

柏崎刈羽原子力発電所1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1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
1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

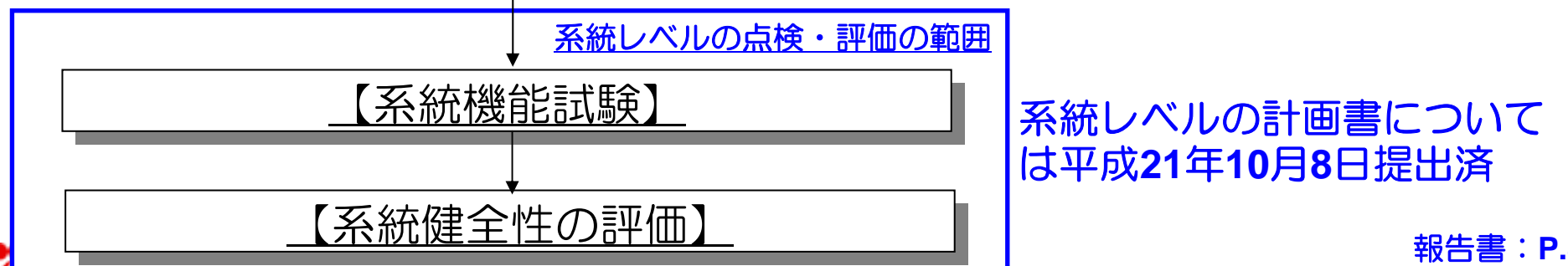
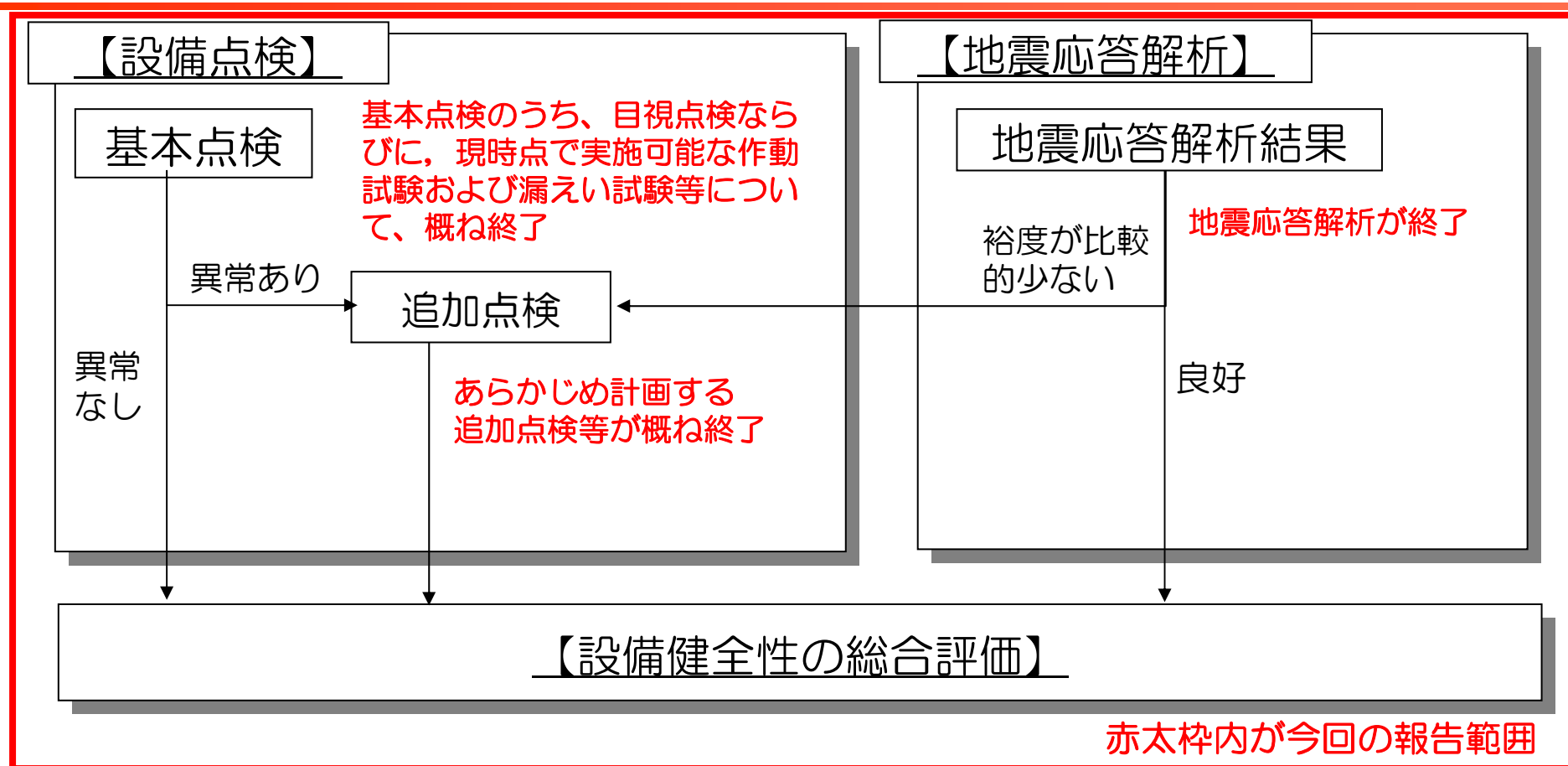
1. はじめに

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、1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P4参照）

※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2,000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、点検が概ね終了した。
 - 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P56参照）
 - 設備点検において、262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。（P75参照）
- 知見拡充を目的に実施した予め計画する追加点検が概ね終了した。（P58：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 : 111/112設備
(配管支持構造物を含まない)
- ✓ 動的機能維持評価 : 46/46設備

■ 今回報告する解析結果

全ての配管系支持構造物の解析評価結果およびその他の結果が得られた設備の解析評価結果について報告する。

- ✓ 構造強度評価 : 112/112設備
(配管系は配管本体と支持構造物を合わせて1設備として計数。)
- ✓ 動的機能維持評価 : 46/46設備

1号機地震応答解析の基本方針

- 1号機は地震時に定期検査中で停止し、ウェル満水状態であったことや一部のスナッパが定期検査のため取り外されていた状態であったことなど、運転状態とは大きく異なっていたことから、地震時の状態を反映した以下の評価を実施した。

① 地震時の状態が運転状態と大きく異なる場合

- 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉開放の状態（ウェル満水，原子炉格納容器および原子炉圧力容器上蓋なし，蒸気乾燥器，気水分離器なし，燃料集合体なし）を解析に反映

② 設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合

- 一部のスナッパが取外されていた配管（9系統）

地震時にスナッパが外されていた配管は，スナッパが外れた状態を解析に反映するとともに，他の地震時の状態も解析に反映

（物性値および評価基準値を常温で設定，水抜き状態および弁駆動部取外し状態の荷重を反映など）

- 炉内核計装装置（SRM/IRMドライチューブ，LPRM検出器集合体）

炉内に燃料集合体がない状態を解析に反映

1号機地震応答解析の基本方針

- ③ 停止時温度や地震時の荷重、機器配置を反映できる場合
 - ✓ 物性値および評価基準値を停止時温度（常温）で設定
 - ✓ 地震時の荷重や機器配置（クレーンのトロリ等）を解析に反映

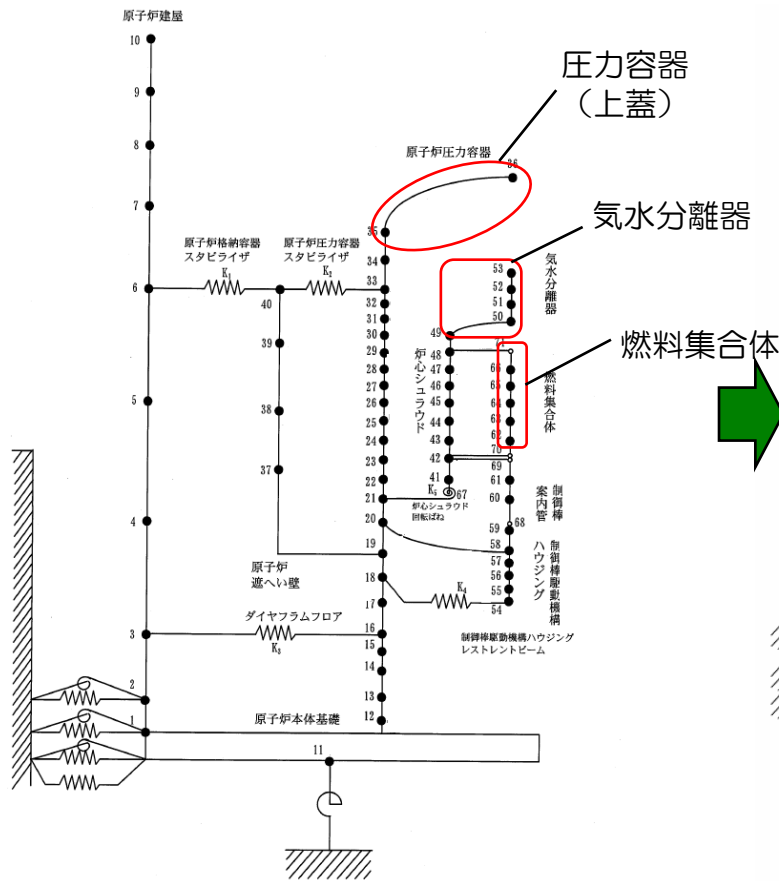
- それ以外の設備については、運転状態を想定した設計時条件の方が厳しい条件と考えられることから、設計時と同等の条件での解析評価を実施した。

1号機地震応答解析の基本方針

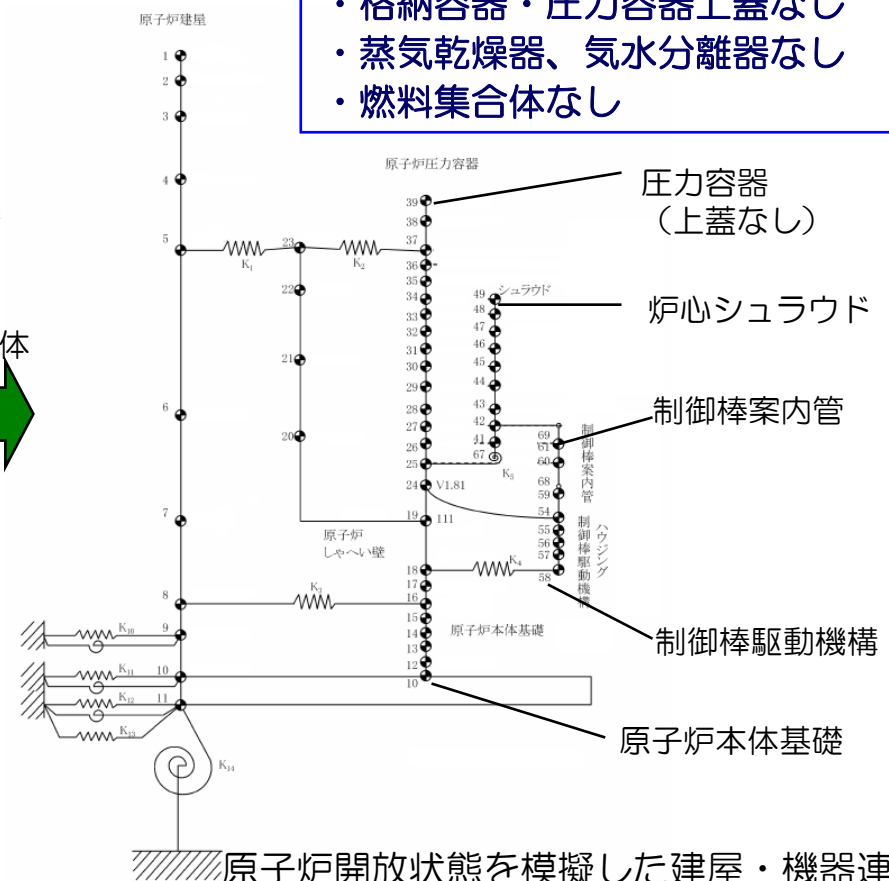
① 地震時の状態が運転状態と大きく異なる場合

建屋・機器連成応答解析モデルに、地震時の状態（ウェル満水，原子炉格納容器および原子炉压力容器上蓋なし，蒸気乾燥器，気水分離器なし，燃料集合体なし）を反映

- ・ ウェル満水
- ・ 格納容器・压力容器上蓋なし
- ・ 蒸気乾燥器、気水分離器なし
- ・ 燃料集合体なし



建屋・機器連成応答解析モデル（水平方向）



原子炉開放状態を模擬した建屋・機器連成応答解析モデル（水平方向）

1号機地震応答解析の基本方針

② 設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合

●一部のスナッチャが取外されていた配管（9系統，下記表）

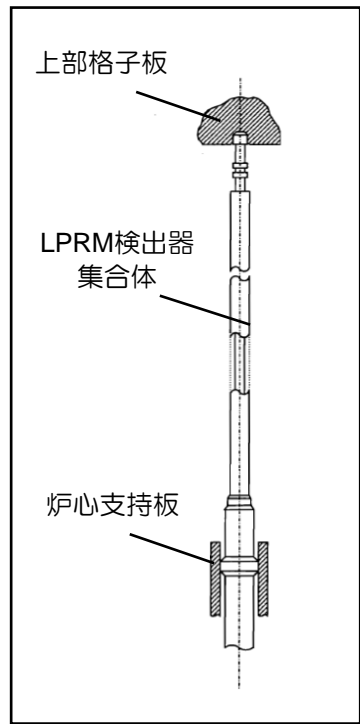
→ スナッチャの取付状態と合わせて下記地震時の状況を反映

	スナッチャ 取外し数 (スナッチャ 総数)	縦弾性係数・ 評価基準値	内圧	荷重条件
主蒸気系配管	24 (215)	常温で設定	無し	主蒸気隔離弁駆動部取外し(1弁)
原子炉再循環系配管	6 (53)	常温で設定	無し	一部水抜き
原子炉冷却材浄化系配管				
残留熱除去系配管	2 (5)	常温で設定	無し	—
高圧炉心スプレイ系配管	1 (7)	常温で設定	無し	—
低圧炉心スプレイ系配管	1 (7)	常温で設定	無し	全システム水抜き
給水系配管	2 (12)	常温で設定	無し	—
ほう酸水注入系配管	1 (5)	常温で設定	無し	—
原子炉補機冷却 中間ループ系配管	1 (2)	常温で設定	無し	—

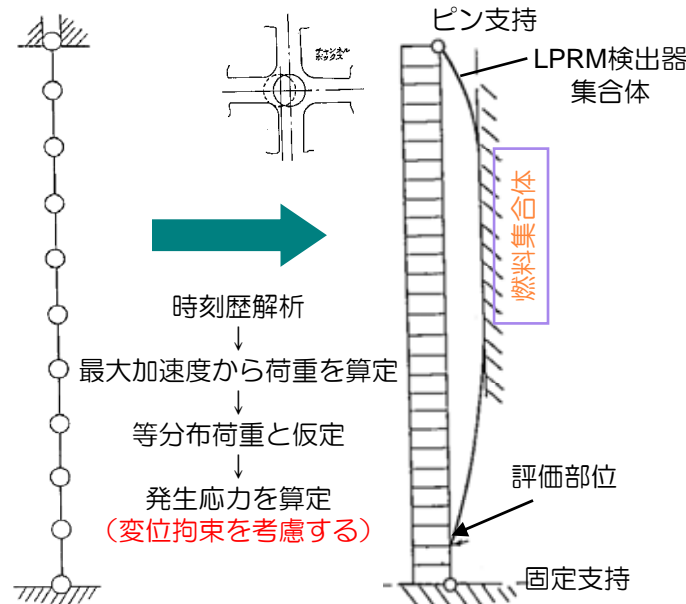
1号機地震応答解析の基本方針

- ② 設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合
 - 炉内核計装装置 (SRM/IRMドライチューブ, LPRM検出器集合体)
 - ➔ 燃料集合体による変位が拘束されない条件で解析を実施

例) LPRM検出器集合体

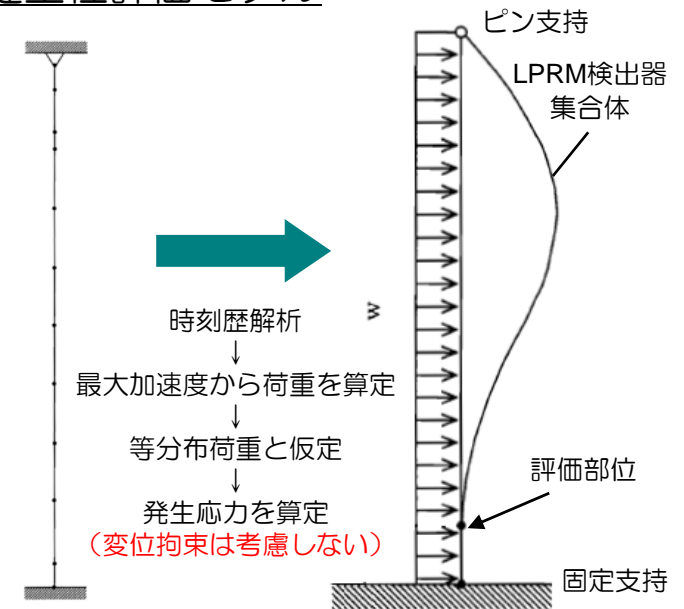


設計時モデル



時刻歴解析で算定した荷重が等分布荷重として作用すると仮定して発生応力を算定
(燃料集合体による変位拘束あり)

健全性評価モデル



時刻歴解析で算定した荷重が等分布荷重として作用すると仮定して発生応力を算定
(燃料集合体による変位拘束なし)

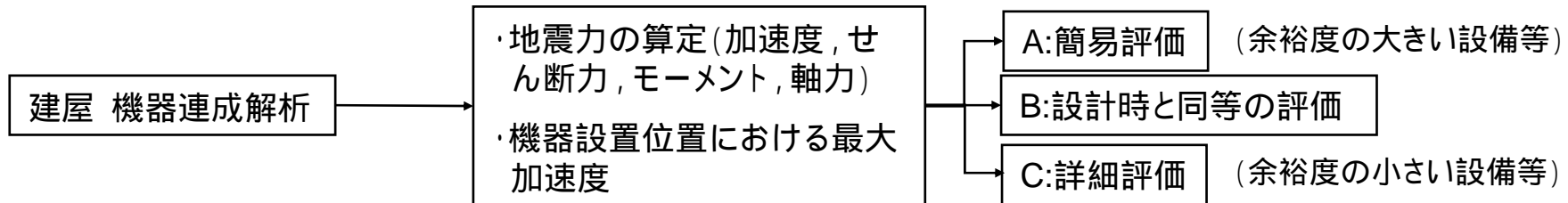
1号機地震応答解析の基本方針

③ 停止時温度や地震時の荷重、機器配置を反映できる場合

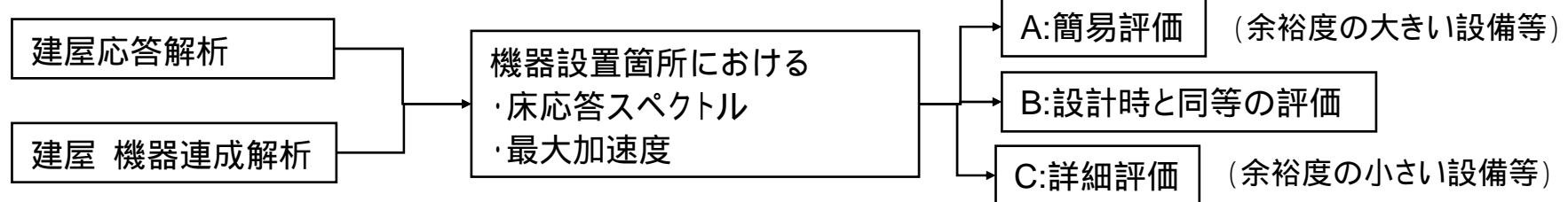
- ✓ 炉内核計測装置，低圧及び高圧炉心スプレイ系配管，中性子束モニタ案内管
（設計時と同等の評価を実施した炉内構造物）
⇒縦弾性係数，評価基準値を常温で設定
- ✓ 上部シヤラグ，原子炉格納容器スタビライザ
⇒評価基準値を常温で設定
- ✓ 天井クレーン，燃料交換機
⇒地震時のトロリ位置，及び吊り荷のない状態を反映

1号機地震応答解析評価の概要

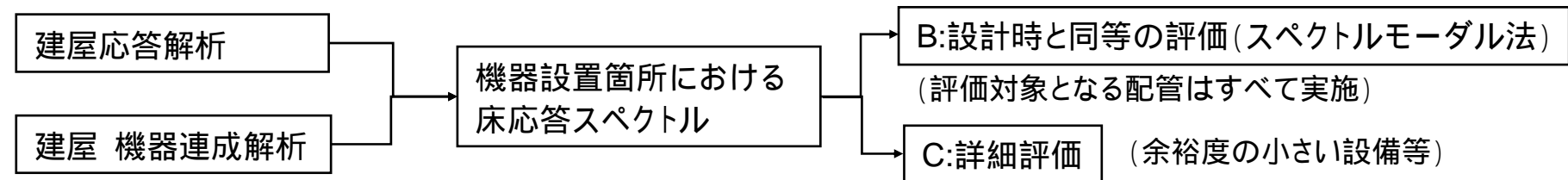
■ 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）



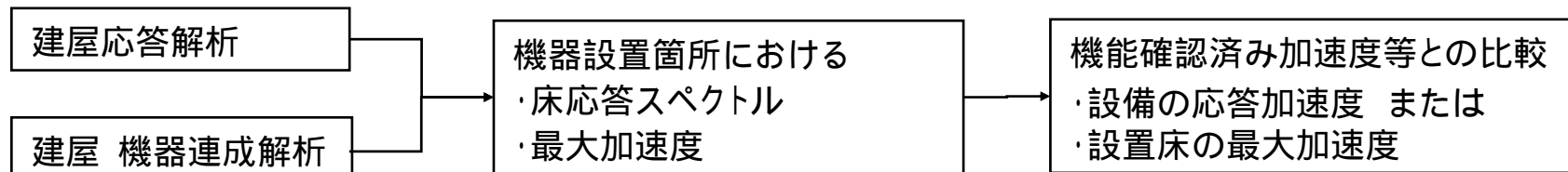
■ 床置機器（ポンプ，熱交換器，換気空調設備等）



■ 配管系



■ 動的機能維持（ポンプ，ファン，弁等）



1号機地震応答解析結果 (構造強度評価)

1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。

構造強度評価結果：大型機器（1 / 4）

原子炉压力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 III_AS (MPa)	評価方法 ^{※1}	追加点検 (○：実施)
原子炉压力容器円筒胴	円筒胴	膜	184	303	A	
制御棒貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	200	271	A	
再循環水出口ノズル(N1)	セーフエンド	膜	81	143	A	○
主蒸気ノズル(N3)	セーフエンド	膜	111	188	A	○
給水ノズル(N4)	セーフエンド	膜	99	188	A	○
低圧注水ノズル(N6)	セーフエンド	膜	91	188	A	○
ブラケット類	スタブリザブラケット	膜+曲げ	200	454	A	
原子炉压力容器スタブリザ	ガセット	曲げ	153	228	A	
原子炉压力容器基礎ボルト	基礎ボルト	組合せ	23	499	A	○
制御棒駆動機構ハウジング支持金具	リストリットビーム	圧縮	110	192	A	
支持スカート	スカート	座屈	0.17 ^{※2}	1 ^{※2}	A	
原子炉格納容器スタブリザ	トラスビームフランジ補強板	せん断	114	135	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：大型機器（2/4）

原子炉本体の基礎

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_{\text{A}}\text{S}$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
アンカボルト	アンカボルト部	引抜き	2771 ^{*2,3} 4186 (kN/6° 40°)	4576 ^{*4} 4943 (kN/6° 40°)	B	
ベアリングプレート	ベアリングプレート	曲げ	297 ^{*3} 294	492	B	

炉内構造物

給水スパーチャ	エンドプレート	膜+曲げ	9	214	A	
低圧及び高圧炉心スプレイスパーチャ	パイプ	膜+曲げ	36	139	A	
ジェットポンプ	ライゲ-中央部	膜+曲げ	52	174	A	
残留熱除去系(低圧注水系)配管(原子炉圧力容器内部)	スリーブ	膜+曲げ	9	214	A	
低圧及び高圧炉心スプレイ系配管(原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	30	172 ^{*5}	B	
差圧検出ほう酸水注入系配管	パイプ	膜+曲げ	156	214	A	
中性子束モニタ案内管	案内管	膜+曲げ	94	106 ^{*5}	B	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価手法の見直し(組合せ係数法の適用)

:水平及び鉛直方向の最大荷重を絶対値和した評価から、各最大荷重が発生する時刻の非同時性を考慮し組合せ係数を0.4とした組合せ係数法を適用した評価へ見直し。

3 評価条件の見直し

4 物性値の適正化

5 評価基準値を常温で算定

構造強度評価結果：大型機器（3／4）

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 _A S (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
炉心シュラウド	下部胴	膜	21	92	A	
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	35	216	A	
炉心支持板	炉心支持板	膜+曲げ	77	161	A	
制御棒案内管	制御棒案内管中央部	膜+曲げ	26	139	A	

格納施設

原子炉格納容器 (ドライウェル)	下部円すい胴部	膜	21	229	A	
上部シヤラグ	内側フィニッシュラグ	曲げ	255	265 ※2	B ※3	○
	内側メッシュラグ	組合せ	203	295 ※2	C	
下部シヤラグ	ダイヤフラムアパルトメント取付部側板	組合せ	163	229	A	
サプレッションチェンバ	サプレッションチェンバ基部	座屈	0.27 ※4	1 ※4	A B ※5	
配管貫通部	管台	膜	50	180	A	
電線ケーブル貫通部	電線ケーブル貫通部	膜+曲げ	223	271	A	

1 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

2 評価基準値を常温で算定

3 FEMモデル化した部位ではないことから、B評価とする。

4 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。

5 誤記修正

構造強度評価結果：大型機器（4 / 4）

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 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価方法 ^{*1}	追加点検 (○：実施)
ダイヤフラムフロア	シヤコネクタ	せん断	59kN	75kN	B	
ベント管	ベント管	膜+曲げ	24	229	B	
サブレッションチエンバースプレイ管	サブレッションチエンバースプレイヘッド	膜+曲げ	63	186	B	

1 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（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 σ_{AS} (MPa)	評価方法*	追加点検 (○：実施)
水圧制御ユニット	フレーム	曲げ	29	209	A	○

残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	引張	94	169	A	○
残留熱除去系ポンプ	ディザチャージヘッド取付ボルト	引張	37	456	A	

残留熱除去冷却中間ループ系

残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	163	373	A	
残留熱除去冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	せん断	5	133	A	○

残留熱除去海水系

残留熱除去海水ポンプ	揚水管	引張	82	154	A	○
残留熱除去海水系スレーナ	基礎ボルト	せん断	44	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（2／7）

原子炉隔離時冷却系

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)
原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断	24	130	A	○
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	基礎ボルト	引張	23	169	A	○

高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド取付ボルト	引張	48	474	A	
--------------	-----------------	----	----	-----	---	--

低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド取付ボルト	引張	37	474	A	○
低圧炉心スプレイ系ストレーナ	多孔プレートポケットシート	膜+曲げ	150※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 ~~設計時には過渡現象との組合せによる評価を実施しており、地震時の荷重が設計時の荷重を下回ることから、設計時の値を記載。~~ 本地震による発生荷重が設計に用いた事故時の荷重を下回ることから、設計時の値を記載。

構造強度評価結果：床置機器（3／7）

主蒸気系

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)
主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断	17	117	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	10	133	A	○
ほう酸水注入系貯蔵タンク	胴板	膜	50	188	A	

非常用ガス処理系

非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断	33	130	A	
非常用ガス処理系 冷却送風機	基礎ボルト	せん断	11	130	A	
前置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	227	342	A	
後置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	168	342	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）

放射線管理用計測装置

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)
燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張	3	180	A	
格納容器内雰囲気放射線モニタ	支持部固定ボルト	せん断	3	135	A	

換気設備

C/A送風機	基礎ボルト	引張	48	173	A	
C/A再循環送風機	基礎ボルト	引張	40	173	A	
C/A排風機	基礎ボルト	引張	5	173	A	
C/A再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断	32	133	A	

計測制御系統設備

LPRM検出器集合体	ガ-チューブ	膜+曲げ	100	200 ※2	B	
SRM/IRMTドラフトチューブ	ドラフトチューブ	膜+曲げ	110	308 ※2	B	
ベンチ形制御盤	締付ボルト	引張	4	173	A	
直立形制御盤	締付ボルト	引張	10	173	A	
現場盤 原子炉系A計装ラック	締付ボルト	引張	5	173	A	
格納容器内雰囲気モニタ	検出器取付ボルト	引張	105	180	A	

- 1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価
- 2 評価基準値を常温で算定

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 σ_{AS} (MPa)	評価方法※	追加点検 (○：実施)
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	ブレース	圧縮	10	162	A	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置構造物	基礎ボルト	せん断	31	130	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	47	254	A	○
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A	
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	11	122	A	
ディーゼル発電機	軸受台取付ボルト	引張	14	180	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	引張	44	254	A	
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A	
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	7	122	A	
ディーゼル発電機	基礎ボルト	せん断	15	195	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（6／7）

非常用補機冷却中間ループ系

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)
非常用補機冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	104	415	A	
非常用補機冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	引張	6	173	A	○

高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系

高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	111	415	A	
高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループポンプ	電動機取付ボルト	引張	6	173	A	

高圧炉心スプレィディーゼル海水系

高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプ	揚水管	引張	27	154	A	
高圧炉心スプレィディーゼル海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断	17	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 σ_{AS} (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	クレーンダ	曲げ	128	309	B	
燃料交換機	構造物フレーム	組合せ	144	241	B	
使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	引張	145	205	A	
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	60	455	A	
使用済燃料貯蔵プール	プールライニング	ひずみ	0.0011 ※2	0.003 ※2	A	

蓄電池及び充電器

125V 蓄電池	締付ボルト	せん断	12	133	A	
125V 充電器	締付ボルト	引張	19	173	A	

バイタル交流電源設備

バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断	5	133	A	
------------	-------	-----	---	-----	---	--

- 1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価
- 2 ひずみを記載。

構造強度評価結果：配管（1 / 6）

配管系（スナッチャが取り外された状態での解析評価結果）

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	146	245	B		○
	支持構造物	スナッチャ反力	50kN	88kN	B		○
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	151	360	B	時刻歴応答解析 PLR-001	○
	支持構造物	スナッチャ反力	533kN	607kN ^{*2}	C	設計容量（定格容量×1.5）は367kN	○
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	79	245	B	時刻歴応答解析	○
	支持構造物	スナッチャ反力	13kN	14kN	B		○
残留熱除去系	配管	一次	74	308	B	時刻歴応答解析	○
	支持構造物	スナッチャ反力	53kN	67kN ^{*3}	C	設計容量（定格容量×1.5）は44kN	○

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(構造強度評価式にミルシート値を適用して算出。)

3 構造強度評価に基づき算出した評価基準値。

構造強度評価結果：配管（2／6）

配管系（スナッパが取り外された状態での解析評価結果）

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	備考	追加点検 (○：実施)
高圧炉心 スプレイ系	配管	一次	132	308	B		○
	支持構造物	スナッパ 反力	140kN	147kN	B		○
低圧炉心 スプレイ系	配管	一次	42	308	B		○
	支持構造物	スナッパ 反力	31kN	88kN	B		○
給水系	配管	一次	145	360	B	FDW-001	○
	支持構造物	スナッパ 反力	202kN	235kN	B		○
ほう酸水注入系	配管	一次	174	265	B	SLC-003	○
	支持構造物	スナッパ 反力	2kN	4kN	B		○
原子炉補機冷却 中間ループ系	配管	一次	79	215	B	RIW-001	○
	支持構造物	スナッパ 反力	10kN	14kN	B		○

1 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（3／6）

配管系（設計時の条件での解析評価結果）

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	備考	追加点検 (○：実施)
原子炉冷却材 再循環系	配管	一次	113	234	B	PLR-002	○
	支持構造物	スナッパ 反力	364kN	367kN	B		○
原子炉隔離時 冷却系	配管	一次	82	274	B		○
	支持構造物	スナッパ 反力	11kN	44kN	B		○
給水系	配管	一次	107	281	B	FDW-002	○
	支持構造物	スナッパ 反力	85kN	147kN	B		○
放射性ドレン 移送系	配管	一次	111	150	B		○
	支持構造物	スナッパ 反力	6kN	10kN	B		○
原子炉補機冷却 中間ループ系	配管	一次	139	185	B	RIW-002	○
	支持構造物	スナッパ 反力	10kN	14kN	B		○

1 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（4／6）

配管系（設計時の条件での解析評価結果）

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	備考	追加点検 (○：実施)
制御棒駆動系	配管	一次	86	129	B		○
	支持構造物	組合せ	175	234	B		
ほう酸水注入系	配管	一次	121	187	B	SLC-004	○
	支持構造物	スナップ 反力	1kN	2kN	B		○
非常用ガス 処理系	配管	一次	26	209	B		○
	支持構造物	組合せ	32	245	B		
可燃性ガス濃度 制御系	配管	一次	81	211	B		○
	支持構造物	スナップ 反力	6kN	14kN	B		○
不活性ガス系	配管	一次	77	201	B		○
	支持構造物	スナップ 反力	56kN	88kN	B		○

1 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（5／6）

配管系（設計時の条件での解析評価結果）

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	備考	追加点検 (○：実施)
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	67	159	B		
	支持構造物	組合せ	55	245	B		
残留熱除去冷却中間ループ系	配管	一次	133	233	B		○
	支持構造物	スナッパ反力	66kN	147kN	B		○
残留熱除去海水系	配管	一次	59	241	B		
	支持構造物	スナッパ反力	26kN	110kN	B		○
非常用補機冷却中間ループ系	配管	一次	95	229	B		○
	支持構造物	組合せ	32	245	B		
高圧炉心スプレイデューセル冷却中間ループ系	配管	一次	82	229	B		○
	支持構造物	組合せ	23	245	B		

1 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（6／6）

配管系（設計時の条件での解析評価結果）

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	備考	追加点検 (○：実施)
高圧炉心 スプレイターセル 海水系	配管	一次	52	239	B		
	支持構造物	組合せ	18	245	B		○
主蒸気隔離弁漏えい 抑制系	配管	一次	93	182	B		○
	支持構造物	スナッパ 反力	6kN	10kN	B		○
補給水系	配管	一次	81	188	B		○
	支持構造物	組合せ	64	245	B		

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

1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	0.8	1.6	0.5	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.8	2.4	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	0.9	2.6	0.6	1.0
非常用ガス処理系排風機	1.0	2.3	0.5	1.0
非常用ガス処理系冷却送風機	1.0	2.3	0.5	1.0
非常用ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0

1 G = 9.80665(m/s²)

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
残留熱除去冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
残留熱除去海水ポンプ	4.4	10.0	0.7	1.0
非常用補機冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
C/A送風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C/A排風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C/A再循環送風機	0.9	2.6	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル冷却 中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ	2.2	10.0	0.7	1.0

1 G = 9.80665(m/s²)

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）

弁（スナッチが取り外された状態での解析評価結果）

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）	5.3	10.0	5.3	6.2
主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁）	5.7	9.6	4.0	6.1
給水系（給水ライン逆止弁）	1.4	6.0	3.8	6.0
原子炉補機冷却中間ループ系 （RIW格納容器入口隔離弁）	3.1	6.0	1.9	6.0
残留熱除去系 （RHR系LPCI注入ライン試験可能逆止弁）	2.3※3 1.7	6.0	1.4※3 2.4	6.0
原子炉冷却材浄化系 （CUW系吸込ライン内側隔離弁）	1.7	6.0	0.9	6.0
原子炉冷却材再循環系 （原子炉冷却材再循環ポンプ吐出弁）	2.0	6.0	2.2	6.0

1 G = 9.80665(m/s²)

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

3 既報告値が手動弁の評価値であったことから、動的機能が要求される弁の評価結果に修正。

動的機能維持評価結果（弁：2／3）

弁（スナッチが取り外された状態での解析評価結果）

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
低圧炉心スプレイ系 （LPCS系注入ライン内側試験可能逆止弁）	2.7	6.0	1.9	6.0
高圧炉心スプレイ系 （HPCS系注入ライン内側試験可能逆止弁）	2.4	6.0	2.2	6.0
ほう酸水注入系 （SLC系注入ライン外側逆止弁）	1.4	6.0	3.1	6.0

1 G = 9.80665(m/s²)

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）

弁（設計時の条件での解析評価結果）

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
原子炉隔離時冷却系 （RCIC系注入弁）	2.1	6.0	1.9	6.0
不活性ガス系 （PCVベント弁）	2.5	6.0	1.6	6.0
可燃性ガス濃度制御系 （入口隔離弁）	2.5	6.0	5.1	6.0
放射性ドレン移送系 （D/W高電導度廃液ライン第二隔離弁）	2.4	6.0	4.1	6.0
主蒸気隔離弁漏えい抑制系 （MSLCブリードライン放出弁）	1.5	6.0	1.1	6.0

1 G = 9.80665(m/s²)

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	0.91	3.0	0.41	2.0
温度監視計器	0.91	3.0	0.41	2.0
温度検出器	0.78	10	0.46	10
加速度検出器	0.91	3.0	0.41	1.5
水素濃度検出器	0.81	3.0	0.51	1.0
水位変換器	0.78	3.0	0.46	3.0
警報設定器	0.91	3.0	0.41	3.0
レベルスイッチ	0.78	3.0	0.46	2.0
位置スイッチ	0.84	4.9	0.48	4.9
圧カスイッチ	0.93	3.0	0.56	3.0
継電器	0.78	1.5	0.46	1.2
真空遮断器	0.78	2.0	0.46	1.2

1 G = 9.80665(m/s²)

2 既往の試験等をもとに定めた機能確認済加速度

1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
 - ➡ 主蒸気系配管
- ✓ 原子炉圧力容器ノズル
 - ➡ 給水ノズル（N4ノズル）
- ✓ 建屋間を渡る配管
 - ➡ 残留熱除去冷却中間ループ系配管

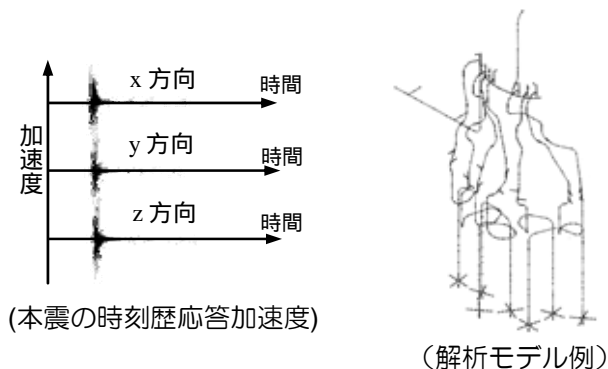
● 疲労評価の手順

6号機と同様に、以下の手順により疲労評価を実施した。

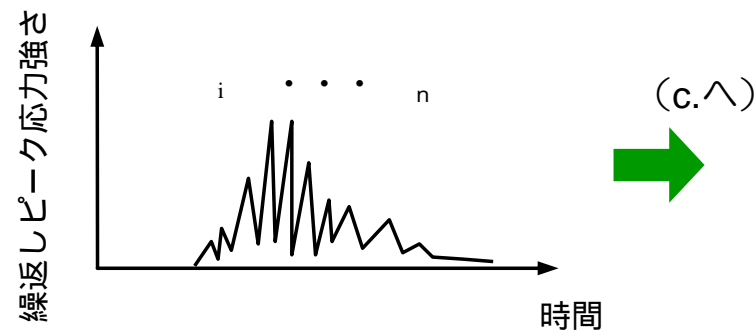
- ① 3方向同時時刻歴解析により繰返しピーク応力強さを算定
- ② 繰返しピーク応力強さの各ピーク値と設計用疲労線図とを用いて疲れ累積係数を算定
- ③ 疲れ累積係数と最大繰返しピーク応力強さから、等価繰返し回数を算定

疲労評価

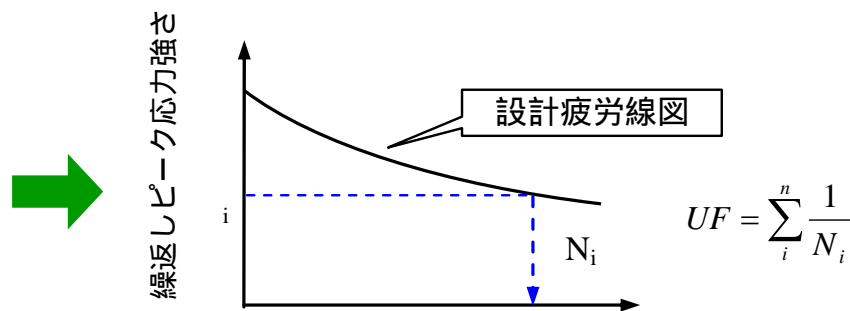
● 疲労評価の手順（つづき）



a. 3方向同時時刻歴応答解析を実施

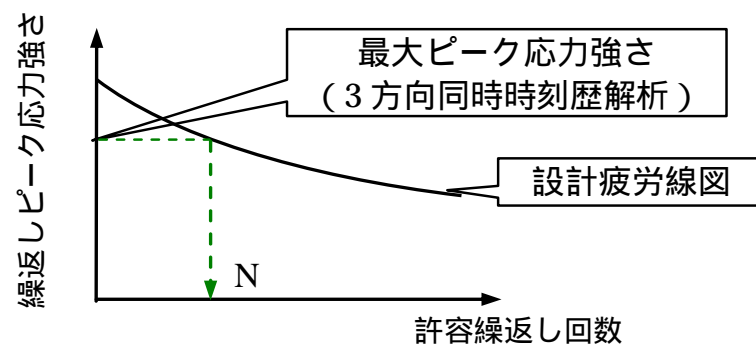


b. ピーク応力強さの時刻歴波形を算定



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

$$UF = \sum_i^n \frac{1}{N_i}$$



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：3方向同時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

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) ※1		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 [°] - σ 応 力強さ(MPa)	等価繰返し 回数		
主蒸気系配管	501	480	0.0611 ※2	251	11回	0.0011	0.0622	1
給水ノズル (N4ノズル)	60	383	0.080	54	0回	0	0.080	
残留熱除去冷却 中間ループ系配管	361※1	465※1	—※3	181※1	10回	0.0003	0.0003	

※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：定期安全レビュー時に評価した設計寿命に対する疲れ累積係数の最大値。

※3：設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601に従い疲れ累積係数は算出していない。

疲労評価の結果から、以下を確認した。

- 等価繰返し回数は、建設時に想定した60回と比較して小さい。
- 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

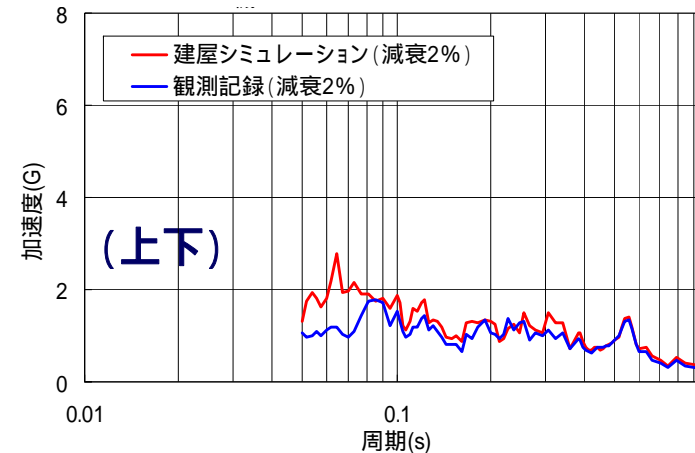
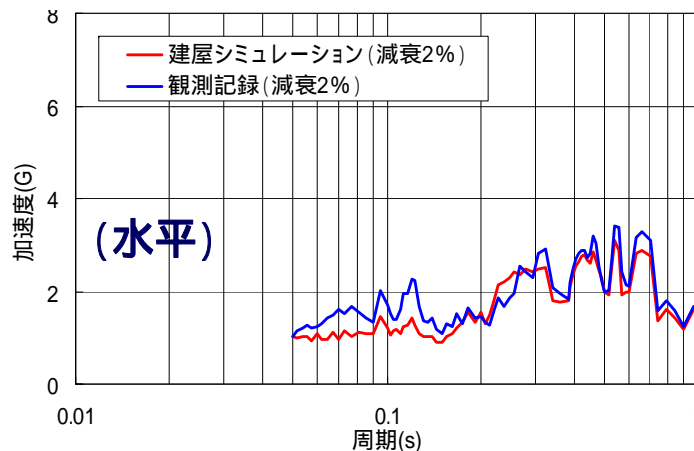
相違の影響に関する検討

■ 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、1号機は地震時停止していたことを考慮して実際の圧力、温度、荷重条件等を反映した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。
 - 制御棒駆動系（設計時の条件）
 - 放射性ドレン移送系（設計時の条件）
 - 原子炉補機冷却中間ループ系（設計時の条件）
 - ほう酸水注入系（設計時の条件）
 - ほう酸水注入系（スナッパが取り外された状態）

相違の影響に関する検討

■ 検討方針

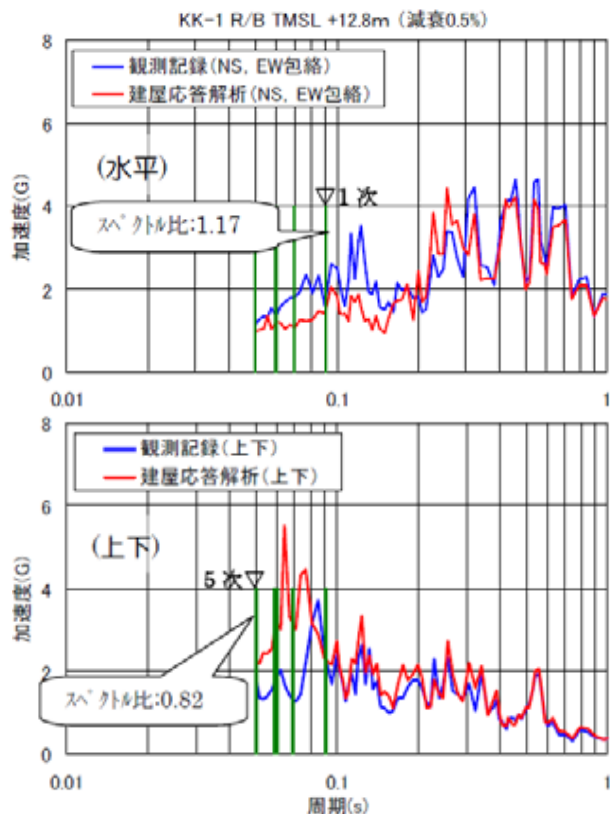


- ✓ 主要モードの固有周期で、観測記録と建屋応答解析結果の加速度応答スペクトルから比率Aを計算
比率A = 観測記録による床応答加速度 / 建屋応答解析による床応答加速度
- ✓ 報告値に比率Aを乗じて観測記録との相違を考慮した算定値を算出し、評価基準値と比較
(観測記録との相違を考慮した算定値) = (報告値) × (比率A) : 評価基準値と比較

相違の影響に関する検討結果（1 / 6）

①制御棒駆動系配管（設計時の条件）

（発生応力：86MPa，評価基準値：129MPa）



代表的振動モード（1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1.17である。

【配管】

$$56\text{MPa (地震による応力)} \times 1.17 \\ + 30\text{MPa (地震以外による応力)} \\ = \underline{96\text{MPa} < 129\text{MPa (評価基準値)}}$$

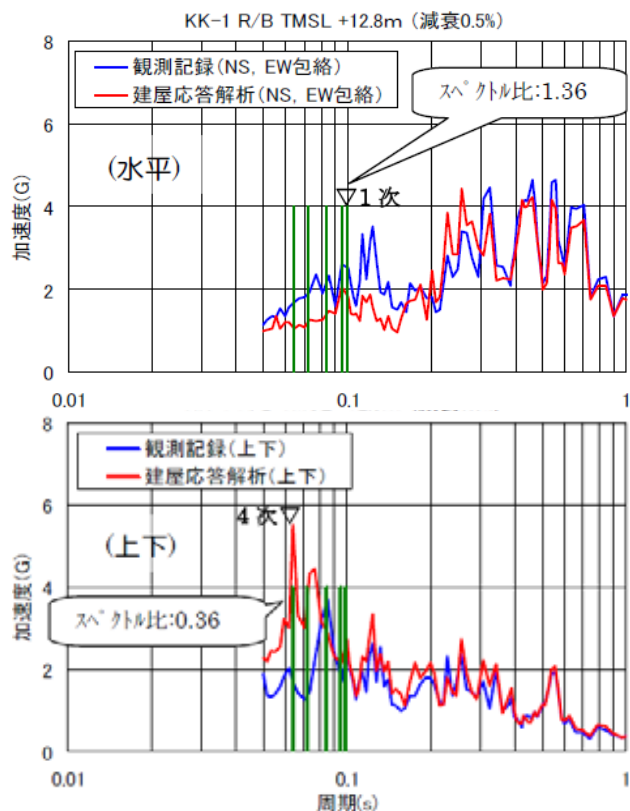
【支持構造物】

$$175\text{MPa (地震による応力)} \times 1.17 \\ = \underline{205\text{MPa} < 234\text{MPa (評価基準値)}}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1次	0.091	0.033	0.085	0.003
2次	0.069	0.016	0.061	0.025
3次	0.060	0.041	0.044	0.010
4次	0.059	0.034	0.009	0.012
5次	0.050	0.033	0.051	0.051

相違の影響に関する検討結果（2/6）

②放射性ドレン移送系配管（設計時の条件）



（発生応力：111MPa, 評価基準値：150MPa）

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1.36である。

【配管】

$$\begin{aligned}
 &104\text{MPa (地震による応力)} \times 1.36 \\
 &+ 7\text{MPa (地震以外による応力)} \\
 &= \underline{149\text{MPa} < 150\text{MPa (評価基準値)}} \\
 &\text{(常温における評価基準値：205MPa)}
 \end{aligned}$$

【支持構造物】

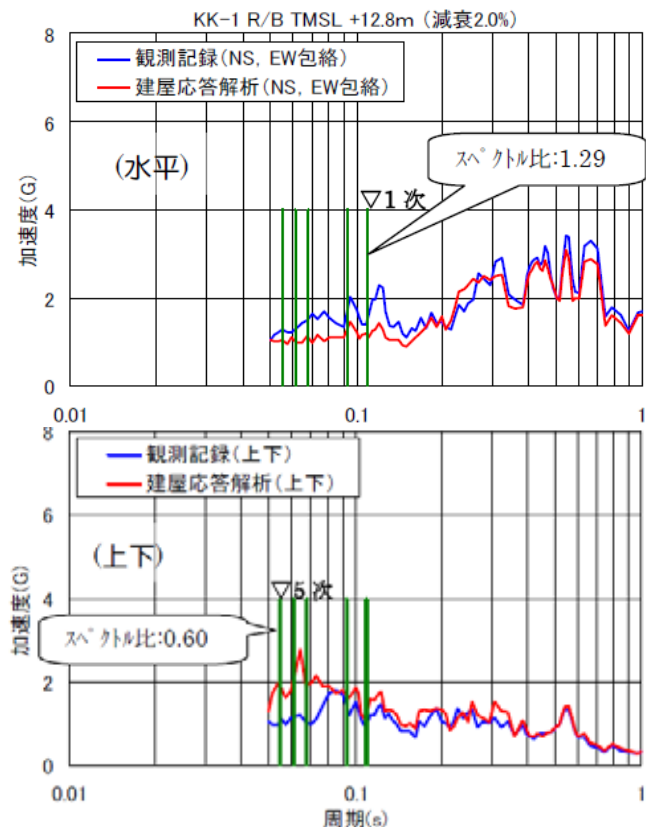
$$\begin{aligned}
 &6\text{kN (スナッパ反力)} \times 1.36 \\
 &= \underline{8.16\text{kN} < 10\text{kN (評価基準値)}}
 \end{aligned}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1次	0.099	0.006	0.143	0.030
2次	0.095	0.085	0.041	0.000
3次	0.084	0.003	0.002	0.052
4次	0.072	0.000	0.012	0.195
5次	0.064	0.005	0.010	0.004

相違の影響に関する検討結果（3／6）

③原子炉補機冷却中間ループ系配管（設計時の条件）

（算出値：139MPa，評価基準値：185MPa）



代表的振動モード（1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1.29である。

【配管】

$$121\text{MPa (地震による応力)} \times 1.29 + 18\text{MPa (地震以外による応力)} = \underline{174\text{MPa} < 185\text{MPa (評価基準値)}}$$

【支持構造物】

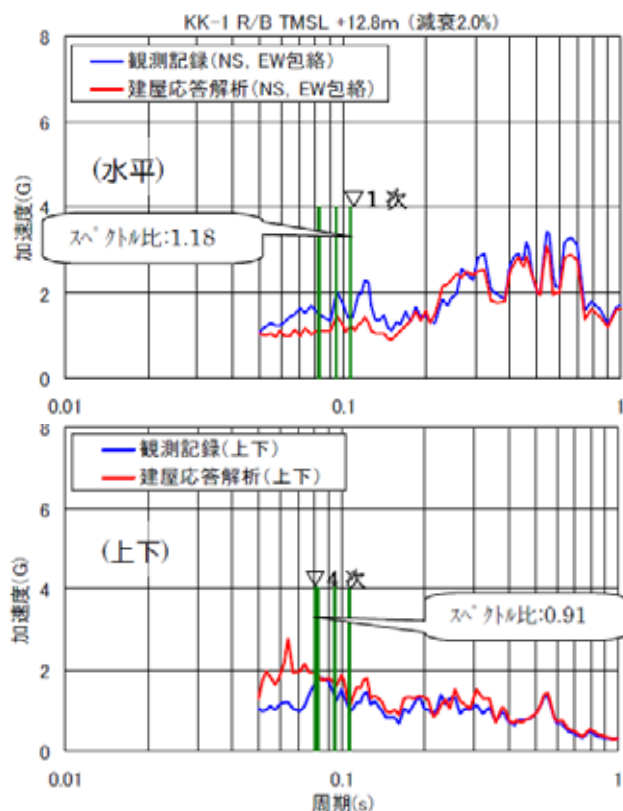
$$10\text{kN (スナッパ反力)} \times 1.29 = \underline{12.9\text{kN} < 14\text{kN (評価基準値)}}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1次	0.109	0.242	0.036	0.002
2次	0.093	0.181	0.011	0.001
3次	0.068	0.117	0.181	0.056
4次	0.061	0.089	0.006	0.121
5次	0.055	0.009	0.040	0.130

相違の影響に関する検討結果（4／6）

④ほう酸水注入系配管（設計時の条件）

（算出値：121MPa，評価基準値：187MPa）



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1.18である。

【配管】

$$96\text{MPa (地震による応力)} \times 1.18 + 27\text{MPa (地震以外による応力)} = 141\text{MPa} < 187\text{MPa (評価基準値)}$$

【支持構造物】

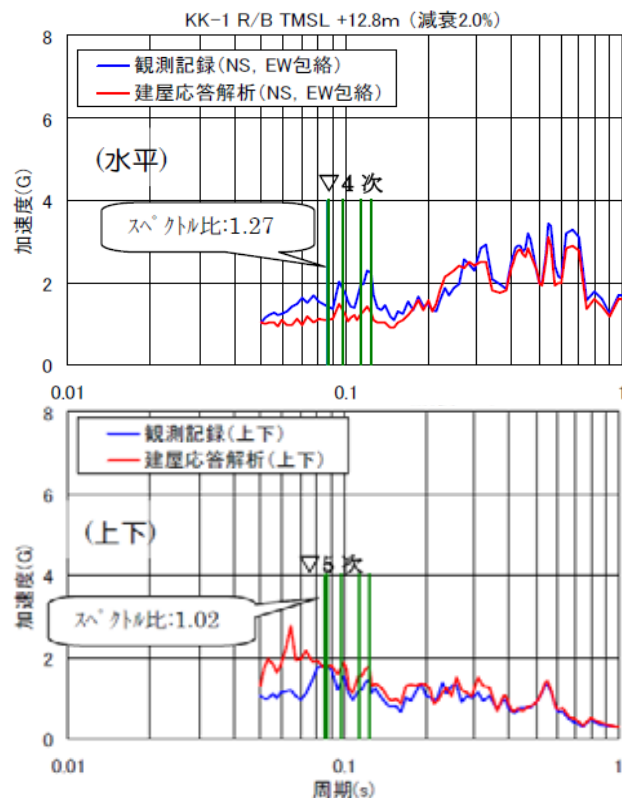
$$1\text{kN (スナッパ反力)} \times 1.18 = 1.18\text{kN} < 2\text{kN (評価基準値)}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1次	0.107	0.024	0.005	0.007
2次	0.095	0.020	0.003	0.011
3次	0.082	0.003	0.005	0.001
4次	0.081	0.004	0.002	0.065
5次	0.080	0.013	0.018	0.007

相違の影響に関する検討結果（5／6）

⑤ほう酸水注入系配管（スナッバが取り外された状態）

（算出値：174MPa，評価基準値：265MPa）



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1.27である。

【配管】

$$169\text{MPa (地震による応力)} \times 1.27 + 17\text{MPa (地震以外による応力)} = \underline{232\text{MPa} < 265\text{MPa (評価基準値)}}$$

【支持構造物】

$$2\text{kN (スナッバ反力)} \times 1.27 = \underline{2.54\text{kN} < 4\text{kN (評価基準値)}}$$

モード	固有周期(s)	刺激係数		
		NS 方向	EW 方向	上下方向
1次	0.124	0.003	0.004	0.042
2次	0.114	0.029	0.034	0.006
3次	0.098	0.002	0.004	0.003
4次	0.088	0.044	0.078	0.026
5次	0.086	0.011	0.020	0.107

相違の影響に関する検討結果（6／6）

■検討結果のまとめ

観測記録と建屋応答解析結果の相違による影響を評価した結果、いずれの設備も評価基準値を満足することを確認した。

地震応答解析結果（まとめ）

- すべての解析対象設備に対する評価を完了した。

構造強度評価 ： 112/112設備

（配管系は配管本体と支持構造物を合わせて1設備として計数。）

動的機能維持評価 ： 46/46設備

- ✓ 構造強度の評価結果から、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。
- ✓ 疲労評価
 - 等価繰返し回数は、建設時に想定した60回と比較して小さい。
 - 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
 - 観測記録と建屋応答解析結果の相違による影響を評価し、いずれの設備も評価基準値を満足することを確認した。

3. 設備点検の結果

1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。
H21.11.11 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	約 2,000/2,000	完了
	作動試験 機能確認試験	約 1,370/1,450	約 95%
	漏えい試験	約 730/1,010	約 72%
	基本点検完了	約 1,730/2,000	約 87%
うち 安全上 重要な機器	目視	約 790/790	完了
	作動試験・機能試験	約 570/580	約 98%
	漏えい確認	約 260/360	約 72%
	基本点検完了	約 690/790	約 87%

※ 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、これらは原子炉圧力容器漏えい試験、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。

1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概ね完了している。
- 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19回（平成21年4月6日）および第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（上部シヤラグ，メカニカルスナッパ等）

追加点検を実施した結果、高起動変圧器，主変圧器，所内変圧器(A)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）
 - 現段階で系統運用上、作動試験の実施が困難な設備※（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ）

※ 機器設置以降、起動レベルまでスラッジが蓄積されていないため作動試験が実施できない設備。

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、超音波探傷試験を残留熱除去系配管，原子炉隔離時冷却系等の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主蒸気系配管について結果を示す。

● 主蒸気系配管の追加点検結果

- ✓ 下表の通り、点検を実施し、割れ、変形等の異常がないことを確認した。

原子炉逃がし
安全弁



検査箇所

主蒸気系配管（解析対象部）の点検結果一覧 管 台 部

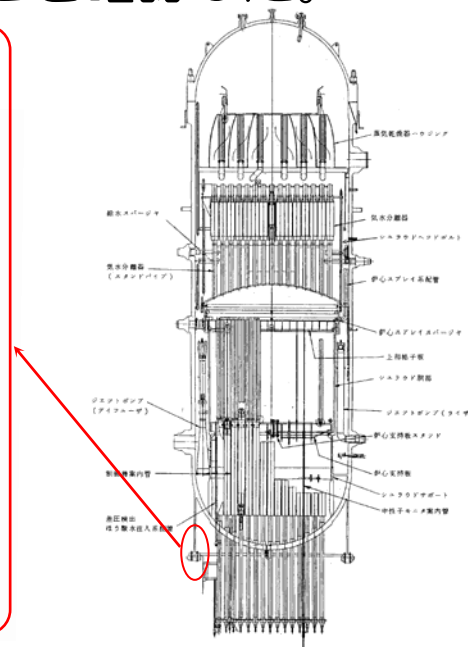
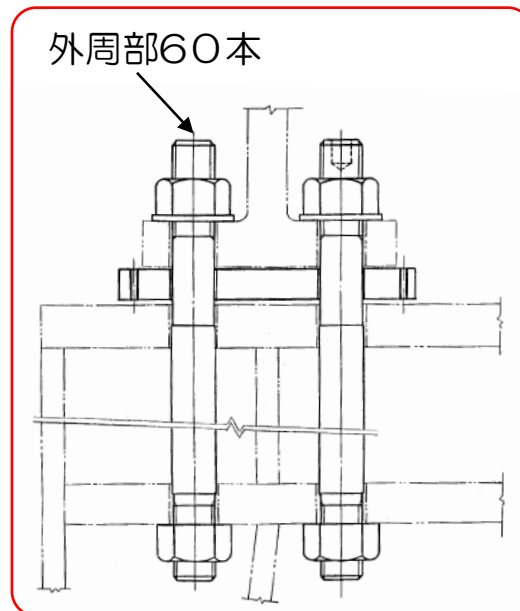
	点検	点検結果
詳細目視点検	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ、変形、摩耗、腐食、浸食等がないこと。	異常なし
浸透探傷試験（PT）	配管表面にある割れ等の有無を確認	異常なし
超音波探傷試験（UT）	配管内部にある割れ等の有無を確認	異常なし
硬さ測定	配管に疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認	異常なし

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アごとに代表で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24 機器に対して実施した。下記に原子炉压力容器基礎ボルトについての結果を示す。
- 原子炉压力容器基礎ボルトの追加点検結果
 - ✓全数120本のうち、外側12本についてトルク確認と超音波探傷試験を実施した。その結果、伸び、緩み等異常のないことを確認した。



原子炉压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63箇所（全108箇所）の配管貫通部に対して点検を実施した。下記に給水系配管貫通部の点検結果を示す。

●給水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。



タービン建屋側：給水系配管，支持構造物

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

● 1号高起動変圧器の追加点検

（高起動変圧器：外部電源の電圧を降圧する変圧器）

✓ 外観および内部目視点検の結果、以下の事象を確認した。

① 放圧装置および本体ガス検出装置の動作を確認。

評価：地震の影響により放圧装置（放圧弁）が動作し、内部に空気が混入したことでガス検出装置が動作したと考えられる。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。

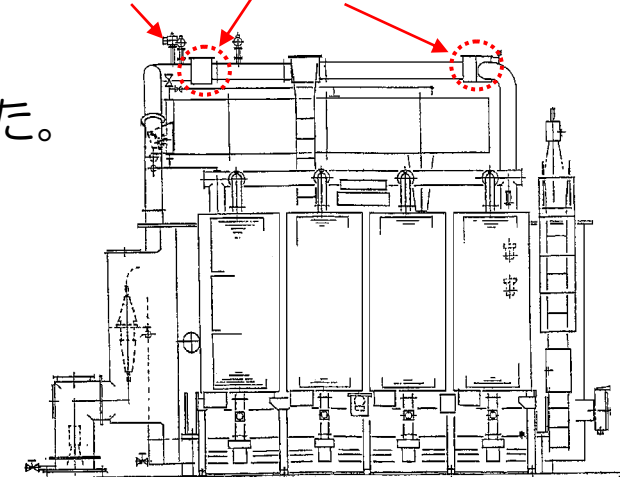
対策：放圧装置の交換を実施。

② 一次側黒相ブッシング油中にアセチレン（1 ppm）を確認。

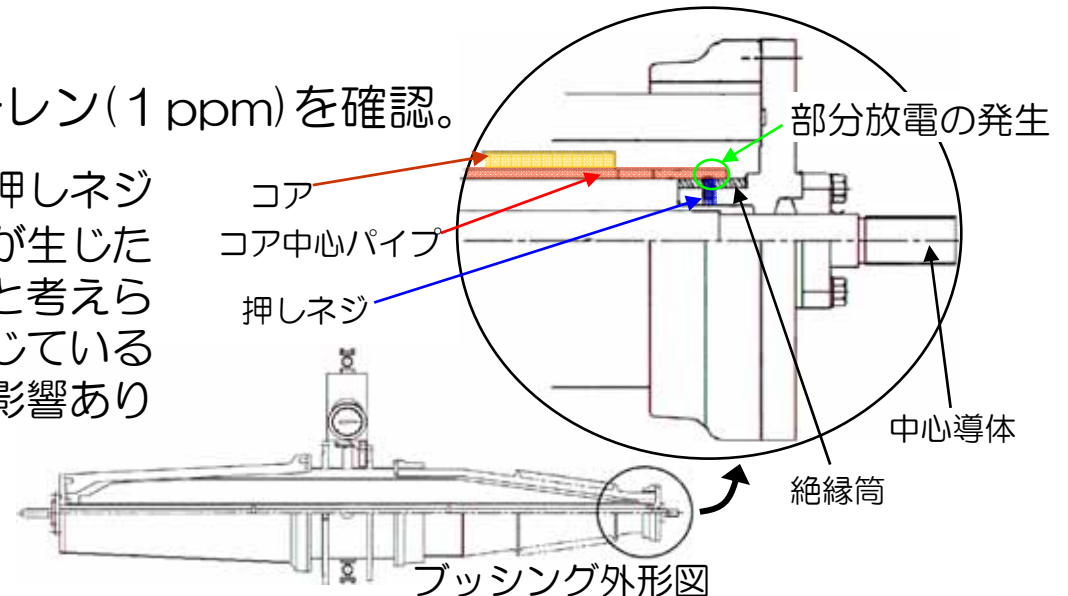
評価：地震に影響よりコア中心パイプと押しネジが接触・非接触状態になり、放電が生じたことによりアセチレンが発生したと考えられる。ブッシング内部で放電が生じていることから、絶縁性能、通電性能に影響ありと判断した。

対策：ブッシングの交換を実施。

ガス検出装置 放圧装置



1号高起動変圧器外形図



ブッシング外形図

予め計画する追加点検の結果（5/7）

③一次側黒相ブッシングの圧力スイッチ用配管の湾曲と、スイッチケースにひびを確認。

評価：地震の影響により圧力スイッチの配管湾曲とケースにひびが発生したと考えられ、ブッシングの絶縁性能に影響ありと判断した。

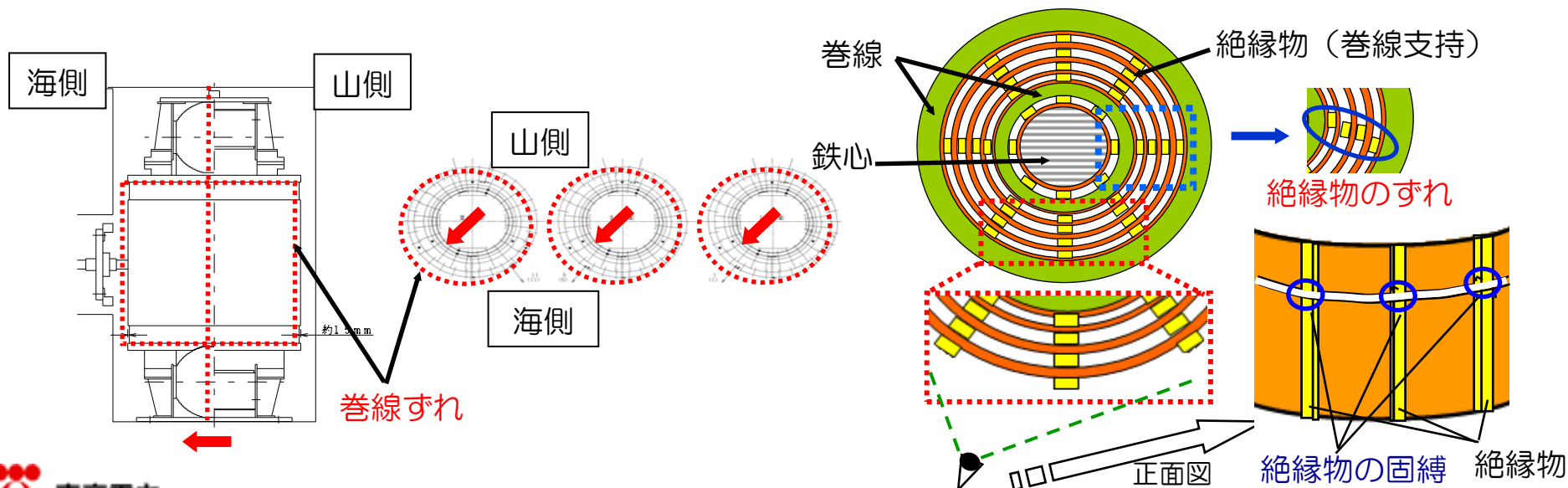
対策：当該配管および圧力スイッチを交換。



④巻線のずれ(最大15mm)および巻線内絶縁物のずれを確認。

評価：地震の影響により巻線内の絶縁物がずれ、巻線支持力が低下した。この状況で地震が加わったため巻線にずれが発生したのと考えられ、絶縁性能、通電性能、電圧変換性能に影響ありと判断した。

対策：巻線・絶縁物を正規位置に復旧するとともに、巻線内絶縁物の固縛を追加。



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
- 主発電機の追加点検

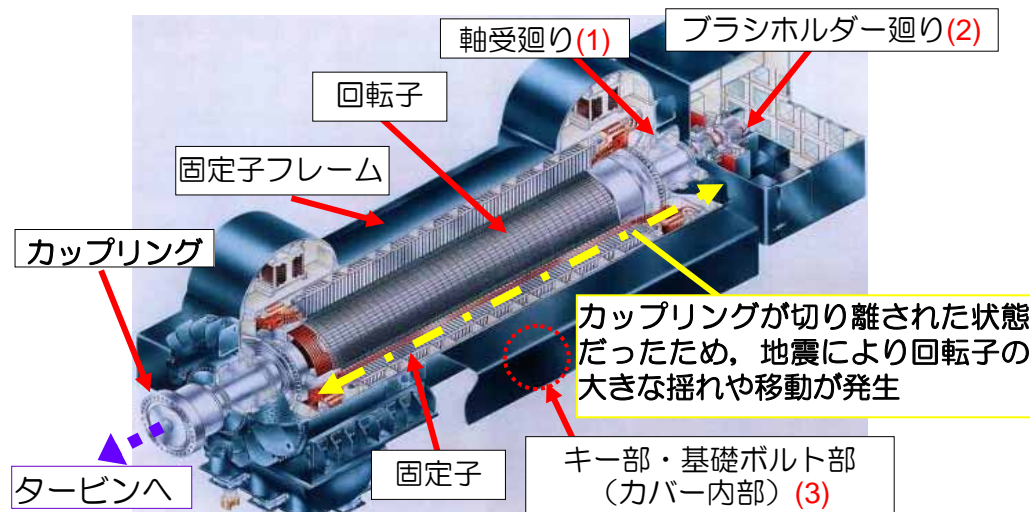
✓ 分解点検を実施した結果、以下の異常を確認した。

地震発生時主発電機は点検中であり、低圧タービンと主発電機を接続するカップリングが切り離されていたことから、回転子の大きな移動が発生したと推定される。

分解点検の結果、(1)軸受廻り、(2)ブラシホルダー廻り、(3)キー部・基礎ボルト部において、以下の事象が確認された。

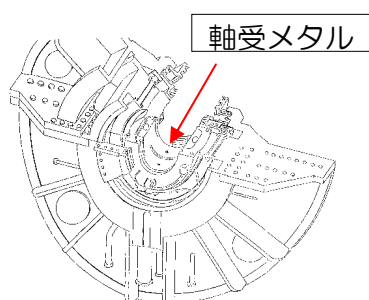
- (1) 軸受廻りにおいて、回転子シャフトと軸受廻り各部が接触し、軸受メタル、水素シール部、油切り等の構成部品が損傷していることを確認。
- (2) ブラシホルダー廻りにおいて、ブラシホルダー廻りの構成部品と回転子コレクタファン部接触により、コレクタハウジング防風板、コレクタリング廻りのベイク板、コレクタファンカバー等の損傷を確認。

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）

(1)

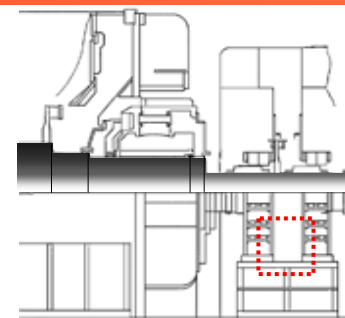


軸受シャフト部の断面図



軸受メタルの損傷状況

(2)



ブラシホルダー廻り拡大図

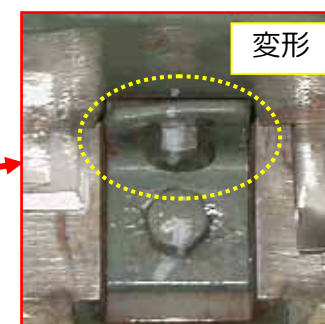


バイク板の損傷状況

(3) キー部・基礎ボルト部において、センターキーの変形、アライメントキーの傷、アライメント調整座取付ボルトの緩み、発電機脚板下ライナーの飛び出し・破損及びソールプレート面に脚板底部との圧痕等を確認。



センターキー外形図



センターキー押さえ金具の変形

評価：軸受廻りやブラシホルダー廻りで確認された接触等の事象については、地震により主発電機の回転子が大きく移動し、固定子フレームも揺れたため回転子と接触したものと考えられる。軸受廻りやブラシホルダー廻りの主要構成部品が損傷を受けたことにより、回転機能と出力機能に影響があると判断した。
キー部・基礎ボルトの変形等は、地震により主発電機の固定子フレームが揺れたため脚部に荷重が加わり変形したものと考えられる。キー部・基礎ボルトが変形したことにより、回転機能と出力機能に影響があると判断した。

対策：損傷・変形を受けた部品について交換または補修を実施する。

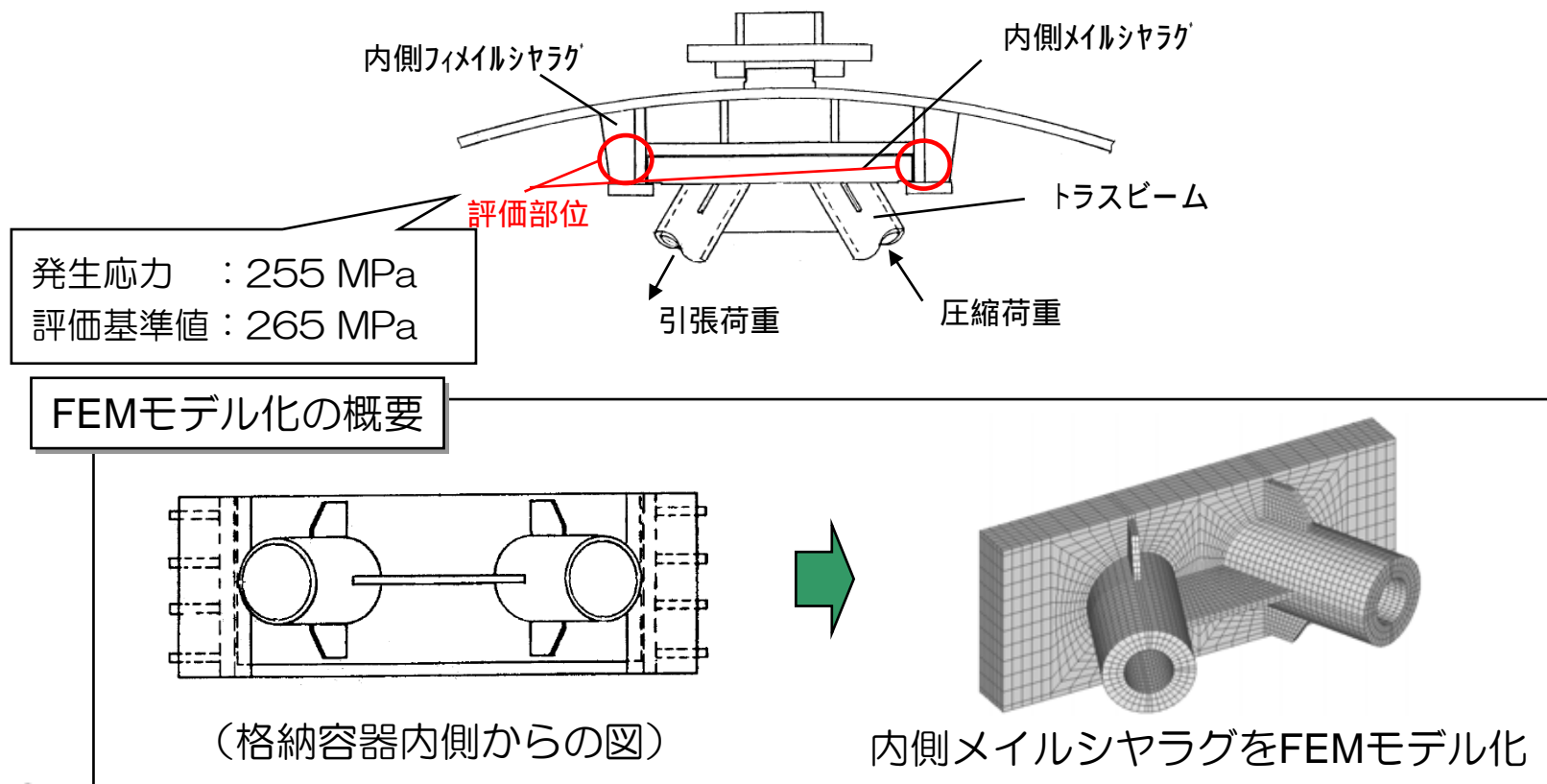
解析結果を踏まえた 予め計画する追加点検の結果

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について、追加点検を実施した。

●シヤラグの追加点検

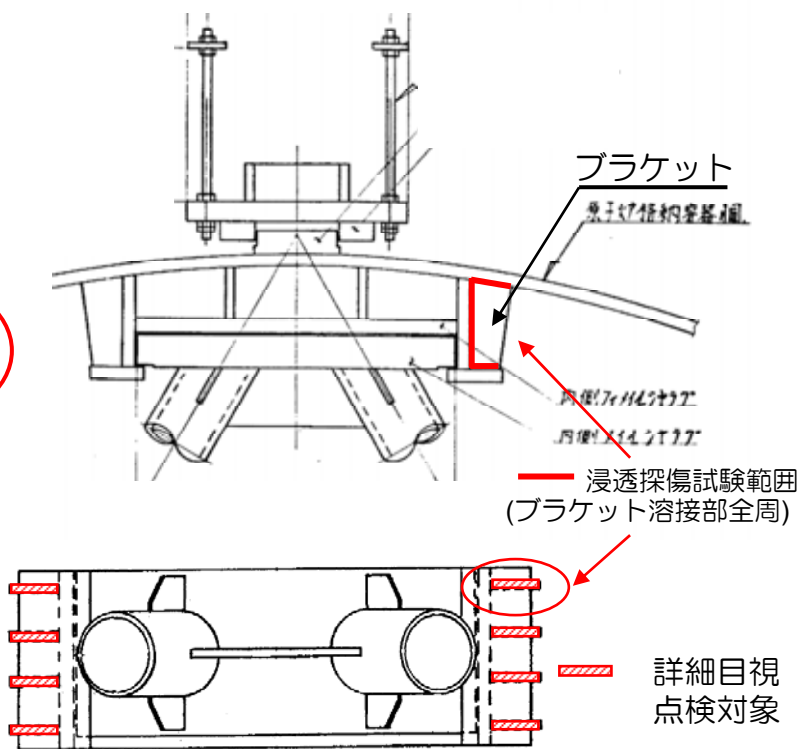
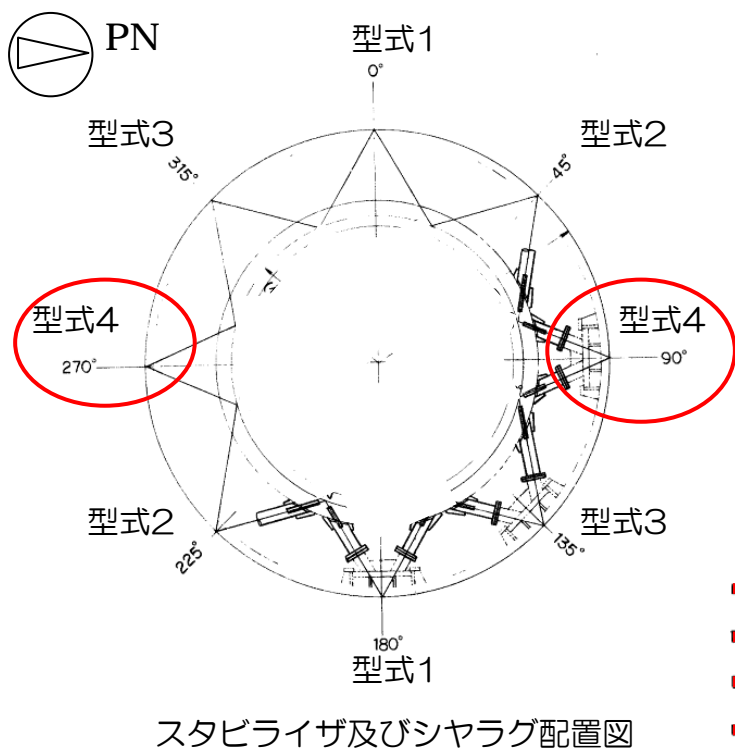
- ✓ 上部シヤラグは、内側マイルシヤラグをFEMによりモデル化し、解析評価を行った。
- ✓ 詳細評価を実施した上部シヤラグについては、追加点検を実施した。



解析結果を踏まえた予め計画する追加点検の結果

■内側フィメールシヤラグの追加点検について

- ✓ 解析の結果から、応力の厳しい型式4の内側フィメールシヤラグのブラケット部に対して、変形、割れ等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。



格納容器内側からの図



浸透探傷試験結果



詳細目視点検結果

解析結果を踏まえた予め計画する追加点検の結果

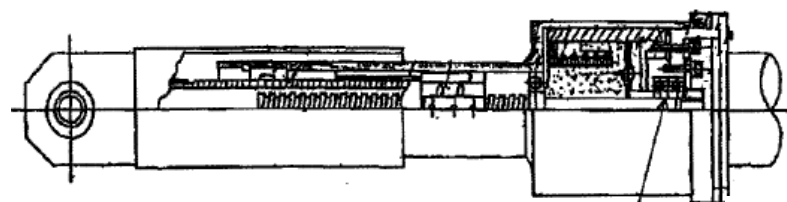
■地震応答解析の結果、他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所

●メカニカルスナップの追加点検結果

地震応答解析の結果、詳細評価を実施した残留熱除去系配管メカニカルスナップと原子炉冷却材再循環系配管メカニカルスナップについて、内部部品の接触痕等の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がないことを確認した。



残留熱除去系配管メカニカルスナップ

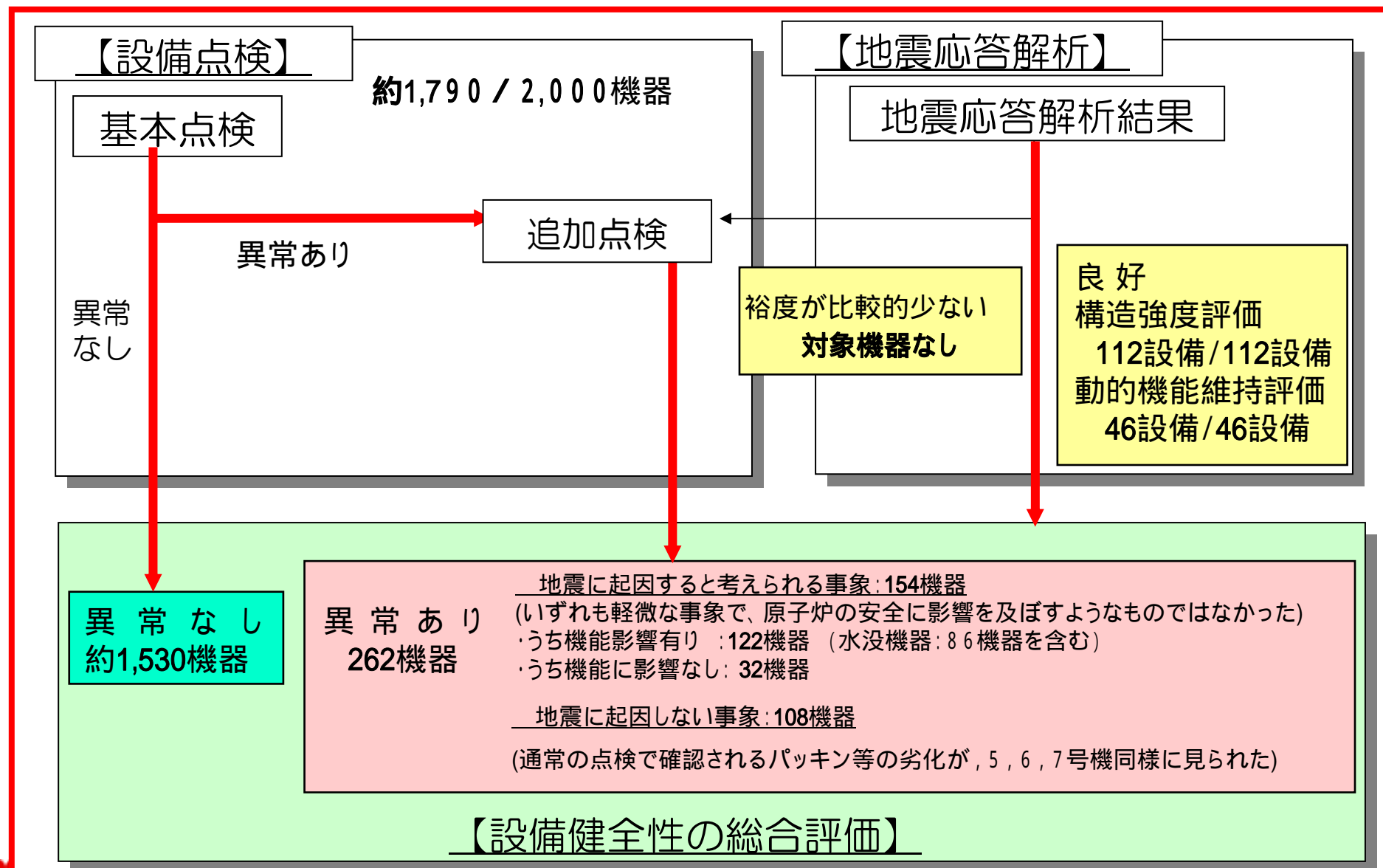


原子炉冷却材再循環系配管メカニカルスナップ

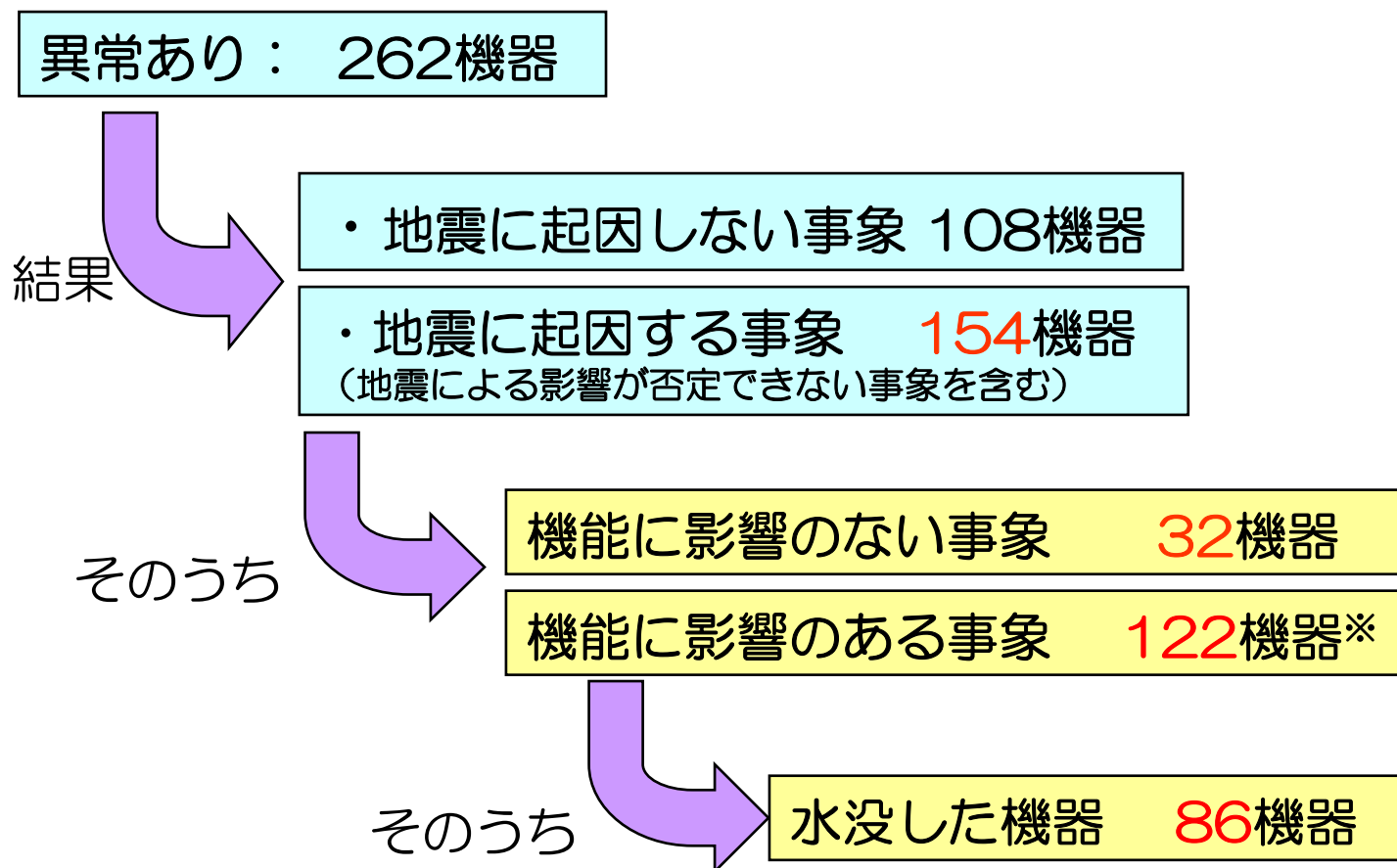
4. 総合評価

確認された事象の分類 (1 / 7)

H21.11.9 現在



確認された事象の分類（2 / 7）



※ 地震に起因する事象で構造強度や機能に影響を及ぼすと判断した安全上重要な設備を5機器含む。

確認された事象の分類（3／7）

- 設備点検によって異常を確認した262機器について、その原因を以下のとおり分類した。
 - 地震に起因すると考えられる事象（154機器）
 - ①地震に起因する部品等のずれ、こすれ（30機器）
 - ②地盤変位による変形事象（20機器）
 - ③分解点検中の仮置機器の転倒、接触事象等（7機器）
 - ④基礎部グラウトの微細なひび（11機器）
 - ⑤浸水による機能影響（86機器）
 - 地震に起因しないと考えられる事象（108機器）
 - ①通常の保全活動にて確認される劣化事象（79機器）
 - ②異物の噛み込み等偶発的な事象（7機器）
 - ③固着等一時的に発生した事象（3機器）
 - ④施工不良等に起因する事象（19機器）

確認された事象の分類（4／7）

- 地震に起因すると考えられる事象（154機器）のうち、機能に影響のあった事象122機器について分類した。

①地震に起因する部品等のずれ，こすれ事象等（14機器）

（機器内部構成品の接触事象）

- （1）低圧タービンの内部構造物の接触等（3機器）
- （2）主発電機内部構造物の接触等（1機器）
- （3）主変圧器内部部品のずれ（1機器）
- （4）所内変圧器基礎ボルトの折損（1機器）
- （5）1号高起動変圧器巻線および絶縁物のずれ等（1機器）
- （6）原子炉建屋天井クレーンケーブルルベアのレールからの逸脱（1機器）
- （7）サイリスタ整流器盤トレイのずれ（1機器）
- （8）1次および2次セラミックフィルタ内部フィルタの破損（4機器）
- （9）純水タンク側板の座屈（1機器）

上記の（1）から（7）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。また、（8）および（9）については、6／7号機には存在しない機器であり、1号機特有の機器で確認されたものである。

確認された事象の分類（5／7）

②地盤変位による変形事象（20機器）

（屋外配管の変形等）

1）循環水ポンプのポンプベースの傾斜（3機器）

2）トレンチ設置地盤（屋外）の変位に伴う配管および支持構造物の変形（9機器）

- ・計装用圧縮空気系主配管
- ・原子炉補機冷却中間ループ系主配管
- ・補給水系主配管
- ・洗濯廃液系主配管
- ・放射性ドレン移送系主配管
- ・所内蒸気系主配管
- ・気体廃棄物処理系支持構造物
- ・廃スラッジ系主配管

3）窒素ガス供給装置（屋外）廻り地盤変位に伴う配管，基礎の変形等（6機器）

- ・不活性ガス系配管（補給用，パーシ用）
- ・補給用加温器
- ・パーシ用蒸発器基礎
- ・補給用蒸発器基礎
- ・液化窒素貯槽基礎

4）補助ボイラ建屋廻りの地盤沈下に伴う設備の傾き（2機器）

- ・ボイラの傾き
- ・ボイラ用煙突の傾き

上記のような地盤変位による変形等の事例は、共用設備または屋外設備で確認されており、1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（6／7）

③分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象（2機器） （仮置台からの落下等）

- 1) 残留熱除去海水ポンプ電動機（A）の転倒（電動機単体で仮置き中）
（原子炉安全上重要な設備：1機器）
- 2) 高圧復水ポンプ電動機（C）回転子の接触（電動機単体で仮置き中）

④浸水による機能影響（86機器） （建屋内への浸水による機器の水没事象）

- 1) ポンプ（立形、横形）の水没
- 2) 電動機の水没
- 3) 検出器の水没（原子炉安全上重要な設備：4機器）

仮置台からの落下等の事象は、本地震発生時に定期事業者検査を実施していた1号機に特有の事象である。また、機器の水没についても、浸水事象が発生した1号機特有の事象である。

確認された事象の分類（7 / 7）

- 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。（32機器）
 - ◆ 地震動による部品等のずれ、こすれ事象（16機器）
（動的機器内部構成部品の接触、配管フランジからの漏えい等）
 - 主タービン動翼と静翼の接触事象等
 - 燃料取替機のホイスト荷重検出器の傾き
 - 主復水器整流板のずれ 等
 - ◆ 分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象（5機器）
 - 原子炉圧力容器ヘッドと仮置き台座ガイドピンの接触
 - 気水分離器の脚部およびガイドピンの変形
 - 残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器水室蓋ゴムライニングの破れ
 - 非常用ディーゼル発電機ブラシの位置ずれ 等
 - ◆ 基礎部グラウトの微細なひび（11機器）
（残留熱除去海水ポンプ、主復水器 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

■地震に起因する事象で構造強度や機能に影響を及ぼすと判断した安全上重要な設備5機器について以下の通り評価した。

●安全上重要な設備5機器の評価結果について

- ◆ 消火配管の破損に伴う建屋への浸水による水没事象
 - － 放射線モニタ検出器：4機器（参考資料4参照）
- ◆ 分解点検のため仮置き中の機器が転倒により変形した事象
 - － 残留熱除去海水ポンプ電動機（A）：1機器（参考資料5参照）

●地震影響を受けた安全上重要な設備の復旧について

- ◆ 主蒸気管放射線モニタ検出器については、地震発生当時のプラント停止時において燃料が炉心から全て取り出された状態であったことから検出機能の要求はなかったが、取替を実施するとともに、建屋への浸水防止の観点から浸水の主要原因であった消火系配管に対し、地盤変位対策（配管地上化）を実施した。
- ◆ 残留熱除去海水ポンプ電動機(A)については、点検のため仮置中であった為に発生した事象であり、当該ポンプ電動機には地震発生当時において送水機能が要求されていなかった。このため変形した部位の交換を実施し、原形復旧を行った。

評価のまとめ

- 機器レベルの点検・評価の結果、地震の影響による異常を154機器に確認した。
- 原子炉安全上重要な機器において、5機器に地震の影響により健全性に影響を与える事象を確認した。これらの機器については地震発生時の機能要求を鑑み、対策を実施した。
- また、108機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象を確認した。
- 6, 7号機での事象との比較
 - ◆ 消火系配管の破損等により発生した水没事象は、1号機特有の不適合事象であり、86機器の機能に影響を及ぼした。
 - ◆ 1号機は屋外に設置している共用設備を多く含むことから、これらの設備が設置されているトレンチ等の地盤変位による、配管や支持構造物、タンク、ボイラ煙突等の設備の傾きや変形等を20機器に確認した。
 - ◆ 1号機は地震発生時において定期検査中であったため、分解点検を実施している機器が多く、仮置き機器の転倒や足場材等への接触事象を7機器に確認した。
- ・ これら、水没や地盤変位、分解点検等の要因により、地震に起因する異常事象全体の7割（113機器）を占めた。
- ◆ 今後、1,5,6,7号機の総合評価結果の分析を行う予定。

評価のまとめ

- 地震応答解析の結果、評価対象機器の全てにおいて、評価基準値を満足していることを確認した。
- 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について追加点検を実施し、異常のないことを確認した。
- これらの結果から、現時点における1号機の設備健全性は確保されているものと評価した。

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。

■システムレベルの点検・評価

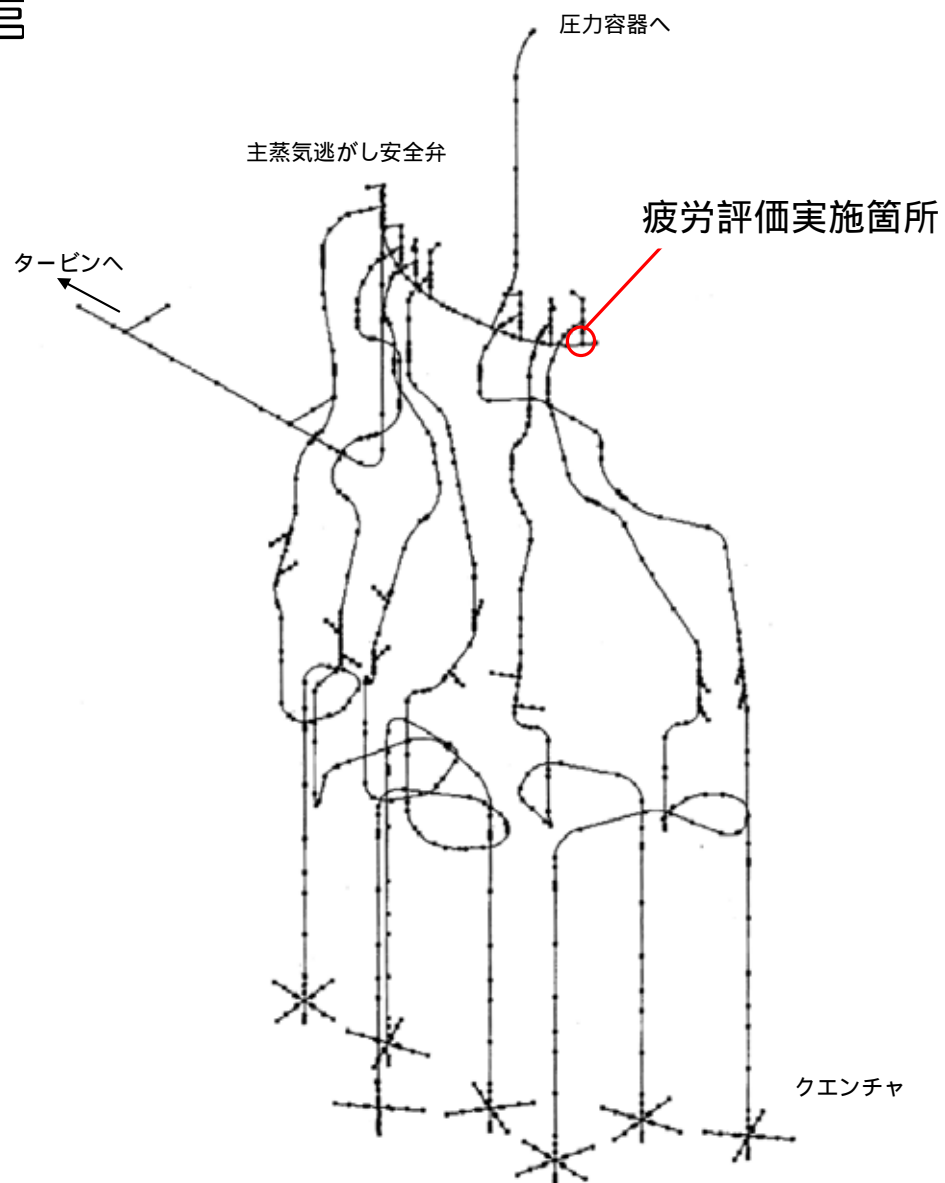
- 機器レベルの健全性が確認された機器については、点検・評価計画書に基づき、システムレベルでの点検、評価を実施し、システム健全性を順次評価していく。

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3 詳細評価を実施したスナツバについて
- 参考4 消火配管の破損に伴う建屋への浸水による水没事象について
- 参考5 分解点検のため仮置き中の機器が転倒により破損した事象について
- 参考6 予め計画する追加点検に係る総合評価結果について

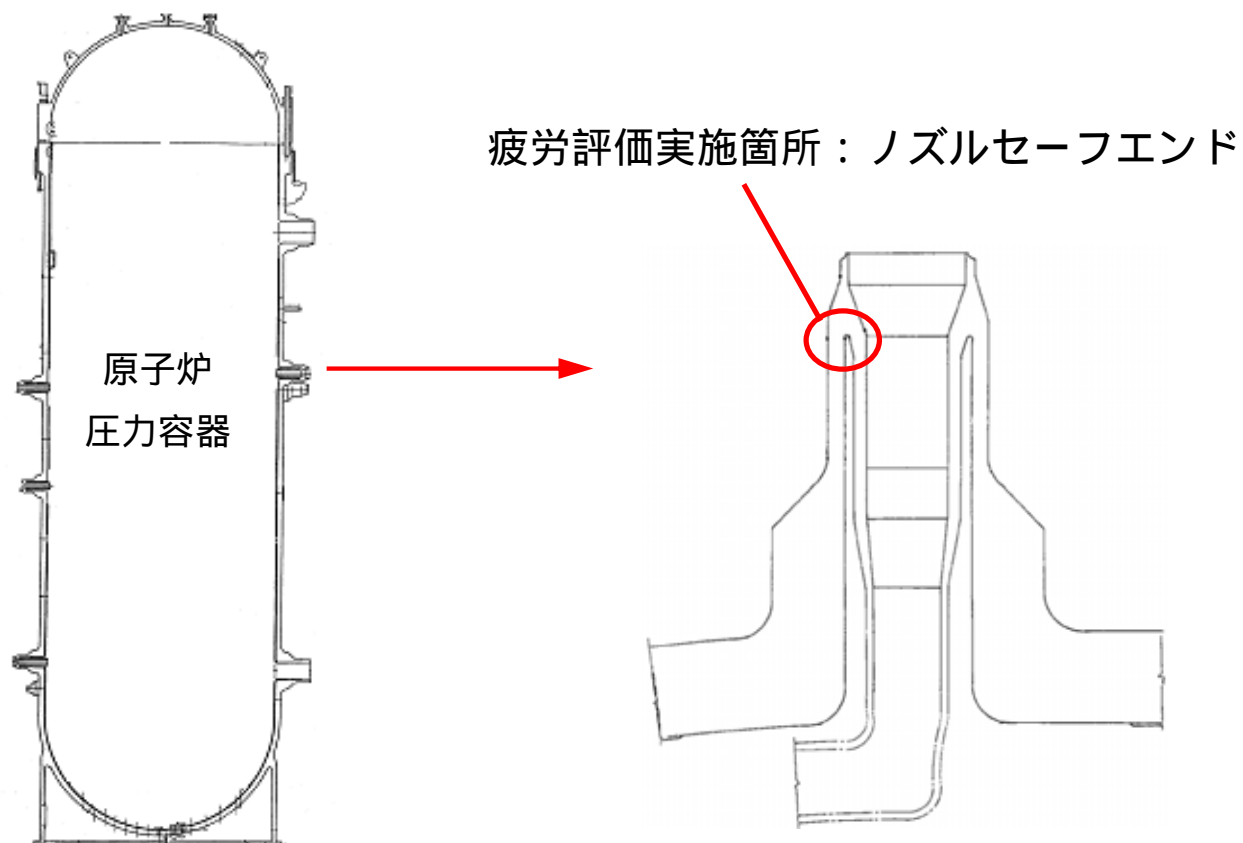
<参考1> 疲労評価箇所 (1 / 3)

■ 主蒸気系配管



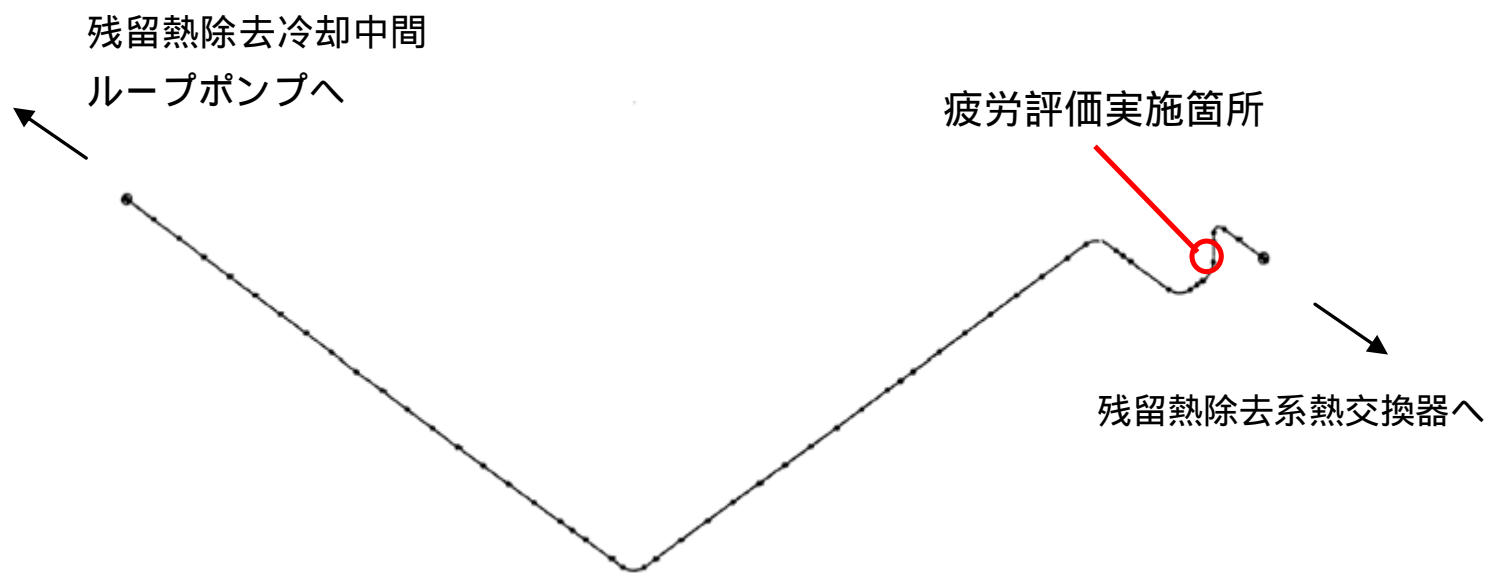
<参考1> 疲労評価箇所 (2/3)

■ 給水ノズル (N4ノズル)



<参考1> 疲労評価箇所 (3/3)

■ 残留熱除去冷却中間ループ系配管



＜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

第22回設備健全性SWG（H21.10.6）以降に評価した機器

No	機器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況	分類
① ② ③ ④	不活性ガス系 パーシ用蒸発器 不活性ガス系 補給用蒸発器 補給用加温器 不活性ガス系 液化窒素貯槽	液体窒素ガス供給装置（屋外）のうち、パーシ用蒸発器、補給用蒸発器および補給用加温器（屋外）の基礎部にひびを確認した。また、液化窒素貯槽では基礎ボルトの塗装剥離を確認した。	液体窒素ガス供給装置（屋外）の基礎に地震による地盤変位が生じたことによりひびが発生したものと評価した。 基礎の復旧を完了し、パーシ用蒸発器及び補給用蒸発器、補給用加温器、液化窒素貯槽を再設置済。液化窒素貯槽の基礎ボルトは、念のため新製交換を実施した。 (93頁参照)	地盤変位による変形事象
⑤	サイリスタ 整流器盤	サイリスタ整流器盤のサイリスタトレイの位置がずれていることを確認した。	地震による盤全体への衝撃や揺れにより、盤内のサイリスタトレイがずれたものと評価した。サイリスタの健全性に異常がないことを確認し、位置ずれ防止金具の幅を大きくし復旧した。 (94頁参照)	地震に起因する部品等のずれ、こすれ

<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象

第22回設備健全性SWG（H21.10.6）以降確認した機器

No	機器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況	分類
⑥ ⑦ ⑧	計装用圧縮空気系 主配管・支持構造物	トレンチ内設置の配管及びサポートに変形を確認した。	地震による地盤沈下により、トレンチ内設置の配管及びサポートが変形したものと評価した。 配管・配管サポートの交換及び修理を実施中。（95頁参照） ※ 所内蒸気系主配管・支持構造物については、配管と支持構造物の変形について前回報告済み	トレンチ設置地盤（屋外）の変位に伴う配管、支持構造物の変形
	放射線ドレン移送系 主配管・支持構造物			
	洗濯廃液系主配管 ・支持構造物			

<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象

①②③④不活性ガス系 パージ用蒸発器，補給用蒸発器，補給用加温器，液化窒素貯槽

事象：窒素ガス供給装置（屋外）に設置している設備の基礎部に地盤沈下によると考えられるひびを確認した。また，液化窒素貯槽では基礎ボルト塗装の剥離を確認した。

評価：液体窒素ガス供給装置（屋外）の基礎が沈下したことにより，基礎にひび，塗装の剥離が発生したものと評価した。また，これらは構造強度に影響を及ぼすため，機能影響ありと評価した。

対策：基礎の復旧を完了し，各設備を再設置した。また，液化窒素貯槽の基礎ボルトについては新製交換を実施した。



<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象

⑤サイリスタ整流器盤

事象：主発電機の励磁装置のうち、サイリスタ整流器盤内にあるサイリスタトレイの位置がずれていることを確認した。

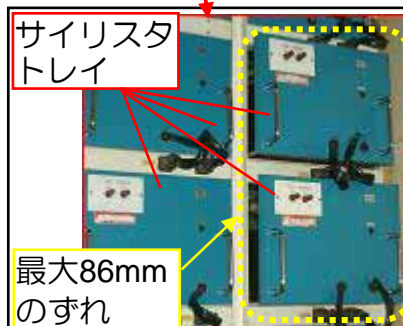
評価：地震によりサイリスタトレイの位置がずれたと考えられる。位置ずれによりトレイ裏面の接触子が導体から外れ、当該トレイから電源供給ができないことから、励磁装置の機能に影響があると判断した。

対策：サイリスタトレイの点検結果に異常はなく、正常位置に復旧した。なお、トレイの位置ずれを防止するため、止め金具の幅を大きくした。



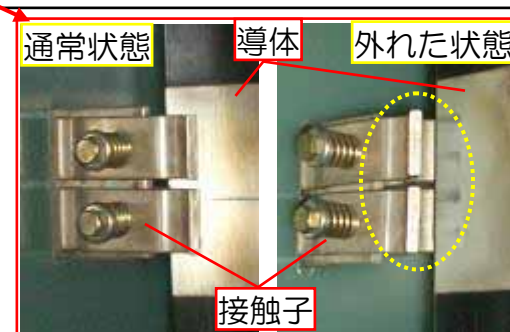
※サイリスタ整流器盤：交流電源を直流に変換し、主発電機の界磁巻線へ直流電源を供給する装置

※サイリスタトレイ：交流を直流に変換する素子 (サイリスタ)を収納したトレイ



サイリスタトレイ

最大86mmのずれ



通常状態

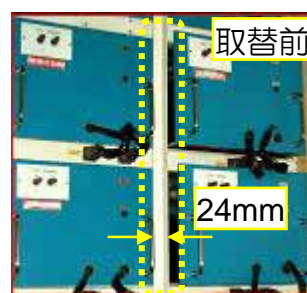
導体

外れた状態

接触子

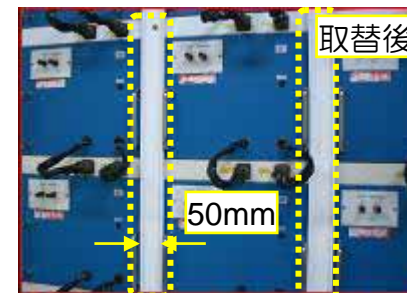
サイリスタトレイの位置ずれ トレイ裏面の接触子と導体の外れ

※全84トレイのうち、72トレイで1mm以上の位置ずれを確認



取替前

24mm



取替後

50mm

位置ずれ対策(止め金具を幅が大きなものに取替)

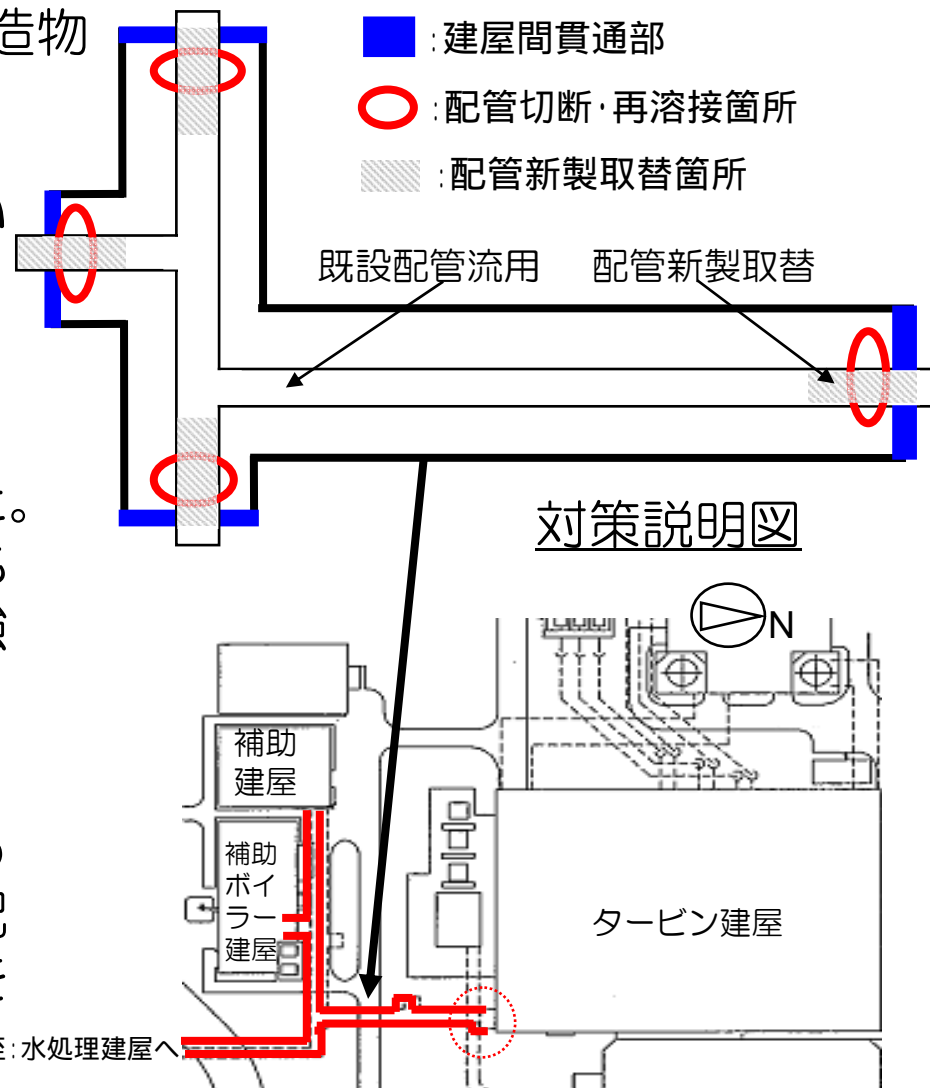
<参考2>地震により機能に影響を及ぼした事象

- ⑥⑦⑧ 計装用圧縮空気系 主配管・支持構造物
放射性ドレン移送系 主配管・支持構造物
洗濯廃液系 主配管・支持構造物

事象：トレンチ内に設置している 上記主配管とサポートが変形している状況を確認した。

原因：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、上記主配管とサポートが変形したものと判断した。また、配管の曲がりや基礎そのものが沈下していることから構造強度に影響ありと評価した。

対策：右図通り、建屋間貫通部付近の配管部を切断し、地盤変位に伴う応力を解放した後、影響範囲の配管の新製交換とサポートの調整を現在実施中。



<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通常の保全で確認される事象（79機器）

原子炉補機冷却中間ループ系熱交換器（D）基礎部のひび・異音の件

②異物の噛み込み等偶発的な事象(7機器)

所内蒸気系タービン建屋入口安全弁のシートパス

③固着等一時的に発生した事象（3機器）

シャワードレン系収集ポンプメカニカルシールの一時的なもれ事象

④施工不良に起因する事象（19機器）

低圧炉心スプレイ系ポンプ座金施工不良

<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

■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設備空気貯槽のひびの件について

事象：非常用ディーゼル発電設備空気貯槽（A）において、地震による損傷パターンと一致するひびを確認した。

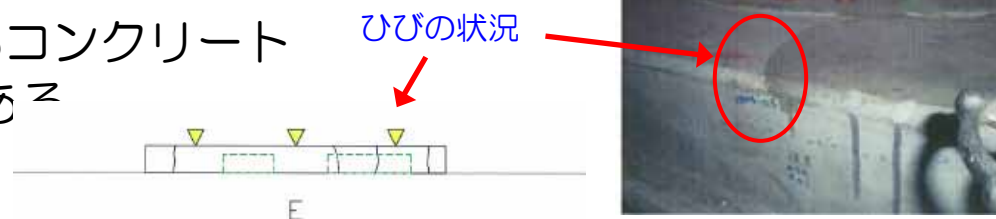
評価：以下3点より、本事象は地震による損傷ではないと評価する。

- ① 基礎ボルト耐力とコンクリート耐力の比較を行った結果、基礎ボルトが先行して破壊すると考えられるが、当該基礎ボルトについては基本点検で健全であることを確認している

	基礎ボルト耐力		コンクリート耐力	想定される破壊モード
引張力	79 kN	<	160 kN	基礎ボルト塑性変形・破断
せん断力	45 kN	<	73 kN	基礎ボルトせん断破壊

- ② 地震応答解析による基礎ボルトの構造強度評価結果からも評価基準値に対して十分に裕度がある（25頁参照）

- ③ ひびが概ね等間隔に生じるコンクリート乾燥収縮の典型パターンであ^ず



対策：構造強度上の影響はないものと評価するが、今後の保全の観点から、有意なひびについてはエポキシによる補修を実施する。

<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

■通常の保全活動にて確認される劣化事象

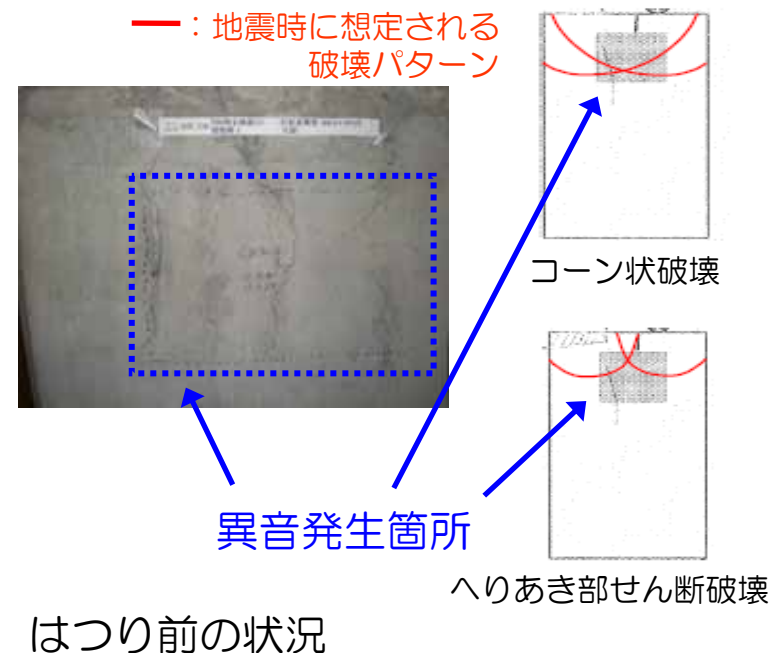
●原子炉補機冷却中間ループ系熱交換器（D）基礎部のひび・異音について

事象：原子炉補機冷却中間ループ系熱交換器（D）の基礎コンクリート部において、地震による損傷パターンと一致する異音を確認した。

評価：追加点検として、当該異音箇所はつりを実施したところ、異音は消失した。地震により基礎コンクリートが損傷する場合、基礎ボルトを起点として、破壊が進展するため、表層部のみのはつりで異音が消失した本事象は地震により発生したものではないと評価できる。

なお、異音の原因については、異音箇所に設けられている鉄筋の重ね継手周辺の基礎コンクリートが乾燥収縮等によって、局部的に浮いたこと等と推定する。

対策：はつった箇所については、モルタルによる復旧をした。



はつり後の状況（異音は消失）



<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

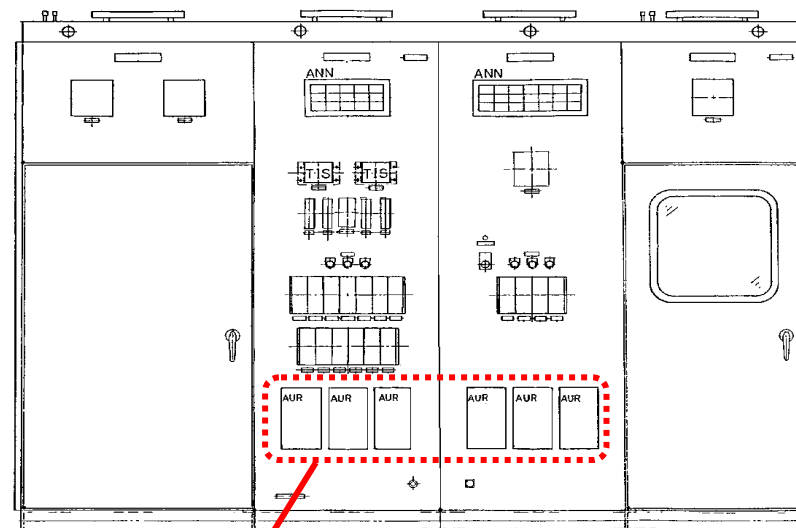
■通常の保全活動にて確認される劣化事象

- 水素ガス制御盤・固定子巻線冷却水制御盤の補助リレーコイルテープの剥がれについて

事象：水素ガス制御盤・固定子巻線冷却水制御盤で、補助リレーのコイルテープに剥がれを確認した。

評価：補助リレーのコイルテープが熱による経年劣化により剥離したものと考えられる。また、過去にも同様の事象を確認しており、地震による影響ではないと判断した。

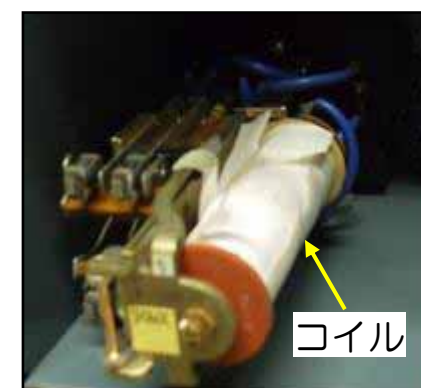
対策：リレーの動作試験により正常に動作することを確認したことから、コイルテープの剥がれは機能上問題なく、対策は不要とした。



制御盤正面図



補助リレー収納箱



コイルテープの剥がれ

<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

■異物の噛み込み等偶発的な事象

- 所内蒸気系タービン建屋入口安全弁のシートパス

事象：排気管より少量の蒸気が出ていることを確認した。

評価：安全弁のシートパス事象は、通常の点検においても確認されていること、地震後、2年程度シートパス等の異常が見られなかったことから、原因をシート面のゴミの噛み込みと推定し、地震の影響によるものではないと判断した。

対策：点検、手入れ組立後、作動・漏えい（トルク確認）を行い異常のないことを確認した。



<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

■固着等一時的に発生した事象

- シャワードレン系収集ポンプ(A)メカニカルシールの一時的なもれについて
事象：メカニカルシールからの漏えいを確認した。

評価：機器に変形，損傷はなく，当該事象が地震発生後，相当日数経過後に生じた事象であること，また，確認運転を実施した結果、メカニカルシール漏えい等の異常は確認されなかったことから、一過性の事象であり，地震の影響によるものではないと判断した。

対策：点検，手入れ組立後、作動・漏えい（トルク確認）を行い異常のないことを確認した。



シャワードレン系収集ポンプ(A)



メカニカルシール

<参考2>地震に起因しない事象（劣化等）

■施工不良等に起因する事象

- 低圧炉心スプレイ系ポンプ座金の施工不良について

事象：基礎ボルト1本に廻り止め座金の立て起こしを実施していない事象を確認した。

評価：機器の変形，損傷等はないことから，地震の影響によるものではなく，ポンプ据付時の施工ミスと判断した。

当該事象は、廻り止めの未実施であり、ボルトに緩み等確認されておらず運転に支障をきたすものではなかった。

対策：ボルトの外観点検及び緩み確認を実施し，異常のないことを確認した。その後，当該座金の立て起こしを実施した。



当該基礎ボルト



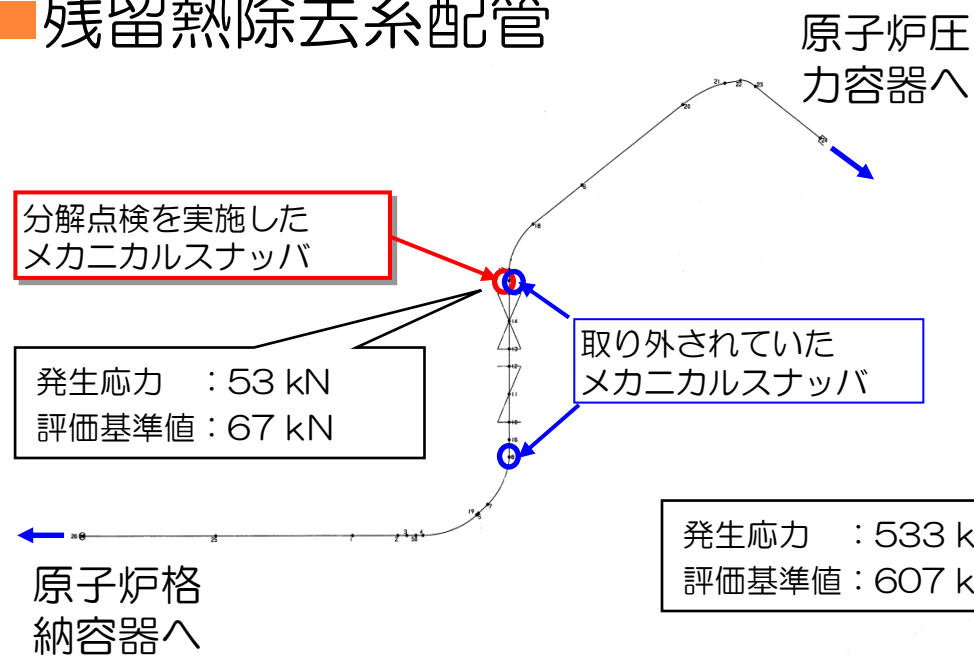
通常の状態



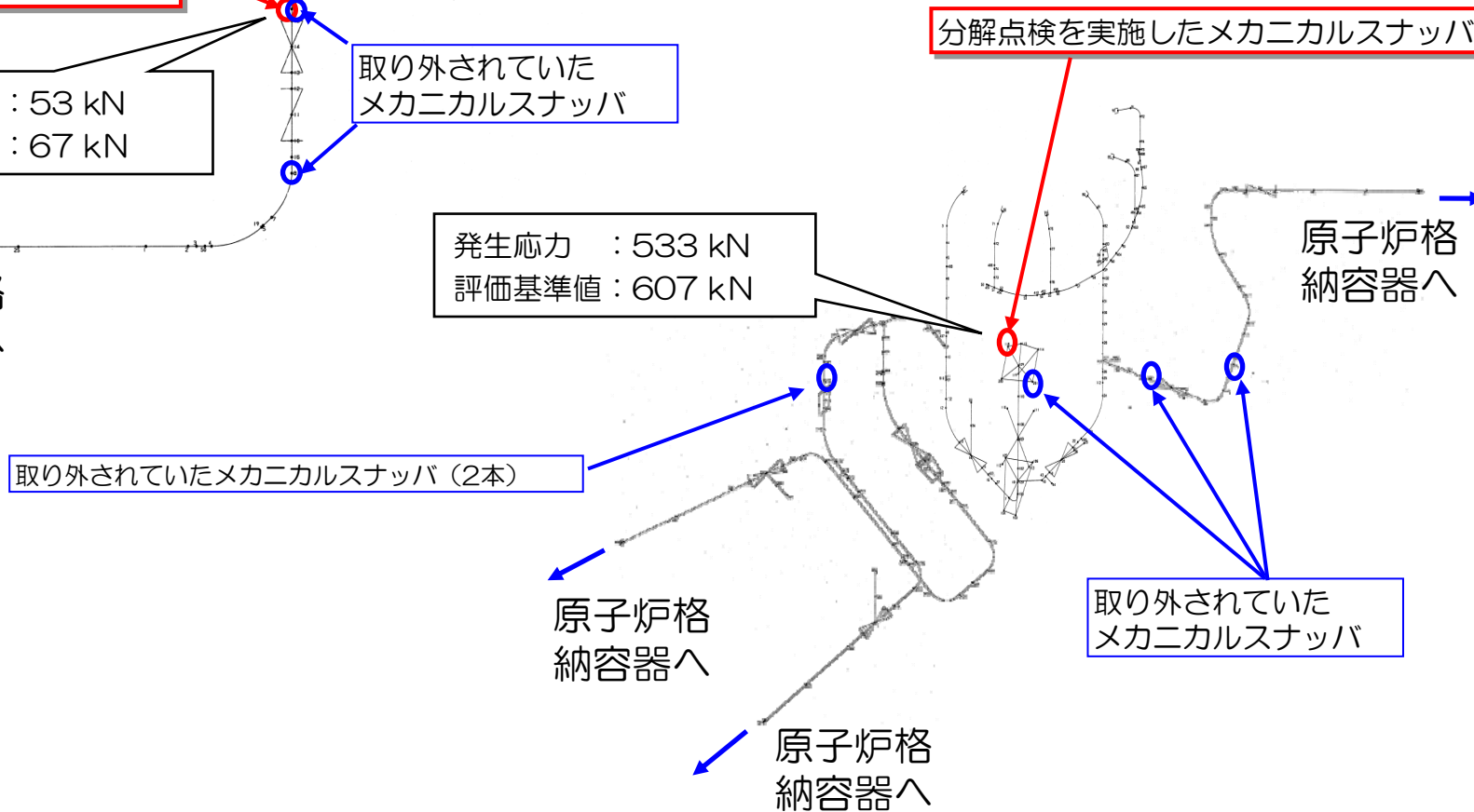
本事象での状態

<参考3> 詳細評価を実施したスナッパ

■ 残留熱除去系配管



■ 原子炉冷却材再循環系配管



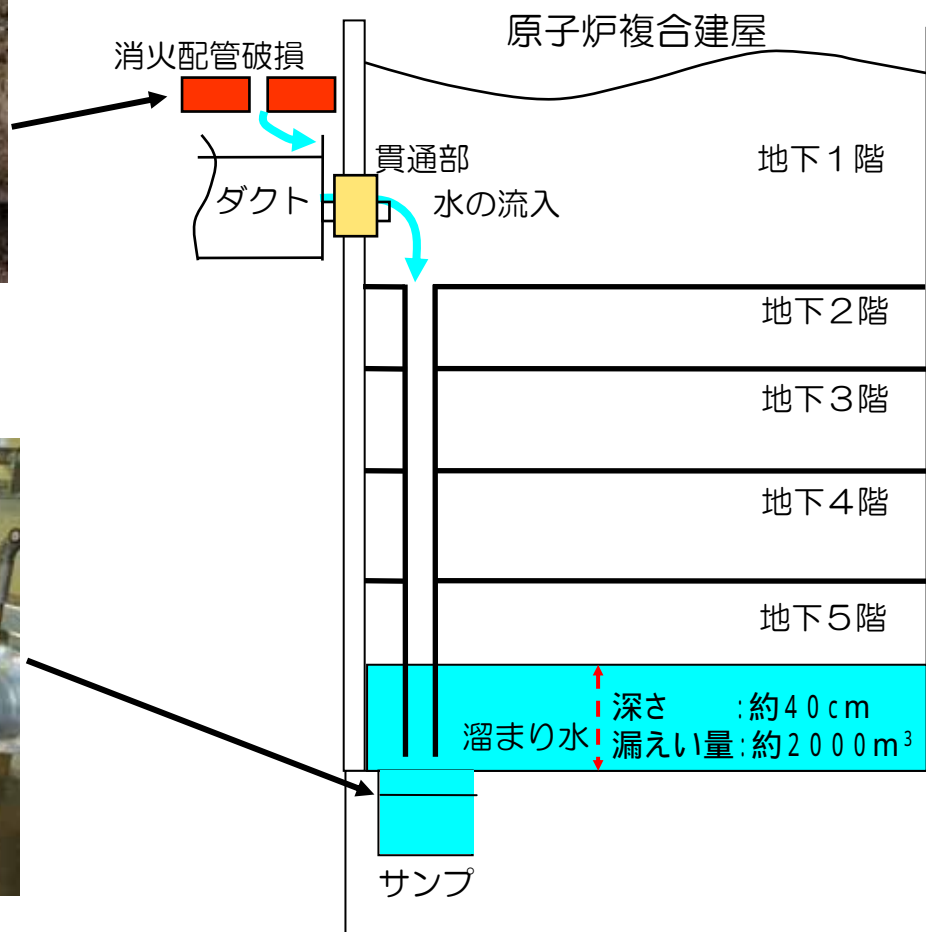
<参考4> 消火配管の破損に伴う建屋への浸水による水没事象

(H21.10/6, H21.4/6報告済みの事象)



破損状況

屋外（土中）の消火配管が破損し、ダクトから消火水と土砂が流入した。このために、ポンプ、モータ等の86機器が浸水した。



浸水状況

<参考4> 消火配管の破損に伴う建屋への浸水による水没事象

(H21.10/6, H21.4/6, H20.5/16報告済みの事象)

放射線モニタ検出器の水没

事象： 地震後のパトロールにおいて、放射線モニタ検出器が水没していることを確認した。取り出した検出器の外観上は異常はなかったが、絶縁抵抗測定を実施したところ、絶縁抵抗値の低下を確認した。

評価： 地震により破断した消火配管の水がダクトを通して流入したことにより検出器が水没し、絶縁抵抗値の低下に至ったものと判断した。なお、地震発生当時はプラントは停止状態にあり、炉心から全燃料を取り出していたことから当該モニタに対する機能要求はなかった。また、運転中において当該モニタが水没した場合は、指示上昇によりモニタ高を検出するか、印加電圧低下により動作不能となり何れも安全側に動作する。



対策： 検出器の取替を実施した。
なお、消火水の流入対策としては、消火配管の地上化にて対策を実施済みである。

水没事象については前頁参照

<参考5> 分解点検のため仮置き中の機器が転倒により破損した事象

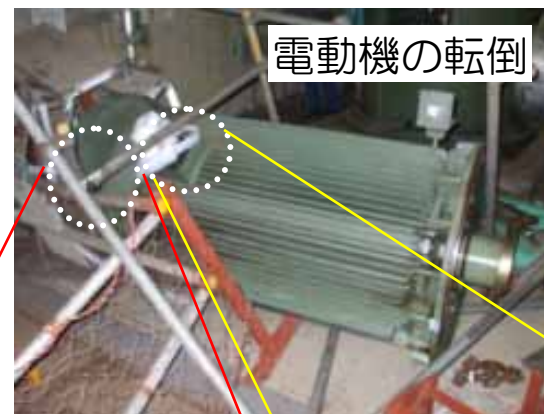
(H21.10/6, H21.4/6, H20.5/16報告済みの事象)

残留熱除去海水ポンプ電動機 (A) 仮置き中の転倒

事象：当該ポンプの点検のために仮置き中であつた電動機が地震により転倒し、電動機の上部カバーと端子箱が破損した。

評価：上部カバーの破損により電動機の回転機能が喪失するとともに、端子箱の破損により電源供給が不可能と判断されたことから駆動性能に影響があるものと判断した。

対策：上部カバー及び端子箱の交換を行った。組立後、確認運転を行い、異常の無いことを確認した。



上部カバーの破損



端子箱の破損