

柏崎刈羽原子力発電所5号機
新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る
点検・評価に関する報告書(案)
(機器レベルの点検・評価報告)

概要版

平成21年11月12日



東京電力

本資料の構成

柏崎刈羽原子力発電所5号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する報告書(案)の内容について、以下の構成で報告する。

1. はじめに
中越沖地震後の設備点検および評価の方針
2. 地震応答解析の結果
5号機の地震応答解析の結果
3. 設備点検の結果
これまでに実施した設備点検状況
4. 総合評価
設備点検および地震応答解析の結果を踏まえた評価結果
5. 今後の予定

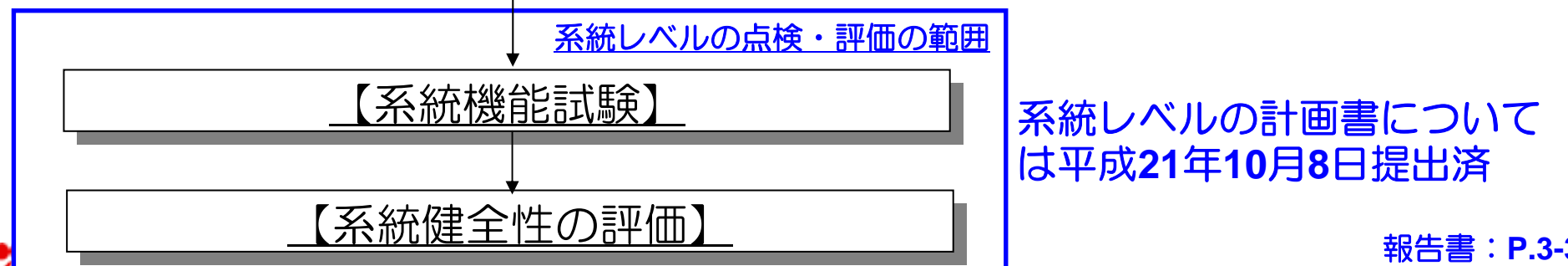
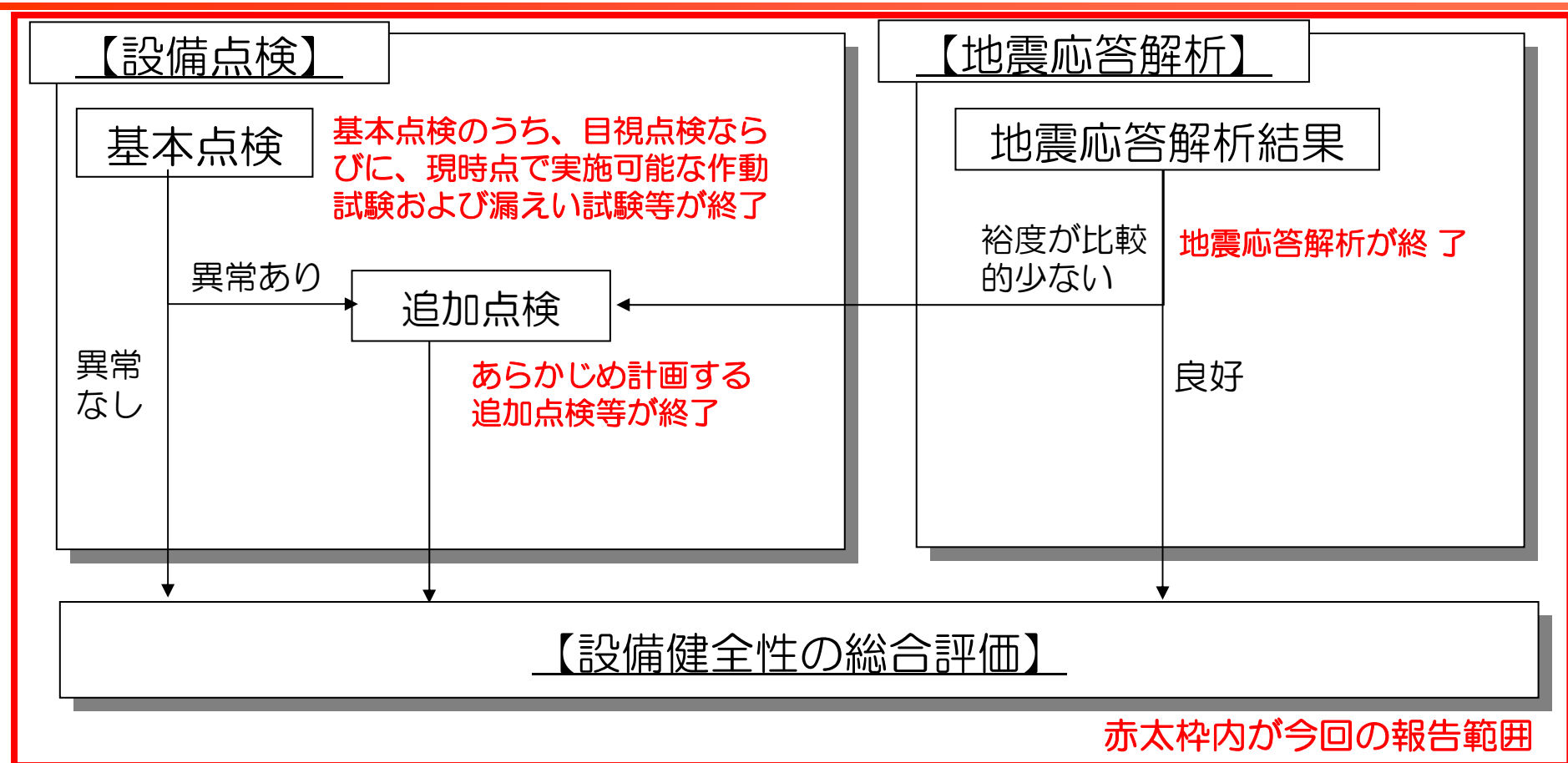
1. はじめに

はじめに（1 / 3）

- 地震後の保全活動全般については、保安規定第107条に定める「特別な保全計画」を策定し実施
- このうち、工事計画書対象設備については、原子力安全・保安院からの指示※に基づき、「点検・評価計画書」を策定
※原子力安全・保安院指示文書：「新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性に係る点検・評価計画について」（平成19年11月9日付）
- この計画に基づき、5号機の機器レベルの設備点検、並びに地震応答解析が概ね終了したことから、これらの結果について取り纏めると共に総合評価※を実施。（報告範囲はP 4参照）

※設備点検、地震応答解析による評価および両者の結果を踏まえた設備の健全性評価

はじめに (2/3)



はじめに (3 / 3)

- 「点検・評価計画書」対象設備（約1,960機器）の基本点検のうち、目視点検ならびに、現時点で実施可能な作動試験および漏えい試験等について、点検が終了した。
 - 現時点において、約1,790機器について基本点検が終了（点検実施状況はP57参照）
 - 設備点検において、109機器に異常が確認され、これらについて原因ごとに分類を行った。（P72参照）
- 知見拡充を目的に実施した予め計画する追加点検が終了した。（P59：予め計画する追加点検結果参照）
- 地震応答解析がすべて終了した。
（P6：地震応答解析の実施結果参照）

※上記項目結果により、機器レベルの健全性の総合評価を実施した。

2. 地震応答解析の結果

はじめに

■ これまでに報告済みの解析評価結果

- ✓ 構造強度評価 : 109/110設備
- ✓ 動的機能維持評価 : 40/44設備

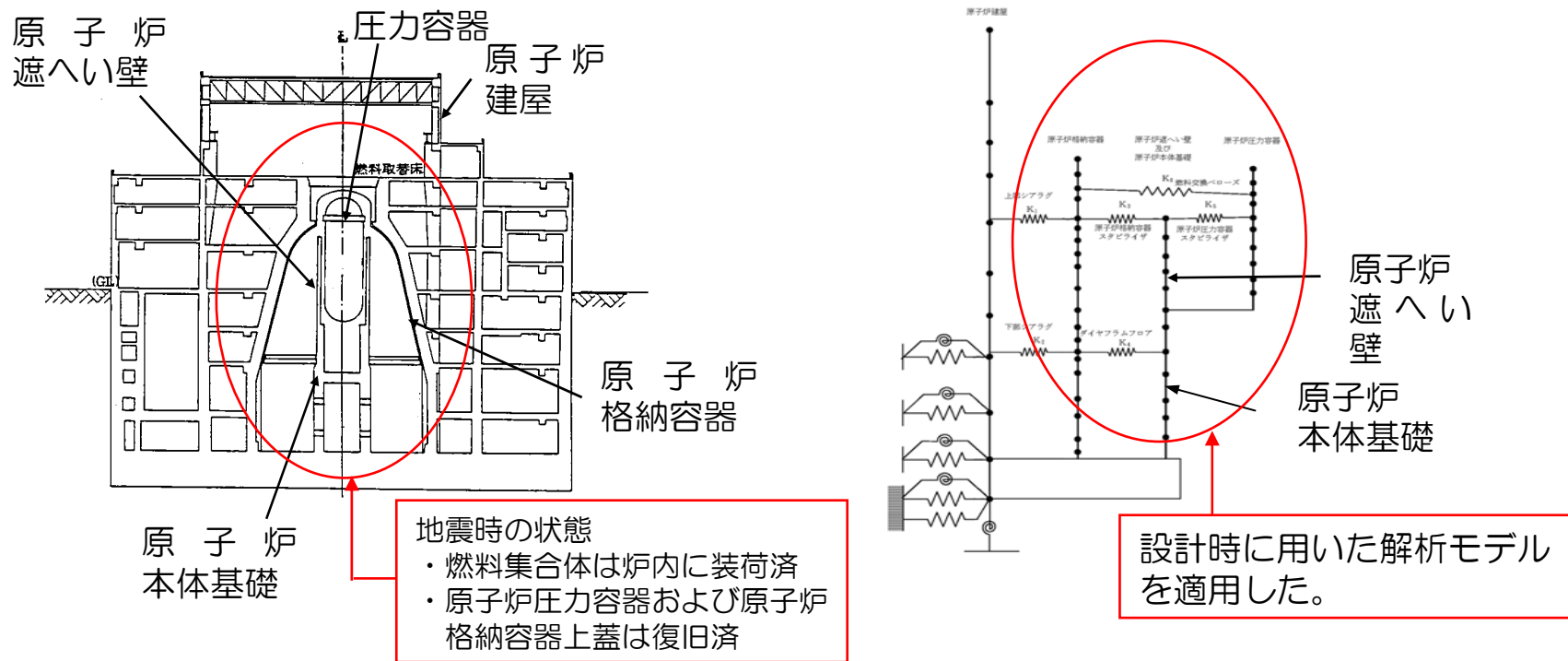
■ 今回報告する解析結果

原子炉再循環系配管の解析評価結果および結果が得られた動的機能維持評価結果について報告する。

- ✓ 構造強度評価 : 110/110設備
- ✓ 動的機能維持評価 : 44/44設備

5号機地震応答解析の基本方針

- 中越沖地震発生時に5号機は定期検査中で停止していたが、設備は概ね復旧されていたことから設計時と同等の条件での解析評価を行った。



本評価に用いた原子炉格納容器—原子炉压力容器地震応答解析モデルの例

5号機地震応答解析の基本方針

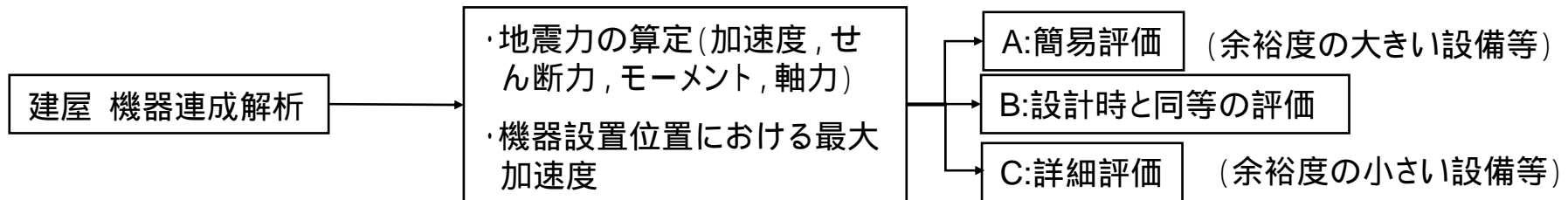
- 5号機は地震時に定期検査中で停止しており、炉内に設置されている下記の設備については、設計時に考慮した状態とは異なる状態であったため、地震時の状態を反映した評価を実施した。

(下記の内、設計時と同等の評価を実施した設備)

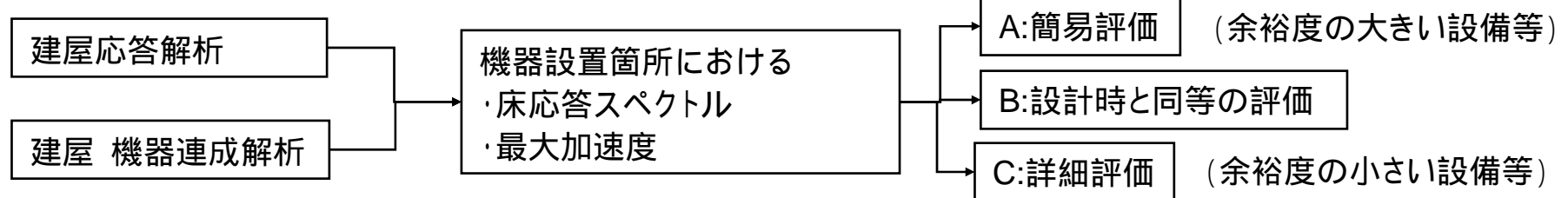
- ✓ 大型機器
原子炉圧力容器，炉内構造物，炉心支持構造物，格納施設
- ✓ 計測制御系統設備の内、炉内に設置されている設備
⇒ 評価基準値を地震時の状態を考慮して設定

5号機地震応答解析評価の概要

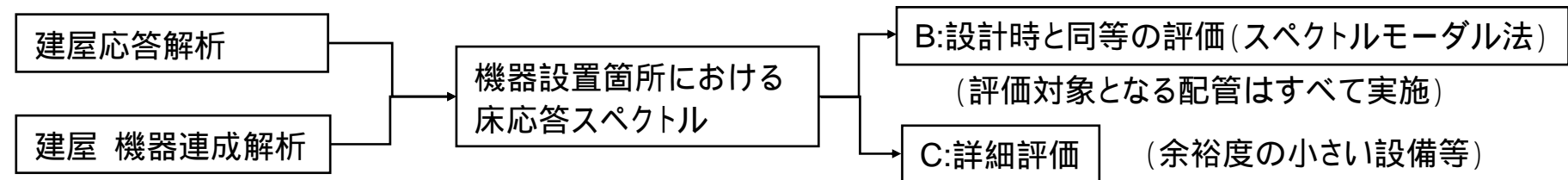
■ 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）



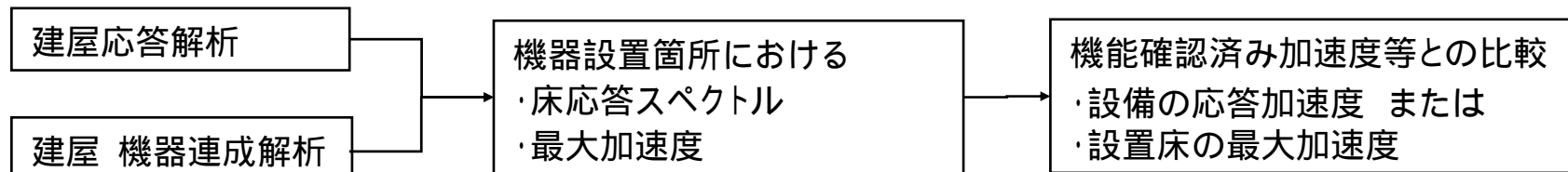
■ 床置機器（ポンプ，熱交換器，換気空調設備等）



■ 配管系



■ 動的機能維持（ポンプ，ファン，弁等）



5号機構造強度評価の方法

■ A. 簡易評価（応答倍率法等による評価）

- 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）
 - ✓ 建屋－機器連成応答解析で地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）を算出
 - ✓ 上記地震力と設計時の地震力との比を設計時の応力に乗じて評価基準値と比較
- 床置機器
 - ✓ 本地震と設計時のそれぞれの床応答スペクトルの比を設計時の応力に乗じて評価基準値と比較

■ B. 設計時と同等な評価

- 大型機器，床置機器
 - ✓ 簡易評価の結果，詳細評価が必要と判断された設備は，設計時と同等の評価を行う
- 配管系
 - ✓ スペクトルモーダル法による解析を行い，算出値を評価基準値と比較

なお，必要に応じて下記の条件を考慮する。

- ・ 燃料装荷の有無等，運転状態を考慮した条件の適用
- ・ これまでの試験，研究等により妥当性が確認された評価手法，評価パラメータの適用
- ・ 床応答加速度の方向成分(NS/EW)
- ・ 解析モデルの精緻化

■ C. 詳細評価

- 設計時と同等な評価の結果，さらなる詳細評価が必要と判断された設備は，有限要素法の適用，時刻歴応答解析の実施，減衰定数の見直し等，規格基準の範囲内で詳細評価を行う。

5号機地震応答解析結果 (構造強度評価)

構造強度評価結果：大型機器（1 / 5）

原子炉圧力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生 応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価 方法 ※1	追加点検 (○：実施)
RPV円筒胴	胴板	膜	171	303 345*2	B	
下部鏡板	下部鏡板と胴板の接 合部	膜	175	303 345*2	B	
制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	183	271*2	B	
再循環水出口ノズル(N1)	ノズルセーフエンド	膜	64	143 164*2	B	○
主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエンド	膜	87	188 245*2	B	○
給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	膜	79	188 245*2	B	○
低圧炉心スプレイノズル (N5)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	163	252 328*2	B	○
ブラケット類	炉心スプレイブラ ケット	膜+曲げ	187	214 246*2	B	
原子炉圧力容器スタビライザ	ブラケット	曲げ	142*3	172	A	
原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張	68	499	B	○
制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストレイントビー ム一般部	曲げ	57	201 245*2	B	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値は常温での値

3 応答比が1.0を下回るため設計時の値を記載

構造強度評価結果：大型機器（2/5）

原子炉圧力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
支持スカート	支持スカート	軸圧縮	0.1※2	1※2	B	
原子炉格納容器 スタビライザ	パイプ	圧縮	239	258 265※3	B	○

原子炉本体の基礎

アンカボルト	アンカボルト	引抜力	2592 (kN/6.7°)	4113 (kN/6.7°)	A	
--------	--------	-----	-------------------	-------------------	---	--

- 1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価
- 2 座屈に対する評価式により, 発生値は評価基準値に対する比率で示す。
- 3 評価基準値は常温での値

構造強度評価結果：大型機器（3／5）

炉内構造物

確認対象	評価部位	応力分類	発生 応力 (MPa)	評価基準値 Ⅲ _A ^S (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
蒸気乾燥器	耐震用ブロック	平均せん 断応力	29	34 42※2	B	
シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	膜 膜+曲げ※3	7 107※3	92 172※2※3	B	
気水分離器	スタンドパイプ	膜+曲げ	45	85 106※2	B	
給水スパーチャ	ティ	膜	5	92	A	
高圧及び低圧炉心スプレイ スパーチャ	ヘッダ	膜+曲げ	21	139	A	
ジェットポンプ	ライザブレース	膜+曲げ	76	174	A	
残留熱除去系配管（原子炉 圧力容器内部）	スリーブ／リング	膜	4	143	A	
高圧及び低圧炉心スプレイ系配 管（原子炉圧力容器内部）	低圧炉心スプレイ系 配管	膜+曲げ	45	192	A	
差圧検出／ほう酸水注入系 配管	差圧検出管	膜	56	114	A	
中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	50	139	A	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値は常温での値

3 余裕度が小さい応力分類に訂正

構造強度評価結果：大型機器（4／5）

炉心支持構造物

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 III_AS (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
炉心シュラウド	中間胴	膜	37	92 115※2	B	
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	63	231 232※2	B	
上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	93	214	A	
炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	69	174 200※2	B	
制御棒案内管	ボディ	膜	28	143	A	
燃料支持金具	周辺燃料支持金具	膜	6	57 70※2	B	

格納施設

格納容器胴	円筒部	膜+曲げ	88	505	A	
上部シヤラグ	シヤプレート	組合せ	147	229 265※2	B	
下部シヤラグ	シヤプレート	組合せ	92	237 265※2	B	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値は常温での値

構造強度評価結果：大型機器（5 / 5）

格納施設

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価方法 ^{*1}	追加点検 (○：実施)
サプレッションチェンバ 底部ライナ	ベアリングブ レート	曲げ	149	273 305 ^{*2}	B	
原子炉格納容器 配管貫通部	貫通部スリー ブ	膜+曲げ	61	271	A	
原子炉格納容器 電気配線貫通部	貫通部	膜	16	180	A	
ダイヤフラムフロア	スラブ	面内 せん断力	1.138	3.870	A	
ベント管	ベント管と上 部ブレース ングの接合部	一次	65 ^{*3}	270	A	
サプレッションチェンバ スプレイ管	スプレイ管	一次	121	186	A	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値は常温での値

3 本地震による地震力が設計時地震力を下回るため設計時の値を記載

構造強度評価結果：床置機器（1 / 7）

制御棒駆動水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_{\Delta}\text{S}$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	98	205	B	

残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	102	342	B	
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断	5	350	A	
残留熱除去系ストレーナ	フランジ	曲げ	51	169	A	

原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断	14	350	A	○
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	タービン 取付ボルト	引張	18	443	A	○

高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系ポンプ	基礎ボルト	せん断	6	350	A	
高圧炉心スプレイ系 ストレーナ	フランジ	曲げ	66※2	169	A	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 応答比が1.0を下回るため設計時の値を記載

構造強度評価結果：床置機器（2/7）

低圧炉心スプレイ系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 III_AS (MPa)	評価方法※	追加点検 (○：実施)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	基礎ボルト	せん断	8	350	A	

主蒸気系

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ	胴板	膜	27	150	A	
主蒸気逃がし安全弁自動減圧 機能用アキュムレータ	胴板	膜	31	150	A	

原子炉補機冷却水系

原子炉補機冷却水系熱交換器	基礎ボルト	せん断	55	121	A	
原子炉補機冷却水ポンプ	ポンプ取付 ボルト	せん断	13	347	A	

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

構造強度評価結果：床置機器（3／7）

原子炉補機冷却海水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価方法※	追加点検 (○：実施)
原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機取付ボルト	引張	47	153	A	
原子炉補機冷却海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断	3	366	A	○

ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断	9	133	A	○
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	25	133	A	○

非常用ガス処理系

非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	引張	38	156	A	○
非常用ガス処理系 前置ガス処理装置	据付ボルト	せん断	161	341	A	○
非常用ガス処理系 後置ガス処理装置	据付ボルト	せん断	121	341	A	

放射線管理用計測装置

燃料取替エリア排気放射線 モニタ	検出器取付ボルト	せん断	2	141	A	
------------------	----------	-----	---	-----	---	--

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

構造強度評価結果：床置機器（4／7）

中央制御室換気空調系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
MCR送風機	ケーシング取付ボルト	引張	17	173	A	
MCR再循環送風機	ケーシング取付ボルト	引張	19	180	A	
MCR排風機	ケーシング取付ボルト	引張	6	180	A	
MCR再循環フィルタ	基礎ボルト	せん断	17	133	A	

計測制御系統設備

局部出力領域モニタ検出器集合体	LPRM検出器集合体カバチューブ	膜+曲げ	126	142 172※2	B	
中性子源領域計測装置、中間領域計測装置ドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	169	214 265※2	B	
ベンチ形制御盤	取付ボルト	せん断	2	133	A	
直立形制御盤	取付ボルト	引張	4	173	A	
現場盤	取付ボルト	せん断	2	133	A	

1 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

2 評価基準値は常温での値

構造強度評価結果：床置機器（5／7）

可燃性ガス濃度制御系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 III_{AS} (MPa)	評価方法 ^{※1}	追加点検 (○：実施)
再結合装置ブロワ	ベース取付溶接部	せん断	12	52	A	
再結合装置	基礎ボルト	せん断	35	341	A	

非常用ディーゼル発電設備

ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	18	254	A	○
空気だめ	胴板	膜	105	241	A	
燃料ディタンク	スカート	座屈	0.12 ^{※2}	1.0 ^{※2}	A	
発電機	軸受台取付ボルト	せん断	12	117	A	

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	15	195	A	○
空気だめ	胴板	膜	101	241	A	
燃料ディタンク	スカート	座屈	0.12 ^{※2}	1.0 ^{※2}	A	
発電機	軸受台取付ボルト	せん断	8	117	A	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 座屈に対する評価式により, 発生値は評価基準値に対する比率で示す。

構造強度評価結果：床置機器（6／7）

高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価 方法※	追加点検 (○：実施)
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器	基礎ボルト	引張	67	123	B	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	4	122	A	

高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系

高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	11	118	A	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断	12	366	A	

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

構造強度評価結果：床置機器（7/7）

燃料設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値Ⅲ _A S (MPa)	評価 方法※	追加点検 (○：実施)
燃料取替機	走行レール	組合せ	309	483	B	
原子炉建屋クレーン	ガード	引張	133	231	B	
使用済燃料貯蔵ラック	70体ラック基礎ボルト	引張	101	153	B	
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	サポート部基礎ボルト	引張	55	153	A	
使用済燃料プール・キャスクピット	プールライニング	ひずみ	0.000638	0.003	B	

その他の発電設備

125V系蓄電池	取付ボルト	せん断	5	133	A	
125V系充電器	取付ボルト	せん断	4	133	A	
バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	5	133	A	

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

構造強度評価結果：配管（1 / 3）

配管系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
主蒸気系	配管	一次	202	281	B		○
	支持構造物	組合せ	49	114	B		
原子炉再循環系	配管	一次	203	274	B	時刻歴応答解析	○
	支持構造物	スナバ反力	69kN	75kN※2	C※3	設計容量(定格容量×1.5)は45kN 発生応力は減衰定数8%で算出 設計時と同等の評価(減衰定数2.5%)の発生応力：105kN	○
給水系	配管	一次	80	209	B		○
	支持構造物	組合せ	141	198	B		
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	72	182	B		○
	支持構造物	組合せ	0.26	1.0※4	B		
放射性ドレン移送系	配管	一次	80	150	B		○
	支持構造物	組合せ	88	235	B		
制御棒駆動系	配管	一次	122	159	B		○
	支持構造物	組合せ	38	276	B		

- 1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価 2 構造強度評価に基づき算出した評価基準値
 3 添付1に詳細を示す 4 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない
 (圧縮応力 / 許容圧縮応力) + (曲げ応力 / 許容曲げ応力) 1

構造強度評価結果：配管（2／3）

配管系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
ほう酸水注入系	配管	一次	96	112	B		○
	支持構造物	組合せ	0.23	1.0※2	B		
残留熱除去系	配管	一次	100	231	B		○
	支持構造物	組合せ	105	110	B		
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	76	274	B		○
	支持構造物	スナバ反力	18kN	45kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)	○
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	157	221	B		○
	支持構造物	組合せ	80	132	B		
低圧炉心スプレイ系	配管	一次	85	221	B		○
	支持構造物	組合せ	0.81	1.0※2	B		
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	45	188	B		
	支持構造物	組合せ	88	205	B		
非常用ガス処理系	配管	一次	48	215	B		○
	支持構造物	組合せ	59kN	69kN	B		

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$(\text{圧縮応力} / \text{許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力} / \text{許容曲げ応力}) \leq 1$$

構造強度評価結果：配管（3／3）

配管系

確認対象	評価部位	応力分類	発生 応力 (MPa)	評価基準値 σ_{AS} (MPa)	評価 方法 ※1	備考	追加点検 (○：実施)
可燃性ガス濃度 制御系	配管	一次	45	211	B		○
	支持構造物	組合せ	111	235	B		
不活性ガス系	配管	一次	144	201	B		○
	支持構造物	レストレイ ント反力	41kN	45kN	B	評価基準値は 設計荷重 (定格荷重×1.5)	
原子炉補機 冷却水系	配管	一次	209	233	B		○
	支持構造物	組合せ	0.84	1.0*2	B		
原子炉補機 冷却海水系	配管	一次	231	241	B		○
	支持構造物	組合せ	0.92	1.0*2	B		
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系	配管	一次	72	229	B		○
	支持構造物	組合せ	97	141	B		
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却海水系	配管	一次	57	239	B		○

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$(\text{圧縮応力} / \text{許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力} / \text{許容曲げ応力}) \leq 1$$

5号機地震応答解析結果 (動的機能維持評価)

動的機能維持評価結果（床置設備：1 / 2）

評価対象設備	水平加速度 (G※1)		鉛直加速度 (G※1)	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
ほう酸水注入系ポンプ	0.6	1.6	0.3	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.5	1.4	0.3	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン	0.5	2.4	0.3	1.0
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0
可燃性ガス濃度制御系可搬式再結 合装置ブロー	0.6	2.6	0.4	1.0
非常用ガス処理系排風機	0.8	2.6	0.4	1.0
非常用ディーゼル発電設備	0.6	1.1	0.3	1.0
高圧炉心スプレイ系非常用ディー ゼル発電設備	0.6	1.1	0.3	1.0

※1 $G = 9.80665 (m/s^2)$

※2 適用する加速度

JEAG4601-1991 追補版に定められる機能確認済加速度

試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

動的機能維持評価結果（床置設備：2/2）

評価対象設備	水平加速度（G※1）		鉛直加速度（G※1）	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
原子炉補機冷却水ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0
原子炉補機冷却海水ポンプ	0.8	10.0	0.5	1.0
MCR送風機	0.8	2.3	0.4	1.0
MCR排風機	0.8	2.6	0.4	1.0
MCR再循環送風機	0.8	2.3	0.4	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル補機 冷却水ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル補機 冷却海水ポンプ	0.9	10.0	0.5	1.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

JEAG4601-1991 追補版に定められる機能確認済加速度
試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

動的機能維持評価結果（弁：1 / 3）

評価対象設備	水平加速度（G ※1）		鉛直加速度（G ※1）	
	応答加速度	評価基準値※2	応答加速度	評価基準値※2
主蒸気系 （主蒸気外側隔離弁）	2.8	10.0	2.6	6.2
主蒸気系 （主蒸気逃がし安全弁）	5.0	9.6	1.6	6.1
給水系 （FDW原子炉給水ライン外側隔離弁）	0.7	6.0	1.6	6.0
原子炉補機冷却水系 （RCW常用冷却水供給側分離弁）	2.5	6.0	0.4	6.0
残留熱除去系 （RHR熱交換器バイパス弁）	1.3	6.0	1.9	6.0
原子炉隔離時冷却系 （RCIC内側試験可能逆止弁）	1.1	6.0	0.8	6.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

動的機能維持評価結果（弁：2 / 3）

評価対象設備	水平加速度 (G ※1)		鉛直加速度 (G ※1)	
	応答加速度	評価基準値※2	応答加速度	評価基準値※2
原子炉冷却材浄化系 (CUW吸込ライン外側隔離弁)	1.1	6.0	0.7	6.0
原子炉再循環系 (RHR停止時冷却試験可能逆止弁)	2.2	6.0	1.9	6.0
不活性ガス系 (AC格納容器負圧防止用隔離弁)	1.1	6.0	0.3	6.0
低圧炉心スプレイ系 (LPCSポンプ吸込隔離弁)	0.9	6.0	0.5	6.0
高圧炉心スプレイ系 (HPCS S/C側吸込隔離弁)	0.9	6.0	0.8	6.0
可燃性ガス濃度制御系 (FCS入口隔離弁)	1.1	6.0	0.8	6.0
原子炉補機冷却海水系 (RSW RCW熱交換器 RSW出口弁)	2.1	6.0	0.9	6.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

JEAG4601-1991 追補版に定められる機能確認済加速度
試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

動的機能維持評価結果（弁：3／3）

評価対象設備	水平加速度（G ※1）		鉛直加速度（G ※1）	
	応答加速度	評価基準値※2	応答加速度	評価基準値※2
非常用ガス処理系 （SGTSトレイン出口隔離弁）	1.1	6.0	0.5	6.0
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系 （HPSW HPCW熱交換器HPSW出口弁）	0.9	6.0	0.5	6.0
放射性ドレン移送系 （D/Wサンプライン隔離弁）	1.3	6.0	0.9	6.0
ほう酸水注入系 （SLC系注入ライン逆止弁）	0.8	6.0	2.8	6.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

動的機能維持評価結果（計測制御系統・電気設備）

評価対象設備	水平加速度（G ※1）		鉛直加速度（G ※1）	
	応答加速度	評価基準値※2	応答加速度	評価基準値※2
モニタ計器	0.57	3.0	0.34	2.0
温度検出器	0.53	10	0.25	10
加速度検出器	0.71	3.0	0.34	1.5
水位変換器	0.55	3.0	0.28	3.0
警報設定器	0.57	4.0	0.34	2.0
レベルスイッチ	0.55	3.0	0.28	1.5
位置スイッチ	0.83	6.0	0.43	6.0
圧力スイッチ	0.89	3.0	0.45	3.0
継電器	0.55	3.0	0.28	1.2
真空遮断器	0.55	1.5	0.28	1.5

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 既往の試験等をもとに定めた機能確認済加速度

5号機地震応答解析結果 (疲労評価)

疲労評価

■疲労評価の概要

● 疲労評価の対象設備

地震による1次+2次応力が厳しい設備を対象に疲労評価を実施した。

- ✓ 原子炉圧力容器 - 原子炉格納容器間を渡る配管
 - ➡ 原子炉隔離時冷却系配管
- ✓ 原子炉圧力容器ノズル
 - ➡ 高圧炉心スプレインノズル（N16ノズル）
- ✓ 建屋間を渡る配管
 - ➡ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管

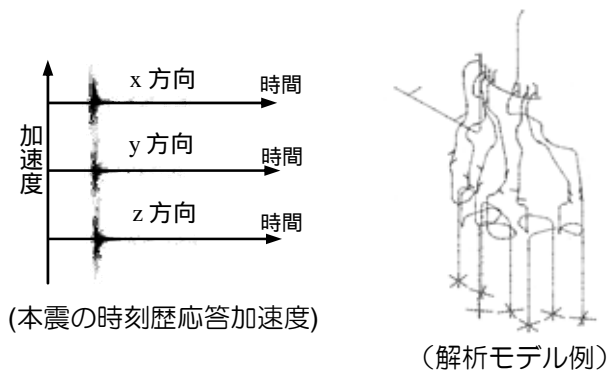
● 疲労評価の手順

以下の手順により疲労評価を実施した。

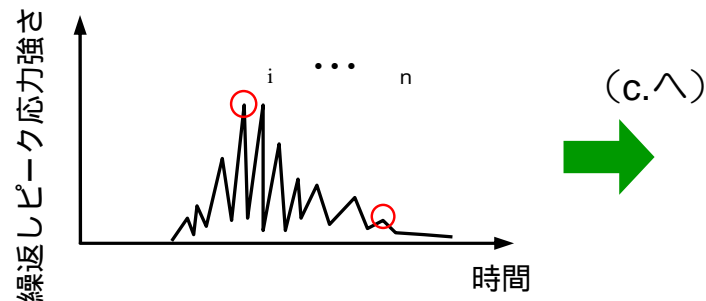
- ① 時刻歴解析により繰返しピーク応力強さを算定
- ② 繰返しピーク応力強さの各ピーク値と設計用疲労線図とを用いて疲れ累積係数を算定
- ③ 疲れ累積係数と最大繰返しピーク応力強さから、等価繰返し回数を算定

疲労評価

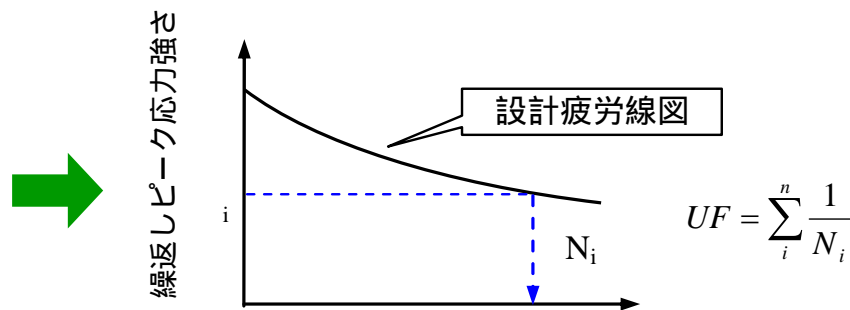
● 疲労評価の手順 (つづき)



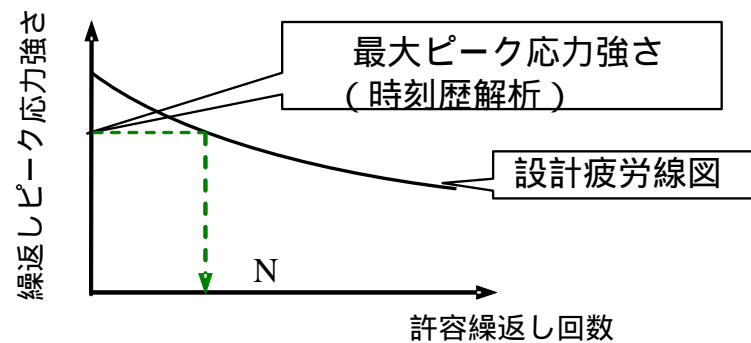
a. 時刻歴応答解析を実施



b. ピーク応力強さの時刻歴波形を算定



c. 設計用疲労線図と各繰返しピーク応力強さから、疲れ累積係数(UF)を算定



d. 本震の等価繰返し回数(Ne)を次式により算定
 $Ne = N \times UF$

N: 時刻歴応答解析で求めた最大ピーク
応力強さに対する許容繰返し回数

疲労評価

■ 疲労評価結果（本震時の疲労評価結果）

評価中

■ 疲労評価結果（等価繰返し回数を60回とした場合の評価結果）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa)		疲労評価					評価基準値
			運転状態 I, II	新潟県中越沖地震時			U+UF	
	算出値	許容値 3Sm		疲れ累積 係数:U	繰返しピーク応 力強さ(MPa)	等価繰返し 回数		
原子炉隔離時冷 却系配管	299※2	366	0.0504	168※2	60	0.0015	0.0519	1
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	169※2	366	0.0038	104※2	60	0.0002	0.004	
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系配管	520※1※2	411	-	404※2	60	0.0226	0.0226	

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：スペクトルモーダル解析により計算した本震時の1次+2次応力，繰返しピーク応力強さ

疲労評価結果（等価繰返し回数を60回とした場合の評価結果）から，以下を確認した。

- 疲れ累積係数は，運転状態 I・II における疲れ累積係数と比較して小さい。

観測記録と建屋応答解析結果の 相違による影響

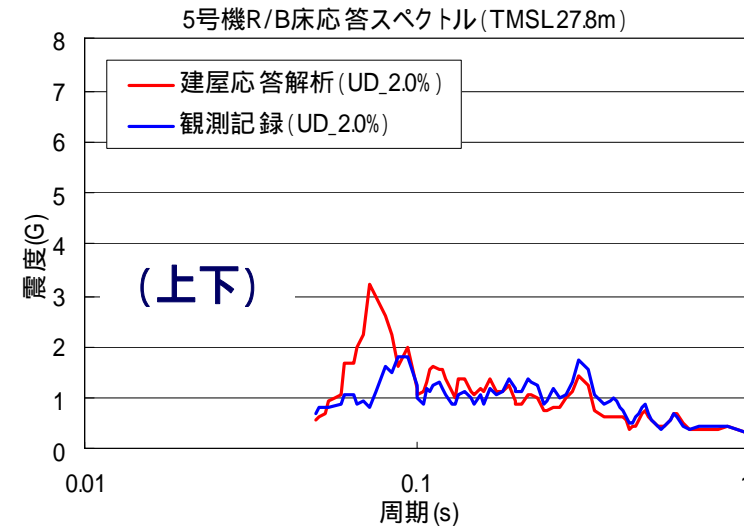
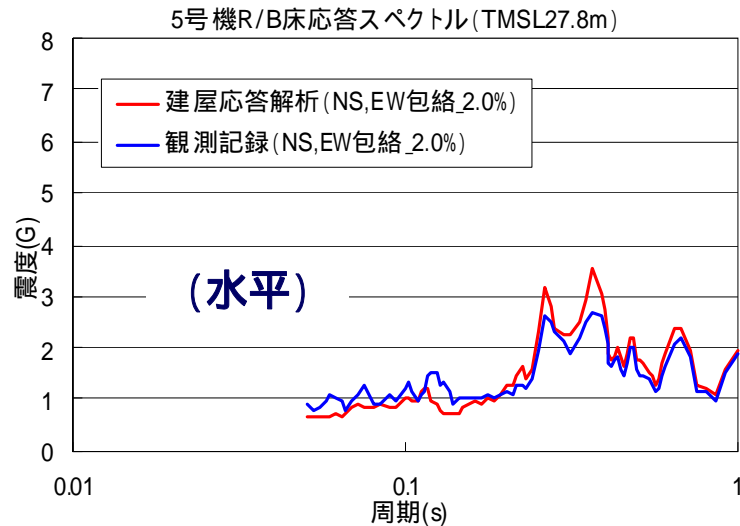
相違の影響に関する検討

■ 検討方針

- 耐震小委構造WGにて審議された建屋応答結果を用いた設備の地震応答解析結果を報告値として扱う。
- 観測記録と建屋応答解析結果の相違の影響を以下のように検討する。
 - ✓ 観測記録と建屋応答解析結果との比率A（次頁）を算定。
 - ✓ 建屋応答解析結果をもとに解析した設備の算出値に上記の比率Aを乗じて評価基準値と比較する。
 - ✓ 比較においては、5号機は地震時に定期検査中で停止していたが、設備は概ね復旧されていたことから、設計時と同等の条件での算出値あるいは評価基準値を用いる。
- 評価結果が厳しい次の5系統の配管及びその支持構造物を対象に検討を行う。
 - 主蒸気系
 - 原子炉再循環系
 - 原子炉補機冷却水系
 - 制御棒駆動系
 - ほう酸水注入系

相違の影響に関する検討

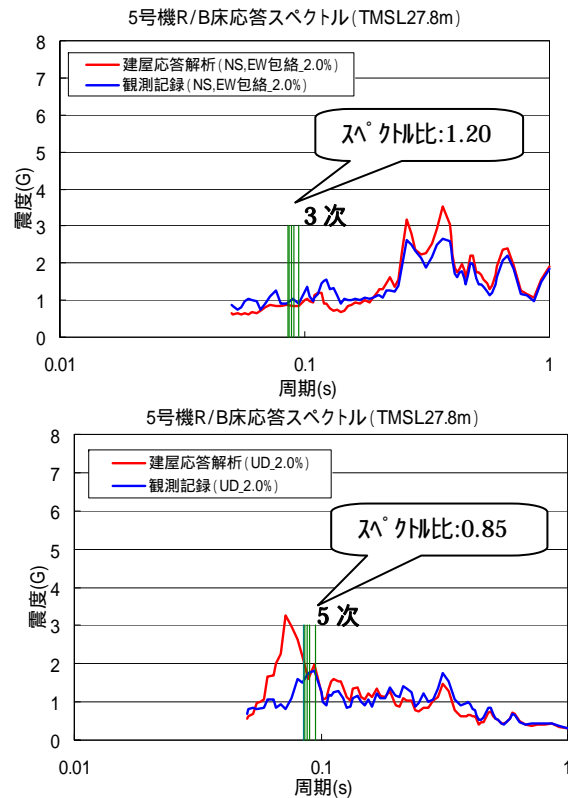
■ 検討方針



- ✓ 主要モードの固有周期で、観測記録と建屋応答解析結果の加速度応答スペクトルから比率Aを計算
比率A = 観測記録による床応答加速度 / 建屋応答解析による床応答加速度
- ✓ 報告値に比率Aを乗じて観測記録との相違を考慮した算定値を算出し、評価基準値と比較
(観測記録との相違を考慮した算定値) = (報告値) × (比率A) : 評価基準値と比較

相違の影響に関する検討結果（1 / 5）

①主蒸気系配管（発生応力：202MPa，評価基準値：281MPa）



代表的振動モード（3次モード及び5次モード）のスペクトルの比率（観測記録／建屋応答解析）は、最大1.20である。

【配管】

$$151\text{MPa (地震による応力)} \times 1.20 + 51\text{MPa (地震以外による応力)} = \underline{233\text{MPa} < 281\text{MPa (評価基準値)}}$$

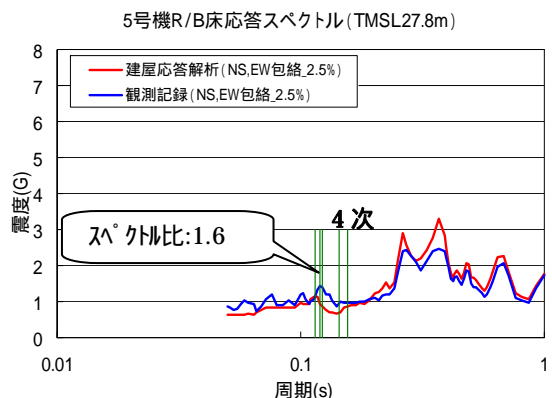
【支持構造物】

$$49\text{MPa (地震による応力)} \times 1.20 = \underline{59\text{MPa} < 114\text{MPa (評価基準値)}}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.095	0.001	0.070	0.108
2次	0.090	0.231	0.114	0.004
3次	0.088	0.324	0.025	0.011
4次	0.086	0.191	0.096	0.126
5次	0.085	0.182	0.169	0.137

相違の影響に関する検討結果 (2/5)

②原子炉再循環系配管 (発生応力：203MPa, 評価基準値：274MPa)



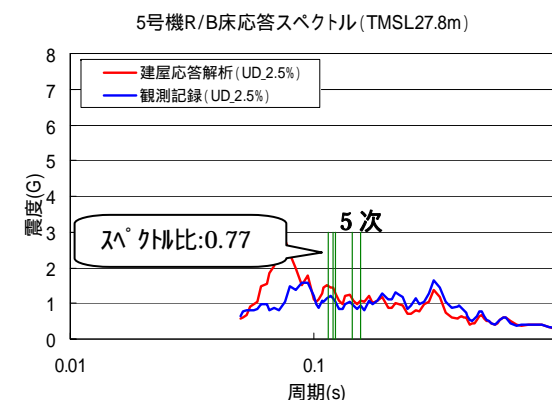
代表的振動モード（4次モード及び5次モード）のスペクトルの比率（観測記録／建屋応答解析）は、最大1.6である。

【配管】

$$59\text{MPa (地震による応力)} \times 1.6$$

$$+ 144\text{MPa (地震以外による応力)}$$

$$= \underline{239\text{MPa}} < 274\text{MPa (評価基準値)}$$



【支持構造物】

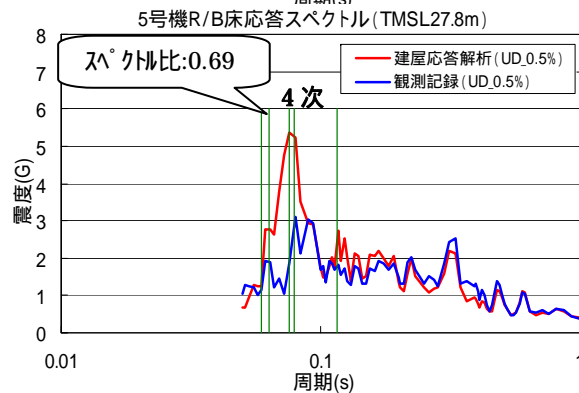
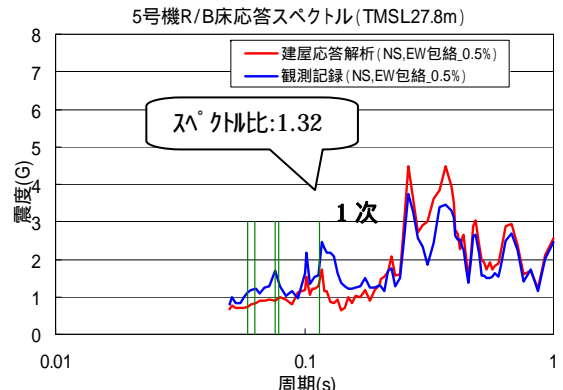
上下方向の荷重が支配的であり、上下方向のスペクトル比率は0.77である。

→現状の報告値が保守的な評価となっていることを確認した。

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.156	0.040	0.013	0.018
2次	0.144	0.114	0.001	0.259
3次	0.122	0.019	0.140	0.248
4次	0.120	0.206	0.219	0.160
5次	0.114	0.212	0.010	0.333

相違の影響に関する検討結果 (3/5)

③原子炉補機冷却水系配管 (算出値：209MPa, 算出値 (時刻歴応答解析) 150MPa, 評価基準値：233MPa)



代表的振動モード (1次モード及び4次モード) のスペクトルの比率 (観測記録 / 建屋応答解析) は、最大1.32である。

(時刻歴応答解析)

【配管】

$$76\text{MPa (地震による応力)} \times 1.32 + 74\text{MPa (地震以外による応力)} = \underline{175\text{MPa} < 233\text{MPa (評価基準値)}}$$

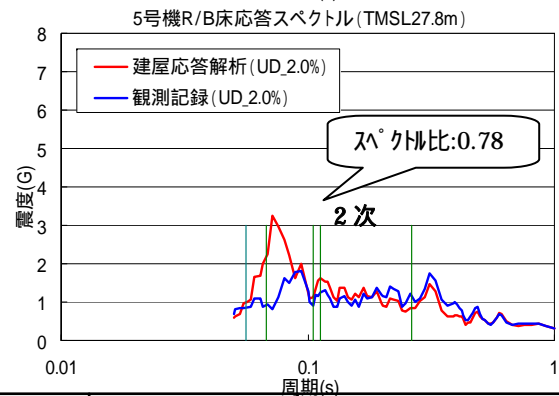
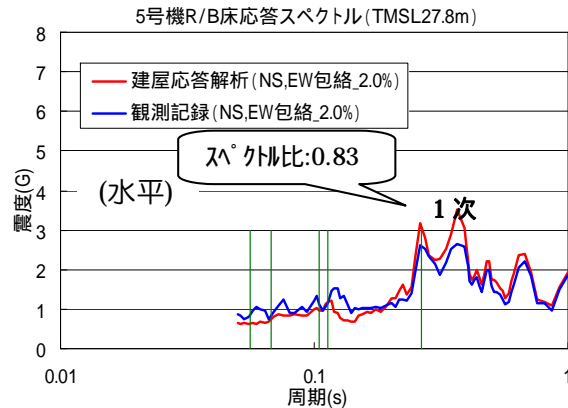
【支持構造物】

$$0.72 \times 1.32 = \underline{0.95 < 1.0 (評価基準値)}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.115	0.466	0.056	0.018
2次	0.079	0.036	0.186	0.175
3次	0.076	0.233	0.183	0.097
4次	0.063	0.154	0.103	0.191
5次	0.059	0.045	0.312	0.169

相違の影響に関する検討結果（4/5）

④制御棒駆動系配管（算出値：122MPa，評価基準値：159MPa）



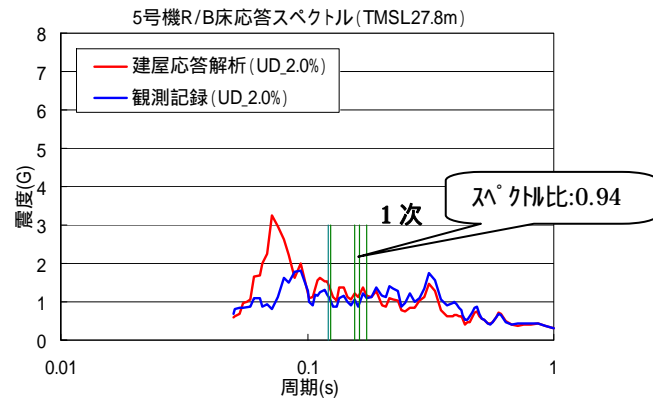
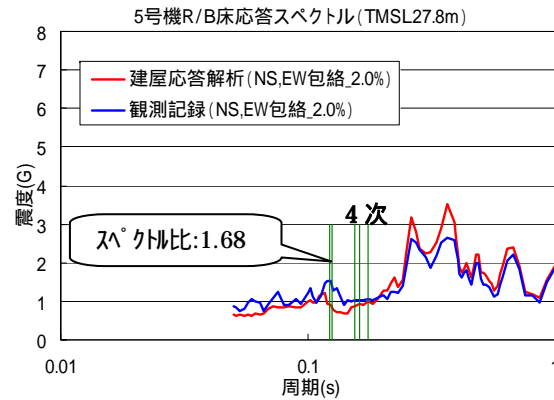
代表的振動モード（1次モード及び2次モード）のスペクトルの比率（観測記録／建屋応答解析）は、最大0.83である。

→現状の報告値が保守的な評価となっていることを確認した。

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.263	0.000	0.036	0.000
2次	0.113	0.001	0.000	0.034
3次	0.105	0.000	0.013	0.000
4次	0.068	0.008	0.005	0.000
5次	0.056	0.011	0.031	0.002

相違の影響に関する検討結果 (5/5)

⑤ほう酸水注入系配管 (算出値: 96MPa, 算出値 (時刻歴応答解析) 83MPa, 評価基準値: 112MPa)



代表的振動モード (1次モード及び4次モード) のスペクトルの比率 (観測記録/建屋応答解析) は、最大1.68である。

(時刻歴応答解析)

【配管】

$$32\text{MPa (地震による応力)} \times 1.68 + 51\text{MPa (地震以外による応力)} = 105\text{MPa} < 112\text{MPa (評価基準値)}$$

【支持構造物】

$$0.23 \times 1.68 = 0.39 < 1 \text{ (評価基準値)}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.175	0.010	0.026	0.032
2次	0.162	0.020	0.001	0.007
3次	0.155	0.011	0.039	0.011
4次	0.125	0.044	0.001	0.001
5次	0.122	0.012	0.012	0.027

地震応答解析結果（まとめ）

■ 以下の解析対象設備に対する評価を完了した。

構造強度評価 : 110/110設備

動的機能維持評価 : 44/44設備

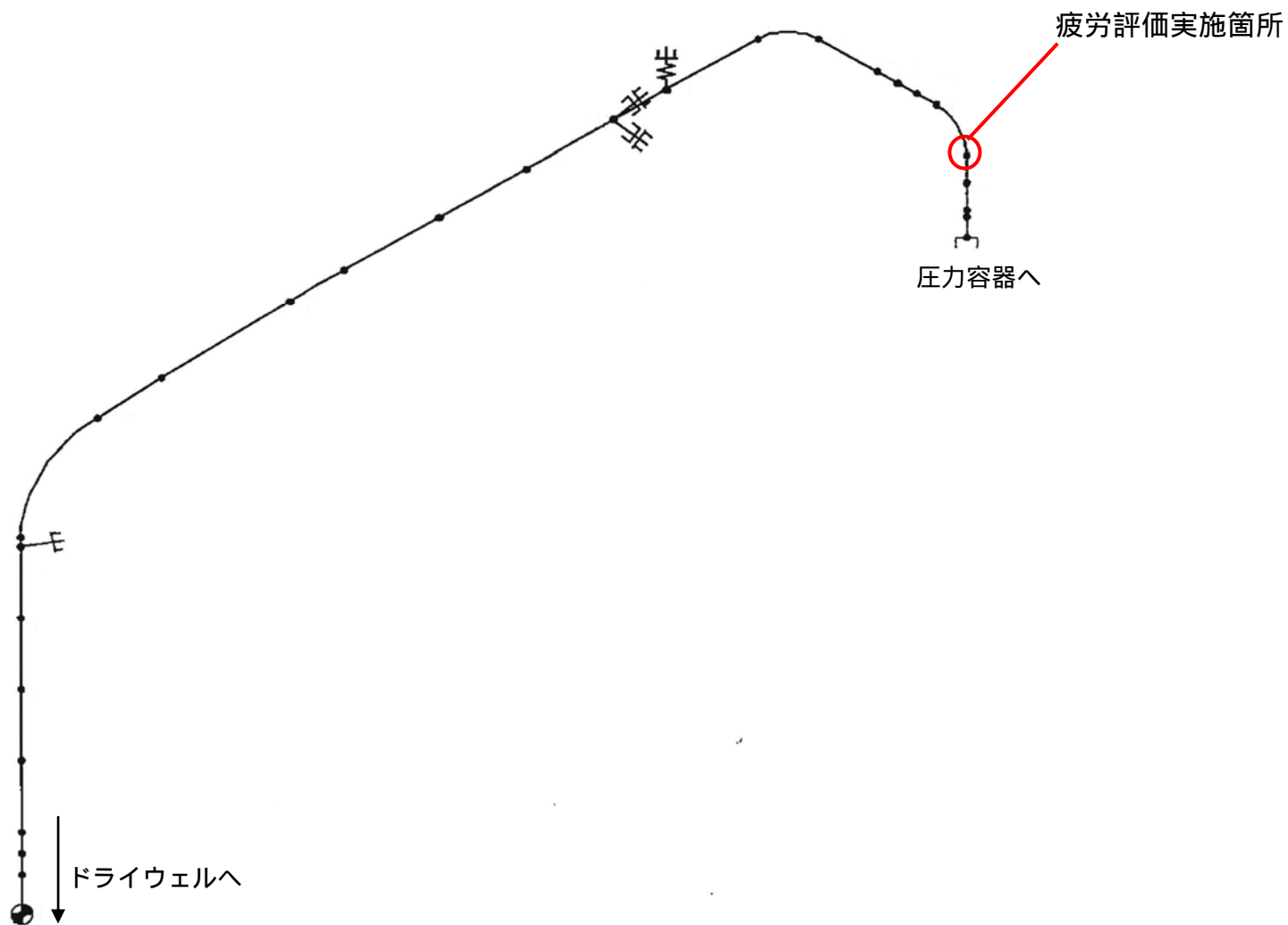
- ✓ 構造強度の評価結果より、機器・配管系の算出値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。
- ✓ 動的機器の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。
- ✓ 観測記録と建屋応答解析結果の相違による影響
 - 観測記録と建屋応答解析結果の相違による影響を考慮しても、評価対象設備は健全である。

■ 今後の予定

- ✓ 疲労評価の実施

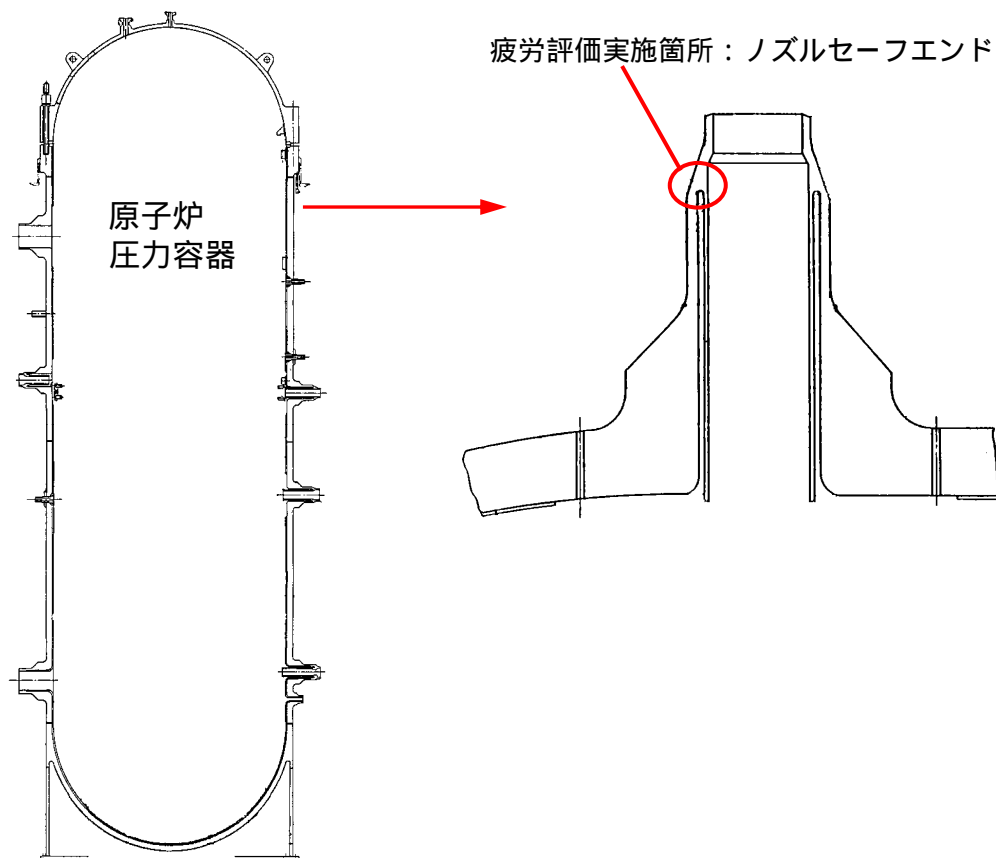
(参考) 疲労の評価箇所

■ 原子炉隔離時冷却系配管



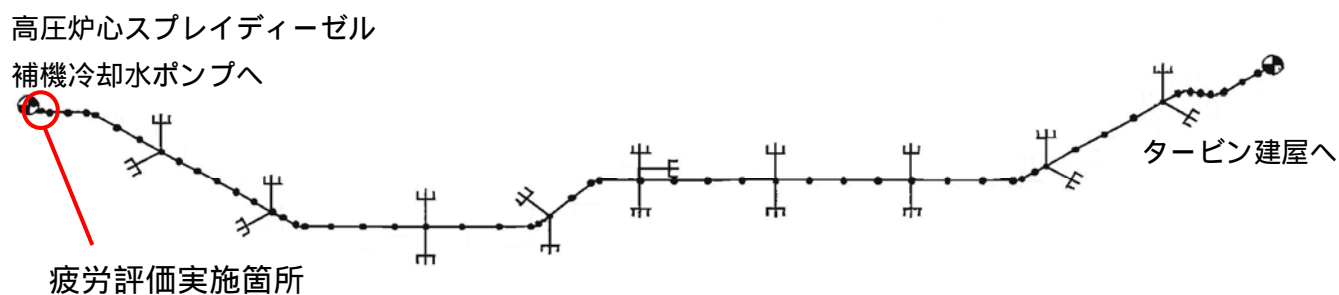
(参考) 疲労の評価箇所

■ 高圧炉心スプレイ ノズル (N16ノズル)



(参考) 疲労の評価箇所

■ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管



(添付1) 原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価

原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価

■ 原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価

● 設計時と同等の評価

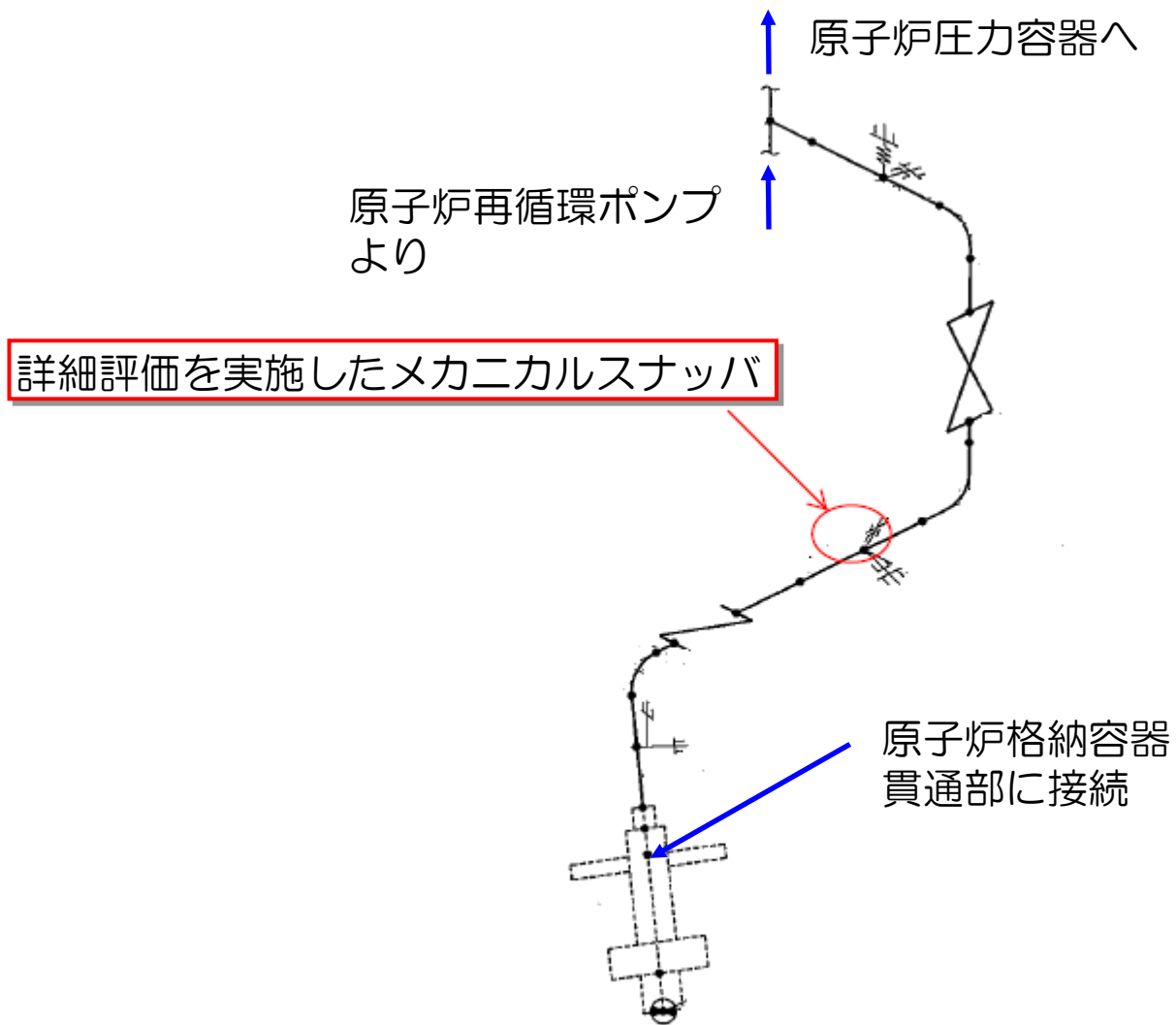
- ✓配管系スナッパについては、地震応答解析に基づく配管反力を用いて発生荷重を算出する。
- ✓原子炉冷却材再循環系（以下,PLR系）スナッパ解析に用いる減衰定数には、設計時と同様の2.5%を使用した。
- ✓評価基準値には設計容量（定格容量の1.5倍）を用いた。
- ✓その結果、発生荷重が評価基準値を上回ったため詳細評価を実施した。

設計時と同等の評価結果 (PLR系)

系統	発生荷重 [kN]	評価基準値 [kN]
PLR	105	45

詳細評価を実施したスナッパ

■原子炉冷却材再循環系配管



原子炉再循環系配管支持構造物の評価

■ 詳細評価

- ✓ 設計時と同等の評価では「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」（以下、JEAG）に示されている減衰定数として試験の下限値で設定された規格基準値を用いている。
- ✓ JEAGには実験等に基づきその妥当性が確認された場合はその値を設計用減衰定数として用いることができると記載されている。
- ✓ 詳細評価では既往の研究結果のデータに基づき統計処理した平均値から「現実的」減衰定数を8%※¹とした評価を実施した。

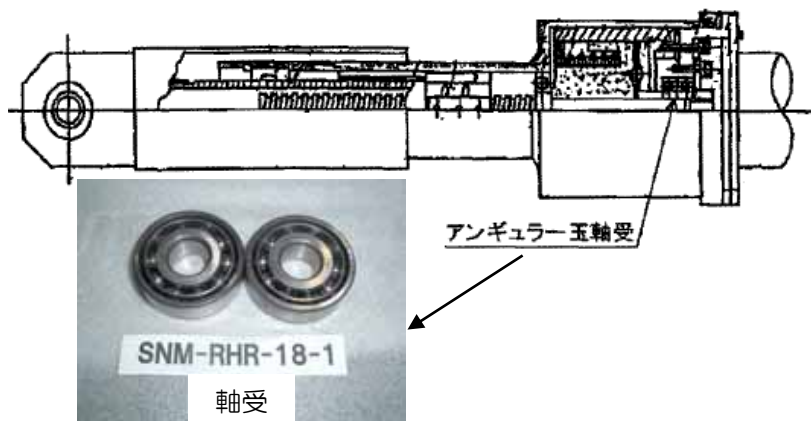
※1（参考文献）原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法（機器編）に関する報告書，
（社）日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成6年3月

原子炉再循環系配管支持構造物の評価

■ 詳細評価

● 健全性評価に用いる評価基準値

- ✓ スナッパの機能が維持される荷重についての試験結果や規格基準で定められる評価式をもとに、スナッパ構成部品の構造強度に基づく算出値を詳細評価の評価基準値として用いた。
- ✓ PLR系スナッパは、スナッパ構成部品の構造強度を評価した結果、アンギュラ玉軸受が最も弱い部品である。
- ✓ スナッパの機能維持が確認されている試験結果をもとに、アンギュラ玉軸受の耐力を評価基準値として算定した。
- ✓ スナッパ発生荷重は、評価基準値を下回ることから、スナッパは健全性が維持されていると評価した。



スナッパの構造概略図

詳細評価結果

発生荷重 [kN]	評価基準値 [kN]		
	評価部位	軸受耐力	算出値
69	アンギュラー玉軸受	試験結果に基づく耐力	75

3. 設備点検の結果

5号機 基本点検の実施状況

点検・評価計画書に基づき実施している基本点検の実施状況は、以下の通り。

H21.11.10現在

		進捗状況	
		点検実施済機器数 ／点検対象機器数※1	進捗率※2
基本点検 機器	目視点検	約 1,960 / 1,960	完了
	作動試験 機能確認試験	約 1,440 / 1,500	約96%
	漏えい試験	約 660 / 840	約79%
	基本点検完了	約 1,790 / 1,960	約91%
うち 安全上 重要な機器	目視点検	約 800 / 800	完了
	作動試験 機能確認試験	約 600 / 610	約98%
	漏えい確認	約 240 / 330	約73%
	基本点検完了	約 710 / 800	約89%

※1 休止設備（固化設備等）を含まない機器数

※2 作動試験および漏えい試験等終了していない機器があるが、これらは原子炉压力容器漏えい試験
主タービン復旧後のタービン設備の作動試験、核計装設備の機能確認試験等に関する設備である。

5号機 基本点検の実施状況

- 基本点検については、現時点において実施可能な項目に関する点検を完了している。
- 基本点検にて確認された主な不適合事象については、これまでの設備健全性評価サブワーキンググループ※にて報告していることから、本資料では、予め計画する追加点検の結果を中心に報告する。

※ 第22回（平成21年10月6日）設備健全性評価サブワーキンググループ

予め計画する追加点検の結果

予め計画する追加点検結果の概要（1 / 2）

- 基本点検と地震応答解析による評価により，十分に健全性の確認が可能であるものと考えられるが，より確実な設備健全性の確認および知見の拡充の目的で追加点検を下記の通り実施した。
 - 機器内部に摺動部，駆動部等を有する設備（動的機器）
 - 一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位（配管，基礎部，支持構造物）
 - 地震による相対変位の影響が大きいと考えられる部位（原子炉圧力容器ノズル，建屋貫通部）
 - 構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される機器（主変圧器等）
 - 地震応答解析の結果，他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所（格納容器スタビライザ，メカニカルスナッチャ等）

追加点検を実施した結果、主変圧器、所内変圧器において地震の影響による内部部品のずれ等確認されたが、それ以外の機器においては、地震の影響による損傷は確認されなかった。

（点検結果の代表例を次頁以降で報告する。なお、地震応答解析結果を踏まえた追加点検については、総合評価の項で報告する。）

予め計画する追加点検結果の概要（2／2）

- プラント停止中に基本点検の実施が困難な設備における、停止中の設備健全性を確認する目的で実施する追加点検。
 - 駆動源が蒸気である等の理由により、プラント停止中に作動試験の実施および作動状態の確認が困難な設備（主タービン等）
 - 内包する流体が蒸気である等の理由により、プラント停止中に運転圧による漏えい確認ができない設備（主蒸気系配管、復水器等）

追加点検を実施した結果、主タービンと主発電機、復水器において地震の影響による内部部品のずれ等が確認されたが、それ以外の機器において、地震の影響による損傷は確認されなかった。（点検結果の代表例を次頁以降で報告する）

予め計画する追加点検の結果（1 / 7）

■一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位（配管）

地震応答解析の結果、他の箇所と比較して地震の影響が比較的大きい系統について、配管の割れ、塑性変形等を確認するため、詳細目視点検、浸透探傷試験、超音波探傷試験を主蒸気系、非常用ガス処理系および高圧炉心スプレイ系等の15系統の配管に対して実施した。下記に硬さ測定も実施した原子炉再循環系配管について結果を示す。

● 原子炉再循環系配管の追加点検結果

- ✓ 下表の通り、点検を実施し、割れ、変形等異常のないことを確認した。

検査箇所



	点検	点検結果
詳細目視点検	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ、変形、摩耗、腐食、浸食等がないこと。	異常なし
浸透探傷試験（PT）	配管表面にある割れ等の有無を確認	異常なし
超音波探傷試験（UT）	配管内部にある割れ等の有無を確認	異常なし
硬さ測定	配管に疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認	異常なし

予め計画する追加点検の結果（2/7）

■一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位（基礎部）

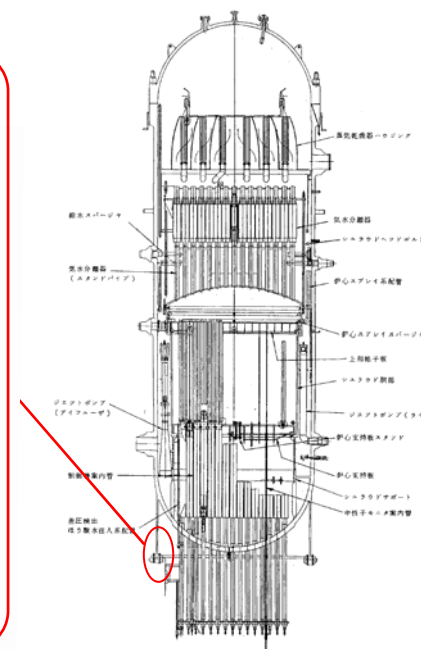
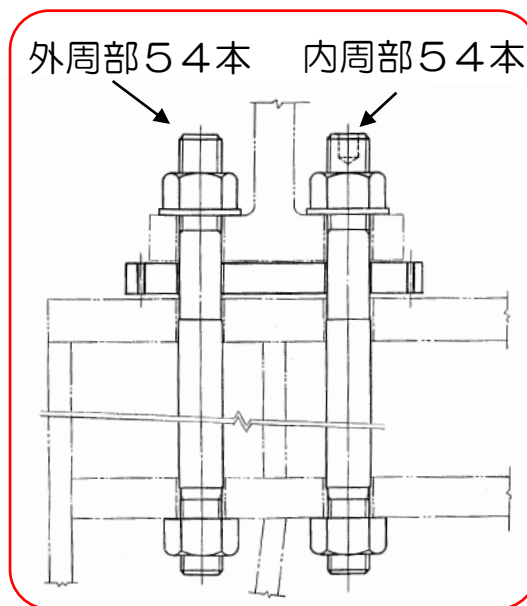
基礎ボルトについて、機種ごとに代表で1機器および原子炉建屋フロワごとに代表で1機器について、塑性変形による伸びやせん断応力による緩み等を確認するため、詳細目視点検、トルク確認および超音波探傷試験（全数の10%）を25機器（残留熱除去系ポンプ、非常用ディーゼル発電機他）に対し実施した。下記に原子炉圧力容器基礎ボルトについての結果を示す。

●原子炉圧力容器基礎ボルトの追加点検結果

- ✓全数108本のうち、外側11本について追加点検を実施した。その結果、伸び、緩み等異常のないことを確認した。



原子炉圧力容器基礎ボルト外観図



予め計画する追加点検の結果（3／7）

■地震による相対変位の影響が大きいと考えられる部位

建屋間に敷設された配管貫通部の配管および配管支持構造物について、地震の影響による変形、割れ等を確認するため、詳細目視点検および浸透探傷試験を66箇所の配管貫通部（給水系、原子炉補機冷却水系他）に対して点検を実施した。下記に主蒸気系配管貫通部の点検結果を示す。

●主蒸気系配管貫通部の追加点検結果

- ✓原子炉建屋とタービン建屋間の第一支持構造物（アンカー部）間に設置された配管、支持構造物について、詳細目視点検および浸透探傷試験を実施した。その結果、変形、割れ等の異常のないことを確認した。



原子炉建屋側貫通部



タービン建屋側貫通部

予め計画する追加点検の結果（4／7）

■構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される機器

●主変圧器の追加点検結果

✓外観および内部目視点検を実施した結果、以下の異常を確認した。

※第22回（平成21年10月6日）設備健全性評価サブワーキングで紹介

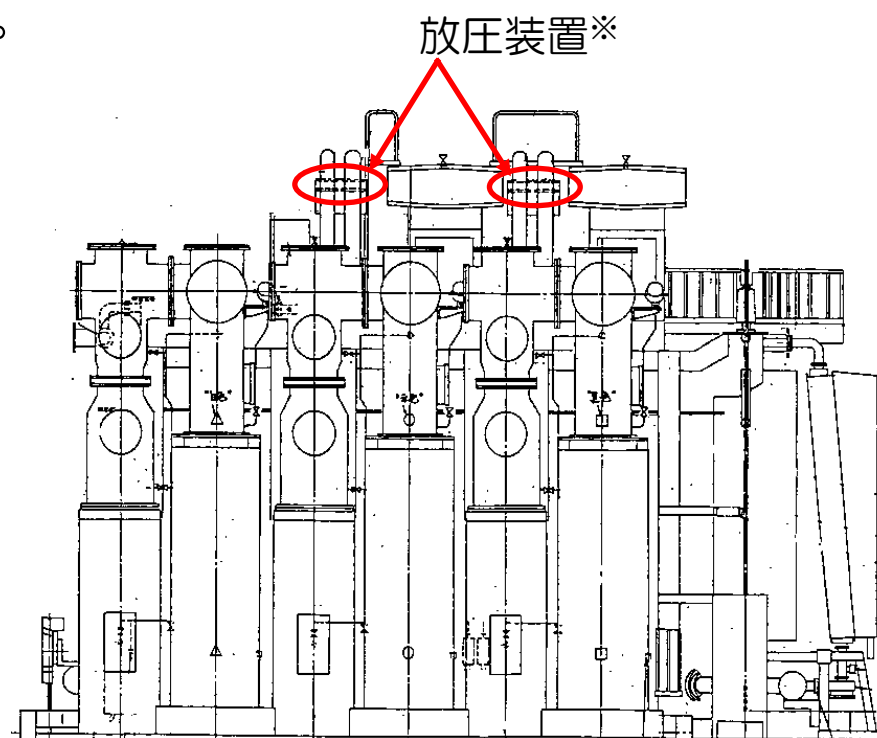
①放圧装置動作による油漏れを確認した。

評価：地震の揺れにより放圧装置に加わる圧力が変動し、放圧装置（弁）が動作したことで漏油したものと考えられる。変圧器保護のための動作であり、機器の損傷ではないことから、機能への影響はないと判断した。

対策：放圧装置の交換を実施した。

※放圧装置：

変圧器内部の事故等による異常圧力を検出し、タンク等に損傷を生じないようにガスおよび油を大気中に放出する装置（弁）



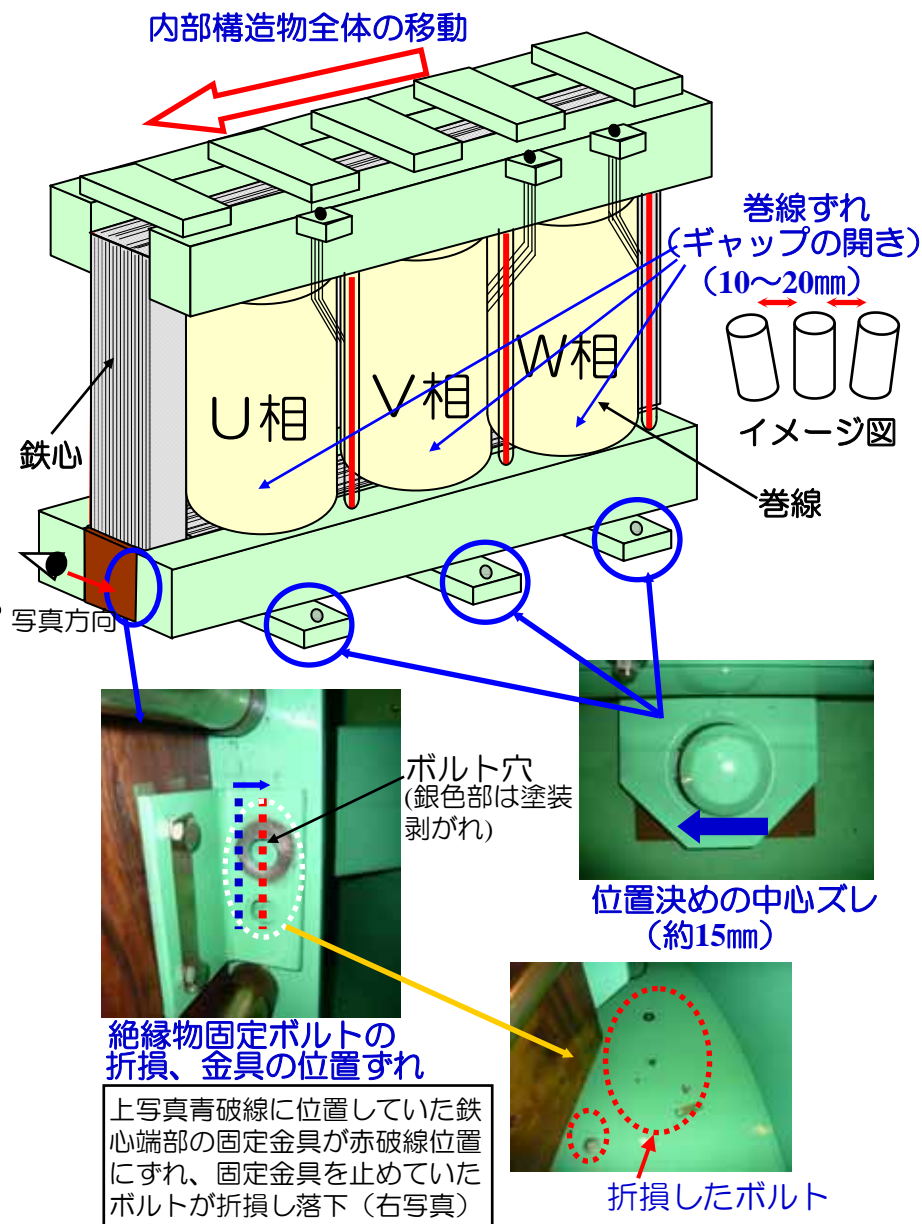
主変圧器外形図

予め計画する追加点検の結果 (5/7)

②目視および各部寸法測定の結果，内部構造物全体の移動および巻線ずれ（巻線間ギャップの開き），鉄心端部の絶縁物固定ボルトの折損を確認した。

評価：巻線ずれや固定ボルト折損については，地震時の揺れにより内部構造物全体が移動し，その際の衝撃により発生したものと推定される。また，鉄心端部の固定金具に位置ずれが生じていることから，鉄心にもずれが生じていることが推定され，巻線ずれも生じていることから絶縁性能，通電性能，電圧変換性能への影響ありと判断した。

対策：変圧器の新製交換を実施中。



予め計画する追加点検の結果（6／7）

■ 駆動源が蒸気である等の理由により、プラント停止中に作動試験の実施および作動状態の確認が困難な設備

● 高圧及び低圧タービン（A）（B）（C）

✓ 分解点検を実施した結果、以下の異常を確認した。

第22回（平成21年10月6日）設備健全性評価サブワーキングで紹介

事象：目視点検及び分解点検の結果、以下の部位に破損や接触を確認した。

- ・ オイルシールリングの破損
- ・ 軸受油切りの損傷
- ・ 中間軸受台キー変形
- ・ 高圧・低圧タービンの動翼－静翼の接触
- ・ 軸受－タービンロータの接触

原因：地震により軸受けの揺れがロータに伝わり、ロータが揺れたことにより各部位で破損や接触が発生したと考えられる。プラント停止時に地震を受けた6号機においても同様の事象を確認している。

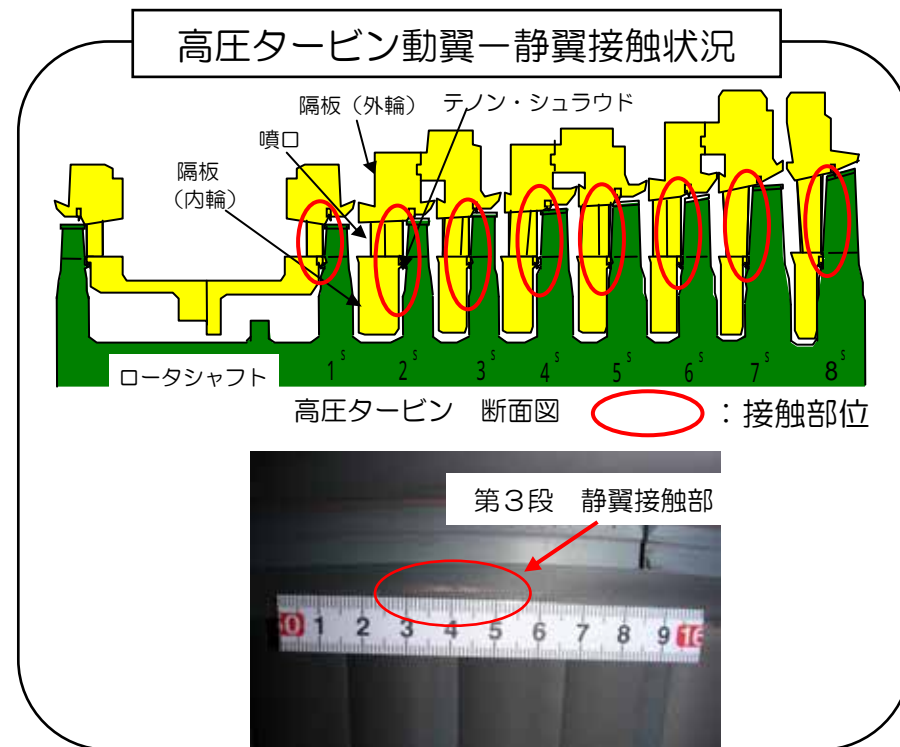
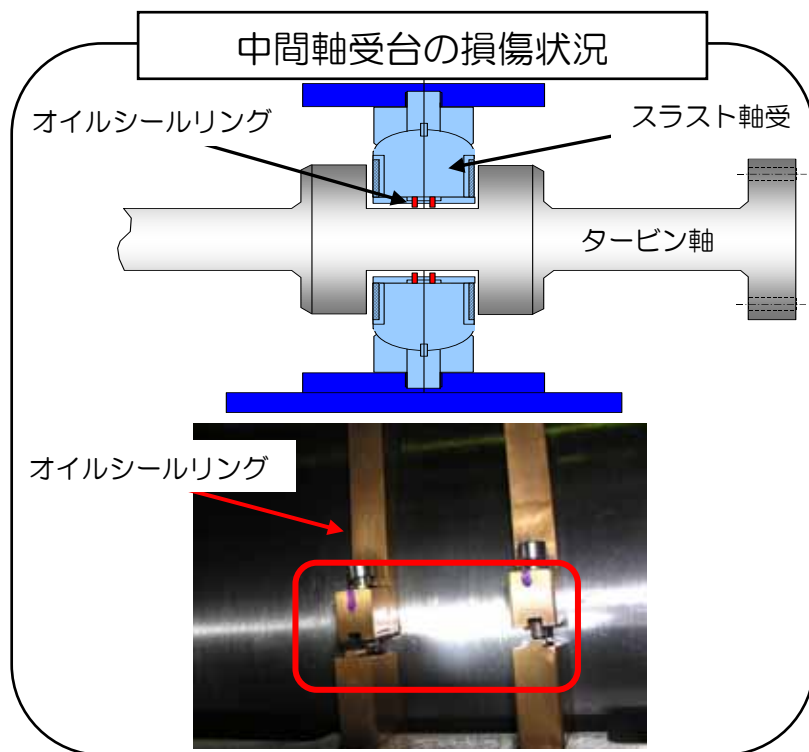
対策：オイルシールリング及び軸受油切りは交換、中間軸受台キーは修理を行う。

また、高圧・低圧タービンの動翼－静翼の接触等は軽微であり機能に影響がないため通常の点検・手入れを実施中。

次頁に損傷状況を示す。

予め計画する追加点検の結果 (7/7)

■ 損傷状況



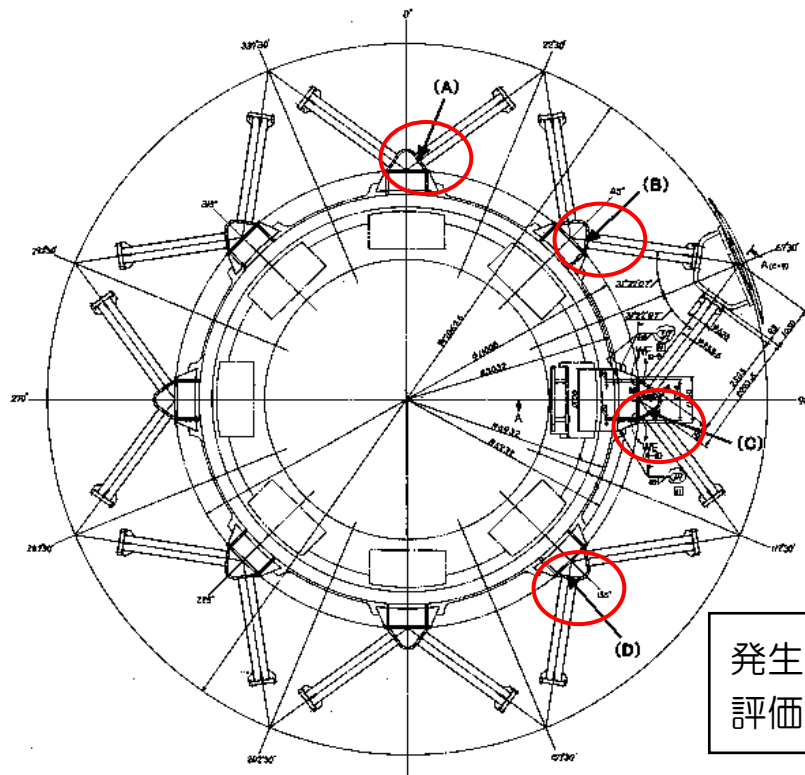
解析結果を踏まえた 予め計画する追加点検の結果

解析結果を踏まえた予め計画する追加点検の結果

■地震応答解析の結果、他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所

●原子炉格納容器スタビライザの追加点検

- ✓ スタビライザの中で応力の一番厳しいパイプとガセットプレートの溶接部4箇所について、変形やひびがないことを確認するため、詳細目視点検及び浸透探傷試験を実施した。その結果、異常のないことを確認した。

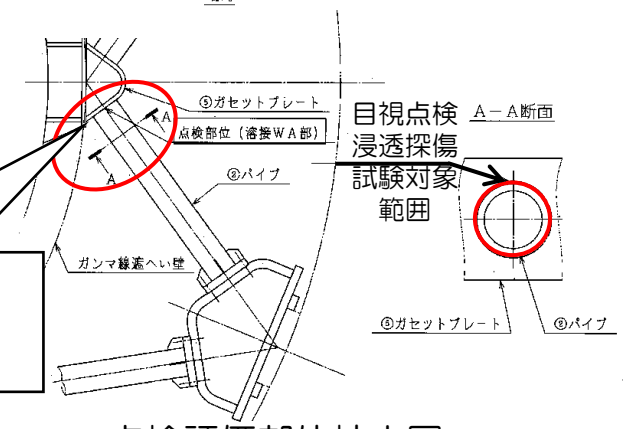


詳細目視点検結果



浸透探傷試験結果

発生応力 : 239 MPa
評価基準値 : 265 MPa



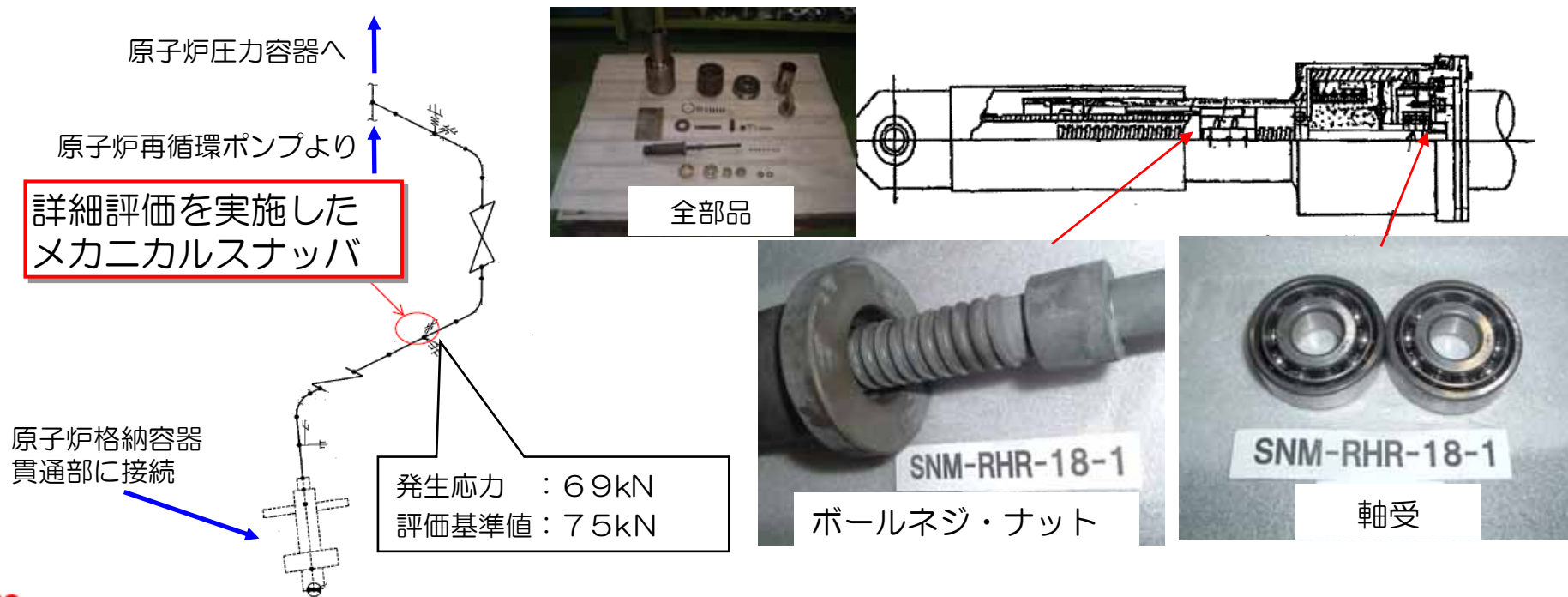
点検評価部位拡大図

解析結果を踏まえた予め計画する追加点検の結果

■地震応答解析の結果、他の箇所相比于地震の影響が比較的大きい箇所

●メカニカルスナッパの追加点検結果

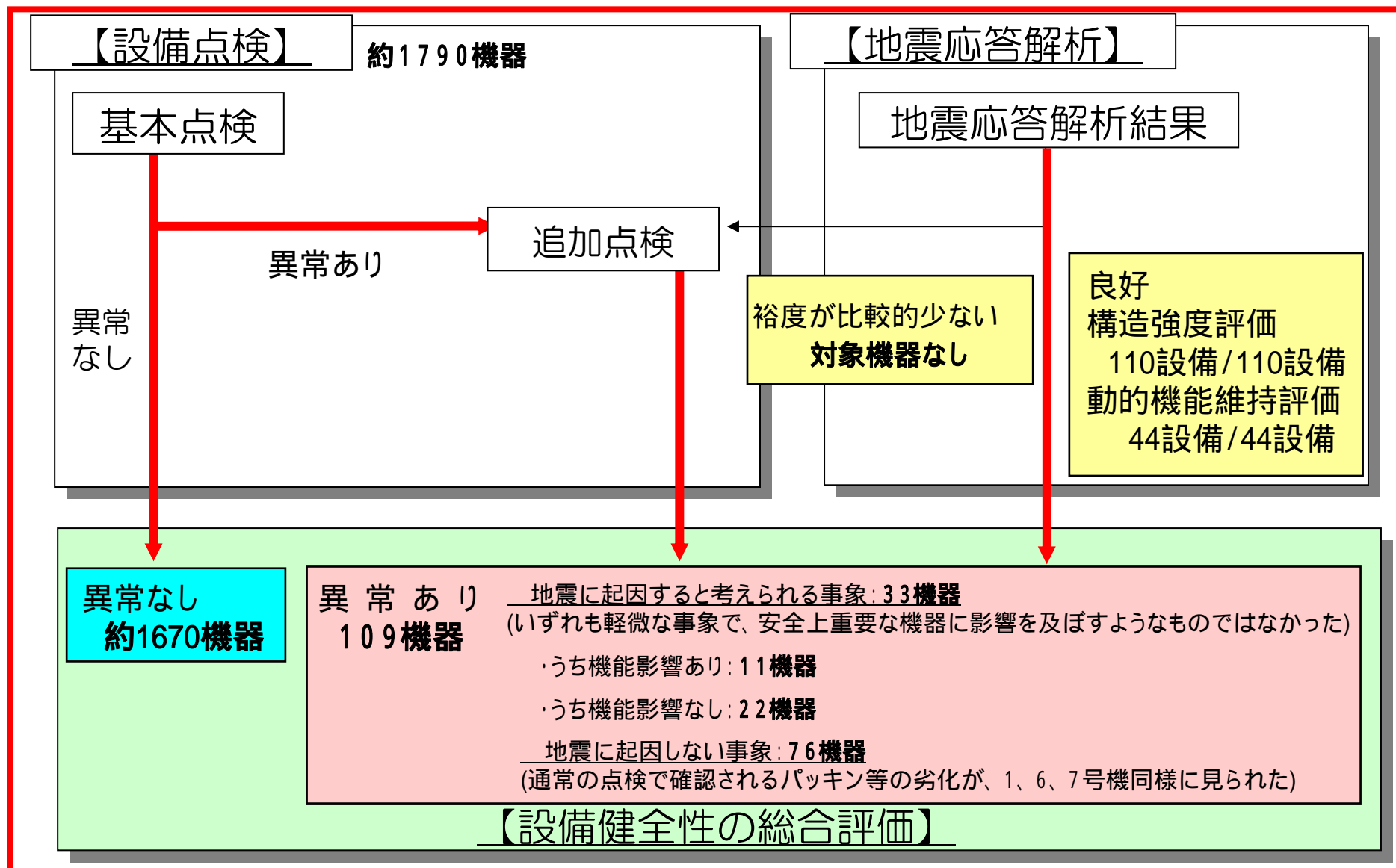
地震応答解析の結果、詳細評価を実施した原子炉再循環系配管メカニカルスナッパについて、内部部品の損傷等地震の影響の有無を確認するため、低速走行試験および分解点検を実施した。その結果、作動は良好であり、ボールネジナットおよび軸受等内部部品に変形や割れ等損傷がないことを確認した。



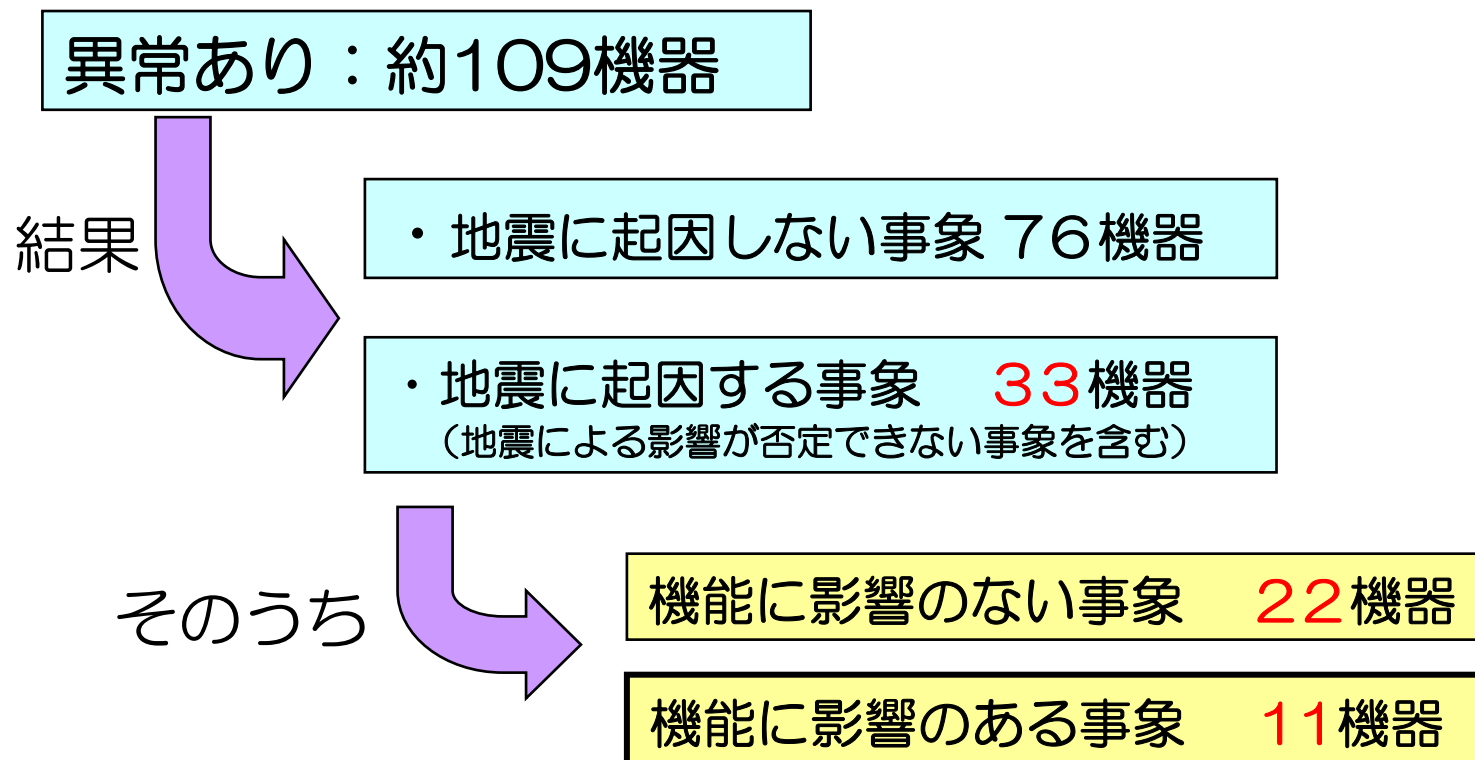
4. 総合評価

確認された事象の分類 (1 / 5)

H21.11.10現在



確認された事象の分類（2 / 5）



構造強度や機能に影響を及ぼすと判断した11機器には安全上重要な設備は含まれていない。

確認された事象の分類（3／5）

- 設備点検により異常を確認した109機器について、その原因について以下の通り分類した。
 - 地震に起因すると考えられる事象（33機器）
 - ①地震に起因する部品等のずれ、こすれ事象（25機器）
 - ②地盤沈下による変形事象（2機器）
 - ③グラウトの微細なひび（6機器）
 - 地震に起因しないと考えられる事象（76機器）
 - ①通常の保全活動にて確認される劣化事象（48機器）
 - ②異物の噛み込み等偶発的な事象（5機器）
 - ③固着等一時的に発生した事象（12機器）
 - ④施工不良等に起因する事象（11機器）

確認された事象の分類（4／5）

■地震に起因すると考えられる事象（109機器）で、機能に影響のあった事象11機器について分類した。

※第22回（平成21年10月6日）設備健全性評価サブワーキングで紹介

- ①地震に起因する部品等のずれ、こすれ事象等（9機器）
 - （1）高圧及び低圧タービンの内部構造物の接触等（4機器）
 - （2）変圧器（主変圧器、所内変圧器(A)、(B)）の巻線ずれ、内部固定金具の折損等（3機器）
 - （3）焼却装置の耐火レンガの転倒及び耐火ボードの外れ（1機器）
 - （4）補助ボイラーの給電部と電極部をつなぐボルトの折損（1機器）

- ②地盤沈下による変形事象（2機器）
 - （屋外配管の変形等）
 - （5）不活性ガス系配管及び支持構造物の変形（2機器）

（1）（2）の事象については、先行して設備点検を完了した6／7号機においても類似事象が確認されている。（3）～（5）については、共用設備または屋外設備で確認されており、5号機特有の事象である。6／7号機は共用設備や屋外設備が少なく、上記のような事象は確認されていない。

確認された事象の分類（5／5）

地震の影響による事象で健全性が確認できたもの

- 地震に起因する事象または地震による影響が否定できない以下の事象については、いずれも軽微な事象であり、機器の構造強度や機能に影響を与えるものではないものと判断する。
 - ◆ 地震動による部品等のずれ、こすれ事象（16機器）
 - － 主発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕
 - － 循環水ポンプフランジ部からの内部流体の滲み
 - － トレンチ内配管（原子炉補機冷却系主配管等）の接触痕
 - － 2号高起動変圧器 内部構造物のずれ
 - － 主変圧器放圧弁動作による漏油
 - － 復水器の整流板の浮上がり及び変形
 - － 制御盤内扉ストッパーの変形
 - － 低起動変圧器「本体ゴムセル異常」警報の発生 等
 - ◆ 基礎部グラウトの微細なひび（6機器）
 - － サービス建屋換気空調系送風機 等

念のため手入れ、補修、取替を実施することで、復旧する。

評価のまとめ

総合評価の結果

- 現時点での機器レベルの点検・評価の結果、地震の影響による異常を34機器に確認した。また、75機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象等を確認した。
- 原子炉安全上重要な機器については、設備点検において、構造強度および機能に影響を及ぼす地震による重要な異常がなかったこと、および地震応答解析では許容応力状態ⅢAS等の評価基準値を超えているものがなかったことを確認した。
- 5号機においては、地震発生時において定期検査末期であったが、すでに設備点検が完了している6、7号機と比較すると、地震による影響として、主タービン、発電機の内部部品の接触事象や復水器の整流板の変形等同様な事象が確認された。また、5号機は、1号機と同様に共用設備を有しており、多くは屋外に設置されていることから、それら設備の不等沈下による地盤の変位等に伴う変形等が確認されている。

5. 今後の予定

今後の予定について

■機器レベルの設備点検（設備点検の着実な実施）

- 今回の報告までに実施していない（燃料を装荷してから実施できる点検、タービン復旧後に実施できる点検等）点検項目については、条件が整い次第、実施する。
- 得られた知見等については他号機の点検にも反映していく。

■系統レベルの点検・評価

- 機器レベルの健全性が確認された機器については、点検・評価計画書に基づき、系統レベルでの点検、評価を実施し、系統健全性を順次評価していく。

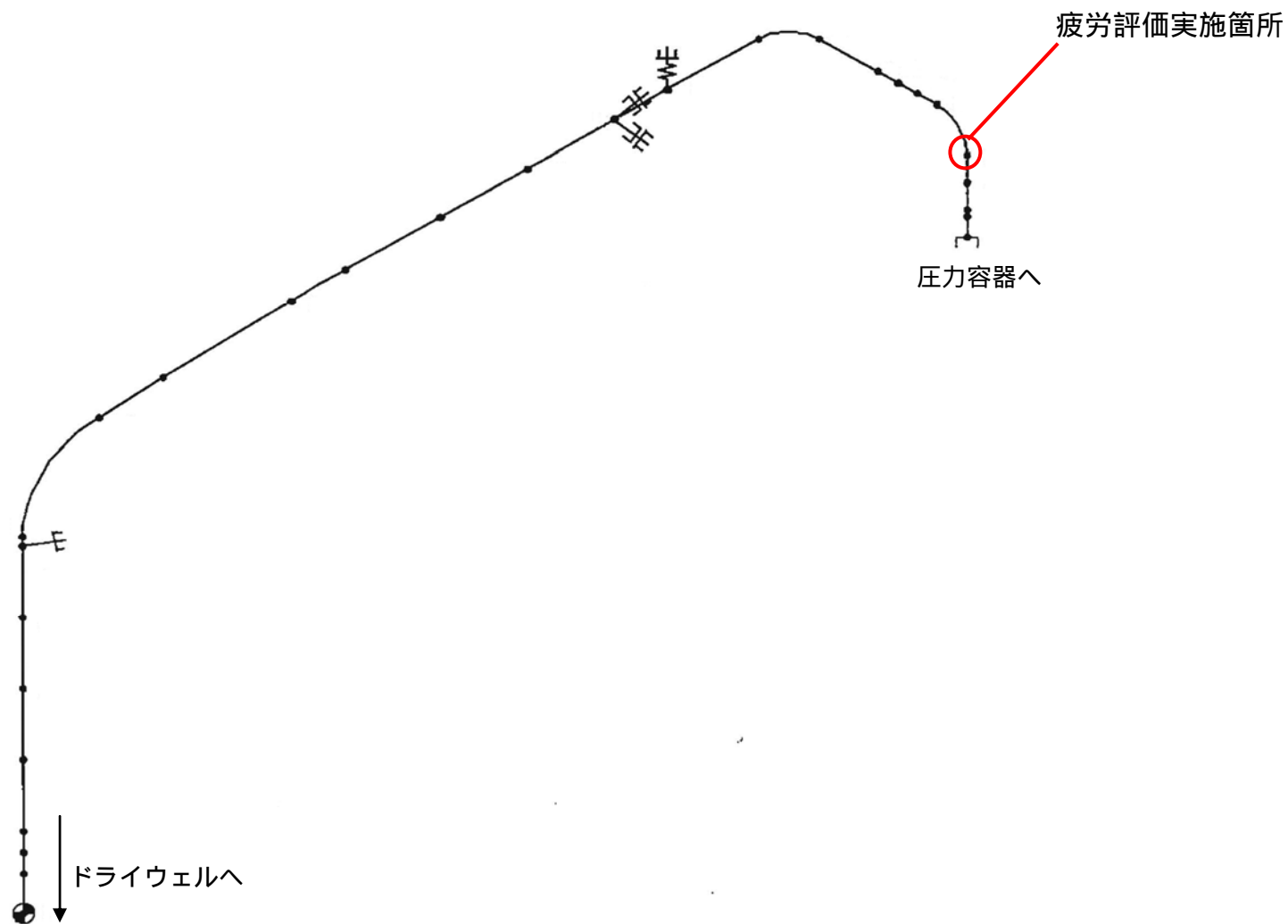
参考資料

参考1 疲労評価箇所について

参考2 確認された事象の分類

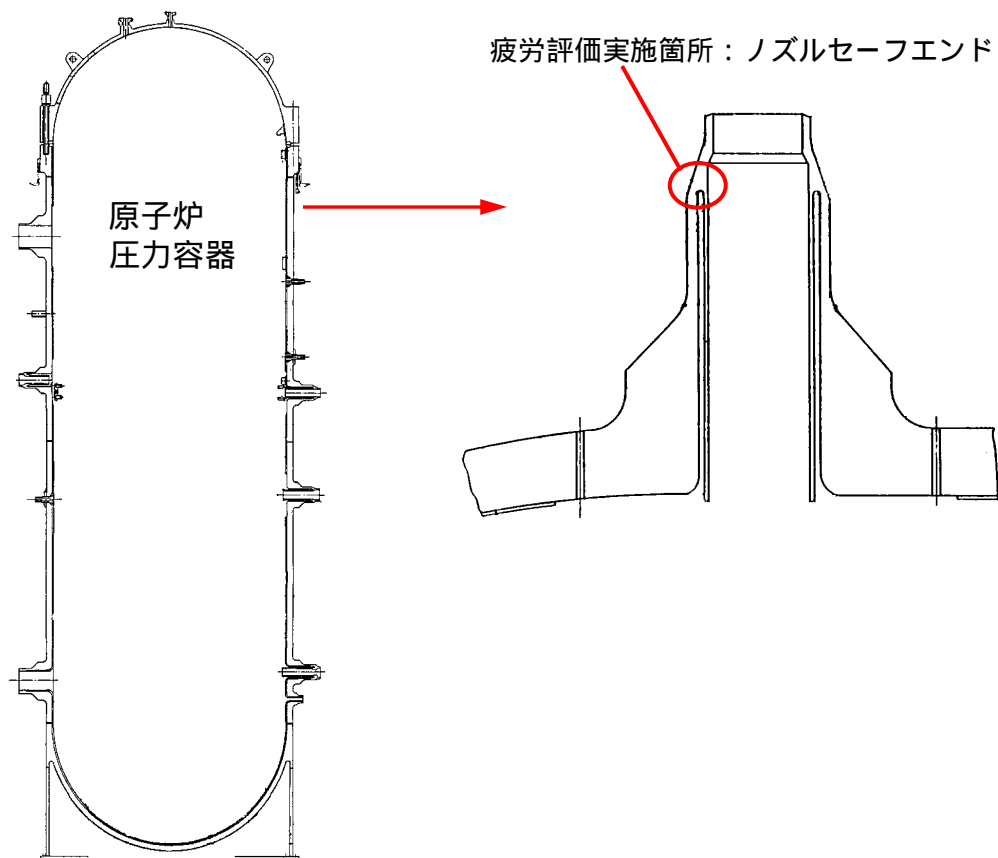
<参考1> 疲労評価箇所 (1 / 3)

■ 原子炉隔離時冷却系配管



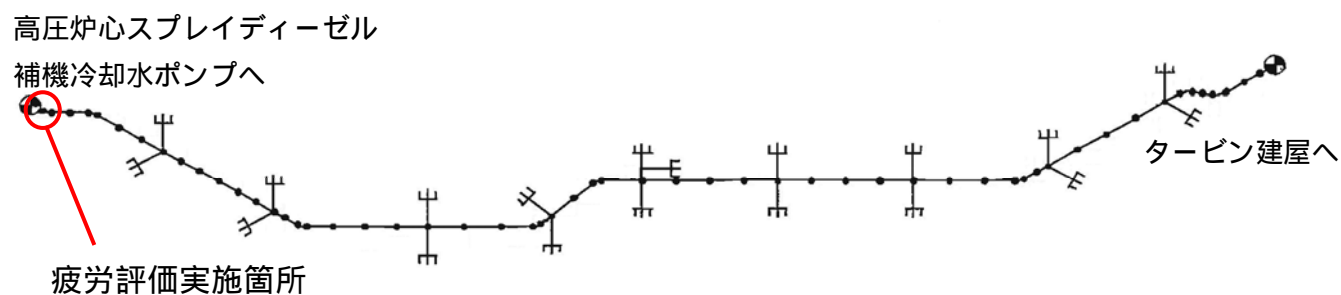
<参考1> 疲労評価箇所 (2/3)

■ 高圧炉心スプレイ ノズル (N16ノズル)



<参考1> 疲労評価箇所 (3/3)

■ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管



<参考2> 確認された事象の分類

地震により機能に影響を及ぼした事象について

<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象（その1）

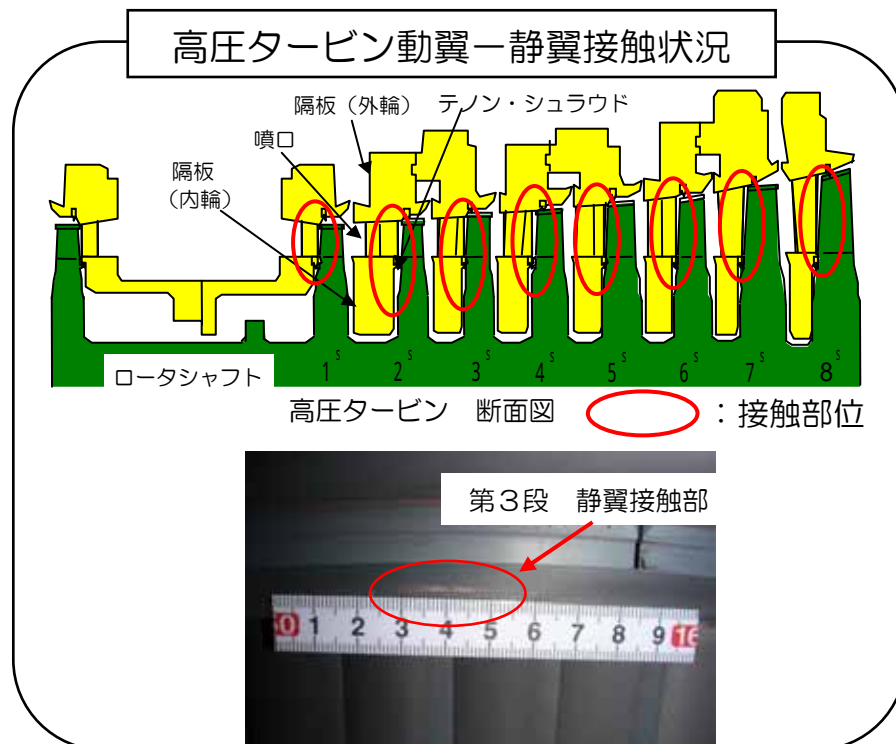
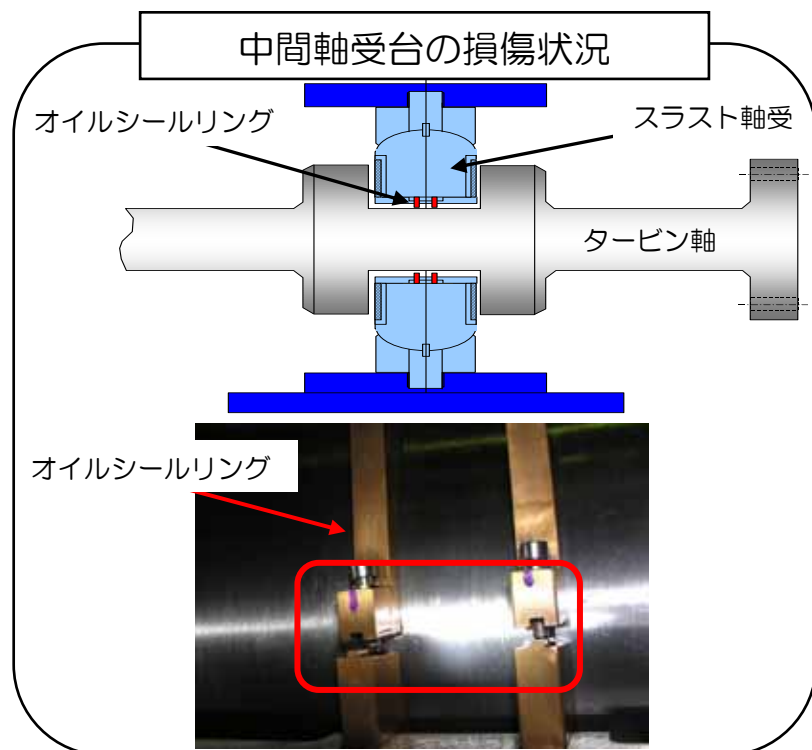
■高圧及び低圧タービン（A）（B）（C）

事象：目視点検及び分解点検の結果、以下の部位に損傷や接触を確認した。

- ・オイルシールリングの破損
- ・軸受油切りの損傷
- ・中間軸受台キー変形
- ・高圧・低圧タービンの動翼－静翼の接触
- ・軸受－タービンロータの接触

原因：地震により軸受けの揺れがロータに伝わり、ロータが揺れたことにより各部位で損傷や接触が発生したと考えられる。プラント停止時に地震を受けた6号機においても同様の事象を確認している。

対策：オイルシールリング及び軸受油切りは交換、中間軸受台キーは修理を行う。また、高圧・低圧タービンの動翼－静翼の接触等は軽微であり機能に影響がないため通常の点検・手入れを実施中。



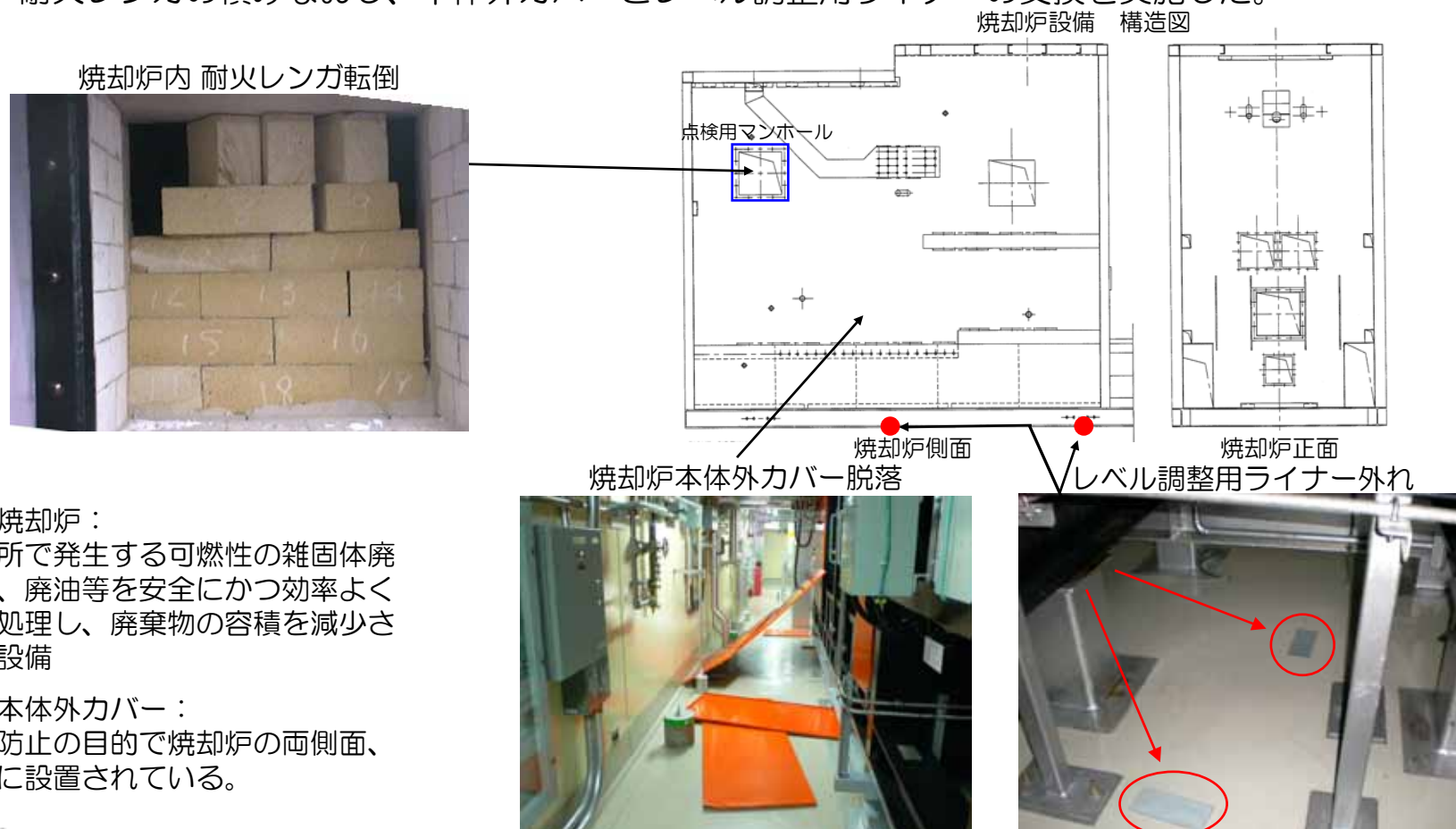
<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象（その2）

■焼却炉※1

事象：目視点検の結果、二次焼却炉内の耐火レンガの転倒や本体カバー※2の脱落、レベル調整用ライナーの外れを確認した。

原因：地震の揺れにより、固定されていない部位（平積みされたレンガやマグネットで貼りついているカバー等）がずれたり、脱落したと判断した。

対策：耐火レンガの積みなおし、本体外カバーとレベル調整用ライナーの交換を実施した。



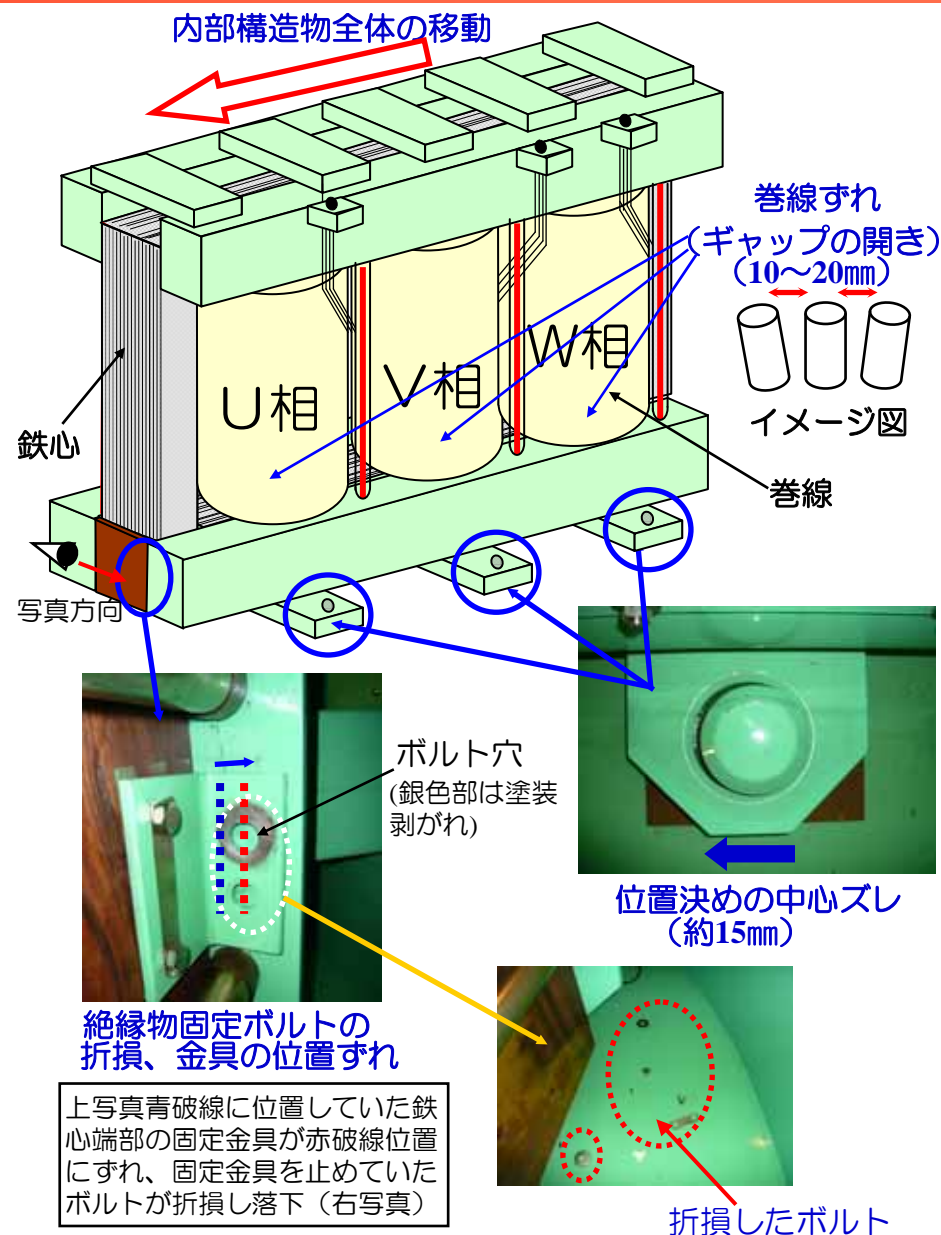
<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象（その3）

■主変圧器内部構造物

事象：目視および各部寸法測定の結果、内部構造物全体の移動および巻線ずれ（巻線間ギャップの開き）、鉄心端部の絶縁物固定ボルトの折損を確認した。

原因：巻線ずれや固定ボルト折損については、地震時の揺れにより内部構造物全体が移動し、その際の衝撃により発生したものと推定される。また、鉄心端部の固定金具に位置ずれが生じていることから、鉄心にもずれが生じていることが推定され、巻線ずれも生じていることから絶縁性能、通電性能、電圧変換性能への影響ありと判断した。

対策：変圧器の新製交換を実施中。



<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象（その4）

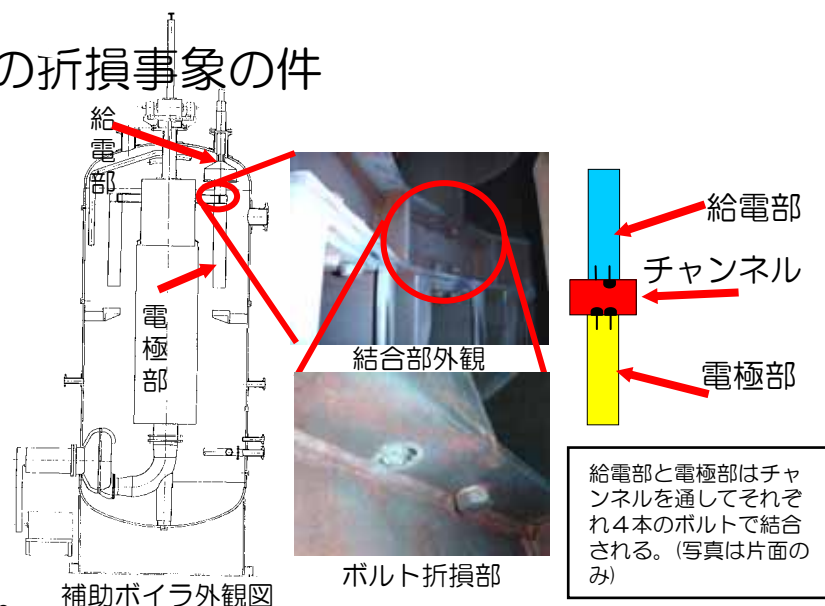
■屋外設備液化窒素設備不活性ガス系配管曲がりの件

- ・事象：目視点検において、屋外の不活性ガス系配管の曲がりを確認した。バウンダリ機能には影響はなかった。
- ・原因：地震による不等沈下の影響により、屋外液化窒素設備の土台と取合トレンチの変位が生じて、配管が曲がったと考える。
- ・対策：配管の交換を実施し、併せて不等沈下対策として地盤改良実施



■補助ボイラ給電部と電極部を結合するボルトの折損事象の件

- ・事象：地震により電極部が揺れ、給電部（S相）と結合しているボルト4本のうち1本が折損していることを確認。蒸気発生機能に影響を及ぼす。
- ・原因：地震の影響によって、電極部が揺れたことにより、取付けボルトが折損したものと推定する。
- ・対策：給電部、電極等に異常が確認されていないことから取付ボルト12本交換を実施した。



＜参考2＞確認された事象の分類

地震に起因しない事象（劣化等）について

＜参考2＞地震に起因しない事象（劣化等）

■今回、総合評価を実施するに当たって、地震に起因しないと考えられる事象についても、原因について分類したことから、これらについて分類ごとに、代表事象を報告する。

- ①通常の保全活動にて確認される劣化事象
非常用ディーゼル発電機(B)過給器のフランジパッキンの劣化について
- ②異物の噛み込み等偶発的な事象
ほう酸水注入系ポンプ(A)コネクティングロッドの異物の噛み込みについて
- ③固着等一時的に発生した事象
濃縮装置加熱器入口減圧弁(B)の一時的な圧力調整不良について
- ④施工不良等に起因する事象
原子炉隔離時冷却系ポンプ インペラキーの変形について

<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）（その1）

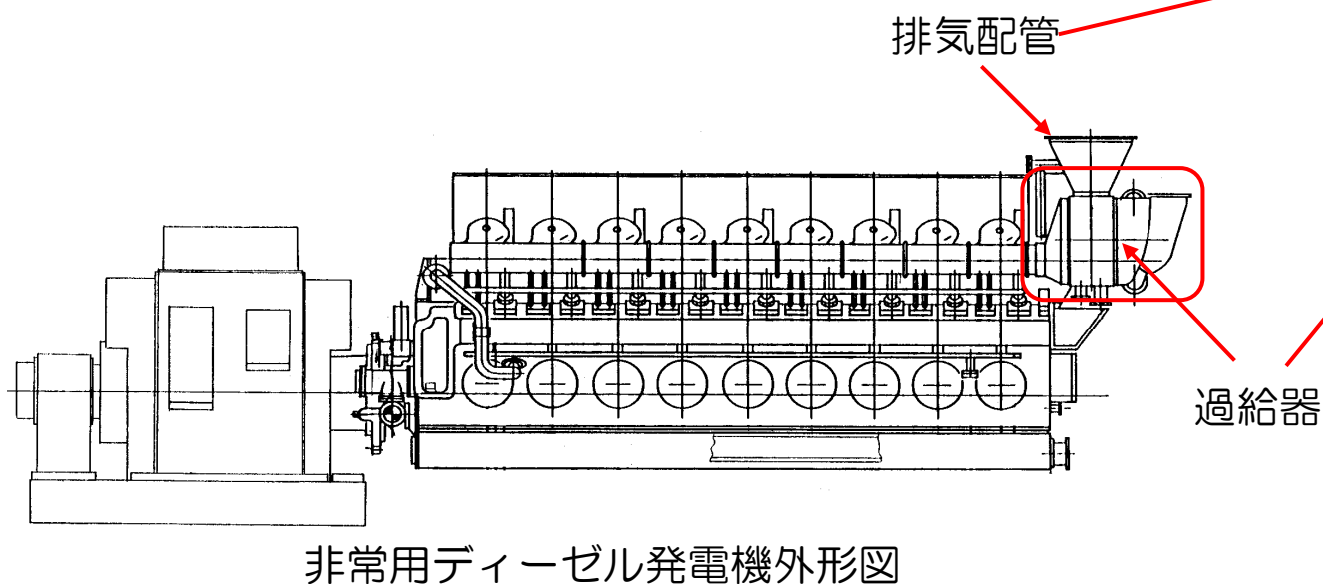
■通常の保全活動にて確認される劣化事象

- 非常用ディーゼル発電機（B）過給器のフランジパッキンの劣化について

事象：過給器と排気配管のフランジ部のパッキンに割れが確認された。

評価：排気配管や過給器に変形等がないことから、フランジパッキンが排気ガスの熱により、経年的に劣化して割れに至ったものと考えられことから、地震による影響ではないと判断した。

対策：パッキンの交換を実施した。



<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）（その2）

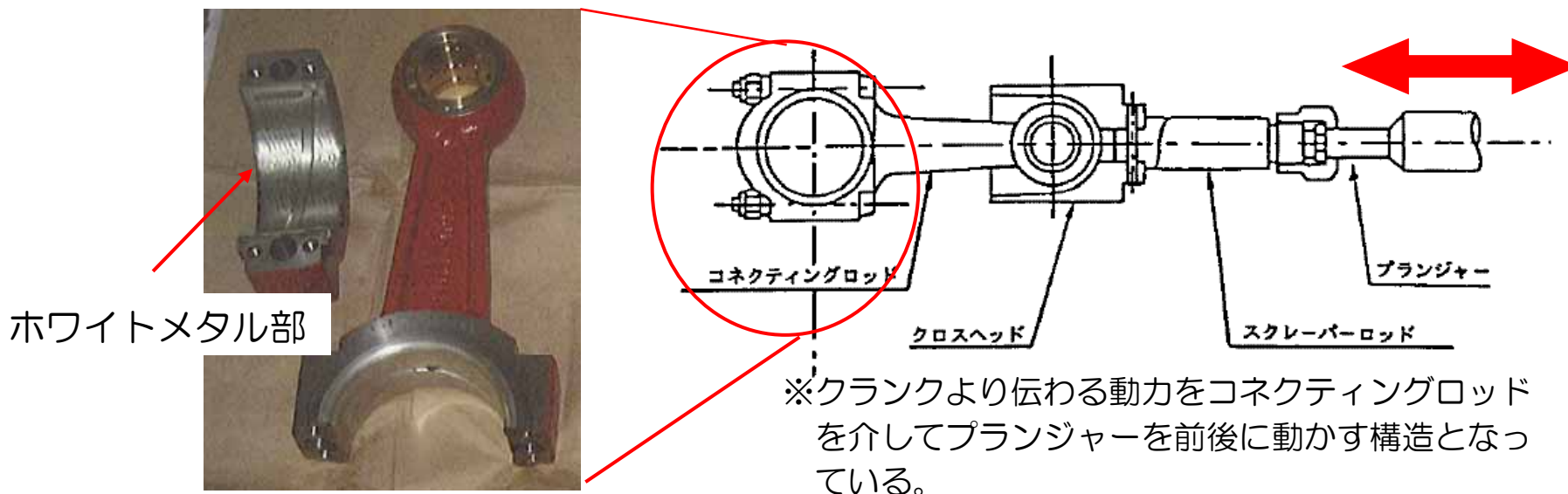
■異物の噛み込み等偶発的な事象

- ほう酸水注入系ポンプ（A）コネクティングロッドの異物の噛み込みについて

事象：コネクティングロッドのホワイトメタル部に浸透探傷試験の指示模様が確認された。

評価：ホワイトメタル部やロッド等に変形が確認されておらず、摺動方向に線状に指示が見られることから、クランクとホワイトメタルの間に異物が入り、傷が発生したものと判断した。指示は軽微なものであり、プランジャーの動きを妨げるものでなく、運転に支障を与えるものではない。

対策：通常手入れを行い再使用する。傷のひどいものは交換を行った。



<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）（その3）

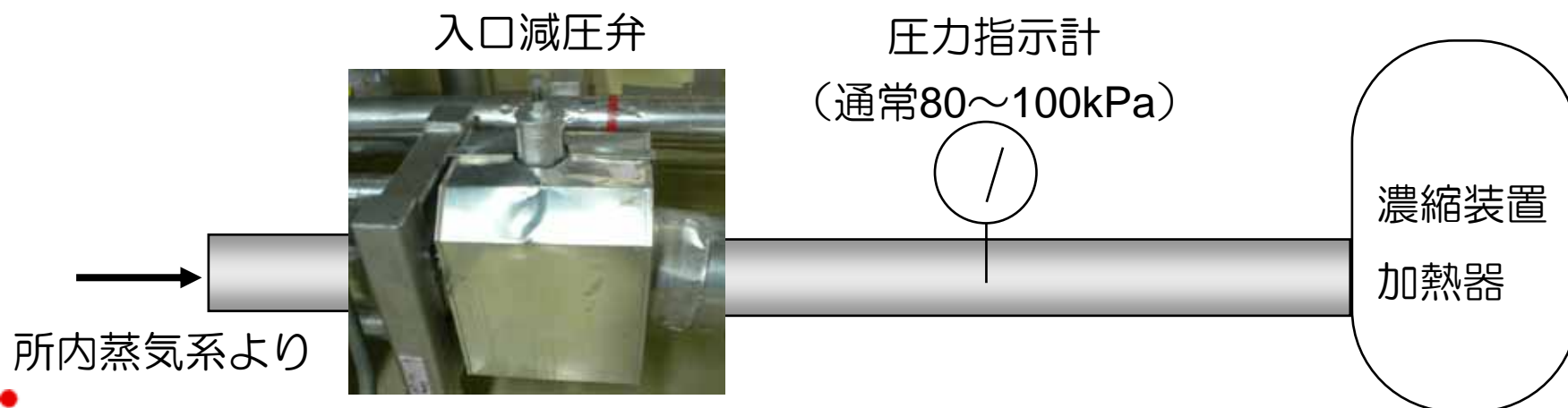
■固着等一時的に発生した事象

- 濃縮装置加熱器入口減圧弁（B）の一時的な圧力不良について

事象：濃縮装置加熱器の蒸気入口圧力が通常80kPa～100kPaのところ、55kPaであり、正常な圧力調整されなかった。蒸気を止めて当該弁を隔離した後、後日点検をするために、再現性確認のため再度蒸気を通したところ正常範囲で圧力調整が行われており、事象が再現されなかった。

評価：機器に変形等確認されておらず、その後も、継続的に圧力調整不良は確認されず正常に作動していることから長期間停止していたことによる一時的な弁固着と判断した。

対策：継続監視後、通常運用とした。



<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）（その4）

■施工不良等に起因する事象

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ インペラキーの損傷について

事象：予め計画する追加点検（分解点検）において、当該ポンプを分解したところ、インペラキーの先端が変形しているのを確認した。

評価：平成12年の分解点検終了後に組立復旧をした際に、インペラキーとスリーブのキー溝がずれたまま組立を行い、先端が変形したものと判断した。なお、H12年以降も運転に際し、支障をきたすものでなかった。

対策：インペラキーの交換を実施した。また施工要領書に本事象に対する注意事項を追記することとした。

