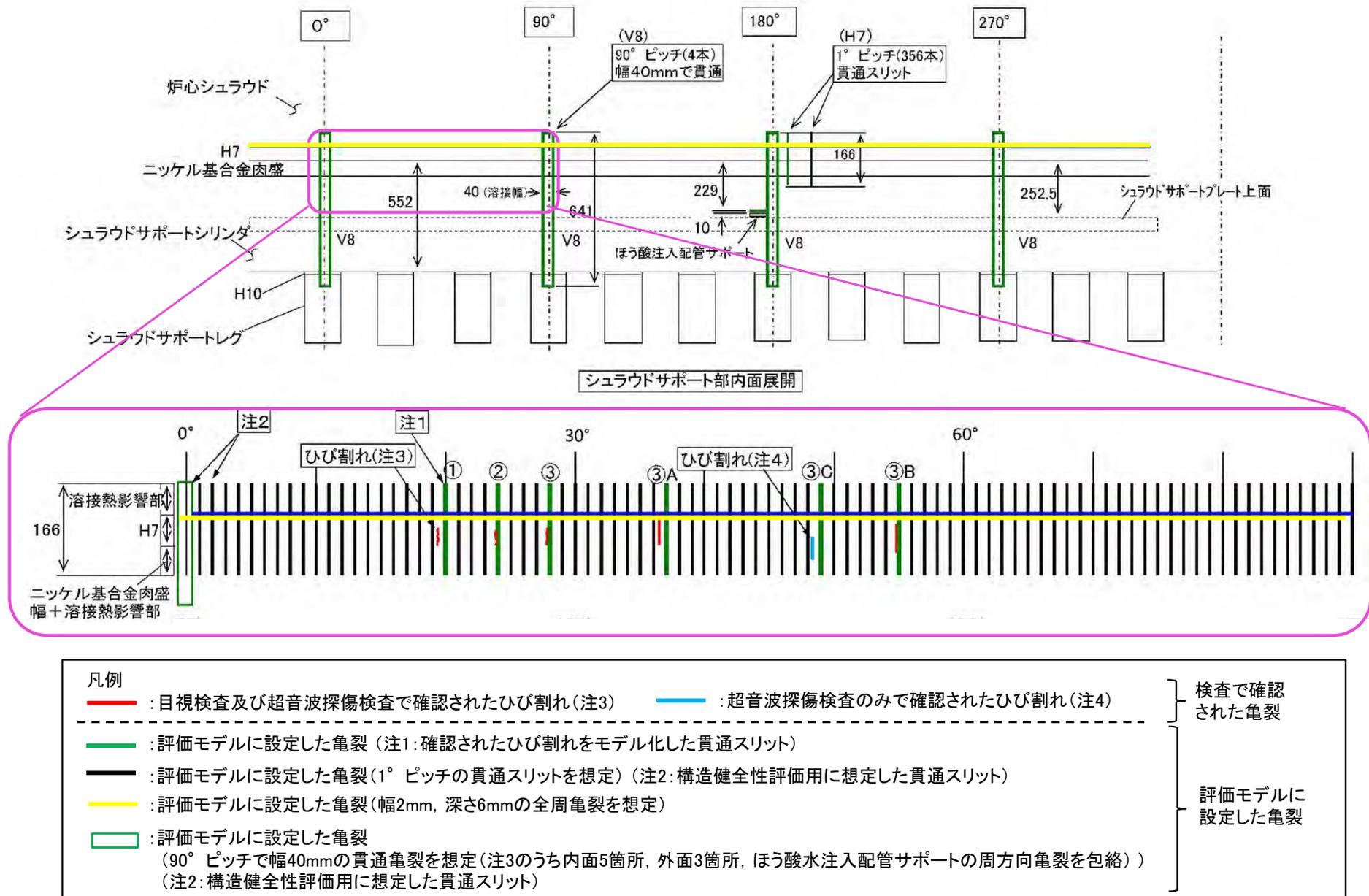


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(0° ~ 90°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

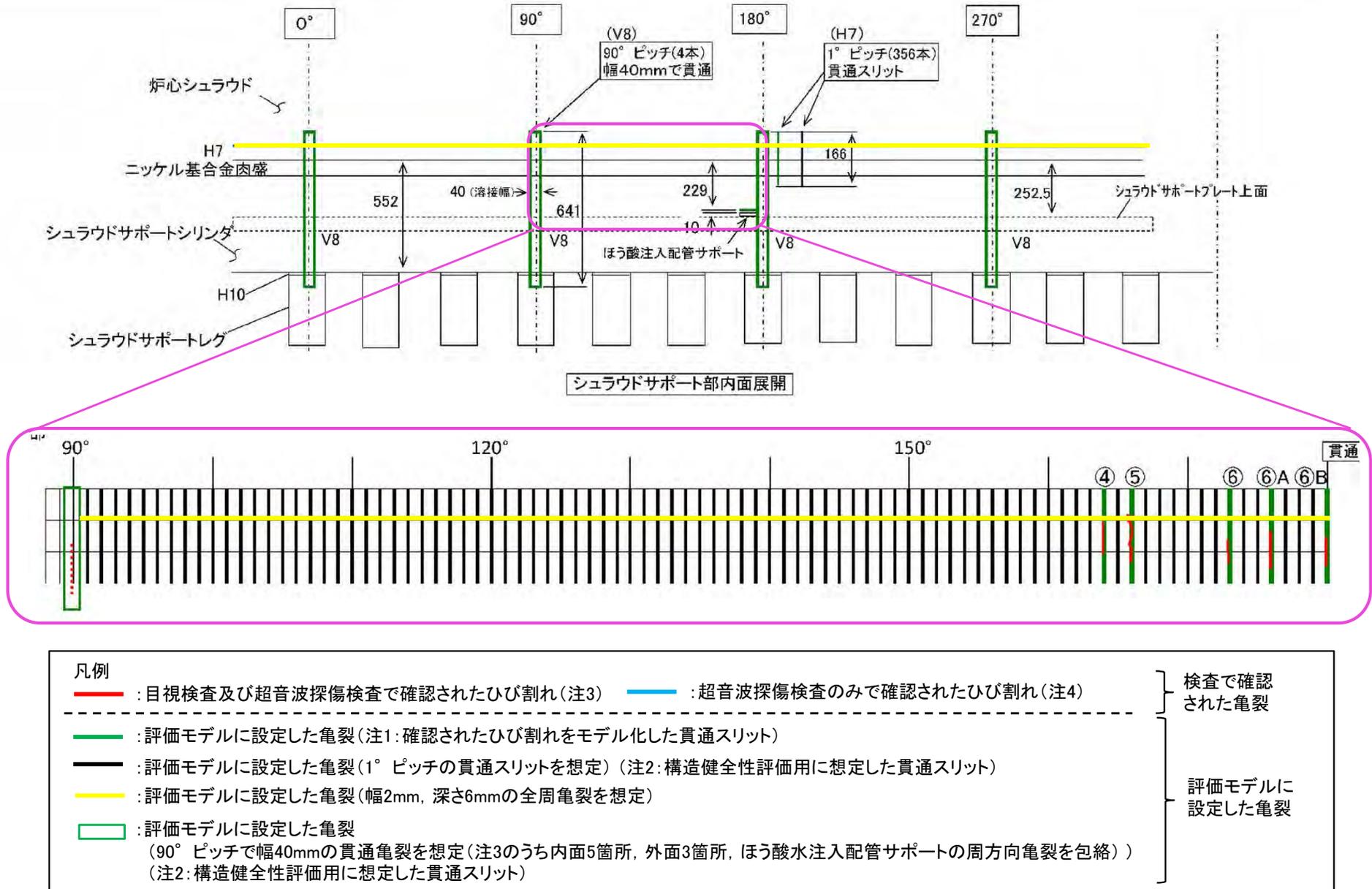


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(90° ~ 180°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

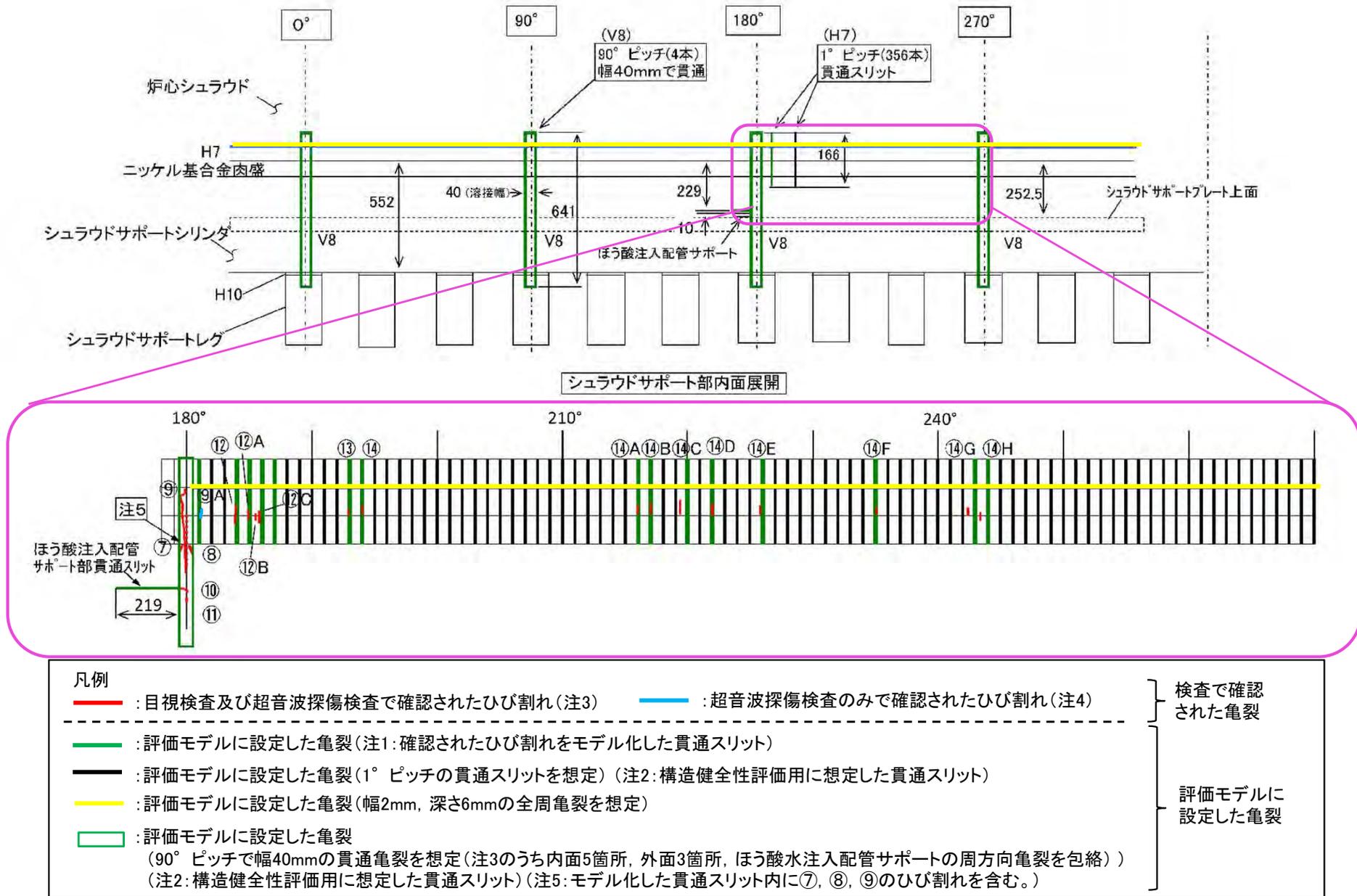


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(180° ~ 270°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

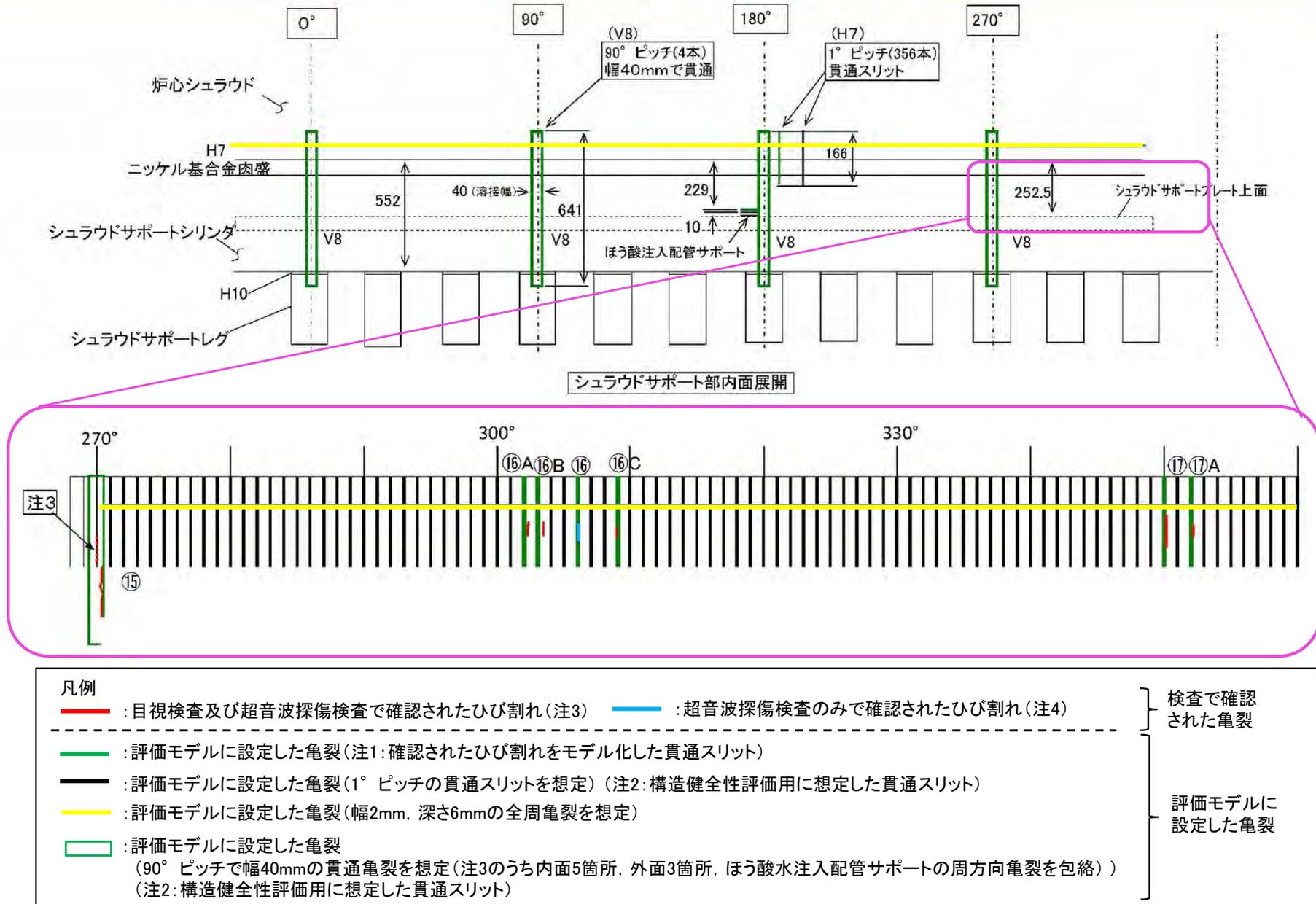


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(270° ~ 360°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

② 評価結果

- 第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s (最大加速度600gal, 以下「 $S_s(24)$ 」という。)での荷重条件と, 高経年化技術評価時の基準地震動 S_s (最大加速度1,009gal, 以下「 $S_s(新)$ 」という。)の設備評価用床応答曲線による荷重条件を比較した結果, **全ての地震時の荷重が大きくなったことから, 荷重条件を用いて算出した極限解析の裕度は第24回定検の7.239から今回の2.356と小さくなった。** <極限解析による崩壊荷重評価手法及び評価条件について別紙参照>
- $S_s(新)$ の設備評価用床応答曲線の結果, **裕度は2倍以上を有しており, 耐震安全上の問題にはならない。** $S_s(24)$ の極限解析結果を図-4に, $S_s(新)$ の極限解析結果を図-5に示す。

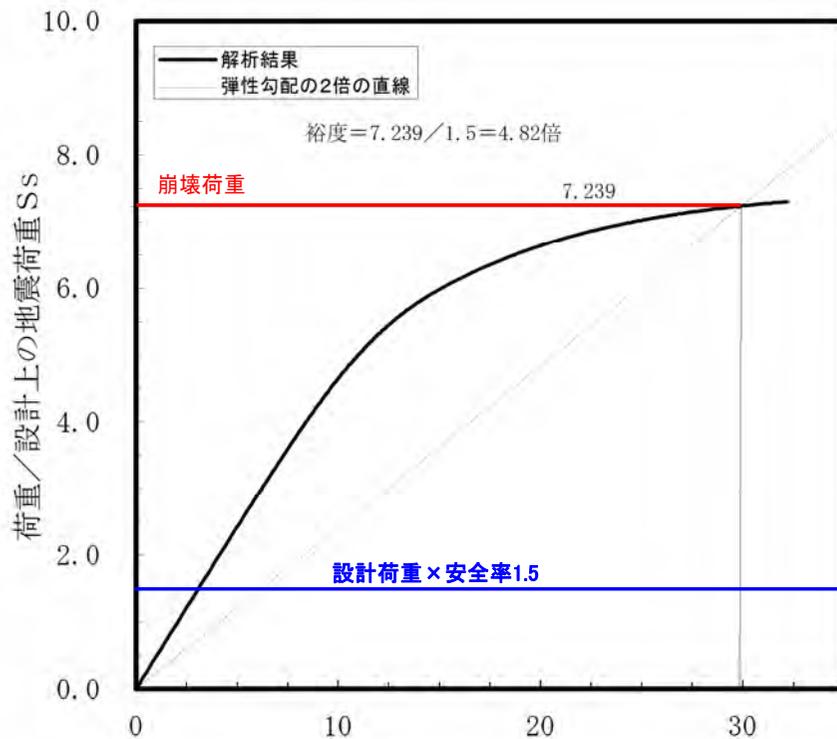


図-4 $S_s(24)$ での極限解析結果

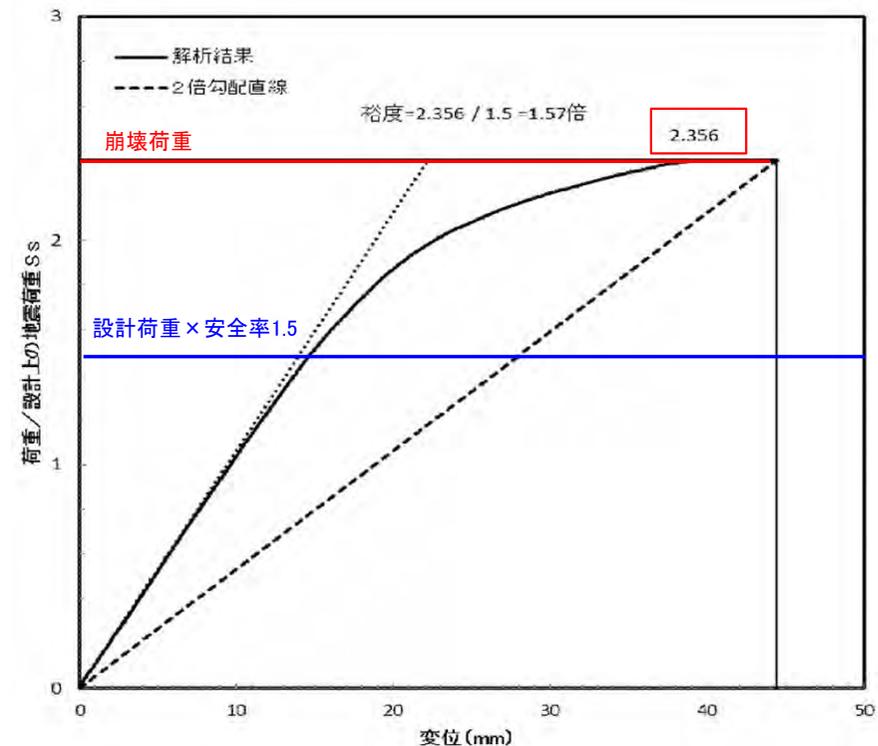


図-5 $S_s(新)$ での極限解析結果

* $S_s(新)$ では地震荷重が大きくなることにより, 同荷重・同変位に対する縦軸の値は相対的に小さくなる。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価

(3) 技術基準に適合しなくなると見込まれる時期の評価

- 運転期間延長認可の取得以降に、基準地震動 S_s を用いた耐震安全性評価を行い、**運転開始後60年を超えて技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期**を評価した。
- 亀裂進展評価^{*1}による**60年運転に相当するひび割れ深さ(6mm)**と、**更にひび割れを進展させた条件(35mm)**による極限解析結果2点の内挿により、維持規格に基づき必要とされる**安全裕度1.5倍に相当するひび割れ深さは28.3mm**と求められた。このひび割れ深さの進展は**運転開始後約30年の時点から約44年後^{*2}の運転年数に相当する**。
- これより、技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期は**運転開始後約30年の時点から約44年後^{*2}となった**。

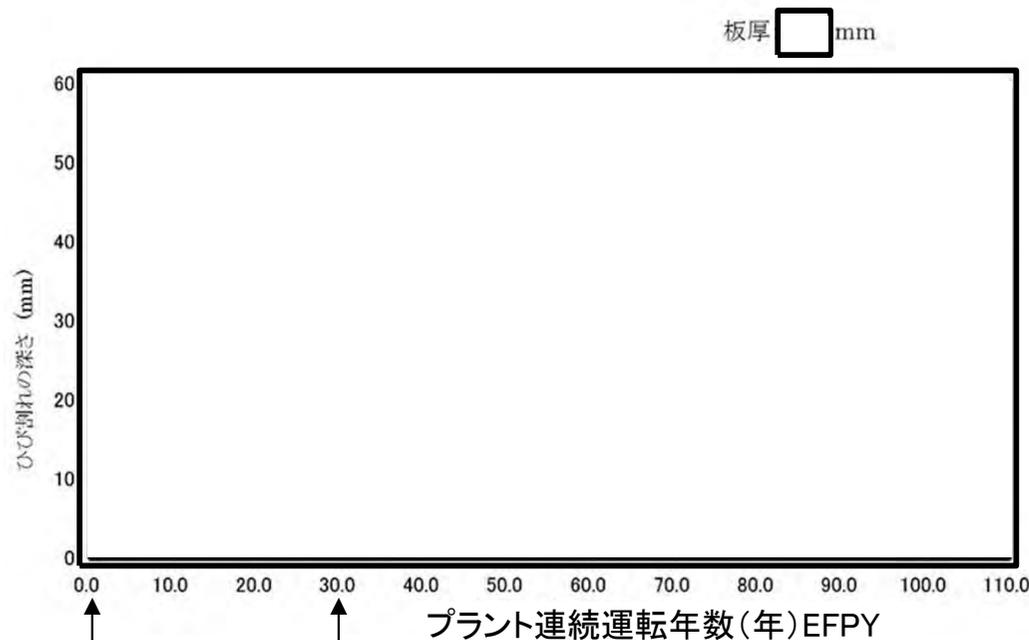
*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)に基づく評価

*2: 約44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

ひび割れ深さに応じた極限解析結果

運転年数相当 (年)	ひび割れ深さ (mm)	安全裕度 (崩壊荷重/設計上の地震荷重)
60	6	2.356
30+44 (30+55)	28.3 注	1.5
—	35	1.247

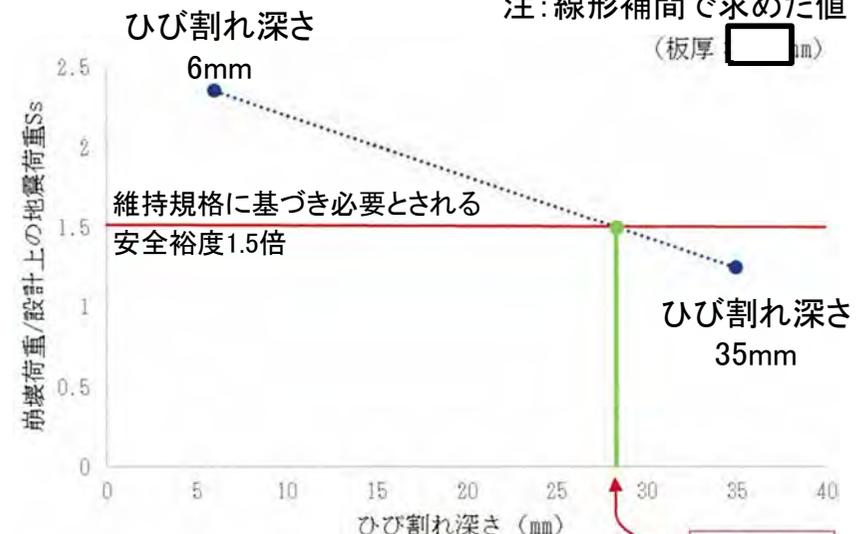
注: 線形補間で求めた値



①第24回定期事業者検査
(運転開始後約30年)

②運転開始後60年時点
(①より30年間の連続運転を仮定)

亀裂進展評価によるひび割れ深さと運転年数の関係



崩壊荷重/設計上の地震荷重 S_s と
ひび割れ深さの関係

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(4) シュラウドサポートの耐震安全性評価における保守性(まとめ)

① 評価に用いた解析モデルへのひび割れ箇所の保守的な設定

実機で確認された亀裂を包絡(確認されている亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂, 確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定)するとともに耐震評価上亀裂を考慮した解析モデルにより評価を行うことにより, 保守性を持たせている。

② 地震荷重の保守的な設定

(1)の保守性を持たせた評価モデルを用いた極限解析により算出される崩壊荷重は, 評価用地震動(基準地震動Ss9波*¹)を包絡した地震荷重に基づき設定した「設備評価用床応答曲線*²」により応力評価しているため, 保守的な設定となっている。

*¹ Ss-D1, Ss-11~14, Ss-21~22, Ss-31, Ss-32

*² 機器の据え付け高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮

③ 維持規格に基づく安全率の考慮

シュラウドサポートの健全性評価については, 維持規格に基づき実施しており, 崩壊荷重が地震荷重等を考慮して算出した設計荷重に安全率1.5を掛け合せた値以上であることを確認する様規定されているため, 保守的な評価となっている。

以上の①~③より, 評価モデル, 地震荷重(設計荷重)及び評価時の安全率それぞれに裕度のある評価により健全性を確認しており, 評価結果には十分な保守性があると考えられる。

なお, 運転期間延長認可の取得以降に, 運転期間60年以降で技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期を評価し, 運転開始後約30年の時点から約44年後*³となる評価結果を得ている。*³ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

(4) 今後の対応予定

- ・今後、シュラウドサポート当該部に対して補修等の措置を実施しない場合は、亀裂の解釈*⁴に定められた点検頻度を適切に点検計画に反映して点検を実施するとともに、点検の結果、**当初の健全性評価における予測を超えるような亀裂等の進展が見られた場合には、構造強度に影響を与える再評価を実施する。**
- ・これまでの検査によるひび割れの確認結果と亀裂進展評価により、運転開始後約30年の時点から約44年後*⁵までシュラウドサポートの健全性が確保できる見込みが得られている。このことから、亀裂の解釈*⁴の点検に関する規定*⁶に基づき、**具体的な点検頻度は定期事業者検査2回毎に1回の頻度でシュラウドサポートの検査を実施する方針で進めていく。**

*⁴ 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

*⁵ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

*⁶ 「健全性評価の結果、将来は進展が止まると予測された亀裂等については、至近の定期検査において点検した後は、隔回毎の定期検査に移行して差し支えない」

<別紙> 解析に用いた諸条件(1/2)

① 解析モデル

評価対象が炉心シュラウドとシュラウドサポートの水平溶接継手(H7溶接継手)及びシュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(V8溶接継手)近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬

② ひび割れ(亀裂)の付与位置

- ・V8長手方向溶接継手:全4箇所(0°, 90°, 180°, 270°)にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂(幅40 mmの短形開口)を設定
- ・ほう酸注入配管サポート溶接部:上部に水平長さ mmの周方向貫通亀裂(スリット)を設定
- ・H7周方向溶接継手:軸方向貫通亀裂(スリット)を1° 間隔で設定するとともに, 溶接熱影響部の全周に周方向亀裂(内表面に深さ6 mm, 幅2 mm)を設定。なお, 耐震安全性評価上, 周方向溶接継手に周方向の亀裂を想定することが厳しい扱いとなるが, 軸方向の亀裂は周方向溶接継手の健全性に与える影響が軽微なため評価結果への寄与が小さい。

③ 物性値

解析に用いた物性値を表1に示す。

表1 解析に用いた物性値

材質	温度(°C)	Sm (MPa)	弾完全塑性体の降伏点(MPa)	縦弾性係数 E(MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	302	96.8	$S_1^*: 1.5S_m = 145$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)
			$S_2: 2.3S_m = 222$ (注1) $0.7S_u = 253$		
NCF600-P (シュラウドサポート)	302	164	$S_1^*: 1.5S_m = 246$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)

(注1): 2.3Smと0.7Suのいずれか小さい方を用いる。

(注2): 加工硬化係数は, 応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において, 解析応力が降伏応力を超えると, 荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため, 極めて小さな加工硬化係数(=E/1000)を与えることにより, 降伏後の解析の収束性を上げている。

<別紙> 解析に用いた諸条件(2/2)

④ 荷重条件

供用状態A,Bの荷重(死荷重及び差圧)を負荷後、地震荷重を比例負荷し、設計上の地震に対する負荷荷重の比率(荷重倍率)と変位の関係を求め、2倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

水平荷重の荷重方向は、90°ピッチで同じひび割れがある場合、180°付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に mmの周方向貫通亀裂 (が中心)を加えているため、荷重荷重方向を から の方向とした場合が、周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重荷重方向となることから、構造健全性評価における地震荷重荷重は から の方向に設定している。

第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件($S_s(24)$)を表2に、耐震安全性評価に用いた荷重条件($S_s(新)$)を表3に示す。

表2 第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件($S_s(24)$)

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	地震荷重 S_s	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

表3 耐震安全性評価に用いた荷重条件($S_s(新)$)

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	基準地震動 S_s	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

*1: S_s -21による算出結果

*2: S_s -22による算出結果

表 確認された亀裂数と評価モデルに設定した亀裂数の比較

継手	亀裂方向	実機で確認された亀裂数		評価で想定する亀裂数
		第24回定期検査	第25回定期検査	解析モデル注
H7	軸方向	33*1 (126*2)	59*1 (91*2)	356*4
	周方向	0	0	1*5
V8	—	8*3	8*3	4*6

注:解析モデルでは、確認された亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂及び確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定

*1 : 検査範囲拡大(47%→65.2%)に伴う亀裂確認数の増加であり、1運転サイクルでひび割れが有意に増えたり進展していることはない。

*2 : 点検不可範囲があるため、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[シュラウドサポート](第3版)」の「未点検範囲の想定範囲」に基づき全周の亀裂数を算出

*3 : 内面5箇所、外面3箇所。ほう酸水注入配管サポートの周方向亀裂を含む。 *4 : 1° ピッチの貫通スリットを想定

*5 : 全周に幅2mm、深さ6mmの亀裂を想定(亀裂進展評価による60年運転に相当するひび割れ深さを考慮)

*6 : *3の確認された亀裂を包絡する、90° ピッチで幅40mmの貫通を想定

H7継手軸方向亀裂:確認された亀裂数から全周に想定されるひび割れの数(第24回:126個, 第25回:91個)を包絡するように全周1° ピッチ(356個)の貫通スリットを想定した。
(60年運転で発生し得る亀裂数, 深さを上回る保守的な想定)

H7継手周方向亀裂:深さは維持規格に基づく亀裂進展評価により60年運転に相当する亀裂深さは6mm進展すると評価されたことから想定した。幅は計算の収束性を考慮し2mmと設定した。

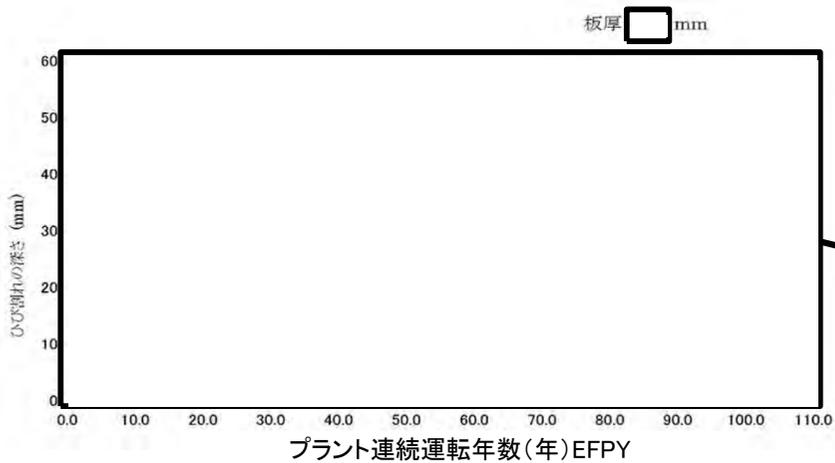
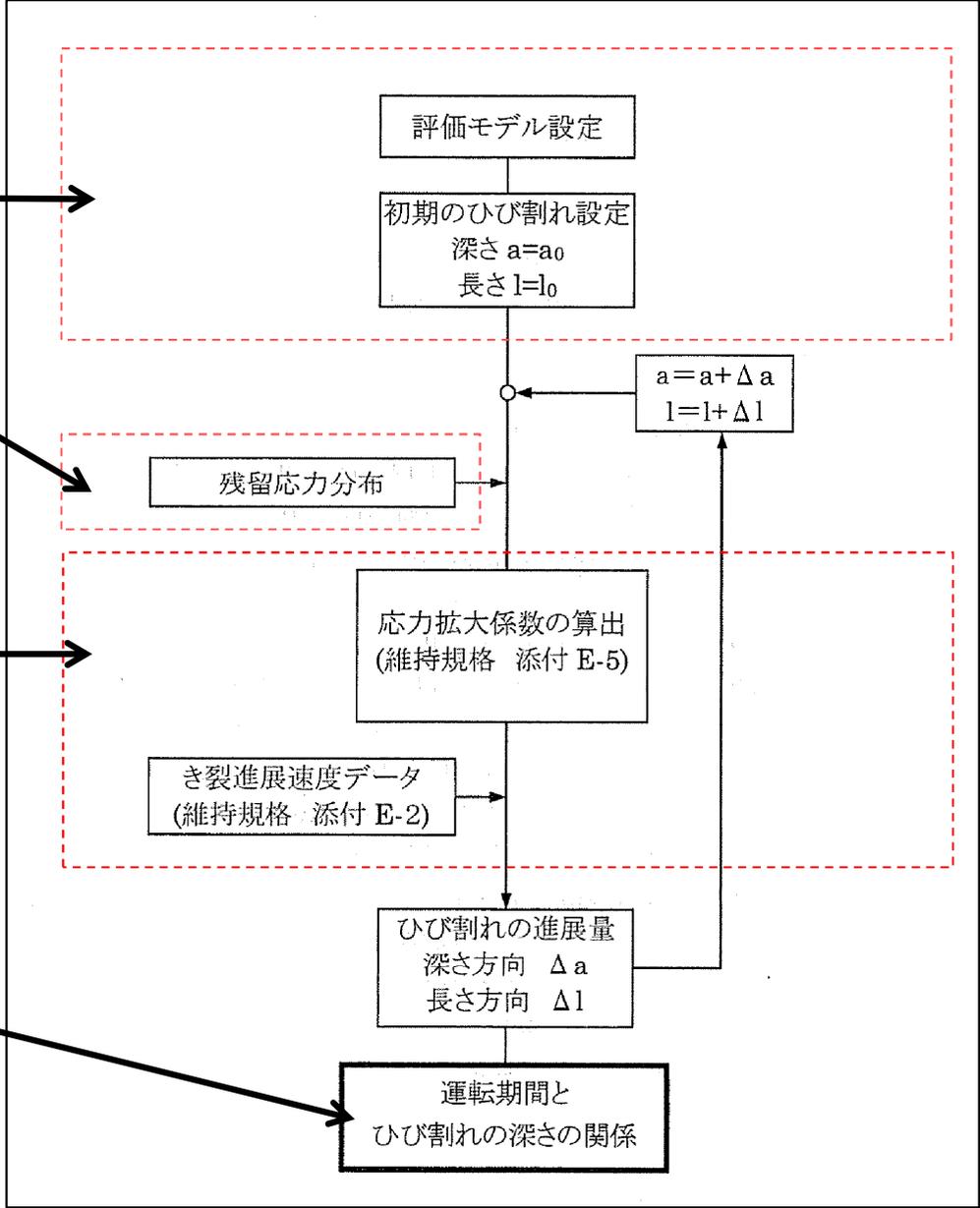
V8継手亀裂 :全4本の継手に軸方向貫通の亀裂を想定した。
(60年運転で発生し得る亀裂の幅, 深さを上回る保守的な想定)

H7継手周方向の亀裂進展評価手順

初期の亀裂の形状を想定(深さ1 mm, 長さ10 mmと設定)

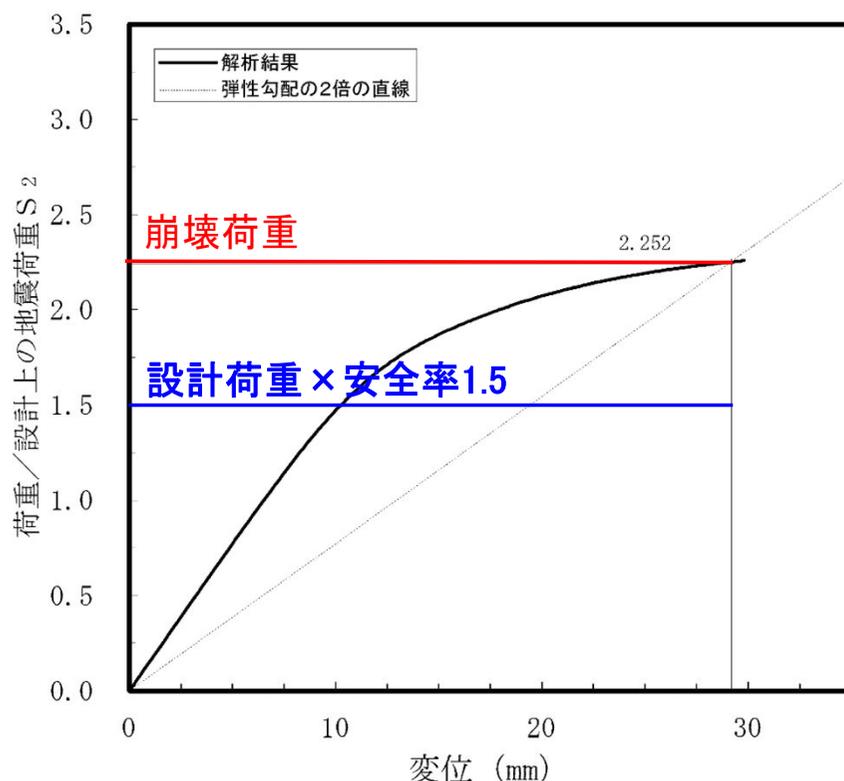
解析で求めた溶接残留応力分布に
運転応力を加味して設定

維持規格の応力拡大係数の算出式及
び低炭素ステンレス鋼の亀裂進展速
度を採用



亀裂進展評価によるひび割れ深さと運転年数の関係

○第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s ($S_s(24)$)での荷重条件とともに、当時の設計用地震動である地震荷重 S_2 ($S_2(24)$)での評価も実施し、健全性に問題のないことを確認している。



S2(24)での極限解析結果

第24回定検の構造健全性評価で用いた荷重条件

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	地震荷重 S_2	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

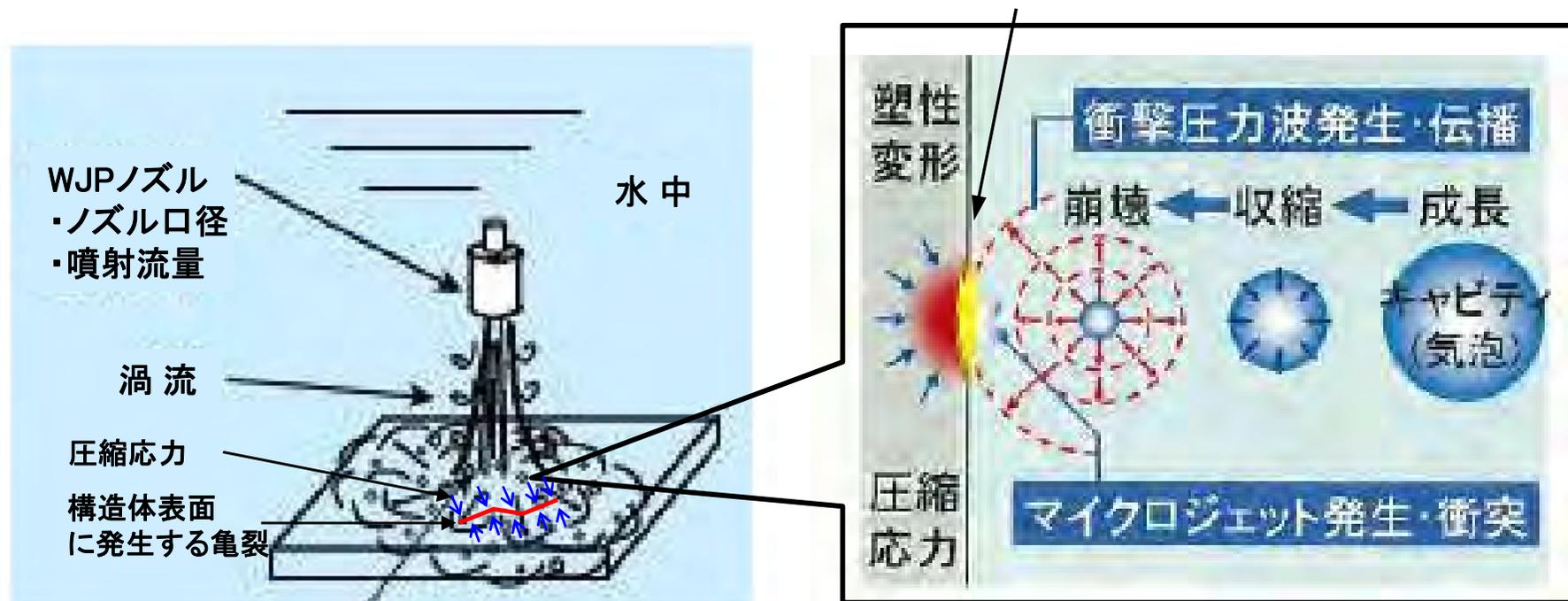
・原理

高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させた**キャビテーション気泡**が**崩壊**する際の**衝撃圧**を利用して、材料表面に**塑性変形**を起こさせ、構造体の表面に**圧縮残留応力**を生成する。

・効果

構造体の表面を圧縮残留応力とすることで、**新たな亀裂の発生抑制効果が期待できる**。

* 圧縮残留応力が引張応力(亀裂発生の要因となる)と反対に力が加わることで、亀裂の発生抑制効果が働く



ウォータージェットピーニング(WJP) 施工模式図及び原理

2. 13 排気筒基礎ボルトの耐震安全性評価



(1) 高経年化を考慮した耐震安全性評価手法 (1/2)

○高経年化を考慮した基礎ボルトの耐震安全性評価: 評価対象

- ・「機器付基礎ボルト」は、設置される機器の床面(コンクリート)に埋設して設置されることから、機器が一旦設置されると、定期的に交換することは困難である。一方、配管やケーブルトレイを固定する際に使用される「後打ちアンカ」は機器付基礎ボルトに比して交換は容易である。
- ・このため、機器付基礎ボルトについては、60年時点を想定した腐食による耐震安全性評価が必要となる。以下に、機器付基礎ボルトの評価対象を整理している。

機器種別	機器付基礎ボルトの評価対象例
ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ, 残留熱除去系ポンプ 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	ほう酸水注入系貯蔵タンク, 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 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
計測制御設備	地震加速度計測装置
空調設備	非常用ガス再循環系排風機, 中央制御室換気系フィルタユニット 他
機械設備	非常用ディーゼル機関, 主排気筒 , 使用済燃料乾式貯蔵容器 他
電源設備	非常用ディーゼル発電機, 原子炉保護系MGセット

上記の評価対象に対して、**耐震安全性評価***を実施している。次頁より、**評価結果(発生応力と許容応力の比)**が最も厳しい**主排気筒**を代表として説明する。

* 対象設備に応じて耐震補強工事も前提としている。

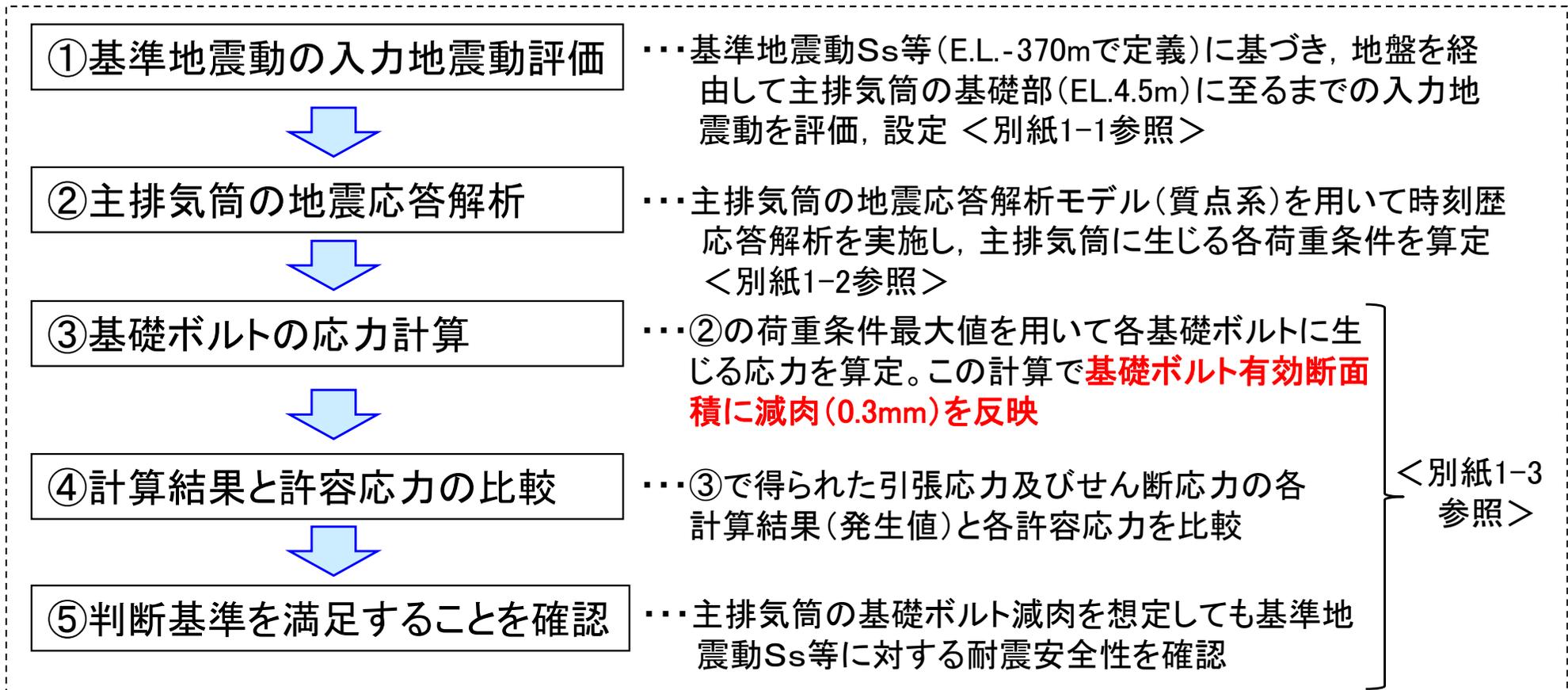
2.13 排気筒基礎ボルトの耐震安全性評価



(1) 高経年化を考慮した耐震安全性評価手法 (2/2)

○高経年化に伴う基礎ボルト等の減肉を考慮した耐震評価の流れ

- ・高経年化に伴う施設・設備の支持構造部位の減肉量はわずかであり(基礎ボルトの場合で0.3mm)、地震に対する応答(固有振動数等)に影響するものではないため、一般に、**地震応答解析までは工事計画認可申請書と同様に減肉を考慮しない評価**を行っている。
- ・これに続く耐震評価の計算は、設計時のものと同様に静的な評価式に基づき、**基礎ボルト等の支持構造部位の応力計算において、腐食による減肉影響を有効断面積の減少等で反映**している。
- ・例として、主排気筒の基礎ボルトの減肉を考慮した耐震評価の流れを以下に示す。



2. 13 排気筒基礎ボルトの耐震安全性評価

(2) 排気筒基礎ボルトの耐震評価に係る裕度の確認 (1/2)

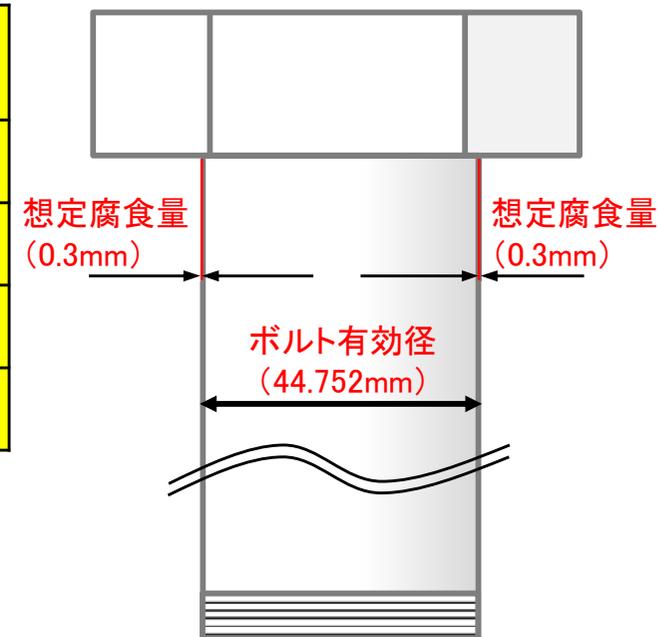
- 従来実施している標準的な耐震評価手法としては、評価部材の許容応力と地震により評価部材に作用する発生応力を比較し、発生応力が許容応力を下回ることを確認している。
- 本評価では、主排気筒の基礎ボルトについて、発生応力が許容応力を上回る際のボルトの呼び径を算出し、想定している腐食量(0.3mm)と比較して裕度のあることを確認するものである。

(1)劣化状況評価時の評価結果

排気筒基礎ボルト(筒身脚部, 鉄塔脚部, 補助鉄塔脚部)の耐震評価結果を表-1に示す

表-1 排気筒基礎ボルト(筒身脚部, 鉄塔脚部, 補助鉄塔脚部)の耐震評価結果

評価部位	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
筒身脚部基礎ボルト	引張	257	324	0.80
	せん断	12	187	0.07
鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	236	0.39
補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	490	0.34



排気筒基礎ボルト(M48)
イメージ

計算を実施するにあたり、JIS規格に規定される使用ボルト(M48)に基づき、ボルト径は有効径(44.752mm)としている。

2.13 排気筒基礎ボルトの耐震安全性評価

(2) 排気筒基礎ボルトの耐震評価に係る裕度の確認 (2/2)

(2) 排気筒の基礎ボルトにおける発生応力が許容応力を上回る際のボルト径の算出

表-1のうち、応力比の大きい排気筒基礎ボルト(筒身脚部)の引張荷重が作用した際に、**許容応力を上回るボルト径を算出**する。

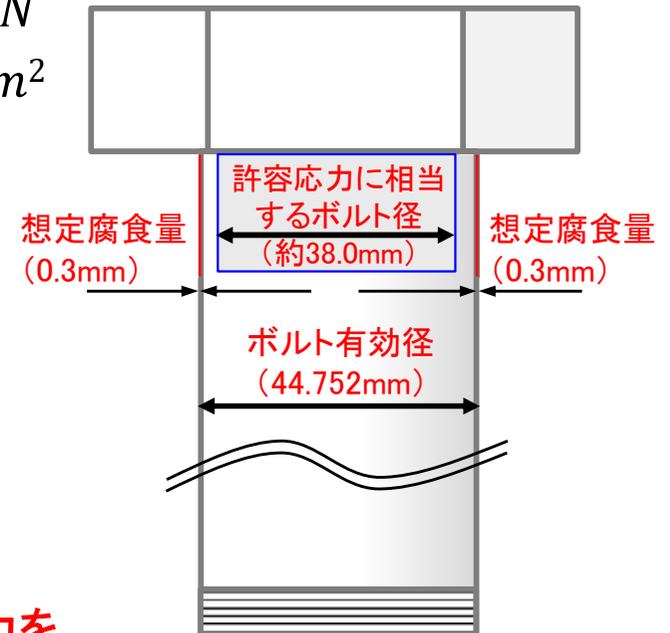
算出にあたっては、劣化状況評価における発生応力の算出に使用した算出式に許容応力 $\sigma_t=324\text{MPa}$ としてボルト径 d_2 を算出する。

$$\sigma_t = \frac{T}{A_s} \quad 324 = \frac{367.9}{A_s} \quad \begin{array}{l} \sigma_t: \text{引張応力} = 324\text{MPa} \\ T: \text{ボルト引抜力} = 367.9\text{ kN} \\ A_s: \text{有効断面積} = 1135\text{mm}^2 \end{array}$$

$$A_s = \frac{367.9 \times 10^3}{324} = 1.135493 \dots \times 10^3 = 1135\text{mm}^2$$

$$A_s = \frac{\pi}{4} d_2^2 \quad 1135 = \frac{\pi}{4} d_2^2$$

$$d_2 = \sqrt{\frac{4 \times 1135}{\pi}} = 38.014 \dots$$



計算結果より、**ボルト径が約38.0mmを下回ると、発生応力が許容応力を上回り、ボルトが折損する可能性があるが、ボルトの有効径(44.752mm)と想定腐食量(0.3mm)の関係から、腐食量には10倍以上の裕度があることを確認した。**

排気筒基礎ボルト(M48)
許容応力限界イメージ

主排気筒の耐震クラスはCクラスに分類されるが、耐震Sクラスである非常用ガス処理系排気筒を支持していることから、**主排気筒の筒身、鉄塔及び基礎部は設計基準対応施設において、「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類され、設置変更許可の基準地震動により定まる地震力での機能維持が求められる。**

そのため、高経年化技術評価を行うにあたり、各機器の耐震重要度に応じて以下のとおり選定している。

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s 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 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(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
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

耐震Bクラスについては、支持構造物の振動と共振のおそれのあるもの(柔の設備であるもの)については、静的地震力の他に弾性設計用地震動 S_d による地震力の1/2についても考慮している。

主排気筒の各基礎ボルトについて、評価結果を示す。

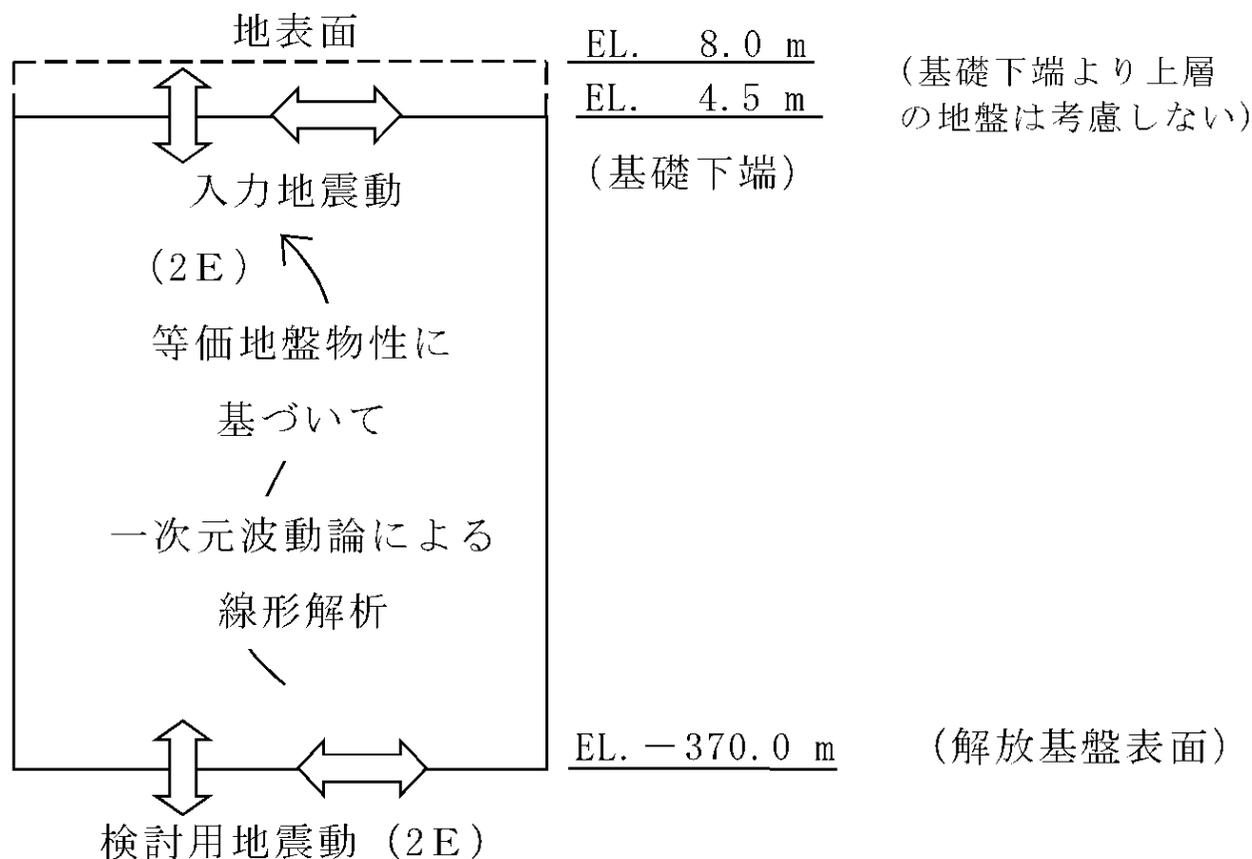
【評価結果】

引張，せん断ともに発生応力は許容応力を下回る結果となった。

（計算過程は別紙 1 - 1 ~ 3 に示す。）

評価部位		発生応力(MPa)		許容応力(MPa)
①筒身脚部基礎ボルト	引張	257	<	324
	せん断	12	<	187
②鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	<	236
③補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	<	490

- 主排気筒の上部構造物への入力地震動は、基準地震動 S_s 及び S_d (EL. -370m) をもとに、一次元波動論による等価線形解析により、地盤の各高さの物性値を用いて、主排気筒の基礎下端 (EL. 4.5m) への露頭波として求め、**上部構造物への入力地震動として設定する。**
- この解析では、**主排気筒の構造等は考慮していない。**

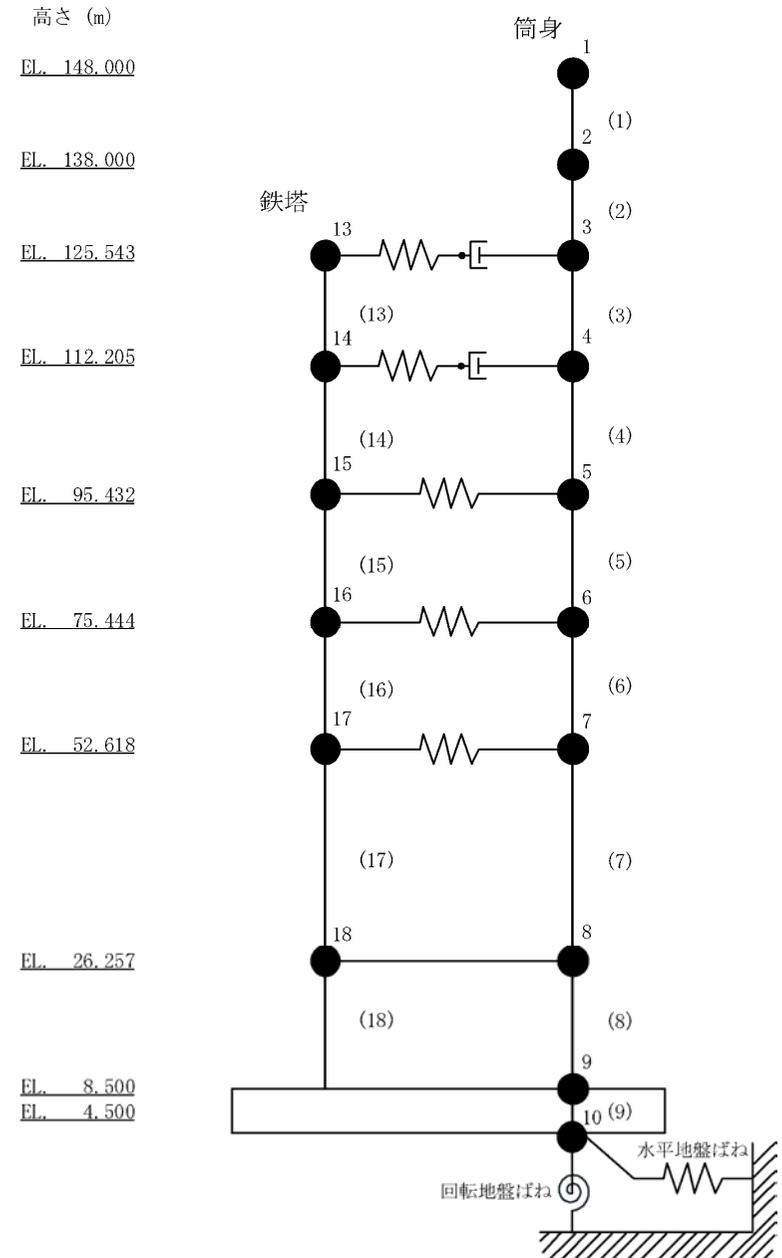


主排気筒上部構造物への入力地震動の評価の概要

- 主排気筒の地震応答解析は、**主排気筒の筒身及び鉄塔を軸変形（曲げ変形とせん断変形）をする質点系としてモデル化する。***
- 主排気筒の時刻歴応答解析による動的解析として、解析モデルに入力地震動の時々刻々の加速度を与えて地震期間中の主排気筒の応答を計算し、**主排気筒各部位に加わる最大の引き抜き力、曲げモーメント、水平力等を評価する。**
- 本解析では主排気筒の基礎部を含めてモデル化しているが、**基礎ボルトのベースプレートとの隙間部の減肉を想定しても、固定状態及び固有振動数に影響を与えることはなく、基礎ボルトの減肉は解析上考慮していない。**
(別紙3参照)

* 解析モデルは、主排気筒の構造について、主排気筒の各高さに応じて、質点重量、せん断断面積、断面二次モーメント等をモデル化して評価を行う。

- ・ 入力地震動の入力部には、杭-地盤系との相互作用を表す地盤ばねを基礎下端位置に配置する。
- ・ 筒身及び鉄塔については、それぞれを連結するオイルダンパに減衰係数、弾塑性ダンパに弾塑性係数を考慮している。



主排気筒の地震応答解析モデル（水平方向）

筒身補強脚部基礎ボルトの評価手法及び評価結果は、以下のとおり。

1. 荷重条件

工事計画の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を適用する。

引抜き力	$N_t = 17000 \text{ kN}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重
曲げモーメント	$M = 5812 \text{ kN}\cdot\text{m}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重
水平力	$H = 1089 \text{ kN}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重

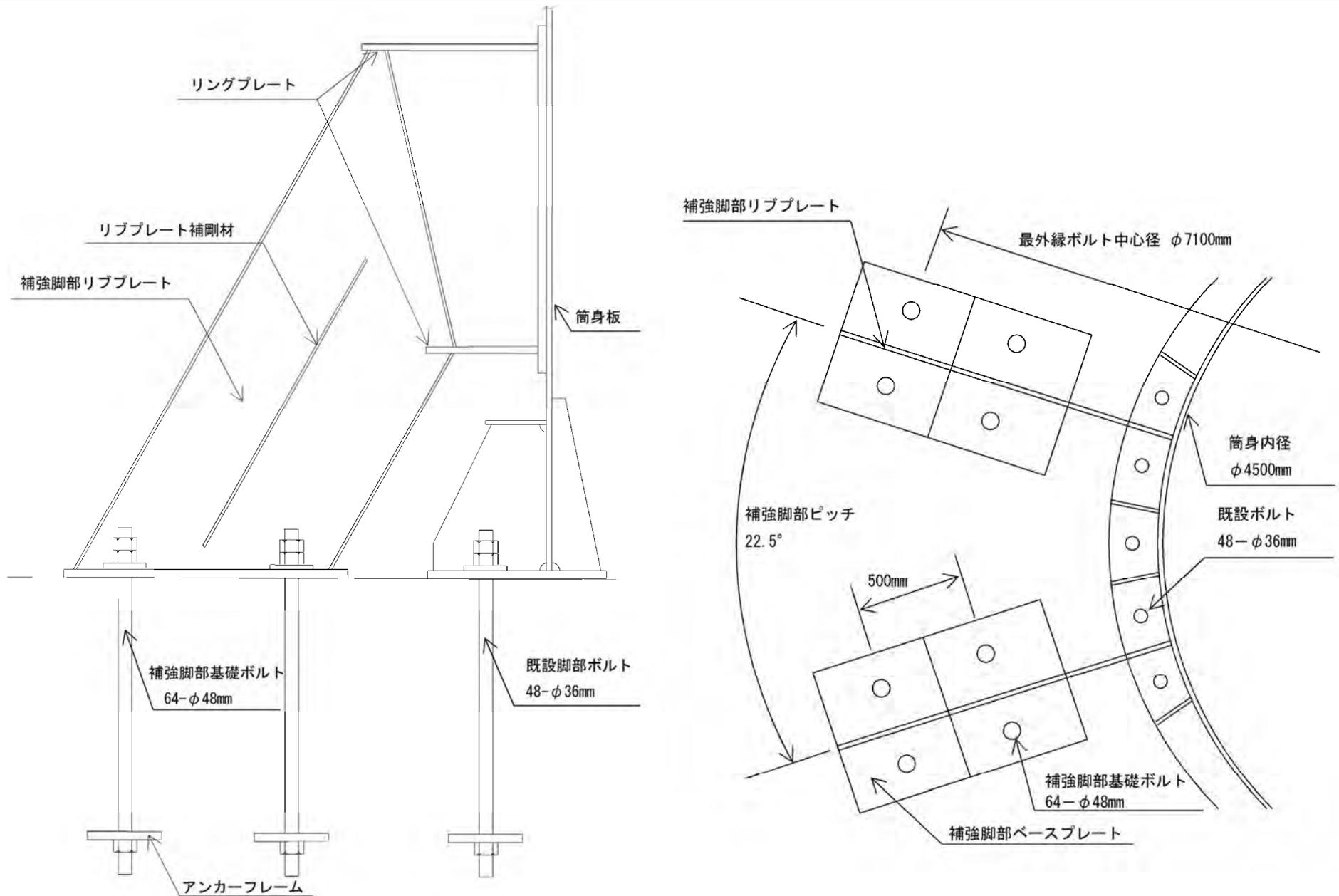
2. 算出過程

- a. 筒身補強脚部基礎ボルトの水平力に対する検討
・ボルト1本に作用するせん断力

ボルト本数 $n = 64$ 本

ボルトせん断力

$$Q = \frac{H}{n} = \frac{1089}{64} = 17.01562 \dots \rightarrow 17.0 \text{ kN}$$



筒身補強脚部概略図

・基礎ボルトの諸元

サイズ:M48, 材質:490材相当

有効断面積 $A_s = 1433 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082:2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4:2001 一般用メートルねじ第4部:基準寸法より)

$$\begin{aligned}
 A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\
 &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(44.752 - 0.6) + 41.26531}{2} \right)^2 \\
 &= 1432.59262 \dots \rightarrow 1433 \text{ mm}^2
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (42.587 - 0.6^{*}) - \frac{0.866025 \times 5}{6} \\
 &= 41.26531 \dots \text{ mm}
 \end{aligned}$$

※想定腐食量0.3mm×2=0.6mm (直径)

設計基準強度

$$F = 324.5 \text{ N/mm}^2$$

(基準強度×1.1倍(建設省告示第2464号第3より))

許容せん断応力(機能維持)

$$\begin{aligned}
 f_s &= \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{324.5}{\sqrt{3}} \\
 &= 187.35016 \dots \rightarrow 187 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})
 \end{aligned}$$

・ボルトに作用するせん断応力度

$$\tau = \frac{Q}{A_s} = \frac{17.0 \times 10^3}{1433}$$

$$= 11.86322 \dots \rightarrow 12 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$

b. 筒身補強脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・ボルト1本に作用する引抜力

補強脚部は十分剛とし、ボルトは鉛直力を等負担させるものとする。

ボルト本数

$$n = 64 \text{ 本}$$

$$T_v = \frac{N_t}{n} = \frac{17000}{64} = 265.625 \rightarrow 265.6 \text{ kN}$$

曲げモーメントによる引抜は、外側ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数

$$Z = 8.141 \times 10^7 \text{ mm}^3$$

$$T_b = \frac{(M \cdot A_s)}{Z} = \frac{5812 \times 1433}{8.141 \times 10^7} \times 10^3 = 102.30433 \dots \rightarrow 102.3 \text{ kN}$$

ボルト引抜力

$$T = T_v + T_b = 265.6 + 102.3 = 367.9 \text{ kN}$$

・基礎ボルトの諸元

サイズ	M48
ボルト本数	$n = 64$ 本
材質	490材相当
有効断面積	$A_1 = 1433 \text{ mm}^2$
設計基準強度	$f_t = F = 324.5 \text{ N/mm}^2$
(基準強度 $\times 1.1$ 倍 (建設省告示第2464号第3より))	

許容引張応力度(機能維持)

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_t, 1.4f_t - 1.6\tau] \\ &= \min[324.5, 1.4 \times 324.5 - 1.6 \times 12] \\ &= 324.5 \rightarrow 324 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa}) \end{aligned}$$

・ボルトに発生する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_s} = \frac{367.9 \times 10^3}{1433} \\ &= 256.73412 \dots \rightarrow 257 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa}) \end{aligned}$$

1. 荷重条件

工事計画認可の「主排気筒の耐震性についての計算書」より、電算アウトプットの支点反力を座標変換して、鉄塔脚部垂直反力の向きと主柱脚部の軸方向とを一致させ、座標変換後の垂直反力と水平反力の最大値により脚部の検討を行う。なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

最大引張力 $T N_T = 4807 \text{ kN}$ S_S 波設計用荷重 斜め方向

2. 算出過程

a. 鉄塔脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・基礎ボルト諸元

サイズ M64

ボルト本数 $n = 20$ 本

材質 SS400

有効断面積 $A_1 = 2621 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082:2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4:2001 一般用メートルねじ 第4部:基準寸法より)

$$\begin{aligned}
 A_S &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\
 &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(60.103 - 0.6^*) + 56.03897}{2} \right)^2 \\
 &= 2621.26228 \dots \rightarrow 2621 \text{ mm}^2
 \end{aligned}$$

$$d_3 = d_1 - \frac{H}{6} = (57.505 - 0.6^{※}) - \frac{0.866025 \times 6}{6}$$

$$= 56.03897 \dots \text{ mm}$$

※想定腐食量0.3mm×2=0.6mm (直径)

設計基準強度

$$F = 236.5 \text{ N/mm}^2$$

(基準強度×1.1倍(建設省告示第2464号第3より))

許容引張応力度(機能維持)

$$f_t = F = 236.5 \rightarrow 236 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$

・ボルトの引張に対する検討
ボルト1本に作用する引抜力

主柱引抜力

$${}_T N_T = 4807 \text{ kN}$$

ボルト引抜力

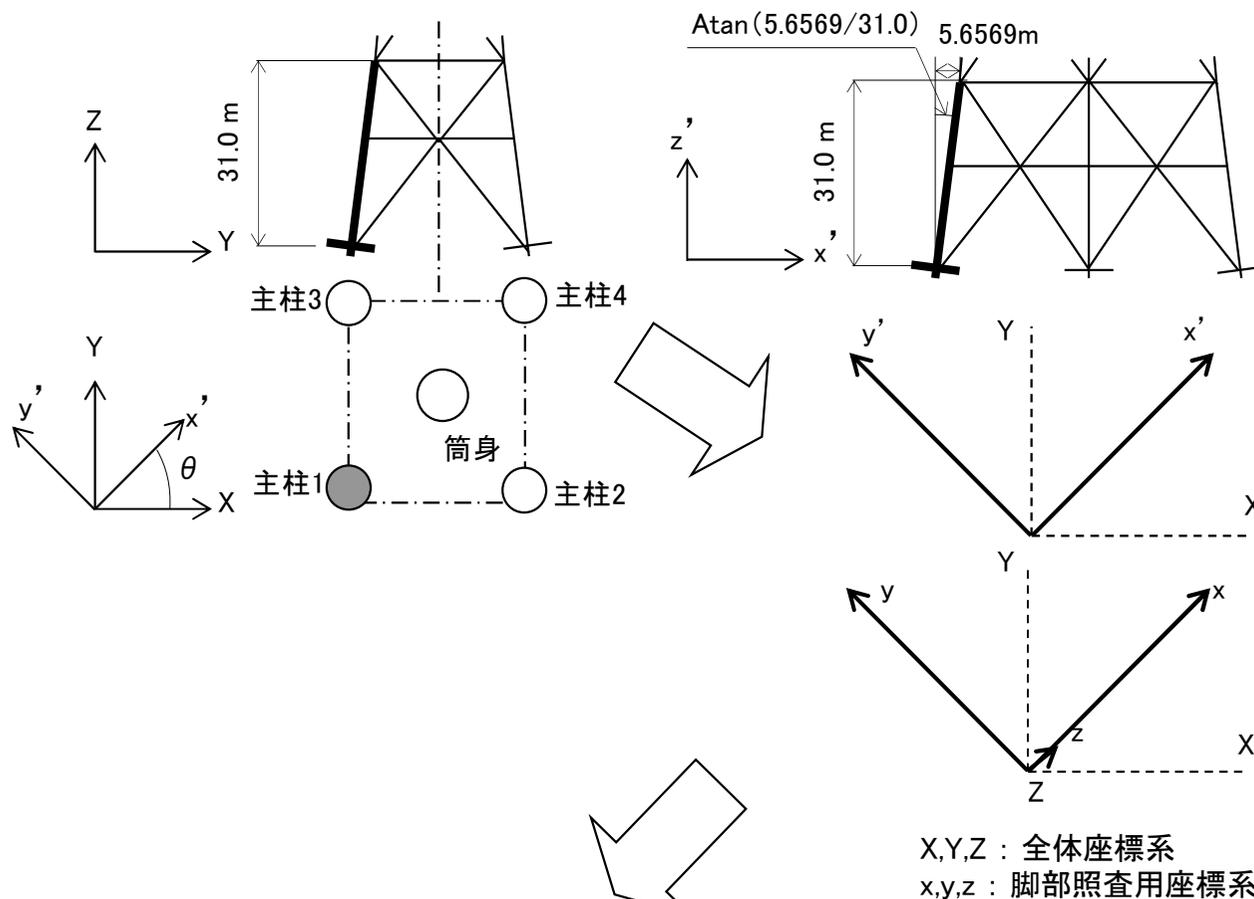
$$T = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{4807}{20} = 240.35 \rightarrow 240.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

$$\sigma_t = \frac{T}{A_1} = \frac{240.4}{2621} \times 10^3$$

$$= 91.72071 \dots \rightarrow 92 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$

下図のように主柱脚部の軸方向と全体座標系のZ方向は一致していないため、主柱1の電算反力をZ軸周りに $\theta = 45^\circ$ ，新しいY軸(y')周りに $\phi = 10.3416^\circ$ 回転する。



回転行列

電算反力 照査用反力

$$\begin{bmatrix} \cos \phi \cos \theta & \cos \phi \sin \theta & -\sin \phi \\ -\sin \theta & \cos \theta & 0 \\ \sin \phi \cos \theta & \sin \phi \sin \theta & \cos \phi \end{bmatrix} \cdot \begin{Bmatrix} RX \\ RY \\ RZ \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} Rx \\ Ry \\ Rz \end{Bmatrix}$$

1. 荷重条件

工事計画認可の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。設計荷重は、以下に示す荷重により、補助鉄塔脚部の検討を行う。なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

最大引張力 $T N_T = 7525 \text{ kN}$ S_S 波設計用荷重 斜め方向 算出過程

2. 算出過程

a. 補助鉄塔脚部基礎ボルトの引抜きに対する検討

・基礎ボルトの諸元

サイズ	M64
ボルト本数	$n = 20$ 本
材質	700材相当
有効断面積	$A_1 = 2621 \text{ mm}^2$
設計基準強度	$F = 490.0 \text{ N/mm}^2$
<u>許容引張応力度(機能維持)</u>	$f_t = F = 490.0 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)}$
ボルト偏心距離	$\ell = 50 \text{ mm}$

・ボルトの引張に対する検討
ボルト1本に作用する引抜力

$${}_T N_T = 7525 \text{ kN}$$

鉛直力

$$T_V = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{7525}{20} = 376.25 \rightarrow 376.3 \text{ kN}$$

ボルト孔ピッチ円中心と部材軸の偏心から生じる曲げによる引抜は、ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数

$$\begin{aligned} Z &= 1.857 \times 10^7 \text{ mm}^3 \\ T_b &= \frac{({}_T N_T \cdot \ell \cdot A_1)}{Z} \\ &= \frac{7525 \times 0.05 \times 2621}{1.857 \times 10^7} \times 10^3 \\ &= 53.10453 \dots \rightarrow 53.1 \text{ kN} \end{aligned}$$

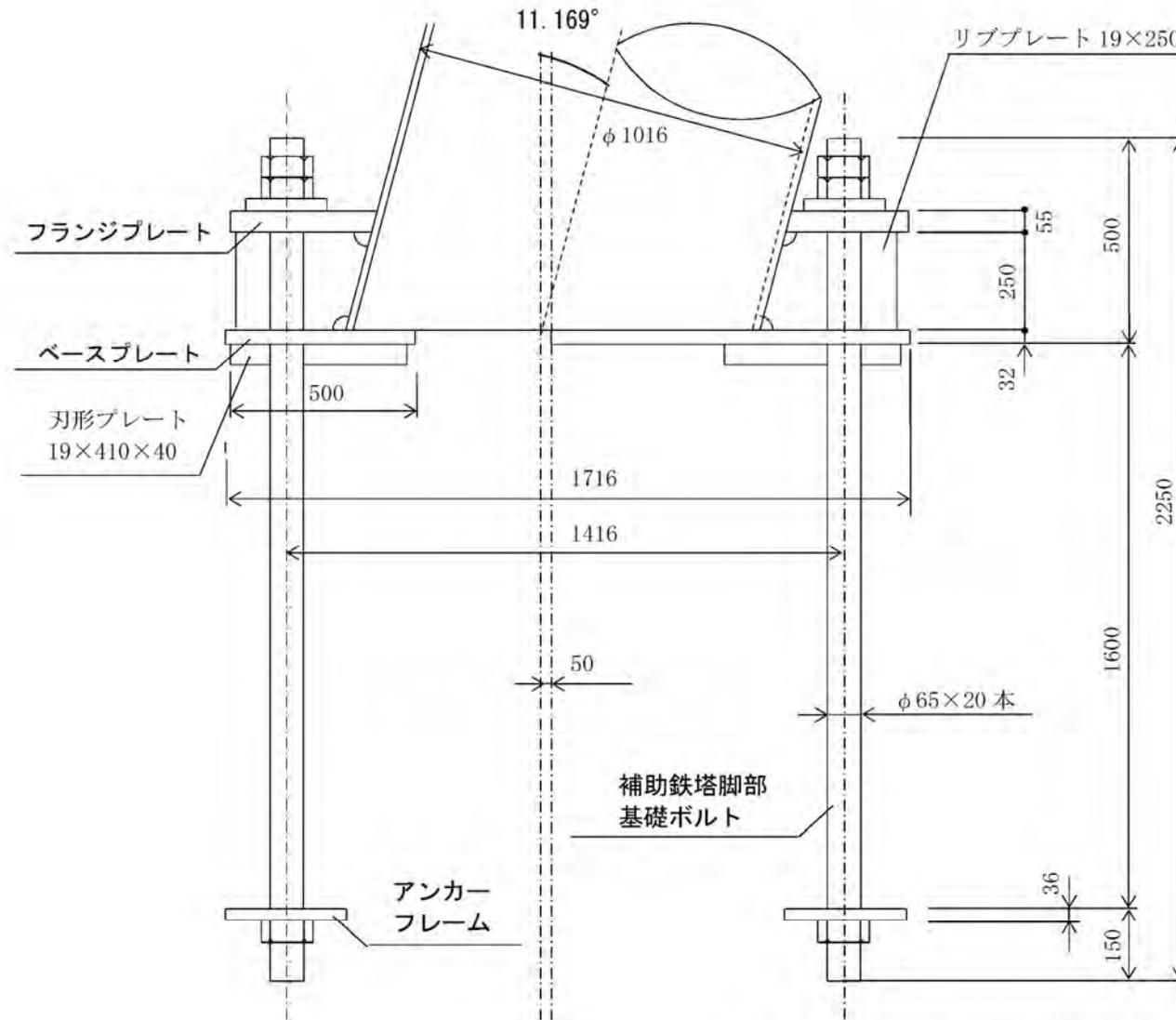
ボルト引抜力

$$T = T_V + T_b = 376.3 + 53.1 = 429.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

$$\sigma_t = \frac{T}{A_1} = \frac{429.4}{2621} \times 10^3$$

$$= 163.83059 \dots \rightarrow 164 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$



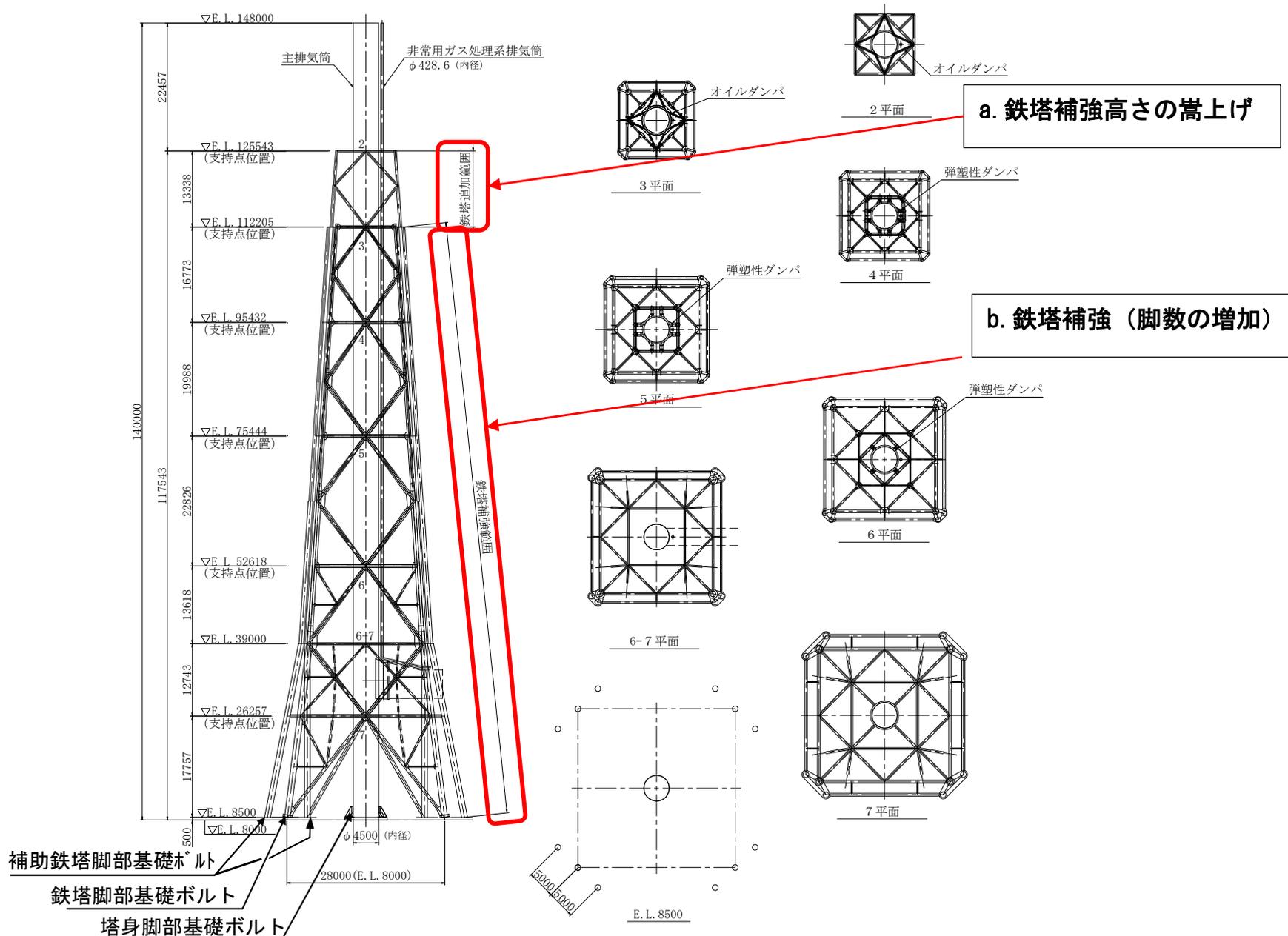
注：特記なき寸法は (mm) を示す。

補助鉄塔脚部概略図

東海第二発電所の主排気筒は、中央の内径4.5m、高さ140mの筒身にかかる水平力を周囲の根開き28m、高さ104.205m(EL.112.205m)の鋼管トラスの4脚鉄塔を補強して支える構造であり、工事計画における耐震評価に伴う以下の耐震補強を予定している。

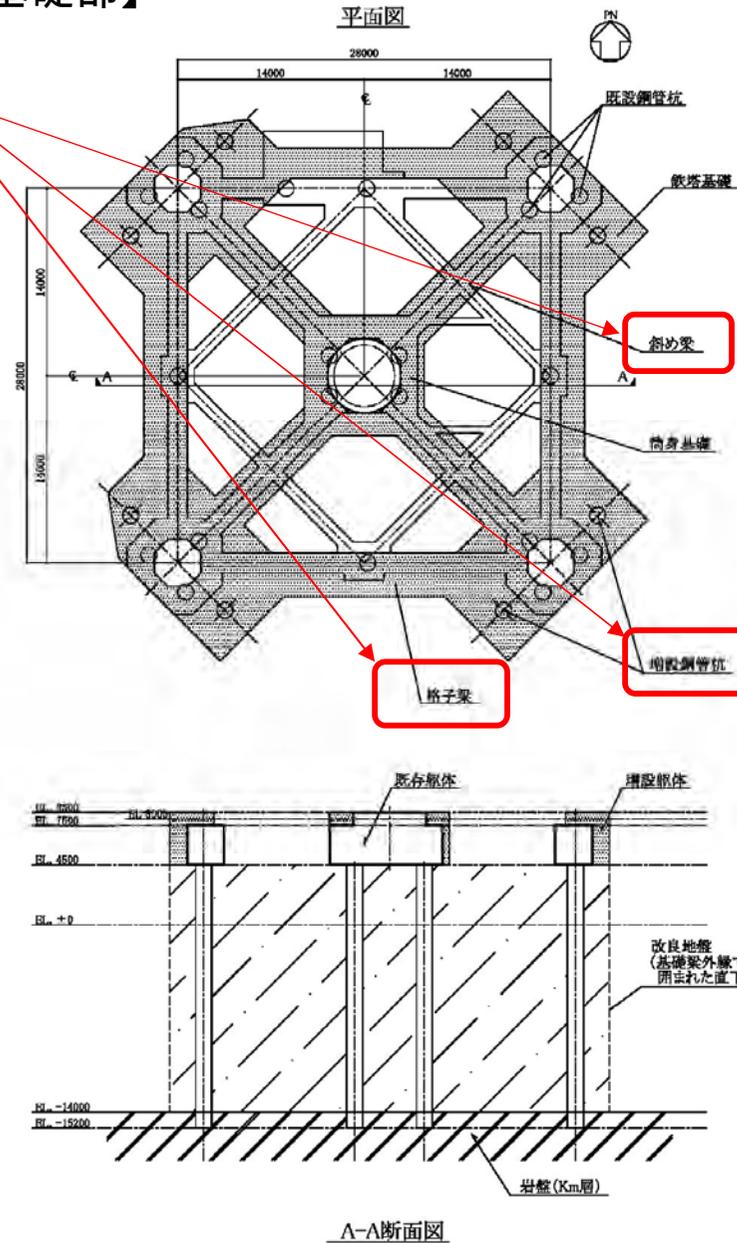
- a. 鉄塔補強高さの嵩上げ(主柱の延伸)
- b. 鉄塔補強(脚数の増加。高さ104.205m以下において8脚増加。)
- c. 基礎梁の増強, 鋼管杭の増設

工事計画による耐震補強概要図【鉄塔部】



工事計画認可による耐震補強概要図【基礎部】

c. 鉄塔補強高さの嵩上げ



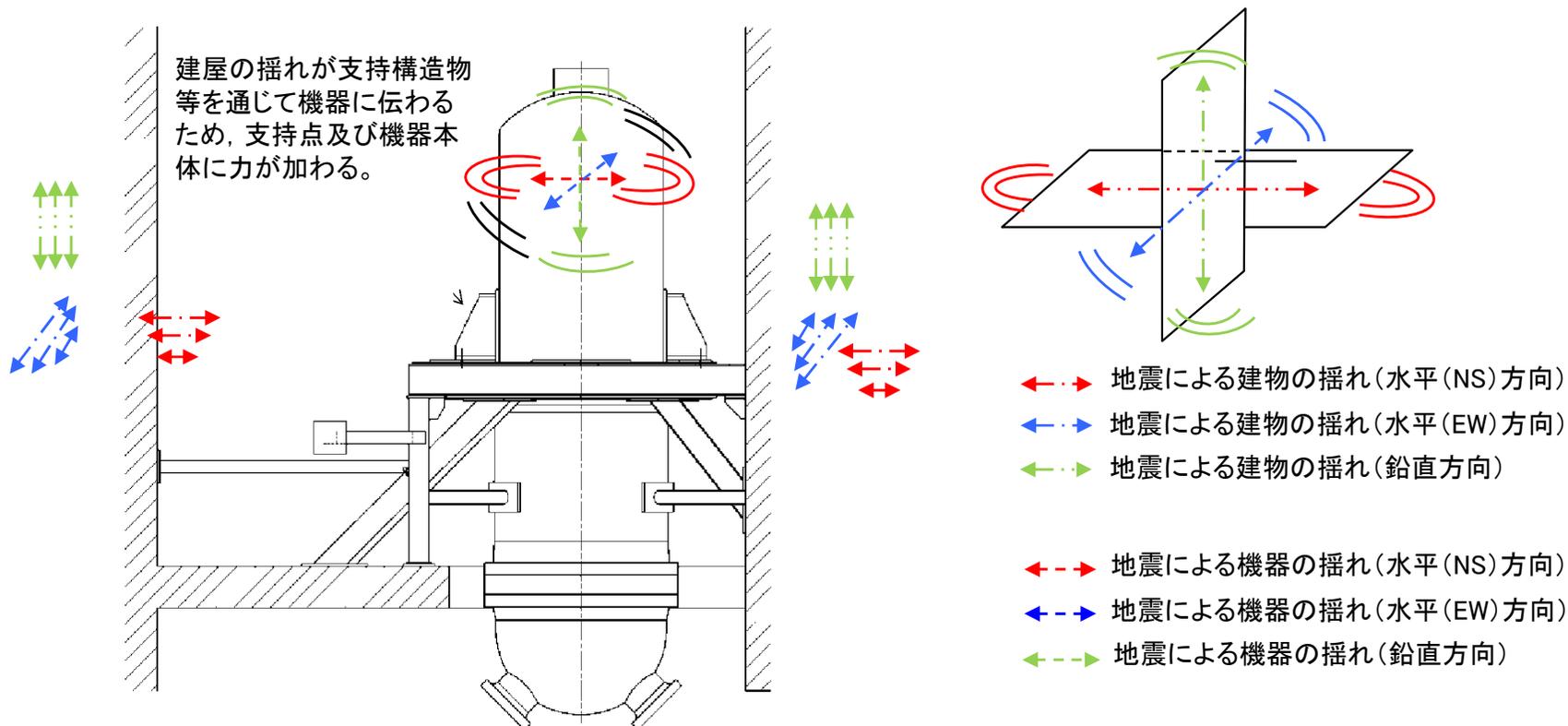
(1) 高経年化技術評価における耐震健全性評価の概要

① 耐震評価の概要

地震が発生した際, 発電所内に設置された機器には建屋の床・壁を通じて揺れが生じ, 揺れによる力(発生応力)がかかる。

地震動が大きい程, 機器に生じる揺れ(発生応力)が大きくなり, 機器が持つ耐力(許容応力)を超過すると, 機器が損傷する可能性がある。

このため, 実際の地震時の揺れ(地震力)の伝わり方を考慮して, 機器の設置される階層ごとに機器の重要度に応じて設定される地震力(考慮する地震の揺れについては, 実際と同様に鉛直及び水平方向の揺れを想定)に対して耐え得る構造であることを設計段階で確認している。



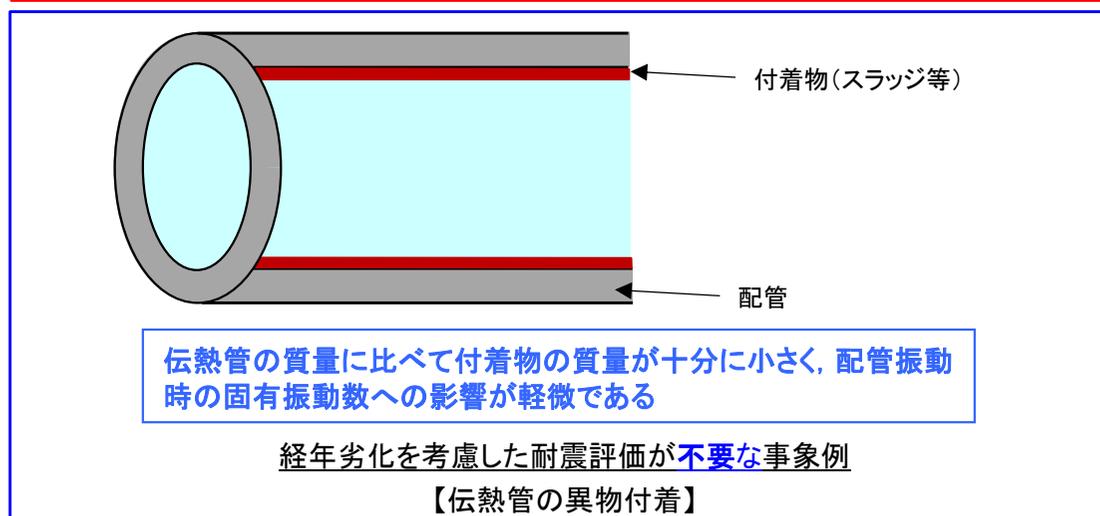
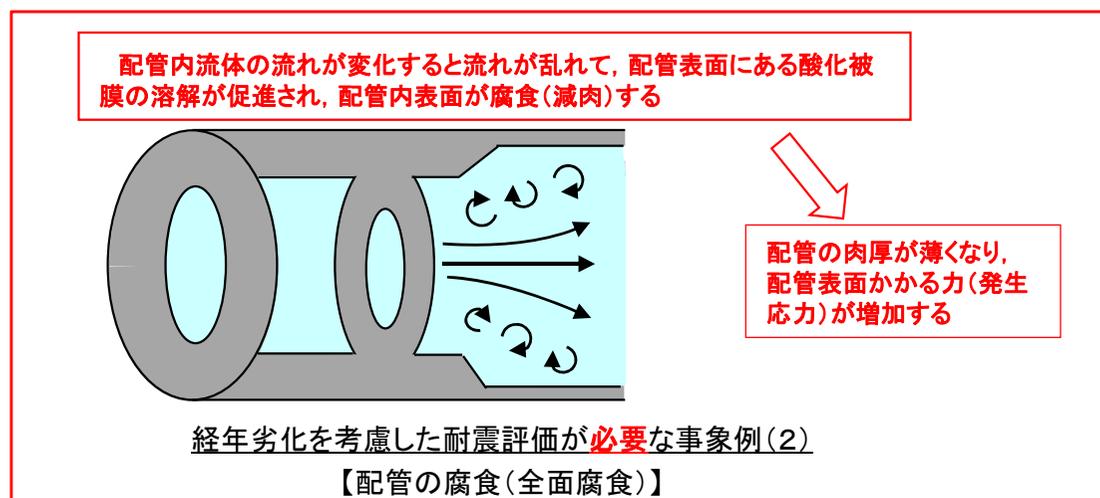
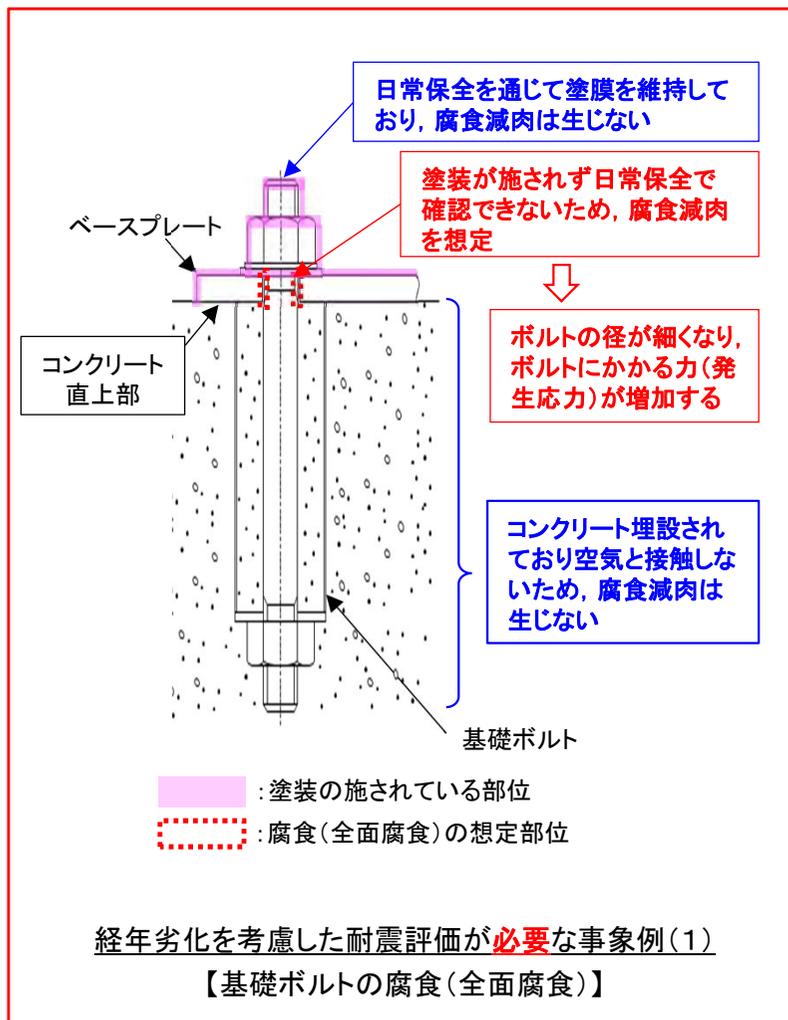
2.14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(1) 高経年化技術評価における耐震健全性評価の概要

② 経年劣化事象を考慮した耐震評価

設計段階での耐震評価から、各機器に想定される経年劣化事象のうち、定期的な点検・補修等通常の保全活動における状態維持が困難な経年劣化事象で、耐震評価を行うにあたって発生応力が上昇し、評価結果が厳しくなる(許容応力との差が小さくなる)と選定された事象について、運転開始後60年時点の経年劣化を考慮した状態でも健全性が確保されることを確認する。



2.14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (2) 耐震安全性評価の手順(評価対象となる経年劣化事象の抽出)



● 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象は, 以下のフローに基づき抽出を実施し, 「**軽微もしくは無視**」できると判断された事象以外の経年劣化事象は, **耐震安全上考慮することとする**。

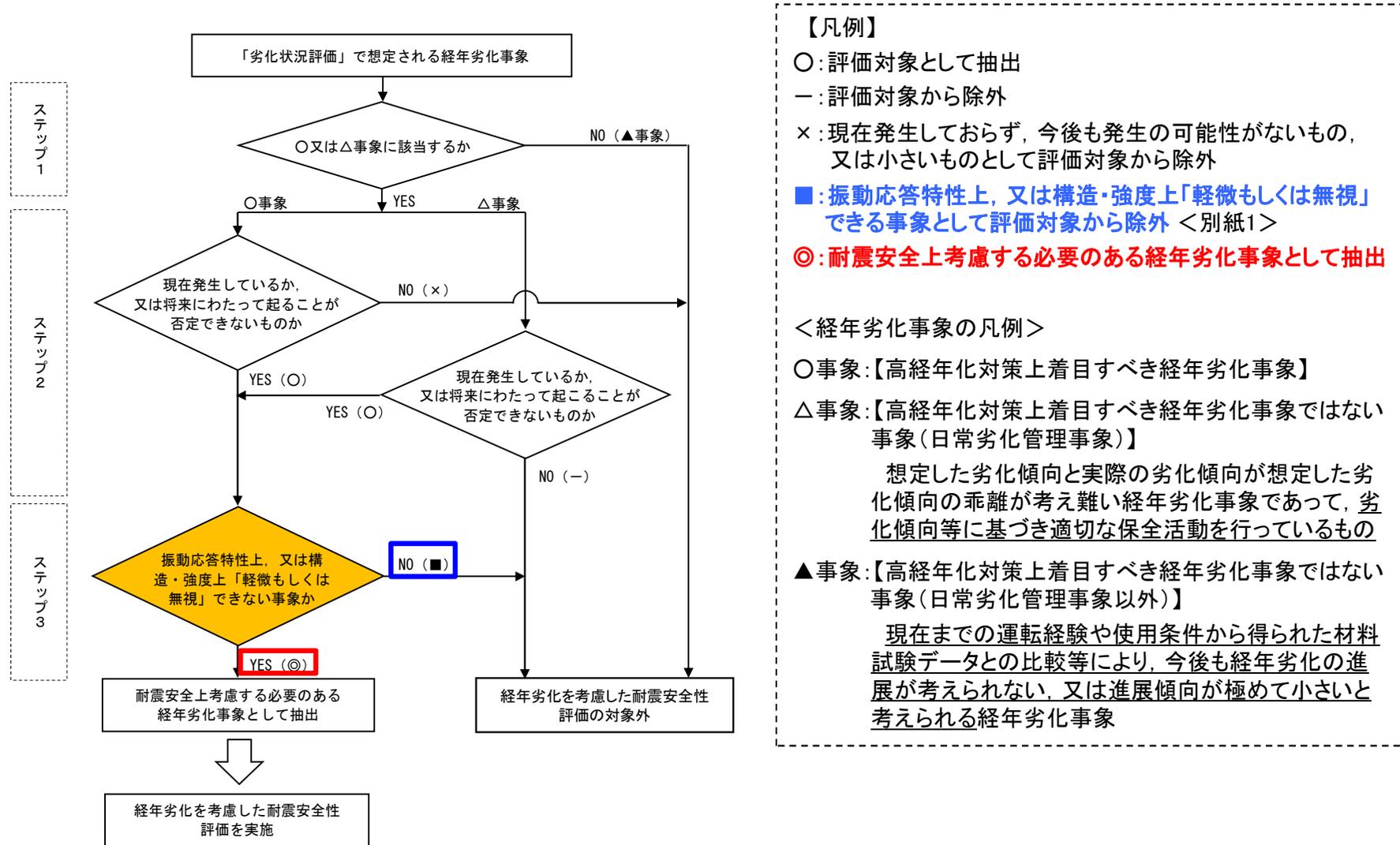


図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー
高経年化-340

2.14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(2) 耐震安全性評価の手順(評価対象となる経年劣化事象の抽出)

下表のとおり, 前項のフローに基づき抽出された, **耐震安全上考慮する必要のある各経年劣化事象に対応した個別の機器・構造物を同定**する。

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*1	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	◎	—	—	◎	—	—	◎*3
熱交換器	—	—	—	—	—	◎	◎*2,*3
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*3
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎*3
弁	◎	—	—	◎	—	—	—
炉内構造物	◎	—	◎	—	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*3
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
機械設備	—	—	—	—	◎	◎	◎*3
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*3

*1: 中性子照射による靱性低下も考慮している *2: 胴, 伝熱管の腐食 *3: 基礎ボルト

【凡例】

◎: 振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象

—: 日常劣化管理事象のうち, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さい事象

*4: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(○事象)のうち, 図1の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにて, 耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象

(a) 技術評価の結果, 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事象ではない事象

a. 上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ

b. コンクリート構造物の熱, 放射線照射, 中性化, 塩分浸透及び機械振動による強度低下並びに熱による遮へい能力低下

(b) 振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象ではない事象

c. 絶縁特性低下, 計測制御設備等の特性変化, 導通不良

d. シール部, Oリング(電気ペネトレーション)の気密性の低下

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(3) 振動応答特性・構造強度で「軽微もしくは無視」できない事象判断の具体例

● 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について判断した具体例(1/2)

抽出フローに基づき, 明らかに「**軽微もしくは無視**」できると判断*された事象**以外の経年劣化事象**は, **耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象**として抽出

* 高経年化に係る国内外の知見や東海第二発電所の過去の高経年化技術評価等に基づき判断

① 高経年化対策上考慮すべき経年劣化事象(○事象)

➤ ◎振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象と機器の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
<ul style="list-style-type: none"> ・低サイクル熱疲労 <別紙2> 【熱過渡を受ける機器(原子炉压力容器, 炉内構造物, ポンプ, 配管, 弁, 原子炉格納容器のうち機械ペネトレーション)】 ・中性子照射脆化 <別紙3> 【原子炉压力容器胴板】 ・照射誘起型応力腐食割れ <別紙4> 【炉心シュラウド】 ・熱時効 <別紙5> 【高温となる箇所では2相ステンレス鋼を使用している機器(ポンプ, 弁)】 	<p>材料の持つ強度の変化や延性の低下を伴うと判断している。なお, 中性子照射脆化は金属材料が中性子の照射を受けると韌性(破壊に対する抵抗)の低下を生じる事象をいい, その際, 金属材料は硬化し強度は上昇する。</p>

➤ ■振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象と機器の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
<ul style="list-style-type: none"> ・絶縁特性低下, 計測制御設備等の特性変化, 導通不良 	<p>質量等に変動を及ぼさないことから, 発生する部位によらず機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できると判断している。</p>

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(3) 振動応答特性・構造強度で「軽微もしくは無視」できない事象判断の具体例



● 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について判断した具体例(2/2)

抽出フローに基づき, 明らかに「**軽微もしくは無視**」できると判断*された**事象以外の経年劣化事象**は, **耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象**として抽出

* 高経年化に係る国内外の知見や東海第二発電所の過去の高経年化技術評価等に基づき判断

② 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)(△事象)

➤ ◎振動応答特性上, 又は構造強度上「**軽微もしくは無視**」できない**事象と機器**の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
・流れ加速型腐食 【炭素鋼配管, 熱交換器伝熱管(内面)】	部材の断面減少による固有振動数の変化を伴う経年劣化事象
・全面腐食 <別紙6> 【基礎ボルト】 ・応力腐食割れ <別紙7> 【炉内構造物, 機械設備】	部材の断面減少による強度低下を伴う経年劣化事象

➤ ■振動応答特性上, 又は構造強度上「**軽微もしくは無視**」できる**事象と機器**の主な具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
・異物付着 【熱交換器伝熱管】	経年劣化による質量変動分が機器本体の質量に比較して十分小さく, 剛性の変動がほとんどないと判断している。
・摩耗【減速機歯車等】 ・全面腐食【減速機歯車, 弁体・弁座等】 <別紙1>	内部構成品の一部に想定される減肉事象で, 地震時に機器構成部品が一体となって挙動するため当該部品にはほとんど 相対変位 が発生しないと判断している。
・腐食【ポンプケーシング, 弁座等】 <別紙1> ・摩耗【ポンプ主軸, 弁体・弁座等】 <別紙1>	十分な剛性を有している部位に対しての減肉であり, 厚肉のため剛性の変動がほとんどないと判断している。
・シール部, Oリング【電気ペネトレーション】の気密性の低下	シール部, Oリングは, 構造・強度部材ではない ことから耐震性への影響はないと判断している。

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(4) 耐震安全上考慮すべき経年劣化事象における耐震評価時の裕度



- 耐震安全性評価及び耐震健全性評価で考慮している裕度として、**過渡事象の回数を多めに見積もる、運転期間中の稼働率を高めに見積もる、現状で発生のない割れを考慮する、1.5倍の裕度を考慮した地震時床応答加速度を用いる等、各種の裕度を考慮している。**一覧を下表に示す。

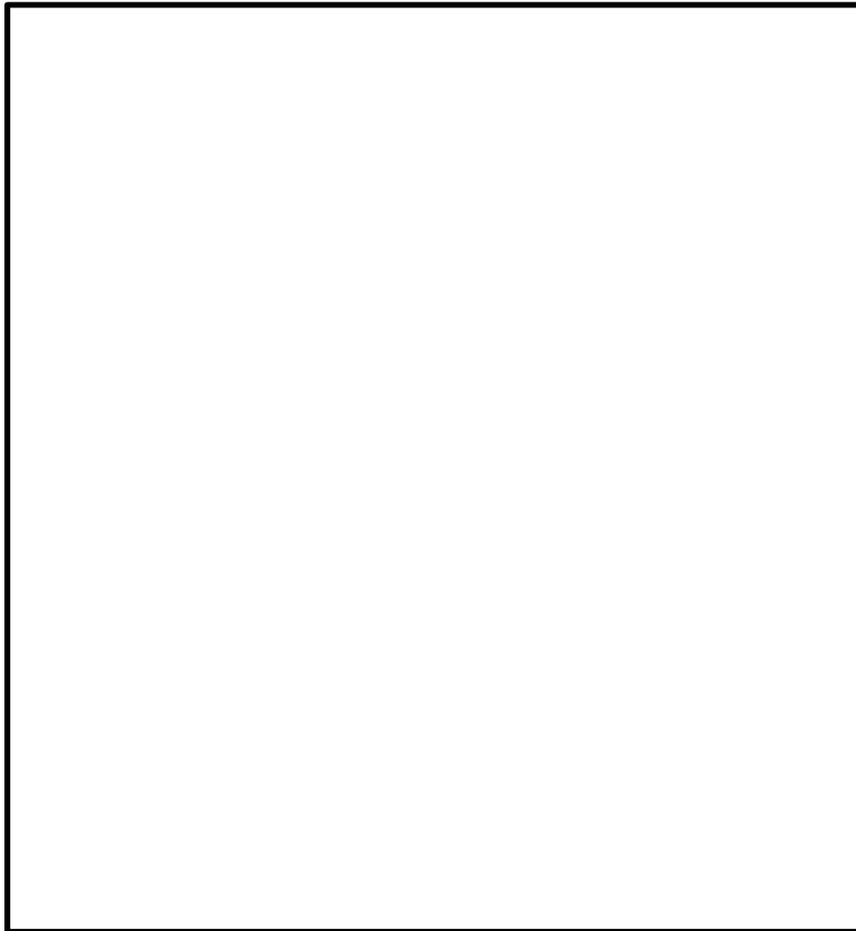
経年劣化事象	健全性評価時の裕度 (各経年劣化事象の説明より抜粋)	耐震安全性評価時の裕度
低サイクル疲労(ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物)	<ul style="list-style-type: none"> ・運転期間延長認可後から60年時点まで疲労累積係数を「実績×1.5倍」の過渡回数を見込んで算出 ・実績のない過渡回数については1と設定 	地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いることにより、評価値を算出 (次頁参照)
中性子照射脆化	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れを考慮して算出	
照射誘起型応力腐食割れ(炉内構造物)	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れ(全周き裂)を考慮して算出	
熱時効(ポンプ, 弁)	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れ(貫通き裂)を考慮して算出	
応力腐食割れ(炉内構造物, 機械設備)	現状発生していない割れを考慮して算出。シュラウドサポートについては、ひび割れの確認された箇所に保守性を見込んだ箇所数を考慮して算出	
腐食(流れ加速型腐食)(配管, 熱交換器, 機械設備, 弁(地震時動的機能要求対象))	必要最小板厚(1部配管では60年時点での板厚)を適用しており発生応力を算出	
腐食(全面腐食)(熱交換器, 基礎ボルト)	運転開始後60年時点での腐食減肉量を保守的に適用して発生応力を算出	

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (4) 耐震安全上考慮すべき経年劣化事象における耐震評価時の裕度



●耐震安全性評価時の裕度

地震動による劣化を算出するため使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に**1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」**を用いることにより, 評価値を算出している。〈別紙8〉



プラント名 : 東海第二発電所

構造物名 : ペDESTAL

方向 : 水平方向

波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22及び S_d -31

標高 : EL19.856m

減衰 : 2.0(%)

- 地震の持つ周期と, 機器が据え付けられている建物の持つ固有周期及び建物に振動が伝わる際に地震力が減少する減衰率を用いて解析により算出した各固有周期での揺れの強さ(震度)を床応答曲線という。
- 建物の評価高さや揺れの方向(水平・鉛直)により揺れの強さ(震度)が異なるため, 建物の床面高さ毎に方向を考慮した床応答曲線を, 機器の耐震評価に用いている。
- 今回の新規制基準に対応した工事計画認可申請及び運転期間延長認可申請では, 裕度を見込んで上記の床応答曲線の**震度を1.5倍とした「設備評価用床応答曲線」**を用いて耐震評価を実施している

「設備評価用床応答曲線」の例

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



- 配管系について, 各配管材質(ステンレス鋼, 炭素鋼及び低合金鋼)における全ての経年劣化事象を対象として<別紙9>, **耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローに基づき抽出した結果, 以下の2事象が抽出された。**

* 配管系における「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ではない経年劣化事象」の区分は(2), (3)を参照

①配管(溶接部を含む。)の疲労割れ

- ・ステンレス鋼配管系
- ・炭素鋼配管系

②配管(溶接部を含む。)の腐食(流れ加速型腐食)

- ・炭素鋼配管系

なお, 耐震安全性評価を行うにあたっては,

- ・経年劣化事象の抽出時に選定した代表機器(系統)
- ・非代表機器(系統)のうち, 規格・運転経験等に基づいて選定した機器(系統)

を対象として評価を実施した。

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



① 配管(溶接部を含む。)の疲労割れの評価

- ・ステンレス鋼配管系
- ・炭素鋼配管系

○配管系に対して, 耐震安全性について経年使用により評価結果(疲労)が足し合わされる劣化事象として, **疲労割れ(低サイクル疲労)**を抽出している。

○東北地方太平洋沖地震を踏まえた影響評価として, 基準地震動 S_g による疲労累積係数の一番大きい系統に対して, **運転実績と今後の運転期間による過渡回数に地震動の影響を足し合わせた結果, 疲労累積係数の和は許容値1以下であり, 配管の疲労割れは耐震安全性に問題のないことを確認している。**

原子炉系(蒸気系)配管の低サイクル疲労評価(地震影響含む)

- ① 経年使用による過渡回数での疲労累積係数
- ② 地震動(基準地震動 S_g)による疲労累積係数
- ③ 東北地方太平洋沖地震の地震動を用いて算出した疲労累積係数

**疲労累積係数の和
 $0.741 < 1$ (許容値)**

* 耐震評価方法及び裕度の考え方の詳細は「<別紙2>耐震安全性評価ー低サイクル疲労割れ」参照

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



➤ 評価結果(流れ加速型腐食を考慮した耐震評価)

(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 ^{※1}	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 ^{※2}	291	< 364
					一次応力+ 二次応力 ^{※3}	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 ^{※2}	225	< 274
					一次応力+ 二次応力 ^{※3}	556 (③疲労累積係数 :0.3132)	< 366 (疲労累積係数許容値 :1以下)

※1: 許容応力状態については下表による。

許容応力状態 III _A S	運転状態 III ^{*1} 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 ^{*2} 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

* 1: 原子炉施設の故障, 誤作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態

* 2: 原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

※2: 内圧等により配管の内壁に一様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

※3: 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)

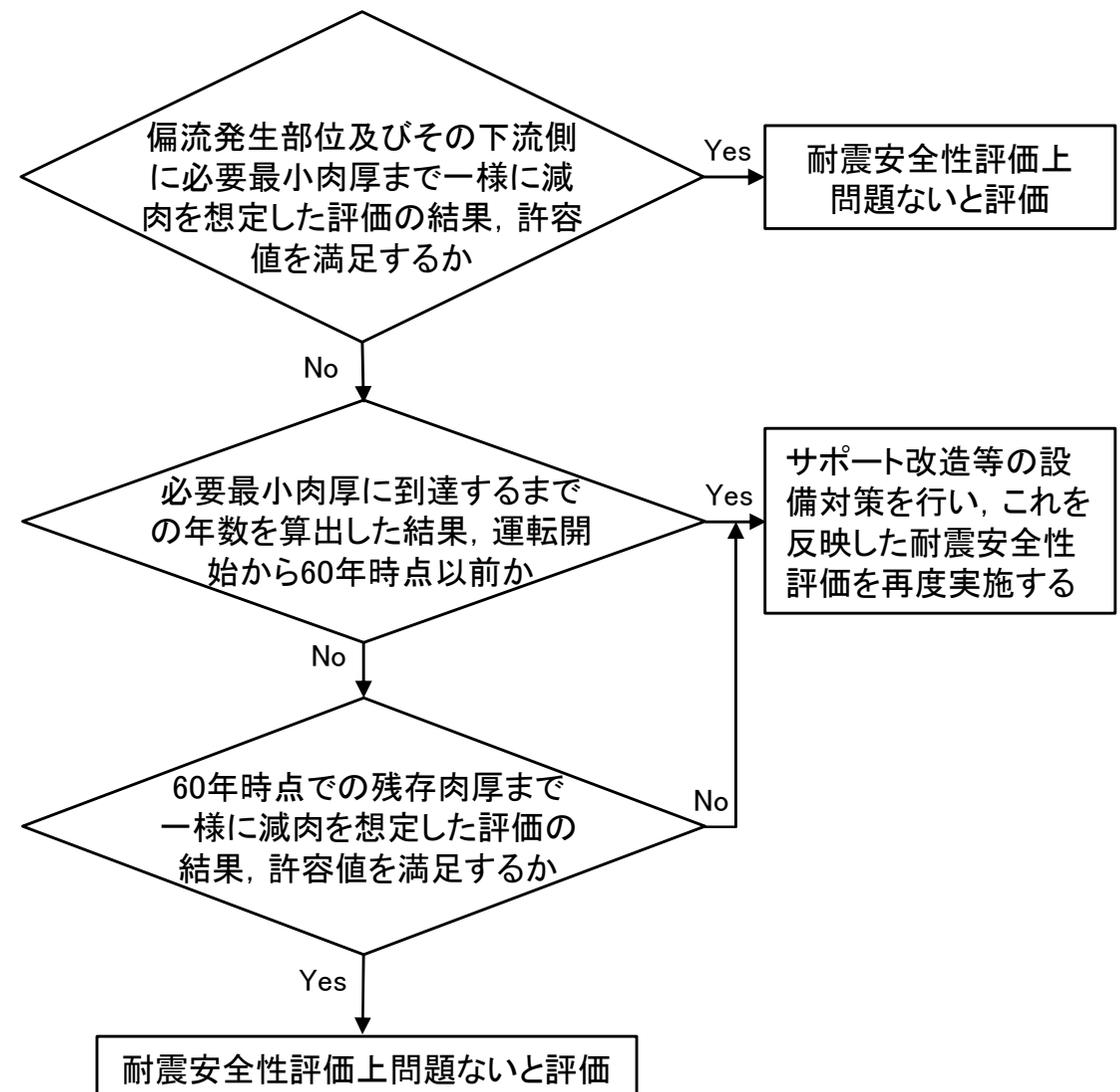
2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出

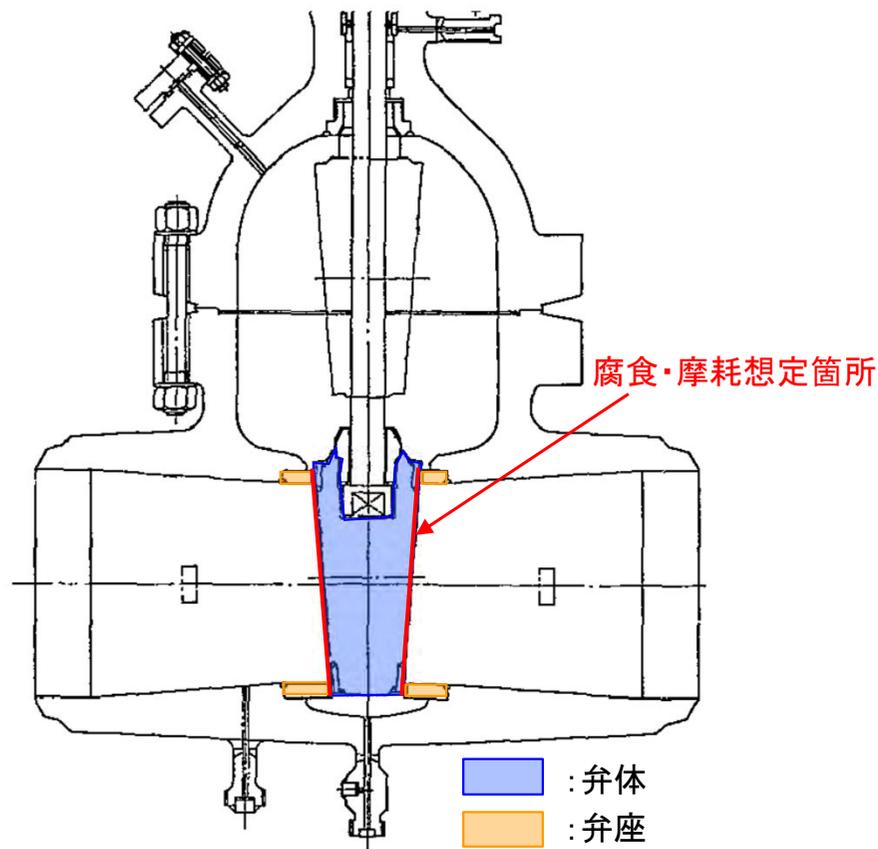
経年劣化事象	腐食(流れ加速型腐食)
想定部位	配管(エルボ部, 分岐部, レジューサ部等(原子炉系(蒸気部)ドレン配管))
耐震安全性評価内容	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力, 又は疲労累積係数を算出し, 許容値を下回ることを確認する。
耐震安全性評価結果	<ul style="list-style-type: none"> ・「発生応力 < 許容応力」であること。 ・「許容応力 < 発生応力」である場合, 疲労解析を行い, 疲労累積係数が許容値1以下であること。^{*1} を確認し, 耐震安全性に問題のないことを確認している。

*1: 原子力発電所耐震設計技術指針
重要度分類・許容応力編より



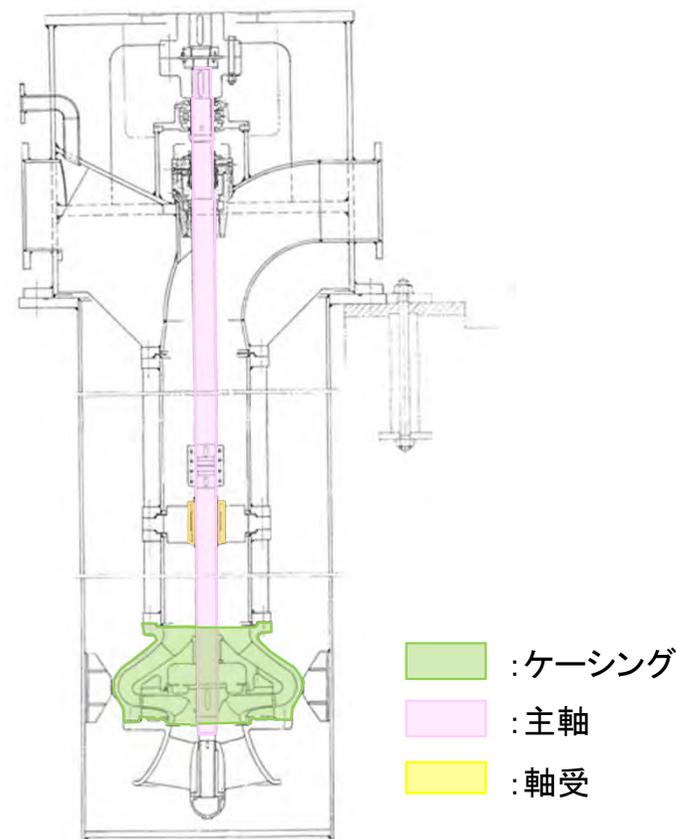
腐食(流れ加速型腐食)(配管)の耐震安全性評価フロー

➤ 振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微若しくは無視」できる事象とした具体例



弁体, 弁座は内部流体に接液しており, また弁開閉時の接触のため腐食や摩耗が発生するが, 表面のみで全体質量に影響のない程度であること, 厚肉で剛性の大きい部位の表面腐食であること及び部材と同一に振動するため相対変位を生じない。

弁の全面腐食(弁体・弁座等), 摩耗(弁体・弁座等)



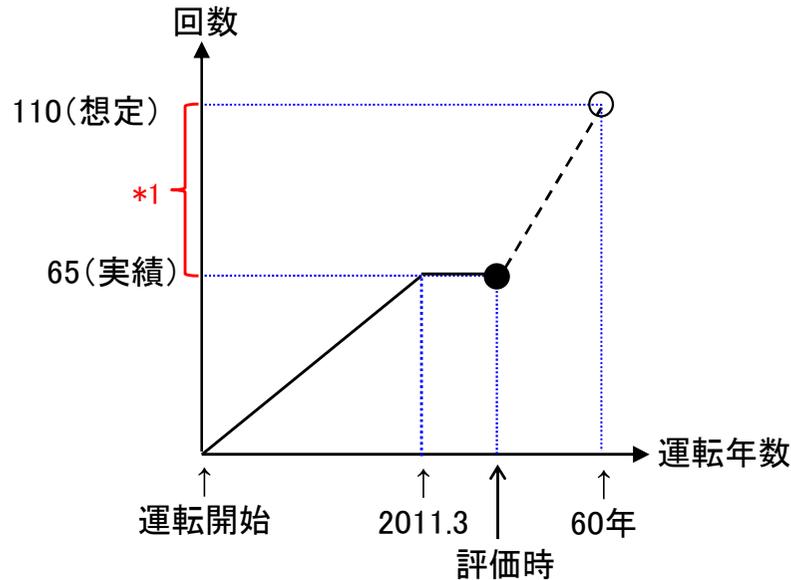
ケーシングは内面・外面が内部流体に接液しており, またポンプ運転時に主軸と軸受が接触して摩耗が発生するが, 全体質量に影響のない程度であること, 厚肉で剛性の大きい部位の表面腐食・摩耗である。

ポンプの腐食(ケーシング等), 摩耗(主軸)

<別紙2>耐震安全性評価－低サイクル疲労評価

➤ 60年時点の推定過渡回数算出時の考え方

*2 実績のない運転過渡については1回を想定(←裕度)



*1 = 実績回数から得られた1年あたりの回数
× 残りの年数 × 1.5倍(←裕度)

60年時点の推定過渡回数算出イメージ

運転条件	評価時点までの実績過渡回数	運転開始後60年時点までの推定過渡回数
ボルト締付け	26	48
耐圧試験	72	132
起動(昇温)	65	110
起動(タービン起動)	65	110
夜間低出力運転(出力75%)	67	120
週末低出力運転(出力50%)	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失(発電機トリップ)*2	0	1
給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)*2	0	1
スクラム(タービントリップ)	16	22
スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	3	6
スクラム(その他)	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

➤ 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Ss)		
原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	+	0.6558	= 0.7411 < 1

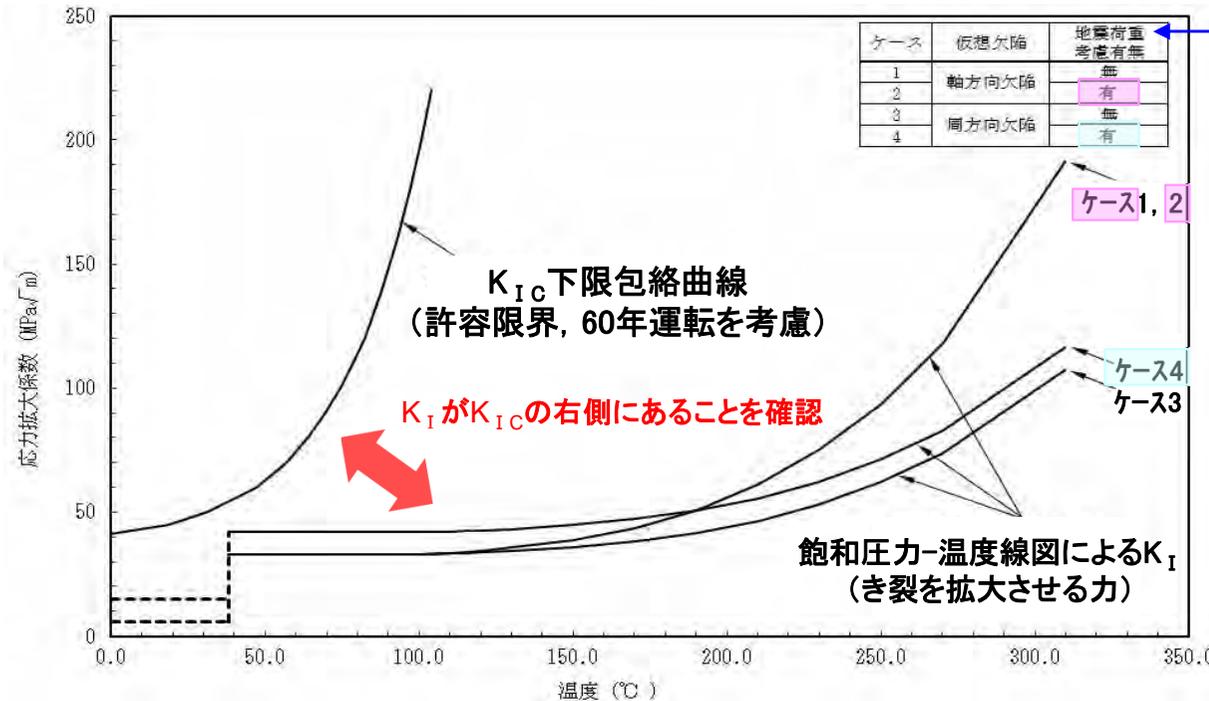
*1, *2の裕度を考慮した数値

地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて疲労累積係数を算出(←裕度)

裕度を考慮した疲労累積係数に「設備評価用床応答曲線」から算出した地震動による疲労累積係数を足し合わせた合計値が許容値1を下回るため、耐震安全性上問題ないと評価した。

<別紙3>耐震安全性評価—中性子照射脆化評価

➤ 応力拡大係数 (K_I) 算出時の考え方



地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

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)

- ・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方法」に基づき、**評価対象機器の点検で確認されていない*1**板厚の1/4深さの仮想欠陥を想定(←裕度)
- ・ K_I 曲線の入力条件である運転期間延長認可後の設備利用率を、これまでの**実績の70%程度を包含する80%**で設定(←裕度)

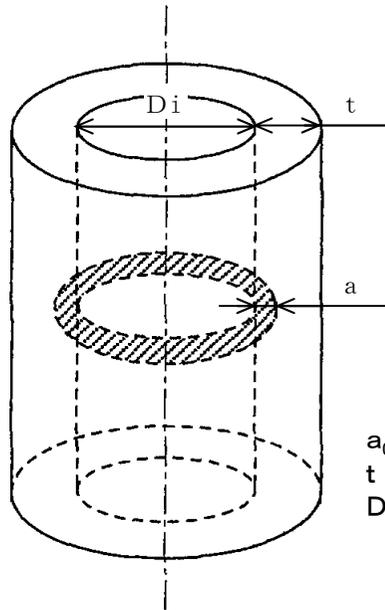
*1: 特別点検を実施し溶接金属、熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかった。

➤ 評価結果

裕度を考慮した K_I に「設備評価用床応答曲線」から算出した地震荷重を足し合わせた K_I 線曲線が K_{Ic} 下限包絡曲線を下回るため、耐震安全性上問題ないと評価した。

<別紙4>耐震安全性評価—照射誘起型応力腐食割れ

➤ 応力拡大係数算出時の考え方



a_0 : 亀裂深さ(=1.0[mm])
 t : 炉心シュラウドの板厚
 D_i : 炉心シュラウドの内径

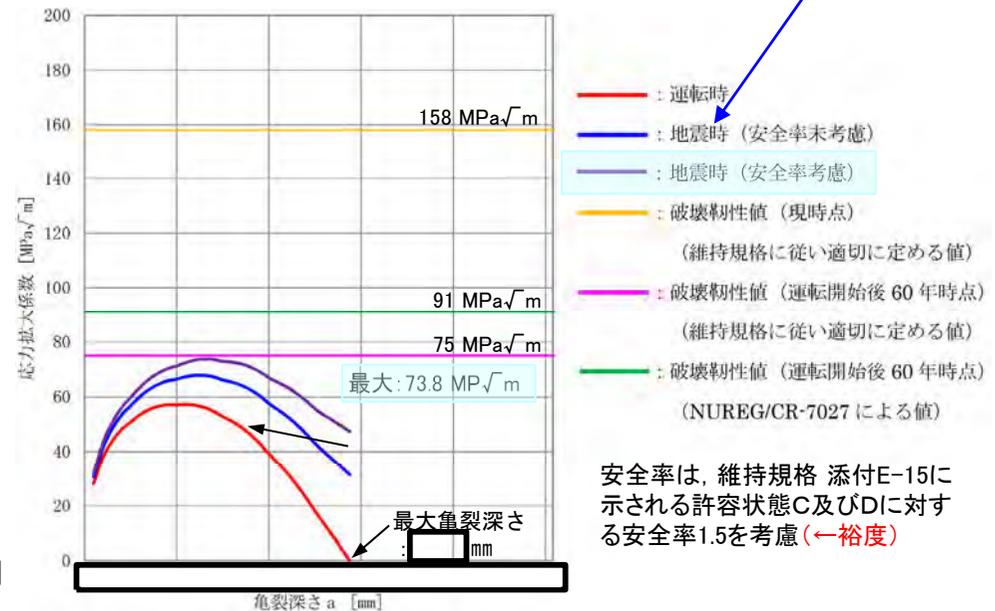
- ・運転期間延長認可後の設備利用率をこれまでの実績の70%程度を包含する80%として応力拡大係数を算出(←裕度)
- ・溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食割れの発生を想定し、点検で確認されていない内表面全周亀裂を想定した評価を実施した。(←裕度)

<亀裂想定位置及び評価モデル>

➤ 評価結果

- ・日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)(以下、「維持規格」という。)に基づく解析により算出した応力拡大係数(73.8MPa√m)と、維持規格に基づき運転開始後60年時点の照射量に応じて算出した破壊靱性値(75MPa√m)と比較した結果、応力拡大係数は破壊靱性値を下回るため、不安定破壊に至らず、耐震安全上問題ないと評価した。

地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)



内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

<別紙5> 耐震安全性評価－熱時効

➤ 脆化を考慮した亀裂進展抵抗(J_{mat})と、地震を考慮した応力により生ずる亀裂進展力(J_{app})算出時の考え方

① 運転期間延長認可後の設備利用率をこれまでの実績の70%程度を包含する80%とした評価対象期間(←裕度)における脆化予測
 J_{mat} を脆化予測モデル(H3Tモデル)を用いて予測



② 評価用想定亀裂の設定
 点検で確認されていない初期欠陥を設定し、疲労により60年時点での亀裂進展を評価。さらに保守的な亀裂形状を設定(←裕度)



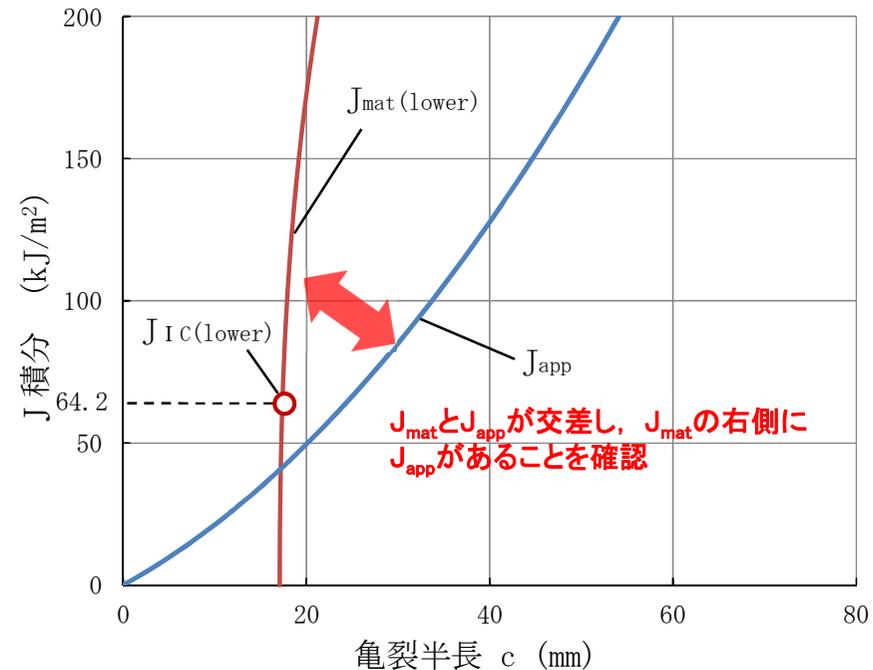
③ 亀裂進展力の評価
 地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を考慮し、 J_{app} をJ積分の解析解により算出



④ 亀裂安定性評価
 ①～③で得られた J_{mat} と J_{app} がグラフ上交差する、すなわち亀裂進展力に対して亀裂進展抵抗が上回ることで、不安定破壊しないことを確認する。

➤ 評価結果

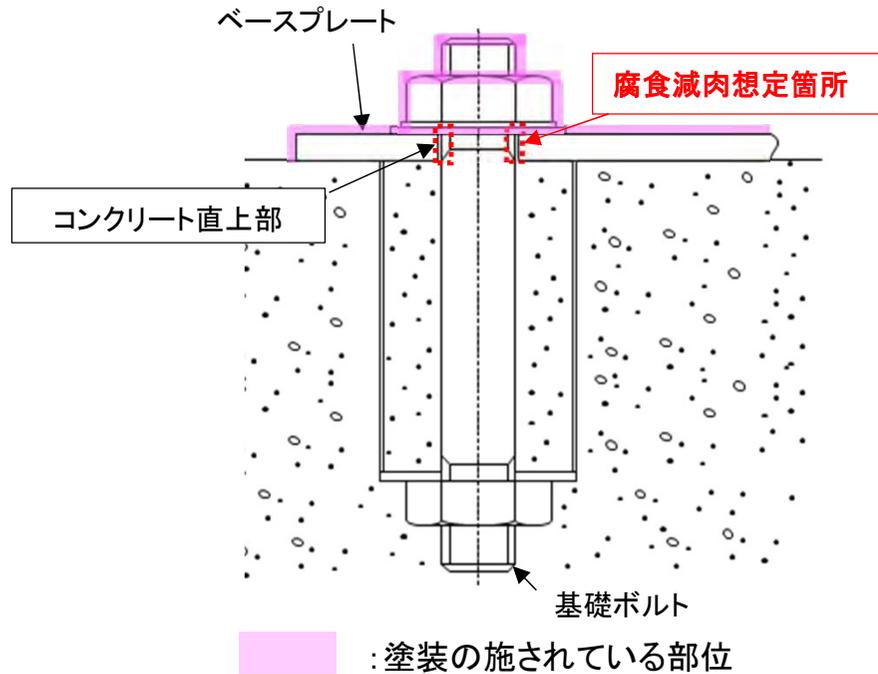
亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること及び亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから、不安定破壊することはないと評価した。



亀裂安定性評価結果(例)

<別紙6>耐震安全性評価－腐食(全面腐食)

➤ 発生応力算出時の考え方



- 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、他プラントにて実施した基礎ボルト腐食量調査結果より設定した腐食量(0.3mm←裕度)を基礎ボルトに仮定する。
- 地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

<基礎ボルト概要図>

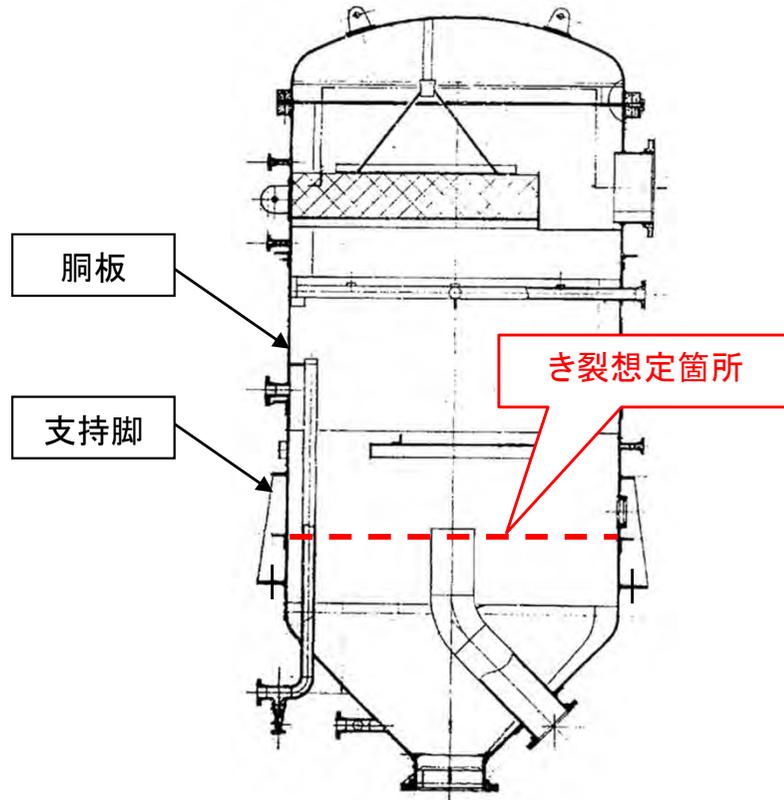
➤ 評価結果(排気筒の耐震評価結果を例示)

評価部位		発生応力(MPa)		許容応力(MPa)
①筒身脚部基礎ボルト	引張	257	<	324
	せん断	12	<	187
②鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	<	236
③補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	<	490

裕度を考慮した地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全上問題ないと評価した。

<別紙7>耐震安全性評価－応力腐食割れ

➤ 発生応力算出時の考え方



- ・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)に基づき、点検で確認されていない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た。(←裕度)
- ・地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

廃液濃縮器蒸発缶構造図

➤ 評価結果

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

裕度を考慮した地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全上問題ないと評価した。

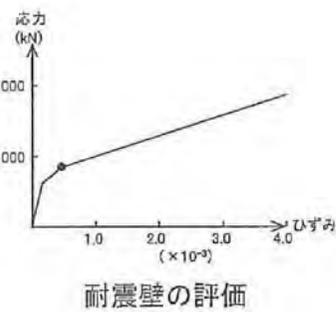
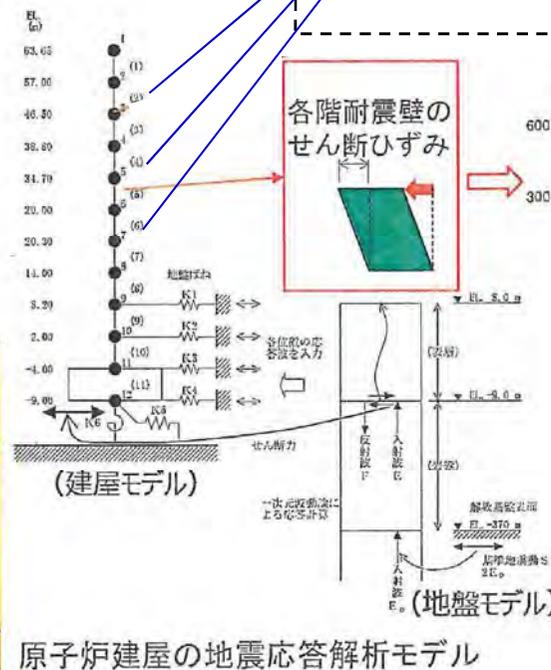
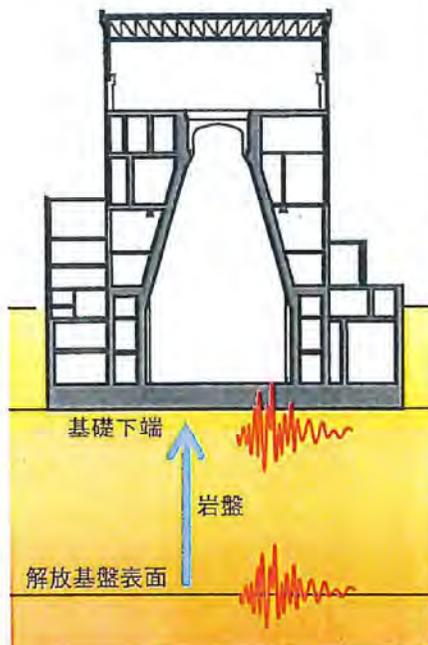
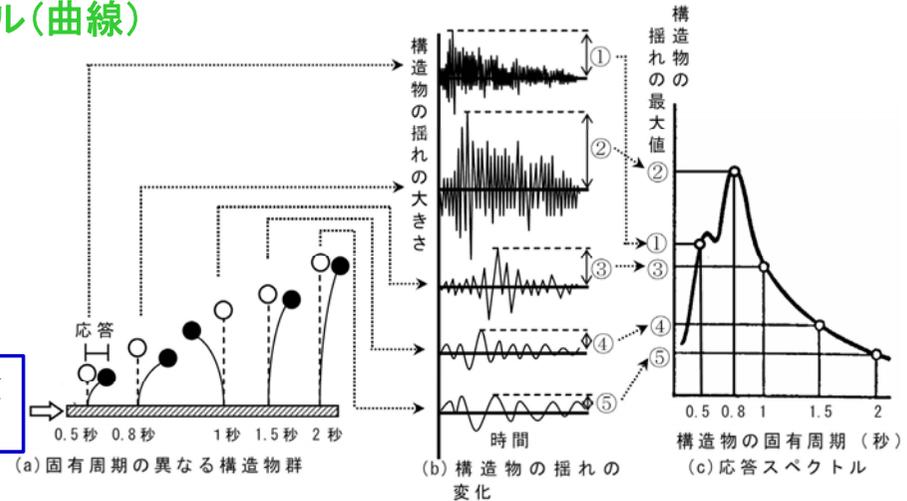
<別紙8> 動的地震力の設定(建屋からの応答波)

(1) 基準地震動から床応答スペクトル(曲線)までの流れ(イメージ)

① 基準地震動Ss8波等に対して，地盤モデルを用いて，解放基盤表面から建屋基礎下端までの岩盤中の地震波の伝播を計算し，これを入力とした建屋モデルにより建屋全体の応答を計算し，各階床面における応答波を求める。

床応答スペクトル(曲線)

各階床面の応答波(加速度時刻歴)



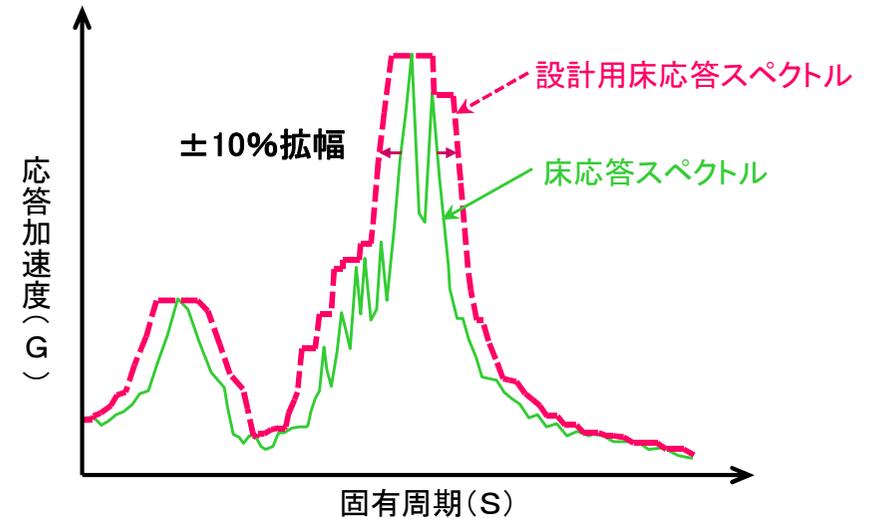
② ①で求めたそれぞれの各階床面の応答波ごとに，短周期から長周期までの種々の固有周期に対して得られる最大応答加速度を求め，基準地震動Ss8波等の各応答を包含するように結んだ床応答スペクトル(曲線)を作成する。

(2) 設計用床応答スペクトル(曲線)と設備評価用床応答曲線(イメージ)

床応答スペクトル(曲線)

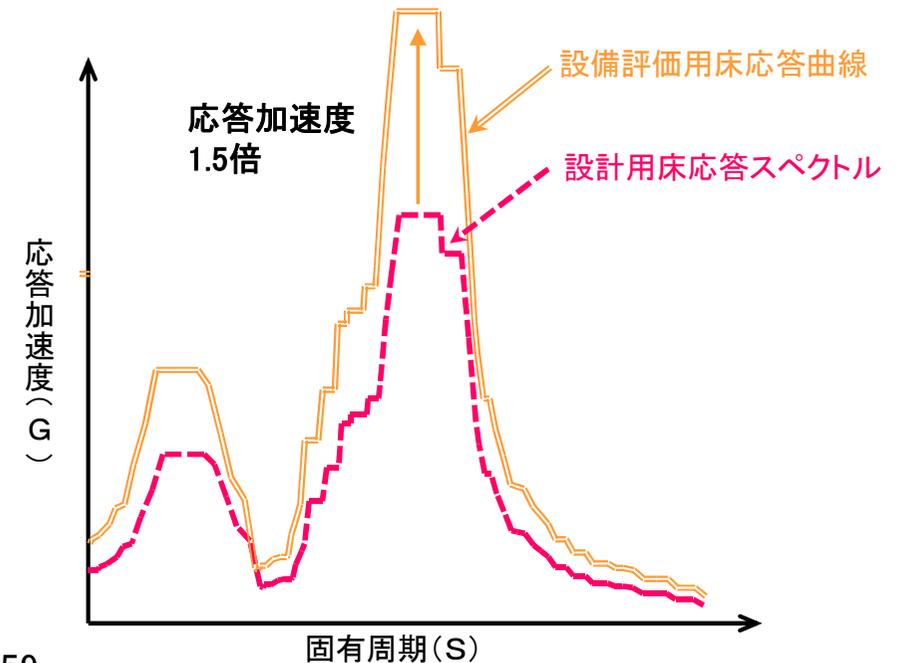
③ ②で作成した床応答スペクトル(曲線)に変動因子による影響*を踏まえて周期軸方向に対して±10%拡幅することで、設計用床応答スペクトル(曲線)とする。

- * 以下の変動因子を考慮
- ・地盤物性, 建屋剛性
 - ・地盤ばね定数の算出式及び減衰定数
 - ・模擬地震波の位相特性, 機器の固有周期のずれ 等



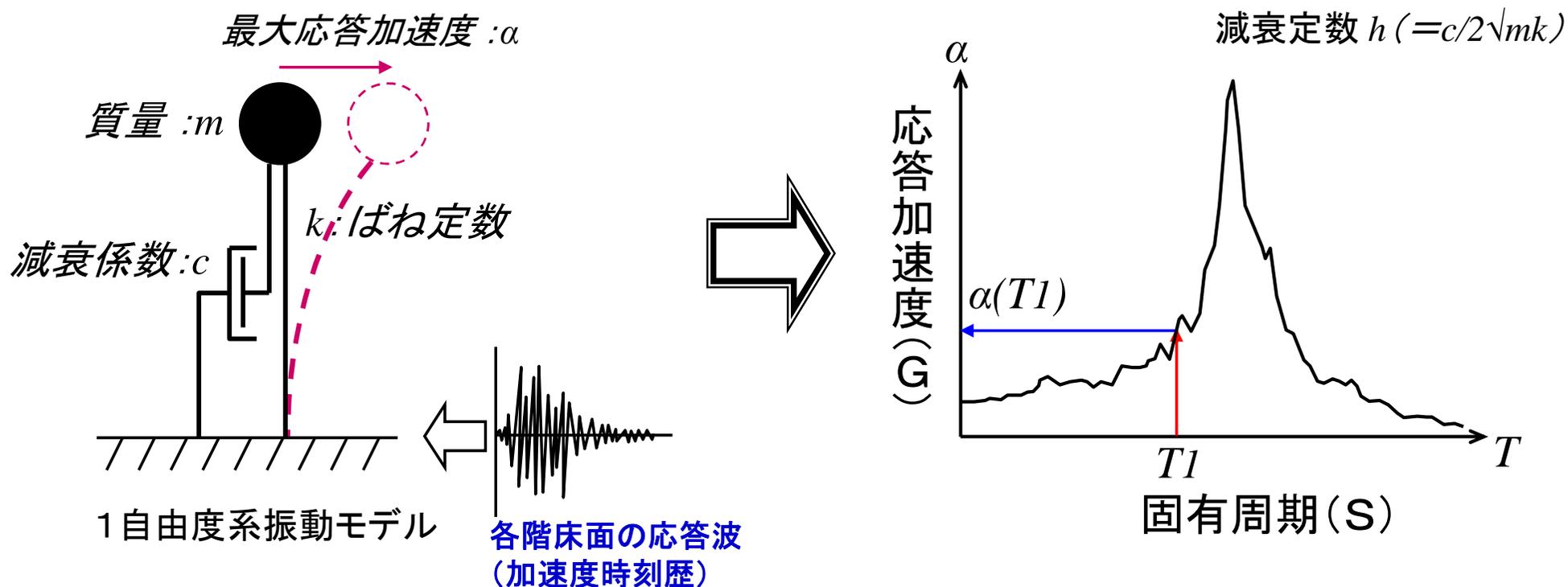
設計用床応答スペクトル(曲線)

④ 設計用床応答スペクトル(曲線)に裕度として応答加速度(震度)に1.5倍を見込み、設備評価用床応答曲線を作成する。



設備評価用床応答曲線

別図



- ① 質量(m)とばね定数(k)の関係から1自由度系振動モデルの固有周期($T1$)を定める。
- ② 1自由度系振動モデルの応答解析により固有周期($T1$)における最大応答加速度($\alpha(T1)$)を算出する。
- ③ 固有周期の一定の幅(例:0.05s~1.0s)に対して、①~②を繰り返して行う。
- ④ 必要な減衰定数(例: $h=0.5\% \sim 5.0\%$)に対して、①~③を繰り返して行う。

<別紙9> 配管における高経年化対策上考慮すべき経年劣化事象

○高経年化技術評価において、着目すべき、若しくは着目すべきではない経年劣化事象として抽出した経年劣化事象を以下のとおり配管材質ごとに整理している。

なお、溶接部について考慮すべき経年劣化事象については、配管同等として評価を行っている。

①ステンレス鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	配管の疲労割れ*
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	温度計ウェルの高サイクル疲労割れ
	オリフィスの異物付着
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の貫粒型応力腐食割れ
	フランジボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ, ハンガ及びレストレイントの腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	配管及び温度計ウェルの粒界型応力腐食割れ
	配管の腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ及びハンガの機能低下
ラグ及びレストレイントの疲労割れ	

* 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出
高経年化-361

②炭素鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	配管の疲労割れ*
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	オリフィス及びフローノズルの異物付着
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(流れ加速型腐食)*
	配管及びクローザージョイントの外表面及び内表面腐食(全面腐食)
	配管の外表面腐食(隙間腐食)
	二重管の外表面及び内表面腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	ラグ, レストレイント, オイルスナツバ, メカニカルスナツバ, ばね防振器及びハンガの腐食(全面腐食)
	フランジボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ, メカニカルスナツバ, ばね防振器及びハンガの機能低下
	配管の内表面腐食(全面腐食)
	ラグ及びレストレイントの疲労割れ

* 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

③低合金鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	配管の高サイクル疲労割れ
	配管のクリープ
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(液滴衝撃エロージョン)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ, ハンガ, ラグ及びレストレイントの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(流れ加速型腐食)
	オイルスナツバ及びハンガの機能低下
	ラグ及びレストレイントの疲労割れ

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
<p>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。</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>

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
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>

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ド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、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ド内面及びサプレッションチェンバスプレイヘッド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
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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、主排気筒鉄塔)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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p> <p>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要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>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。</p>
<p>22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、</p> <p>① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。</p> <p>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要否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

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
<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

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)

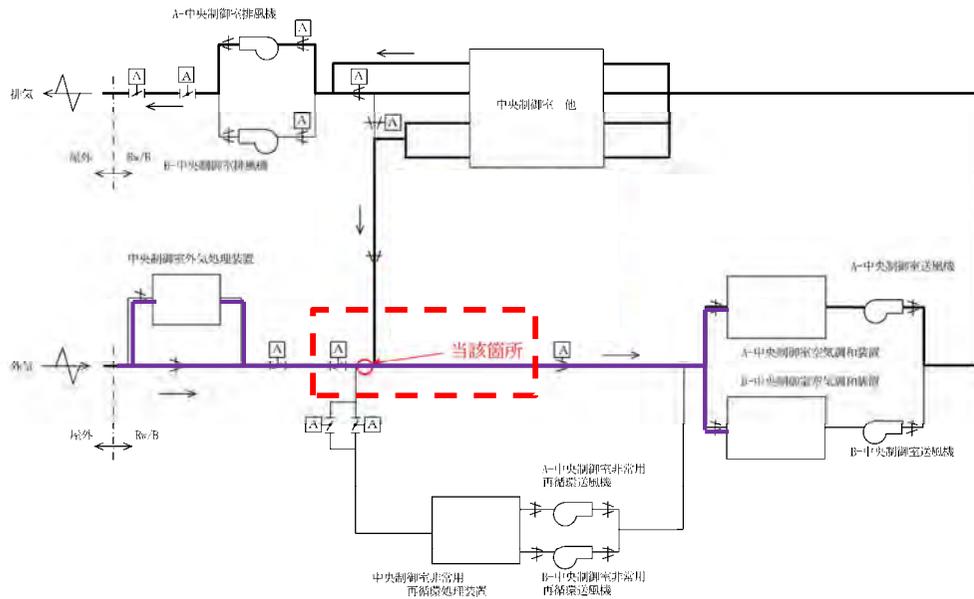


長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>26. 原子炉格納容器内の電動(交流)弁用駆動部及び原子炉格納容器外の電動(交流・直流)弁用駆動部の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.382-1996「IEEE 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もとに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。</p> <p>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もとに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。</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

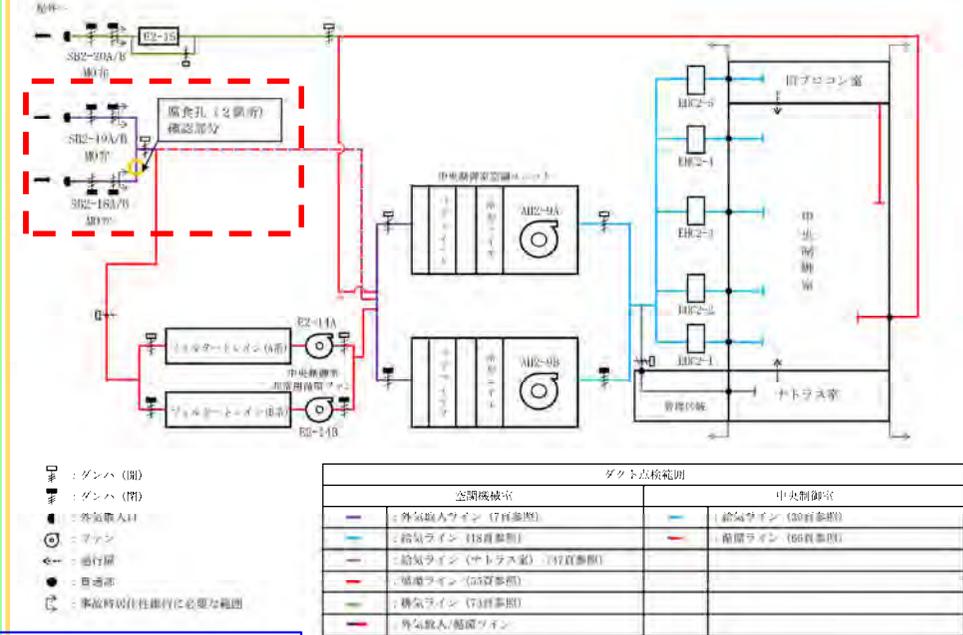
4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



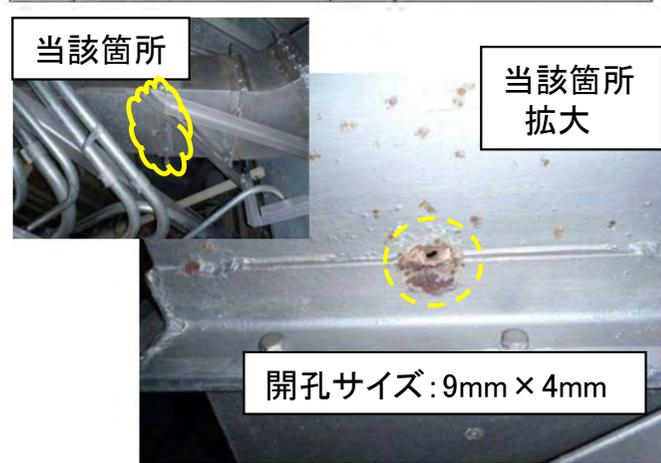
他プラント 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



東海第二 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



法令・技術基準等への適合判断	
実用炉規則の安全重要な機器等※1	
該当	該当
↓	
システムに要求される必要な機能※2	
満足しない	満足している



※1: 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。
 ※2: 事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを介して内部循環させる機能。

4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所 でダクト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取込まれた水分及び塩分が付着したことによるもの(※)
再発防止対策	①点検頻度見直し(内部点検口の追加) ②ダクト仕様見直し ③外気処理装置の運用を常時使用に見直し ④ダクト形状・構造見直し	①同左 ②無し ③無し(外気処理装置は未設置のため) ④無し ⑤発錆, 腐食等確認時の迅速な補修塗装対応

※他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(1/2)

● ダクトの保全内容

①従来 の 点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。 ＜別紙＞

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施している。
 - ・点検周期: 1回／10年→1回／5年 **＜点検頻度を増加＞**
 - ・点検内容: 機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検 **＜点検範囲を拡大＞**
- 2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

②他プラント及び東海第二の開口事象の比較

1) 他プラントの開口事象

- ・腐食孔サイズ: **100cm×30cm他**
- ・部位: 外気取入れ口から再循環ライン合流部

- ・材質: 亜鉛めっき鋼板, 一部ステンレス鋼
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

2) 東海第二の開口事象

- ・腐食孔サイズ: **①9mm×4mm ②4mm×6mm**
- ・部位: 外気取入れライン(水平ダクトローポイント部)

- ・材質: 亜鉛めっき鋼板
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

- 3) **開口事象の共通事項として、事象発生の部位、材質、腐食の形態は同様であった。**
差異としては、開孔サイズに大きな違いが確認された。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(2/2)

③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を是正処理として保全内容に反映する。

- 1)ダクト点検計画を**全数点検(外面及び内面)／3カ年(※)**に見直した。
点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し、適時改善する。
- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。
またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、**点検口を追加**する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら**速やかに補修塗装**を計画する。

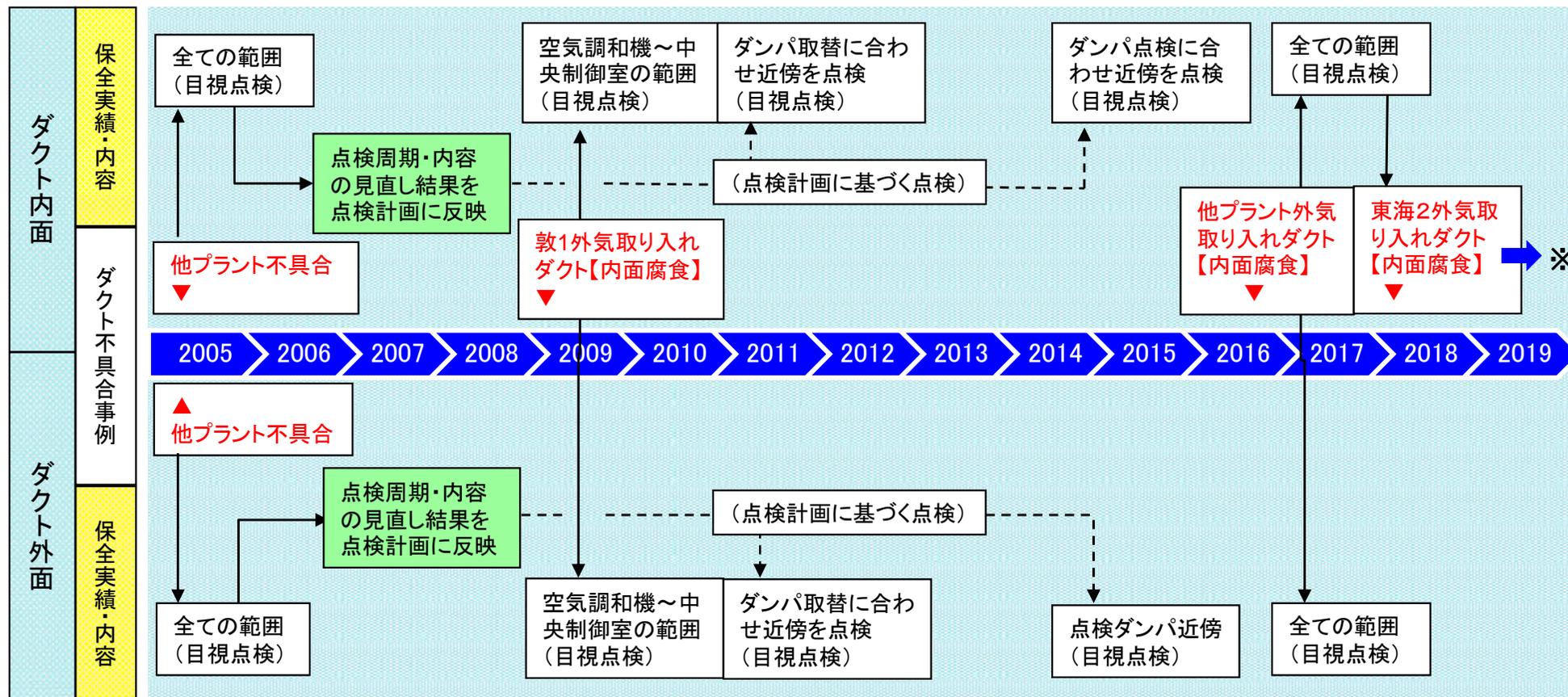


これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくことにより、中央制御室換気系のダクトは、**腐食の早期検知が可能となり、健全性が維持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可能と判断している。**

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(=腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について



※ ◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し⇒**全数点検(外面及び内面)／3ヵ年**に見直し
2. ダクト修繕及び改造 ⇒ダクト交換(一部点検口の追設(**ローポイント部点検拡充**))
3. 日常点検結果への迅速な対応 ⇒発錆, 腐食等が確認されたら**速やかに補修塗装**

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価
 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理 (1/4))



○使用済燃料乾式貯蔵施設で想定される経年劣化事象と対応方針

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設に求められる安全機能と各機能を担う設備、
各設備で想定される経年劣化事象とその対応を以下のとおり検討，整理した。

安全機能		想定される経年劣化事象	対応・評価
機能	主な対応設備		
除熱機能	貯蔵建屋(自然対流)	— *	— *
	伝熱フィン	炭素鋼，低合金鋼の腐食(全面腐食)	フィン取付部はレジンが充填されており，腐食発生なし
閉じ込め機能	金属容器，二重蓋，金属ガスケット	①炭素鋼，低合金鋼の腐食(全面腐食) ②ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ ③金属ガスケットの密封性能低下	①外面塗装及び点検，補修 ②同上 ③供用期間中の密封維持評価，常時監視及びガスケット交換対応
遮蔽機能	ステンレス鋼，鉛，レジン(合成樹脂)，建屋遮蔽壁	・中性子遮へい材(レジン)の性能低下	・酸化反応，熱分解反応の抑制，放射線照射による減損等は無視できる程度
臨界防止機能	バスケット(中性子吸収材設置)	・バスケットの性能低下	・クリープ発生の抑制，放射線照射による減損等は無視できる程度，腐食発生無し

<経年劣化事象の検討・整理結果>

* 経年劣化により自然対流冷却が失われるような建屋形状の変化は考え難い。

計画的な保全や監視等で対処可能であり，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断している。以降に詳細を示す。

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理 (2/4))



使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象について、以下の検討結果より、計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断した。

➤ 炭素鋼，低合金鋼の腐食（全面腐食）

- ・大気との接触における腐食が想定される部位には塗装を施している。
- ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装を施す。

➤ ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ

- ・大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンによる応力腐食割れが想定される部位（残留応力が存在する溶接部近傍を含む）には塗装（吊搬作業で使用するトラニオンはグリス塗布）を施しており，海塩粒子が付着する可能性は小さい。
- ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装（グリス塗布）を施す。

➤ 金属ガasketの密封性能低下

- ・寸法変化や反力低下による性能低下：
規格※により使用環境における供用期間中の密封機能維持が確認されている。
- ・二重蓋内部はヘリウムガスで加圧され、密封圧力監視系で常時圧力を監視しており、圧力が低下した場合は、中央制御室の警報装置が作動する構造となっている。
なお、金属ガasketは使用済燃料プールへ再度移送することで交換可能である。

※:「日本原子力学会標準使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010」(社団法人 日本原子力学会)

➤ 中性子遮へい材の性能低下

中性子遮へい材であるレジンについては、大気との接触による酸化反応、高温下での熱分解反応、放射線分解及び中性子吸収材の減損による性能低下が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・酸化反応：レジンは外筒と中間胴（胴）の間に充填され大気と接触しない。
- ・熱分解反応：ヘリウムガスは内胴内部、胴内部及び一次蓋～二次蓋間に封入され金属ガスケットで密封された状態で保持されており、ガスの量に増減がなく伝熱フィンが設けられ、使用済燃料から発生する崩壊熱を外側に放出する設計となっている。
- ・放射線分解及び中性子吸収材の減損：

設計評価期間(40年)内に受ける中性子照射量は設計値以下であり、中性子吸収材の減損については文献*によると、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度に小さいことが確認されている。

*出典：「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験報告書 最終報告」
(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

▶ バスケットの性能低下

高温下でのクリープ等による形状，強度変化，中性子照射及び中性子吸収材の減損，腐食による性能低下の発生が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・クリープ等による形状，強度変化：バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く，設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射：設計評価期間内のアルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下である。
- ・中性子吸収材の減損：供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評価を行っており，評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。
- ・腐食：ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。

＜別紙＞使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様及び構造 (1/2)

東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵容器は、内部を乾燥させ、ヘリウムガスを封入し、使用済燃料を収納する容器であり、事業所内運搬及び貯蔵を兼用している。

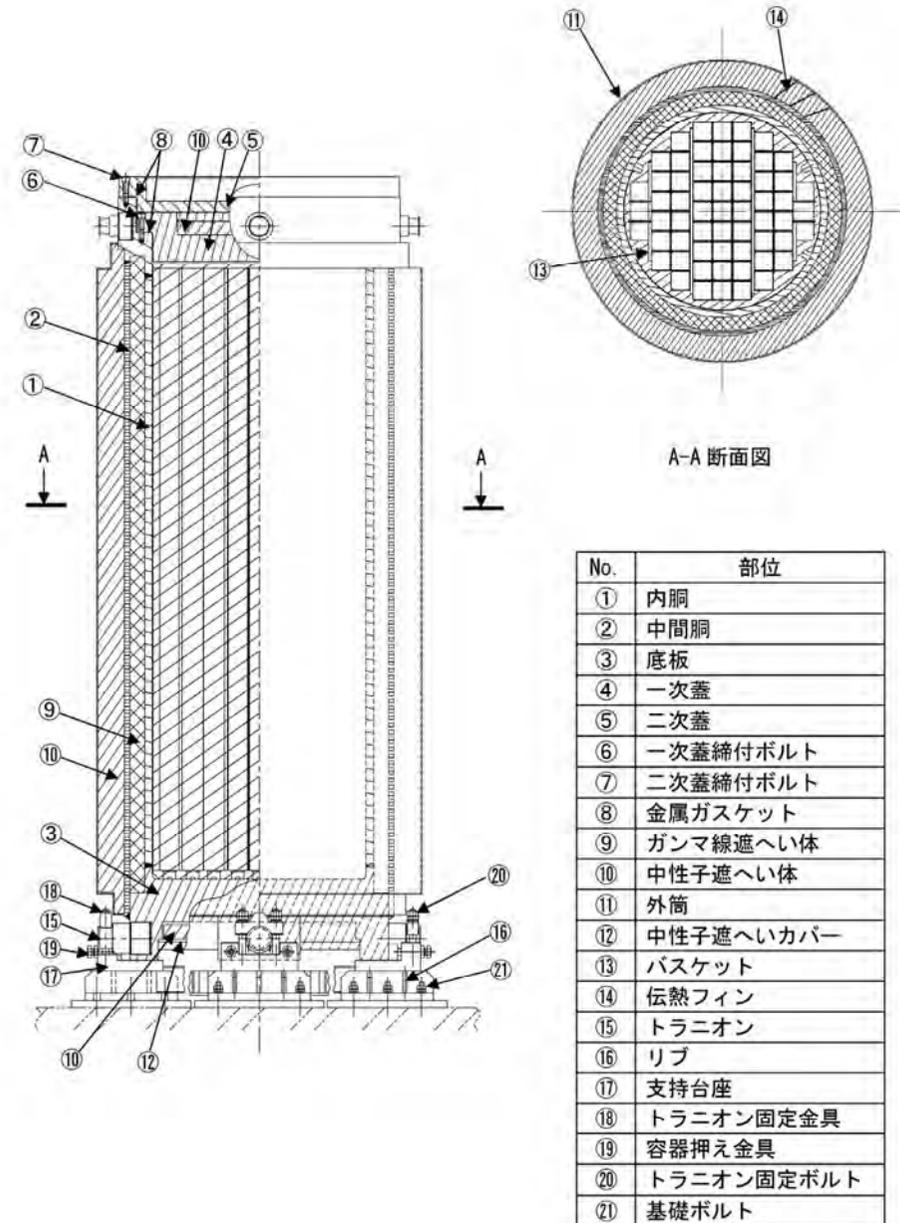
使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

種類	重要度*1	号機*2	使用条件	
			最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
密封監視機能付縦置円筒型	PS-2	1~15, 23*3, 24*3	1.0	160(容器) 210(バスケット)
		16, 17		170(容器) 260(バスケット)
		18~21*3		160(容器) 230(バスケット)

*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

*2: 22号機は欠番

*3: 新規に設置される機器



No.	部位
①	内胴
②	中間胴
③	底板
④	一次蓋
⑤	二次蓋
⑥	一次蓋締付ボルト
⑦	二次蓋締付ボルト
⑧	金属ガスケット
⑨	ガンマ線遮へい体
⑩	中性子遮へい体
⑪	外筒
⑫	中性子遮へいカバー
⑬	バスケット
⑭	伝熱フィン
⑮	トラニオン
⑯	リブ
⑰	支持台座
⑱	トラニオン固定金具
⑲	容器押え金具
⑳	トラニオン固定ボルト
㉑	基礎ボルト

使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1~15, 23, 24号機)