

東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改訂版

2020年10月21日
日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 施設の健全性(改訂版)

2020年10月21日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 地震直後の原子炉施設の健全性確認	3
① 地震による影響	4
a. 東北地方太平洋沖地震の概要と東海第二発電所の状況	
b. 地震直後の原子炉施設の健全性確認方針	
c. 地震直後の原子炉施設の健全性確認	
② 津波による影響	38
a. 既往の津波評価	
b. 津波観測記録	
c. 施設の浸水状況	
③ プラント停止時の機器の動作状況	46
a. 主蒸気逃がし安全弁の動作状況	
2. 第25回施設定期検査の状況	55
① 第25回施設定期検査の概要	56
② 第25回施設定期検査の結果	58
3. 長期間の停止対応	64

1. 地震直後の原子炉施設の健全性確認

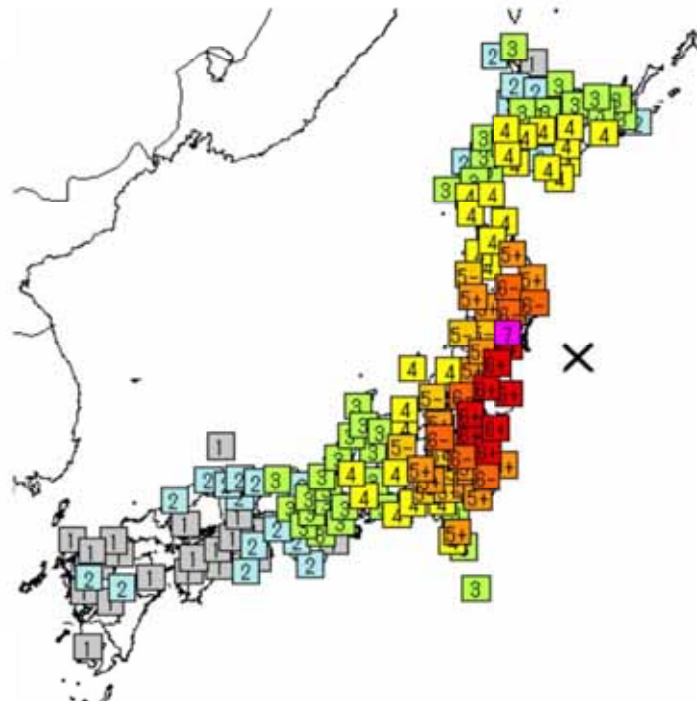
1. ① 地震による影響

1. ①a 東北地方太平洋沖地震の概要と東海第二発電所の状況



地震の概要

- ・発生日時: 平成23年3月11日14時46分
- ・場 所: 三陸沖(牡鹿半島の東南東, 約130km付近)
- ・深 さ: 約24km
- ・規 模: Mw9.0
- ・主な震度: 最大震度7 宮城県栗原市
震度6弱 東海村



東海第二発電所の状況

3月11日14時46分

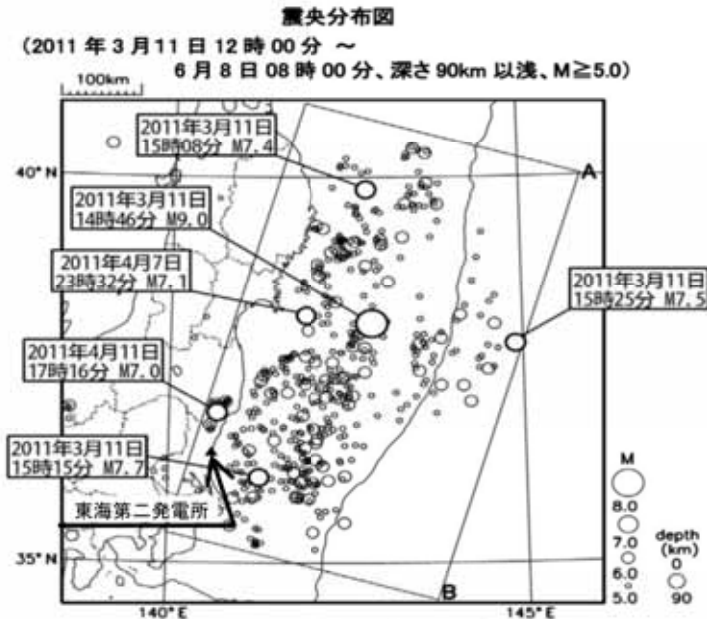
- ・定格熱出力一定運転中のところ「タービン振動大」により原子炉停止。
- ・外部電源喪失。(所内電源は非常用ディーゼル発電機により確保。)

3月11日19時20分

- ・非常用ディーゼル発電機海水ポンプ1台が津波の影響で浸水し停止。(残りの2台は影響なく運転を継続。)

3月13日12時32分 : 外部電源復旧(1回線)

3月15日 0時40分 : 原子炉冷温停止



丸の大きさはマグニチュードの大きさを表す。
M7.0以上の地震に吹き出しをつけている。

(出典: 東京大学地震研究所)

1. ①b 地震直後の原子炉施設の健全性確認方針



【外観点検による健全性確認】

- 視点・目的: 全ての原子炉施設について、緊急的に健全性を確認。
(地震直後は、プラント停止・冷却状態を維持するための点検を実施。
その後、地震の影響の有無を確認するため、機器レベルで点検を実施。)
- 実施時期 : 平成23年3月11日～平成23年6月4日
- 対象・方法: 外観点検(分解を行わずそのままの状態を目視による確認)により確認。

【地震応答解析による健全性確認】

- 視点・目的: 地震の観測記録を評価し、耐震設計の観点から施設の健全性を確認。
- 実施時期 : 平成23年3月11日～平成23年9月29日
- 対象・方法: 地震応答解析による評価
 - ・安全上重要な施設の設計は、工認※設計波及び基準地震動を用いた地震応答解析により行われている。このため、地震観測記録における最大加速度が、工認設計波及び基準地震動による最大加速度を上回ったか否かを確認。
 - ・観測記録が上回った場合、観測記録を用いた地震応答解析により健全性を確認。
(設計段階での裕度を考慮した健全性確認。対象は耐震Sクラスの施設。)

【詳細点検】

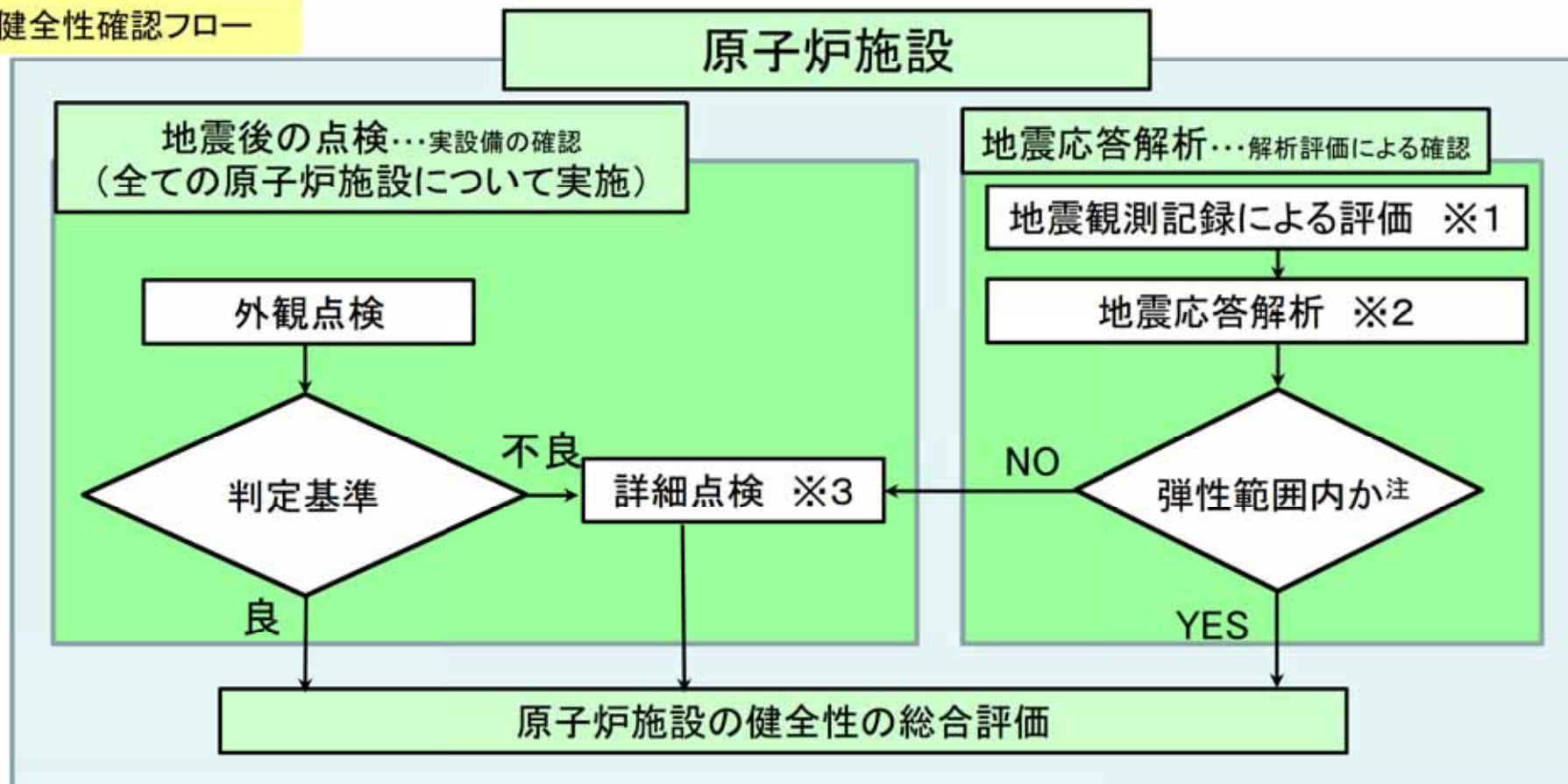
※工認: 工事の計画の認可(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第四十三条の三の九)

- 地震応答解析の結果、弾性範囲を超えた場合、又は、地震直後の外観点検で異常が確認された場合は、分解点検、非破壊検査、部品取替等による詳細点検により健全性を確認。
- 品質保証システムにより不適合管理で適切な対策、是正措置を実施。

1. ①c 地震直後の原子炉施設の健全性確認



健全性確認フロー



- ※1: 地震の観測記録評価し、工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度と比較する。
- ※2: 観測記録が上回った場合、耐震Sクラスの施設について、観測記録を用いた地震応答解析を実施する。
なお、観測記録の状況により、代表施設の地震応答解析を検討する。
- ※3: 耐震クラスB、Cの施設で異常が確認されれば、詳細点検せずに修理を実施することで健全性を維持する。

注 建屋: せん断スケルトンカーブ上におけるひずみに対するせん断力の最大応答値が第一折れ点を下回ることで、弾性範囲内にあることを判断する。
機器: JEAG4601に基づく許容値 $\sigma_A S$ を適用(許容値 $\sigma_A S$ の例: 圧力容器等のクラス1機器であれば、設計降伏点 S_y と設計引張強さ $S_u \times 2/3$ の小さい値)

【建物・構築物】

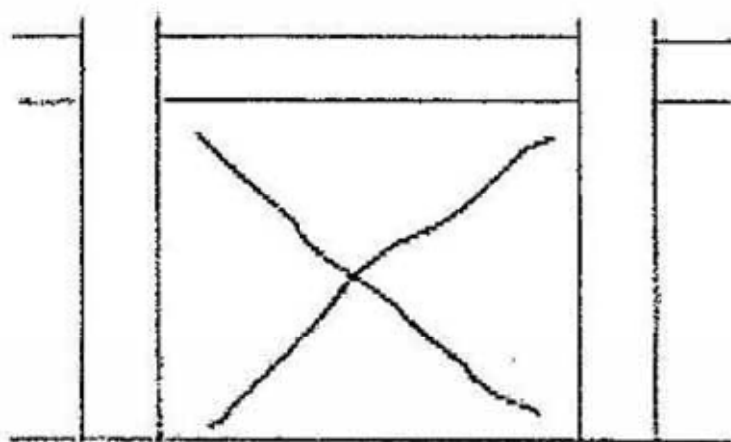
- 全ての原子炉施設(建物・構築物)に対して、緊急的に外観点検を実施した。
- 地震の影響を受けやすい耐震壁、柱などを中心に点検を行った。
- 損傷等が確認されれば、耐震クラスを確認し、その後の対応を決定することとした。
 - ・ 耐震Sクラスについては、修繕を実施するとともに、原因を究明したうえで是正措置(原因の除去)を実施する。
 - ・ 耐震B・Cクラスについては、修繕を実施する。

【機器】

- 全ての原子炉施設(機器)に対して、緊急的に外観点検を実施した。
- 地震の影響を受けやすい拘束点(基礎ボルト、サポート)などを中心に点検を行った。
- 運転中の機器は、運転状態の確認も行った。
- 損傷等が確認されれば、耐震クラスを確認し、その後の対応を決定することとした。
 - ・ 耐震Sクラスについては、修繕を実施するとともに、原因を究明したうえで是正措置(原因の除去)を実施する。
 - ・ 耐震B・Cクラスについては、修繕を実施する。

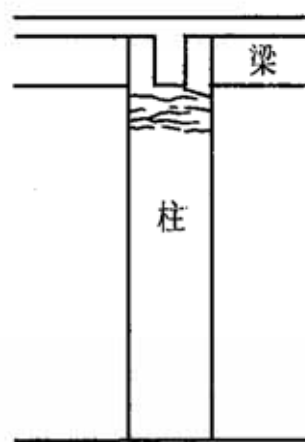
建物・構築物判定基準

- 鉄筋コンクリート造の建物では下図に示すような地震に起因する特徴的なひび割れが構造部材に発生する。
 (日本建築学会の「鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指針案・同解説」や日本コンクリート工学会の「コンクリートひび割れ調査、補修・補強指針」などを参考。)
- このため、建物・構築物の外観点検は、地震に起因する特徴的なひび割れの発生の有無を確認した。



【壁に生じる地震時ひび割れ発生例】

【コンクリート構造物の目視試験方法 NDIS 社団法人日本非破壊検査協会】



【柱に生じる地震時ひび割れ発生例】

【鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指針案・同解説】

- 地震に起因する特徴的なひび割れを確認した場合は、詳細調査を行い、ひび割れ幅などに応じて補修方法を検討することとした。

1. ①c-1 施設の外観点検(3/17)(建物・構築物)



建物の外観点検の結果

主な建物	耐震クラス	点検結果
チェックポイント建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
サービス建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
タービン建屋	B	特徴的なひび割れはなかった
屋内開閉所	C	一部コンクリートの表層剥離, 落下 (建屋機能の影響なし, 経過観察中)
水電解装置建屋	C	特徴的なひび割れはなかった
原子炉建屋	S	特徴的なひび割れはなかった
廃棄物処理建屋	B	特徴的なひび割れはなかった
ドラムヤード	B	道路連絡部 段差発生
屋外電気室	C	特徴的なひび割れはなかった
ドライキャスク建屋	C(Ss)※	特徴的なひび割れはなかった

※:貯蔵容器(耐震Sクラス)の間接支持構造物のため, 基準地震動(Ss)で評価するもの

1. ①c-1 施設の外観点検(4/17)(建物・構築物)



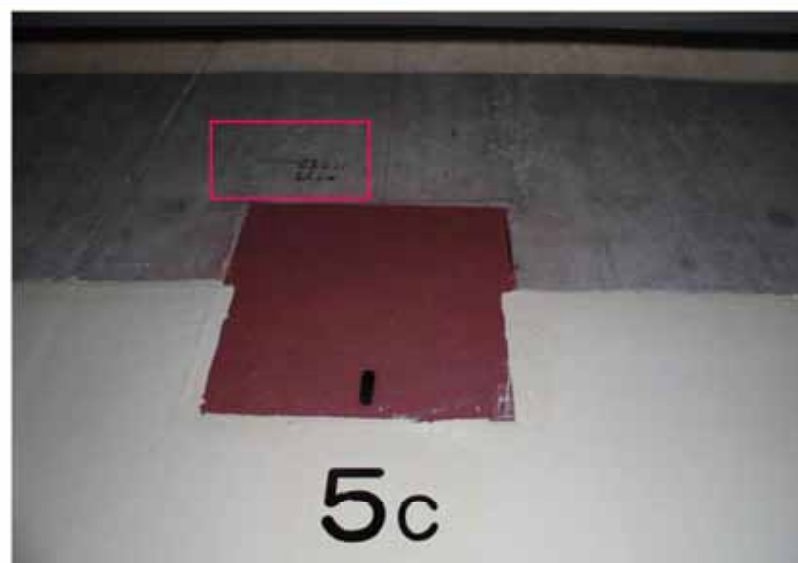
構築物の外観点検の結果

主な構築物	耐震クラス	点検結果
排気筒(基礎部)	S	特徴的なひび割れはなかった
取水口エリア	S, C	Sクラス:特徴的なひび割れはなかった Cクラス:ケーブルトレンチ沈下 クレーンレールズレ等
護岸エリア	C	カーテンウォール支持部割れ
構内道路	—	放水路埋設箇所等 沈下あり
地盤改良エリア(非常用海水系二重管, 取水路)	S	沈下なし
循環水配管埋設エリア	C	一部沈下あり
ドライキャスク建屋背面斜面	—	法枠ブロック隆起, 沈下等あり
変圧器基礎	C	特徴的なひび割れはなかった
タンク基礎, 防油堤	S, C	Sクラス:特徴的なひび割れはなかった Cクラス:特徴的なひび割れはなかった タンク周辺の沈下あり
物揚場	C	岸壁湾曲, 沈下あり
防波堤	C	沈下あり

1. ①c-1 施設の外観点検(5/17)(建物・構築物)



原子炉建屋3階壁面



原子炉建屋4階壁面

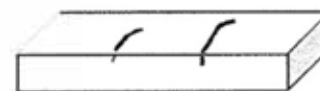


原子炉建屋5階壁面

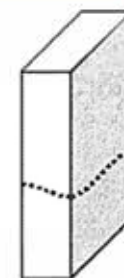
コンクリート表面に特徴的なひび割れは発生していない
⇒ひび割れの形態としては表層ひび割れと判断(経過観察)



① 表面ひび割れ



② 表層ひび割れ



③ 貫通ひび割れ

ひび割れの形態例

【コンクリート構造物の目視試験方法 NDIS 社団法人日本非破壊検査協会】

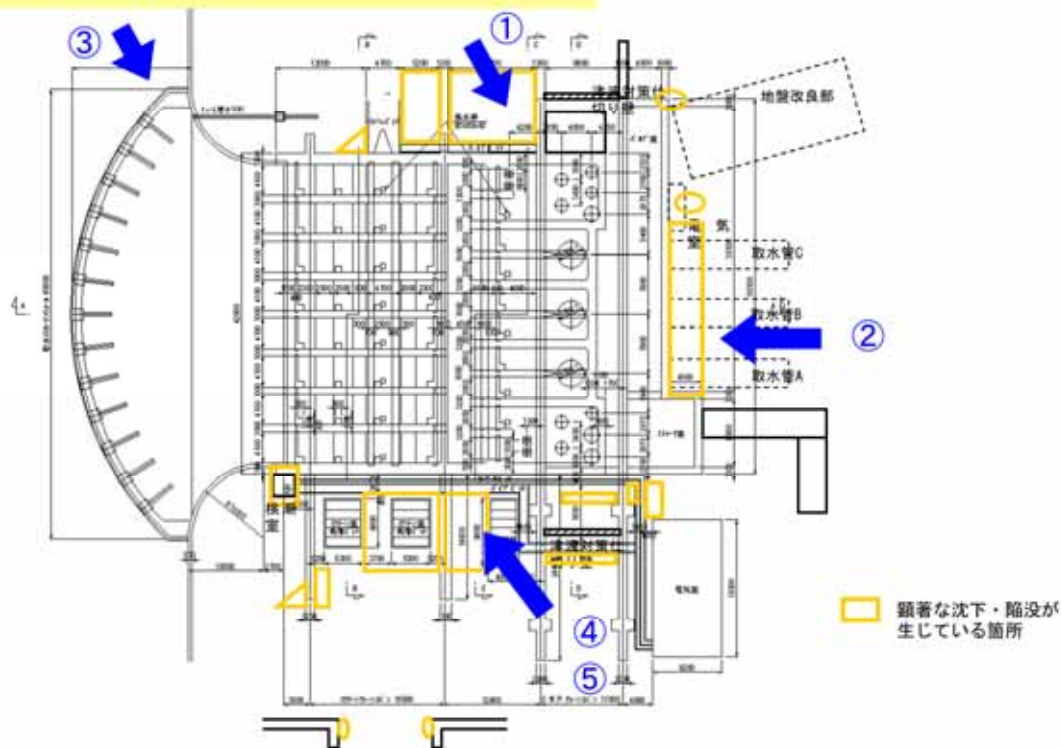
建物の外観点検の結果(屋内開閉所)



遮風壁室上部張出部のコンクリートが剥離・剥落

1. ①c-1 施設の外観点検(7/17)(建物・構築物)

構築物の外観点検の結果



写真①(取水口エリア)



写真②(循環水配管埋設エリア)



写真③(カーテンウォール)



写真④(取水口エリア)



写真⑤(取水口エリア)

1. ①c-1 施設の外観点検(8/17)(建物・構築物)



【取水構造物周りで確認された地盤沈下の要因】

■ 沈下は構造物の周りに限って発生している。また、構内で噴砂、地中埋設物の浮き上がり等の液状化の痕跡は認められず、液状化の可能性は小さいと考えられる。

⇒ 沈下は埋戻土で限定的に発生している。

埋戻土の層厚(約13m)に対して沈下量(1m超)が大きい。

	震災後の調査時点の分析結果(平成23年3月)	至近の分析結果(平成29年1月)
揺すり込み沈下	緩い埋戻土の揺すり込み沈下	同左
液状化	調査において液状化による噴砂跡は確認されないものの、津波が達していたことから、津波により液状化による噴砂跡の消失の可能性を考慮。	<ul style="list-style-type: none"> 津波の到達がない取水構造物西側の沈下箇所において、噴砂跡、地中埋設物の浮き上がりは認められない。…前項写真② 取水構造物の北側、南側も上記と同様の施工で埋め戻されており、液状化の可能性は小さいと考えられる。
洗掘・吸出し	津波(引き波)による埋戻土の洗掘・吸出し	同左



土木学会 東日本大震災特別委員会 原子力安全土木技術特定テーマ委員会第3回会合における報告(平成24年2月)

- 東北地方太平洋沖地震における取水構造物周りの地盤の被害として、複数の要因を想定していたが、噴砂跡の消失の可能性も考え、「**液状化(地盤沈下)**」を報告

【構造物の目視点検結果】

①東北地方太平洋沖地震後の点検

・東北地方太平洋沖地震発生後、すべての構造物を対象に目視点検を実施した結果、地震に起因する特徴的なひび割れは認められなかった。

*なお、一般建築物と同等の耐震性が求められるCクラスの屋内開閉所の非構造部材の一部について、コンクリートの剥離・剥落を確認しているが、原子炉等の安全確保の観点で問題となることは無かった。

②定期的な点検の結果

・また、コンクリート構造物のひび割れについては、保全計画に基づく定期的(1回/年)な目視点検を実施し、ひび割れの写真記録と図面への図示を行っており、その結果からは、ひび割れの増加等は確認されていない。

これらの点検結果より、構造部材の剥離・剥落は発生しておらず、鉄筋の発錆や露出がないこと、表層ひび割れはあるものの、貫通ひび割れが確認されていないことから、建屋の剛性低下、支持機能や遮蔽機能等への影響はないと判断している。

【構造物のひび割れの補修基準と補修実績】

・東海第二発電所の点検マニュアル(次頁)では、ひび割れを補修する基準として、構造物の重要度、ひび割れ分布、位置、貫通の有無等から判断して補修を行うことになっているが、構造物表面は良い状態で維持されており、2010年度以降剛性低下や機能に影響を及ぼすひび割れの補修実績はない。

コンクリート構造物に対する目視点検マニュアルの内容

	点検の項目・方法	判定基準
目視(必要により打音調査)	<p>(1)表面劣化</p> <p>①コンクリート面及び仕上げ材について、目視あるいはハンマリング等により以下の有無を調べる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外的損傷(凍害, 塩害, 熱及び機械的外力等による損傷) ・内的損傷(材料劣化, 変質及び鉄筋錆膨張等による損傷) <p>②変状は以下の分類による。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変色, 剥落, 浮き, 磨耗等 ・材料劣化 ・鉄筋錆膨張 ・鉄筋等の露出 <p>(2)ひび割れ</p> <p>①目視により, ひび割れ分布, 位置, 形態を調べる。</p> <p>②ひび割れ幅を分類する。</p>	<p>I : 大きな変状・欠陥が認められるもの。あるいはアルカリ骨材反応の疑いのあるひび割れが認められるもの。</p> <p>II . 中程度の変状・欠陥が認められるもの, あるいは軽微な変状・欠陥であるが, 進行速度が早いと認められるもの。</p> <p>III . 軽微な変状・欠陥であり, かつその進行速度が遅いと認められるもの。</p> <p>IV . 変状・欠陥が認められず健全なもの, あるいは健全度Ⅲに満たない変状・欠陥であると認められるもの。</p>

機器の判定基準

- 以下の観点で外観点検を実施した。
 - ・ 機器の拘束点の確認（基礎ボルト，サポート部）
 - ・ 落下物の有無，変形，緩み
 - ・ 他機器との干渉
 - ・ 漏えいの有無，漏えい痕の有無
 - ・ 運転状態の確認（振動，異音，異臭），手回し確認等
- 判定基準：有意な変形，き裂，漏えい，その他異常のないこと。
なお，直接的に外観目視ができない範囲については，
周辺の機器・構築物の状況から，同様の状況にある
と判断。

1. ①c-1 施設の外観点検(12/17)(機器)



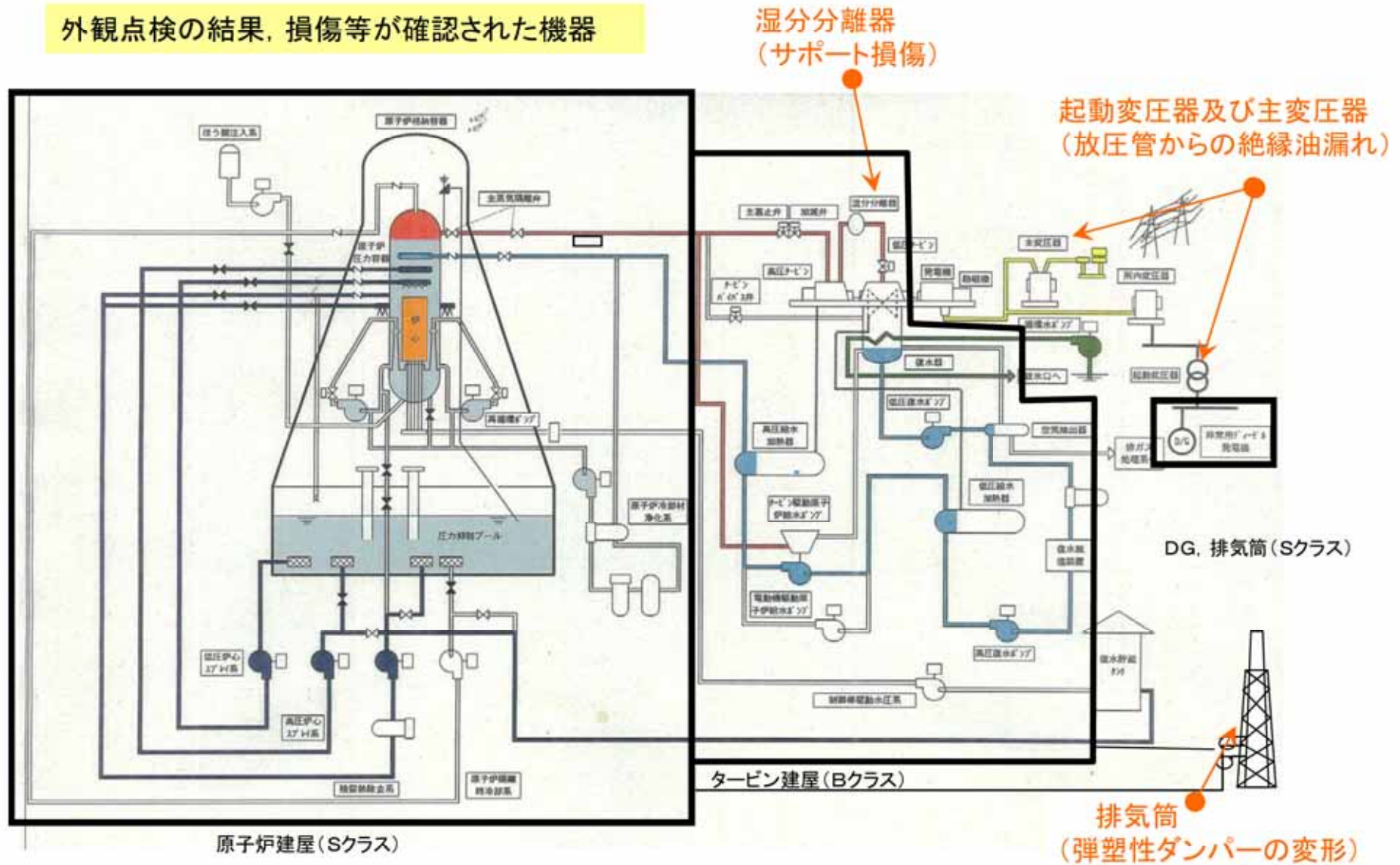
機器の外観点検の結果

主な機器	耐震クラス	点検結果
制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット他	S	異常なし
ほう酸水注入系 ポンプ, 弁, 配管	S	異常なし
原子炉	S	異常なし
原子炉再循環系 ポンプ, 配管, 弁	S	異常なし
主蒸気系 配管, 弁	S	異常なし
非常用炉心冷却系 ポンプ, 配管, 弁, 熱交換器	S	異常なし
非常用海水系 ポンプ, 配管, 弁	S	異常なし
非常用ディーゼル発電機	S	異常なし
原子炉建屋ガス処理系 ファン, 配管, 弁, フィルタ, 排気筒含む	S	異常なし *
原子炉隔離時冷却系 ポンプ, タービン, 配管, 弁	S	異常なし
可燃性ガス濃度制御系 ユニット, 配管, 弁	S	異常なし
燃料貯蔵プール	S	異常なし
タービン・発電機	B, C	湿分分離器サポート損傷(Bクラス)
原子炉冷却材浄化系 ポンプ, 配管, 弁, フィルタ	B	異常なし
燃料プール冷却浄化系 ポンプ, 配管, 弁, フィルタ	B	異常なし
燃料取扱装置 クレーン, 燃料取替器	B	異常なし
廃棄物処理系(液体, 気体, 固体)	B	異常なし
所内電源設備 変圧器, メタクラ他	S, B, C	変圧器放圧管からの絶縁油漏れ(Cクラス)

* : 筒身と架構の相対変位を変形することで吸収する弾塑性ダンパーは、変形が認められたため交換済み。

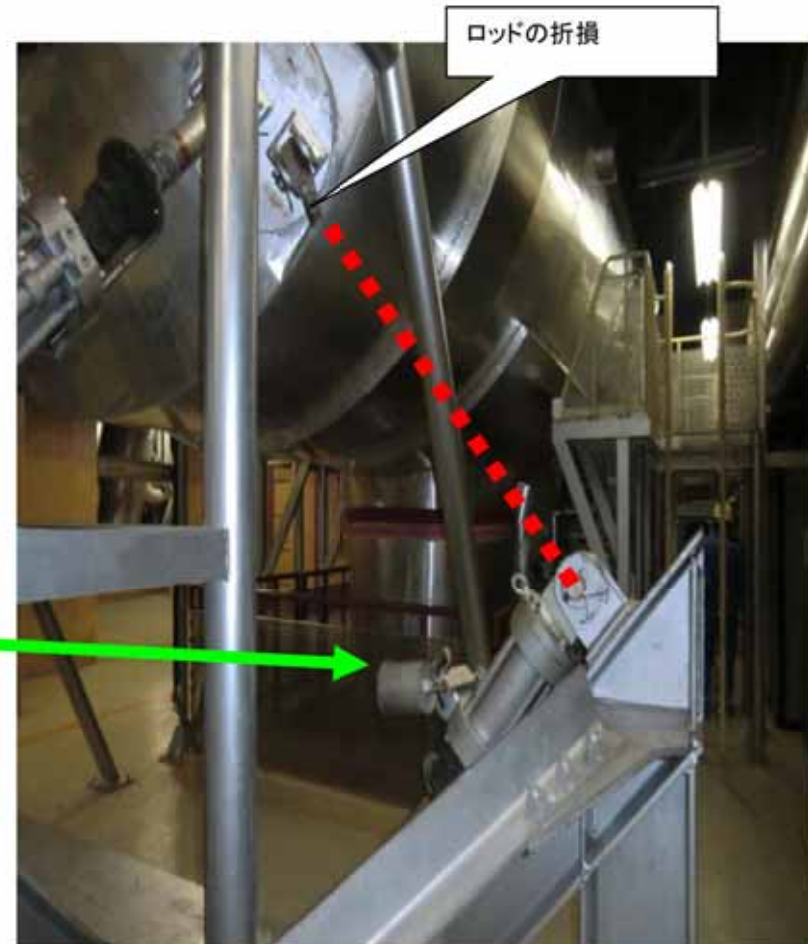
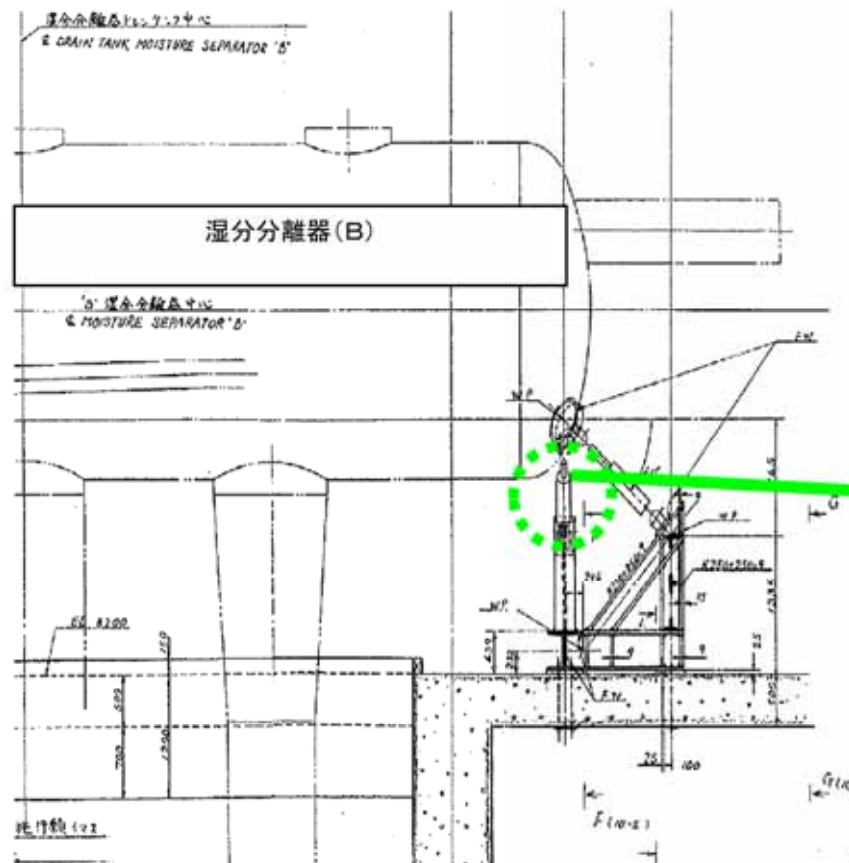
1. ①c-1 施設の外観点検(13/17)(機器)

外観点検の結果、損傷等が確認された機器



1. ①c-1 施設の外観点検(14/17)(機器)

機器の外観点検の結果(タービン湿水分離器)



1. ①c-1 施設の外観点検(15/17)(機器)

機器の外観点検の結果(起動変圧器)



起動変圧器全景A

地震に伴い、起動変圧器の液面が変動し絶縁油が僅かに放出管から排出



起動変圧器2A



起動変圧器2B

1. ①c-1 施設の外観点検(16/17)(機器)

【東日本大震災時の東海第二発電所主要変圧器の状況について】

- 東日本大震災時の地震による揺れの影響で、主要変圧器の放圧管内の油圧が変動し、放圧板破壊装置※が動作したため、防油堤内に少量の絶縁油が放出された。

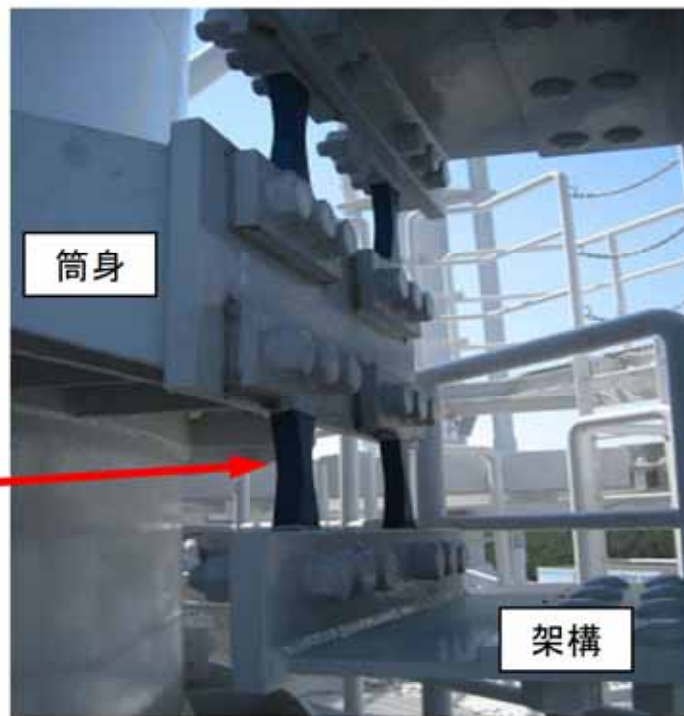
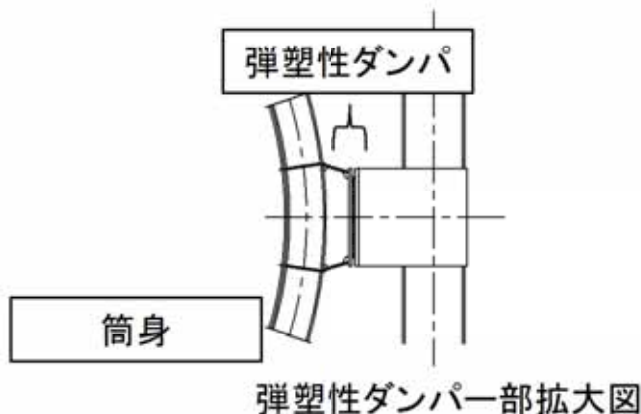
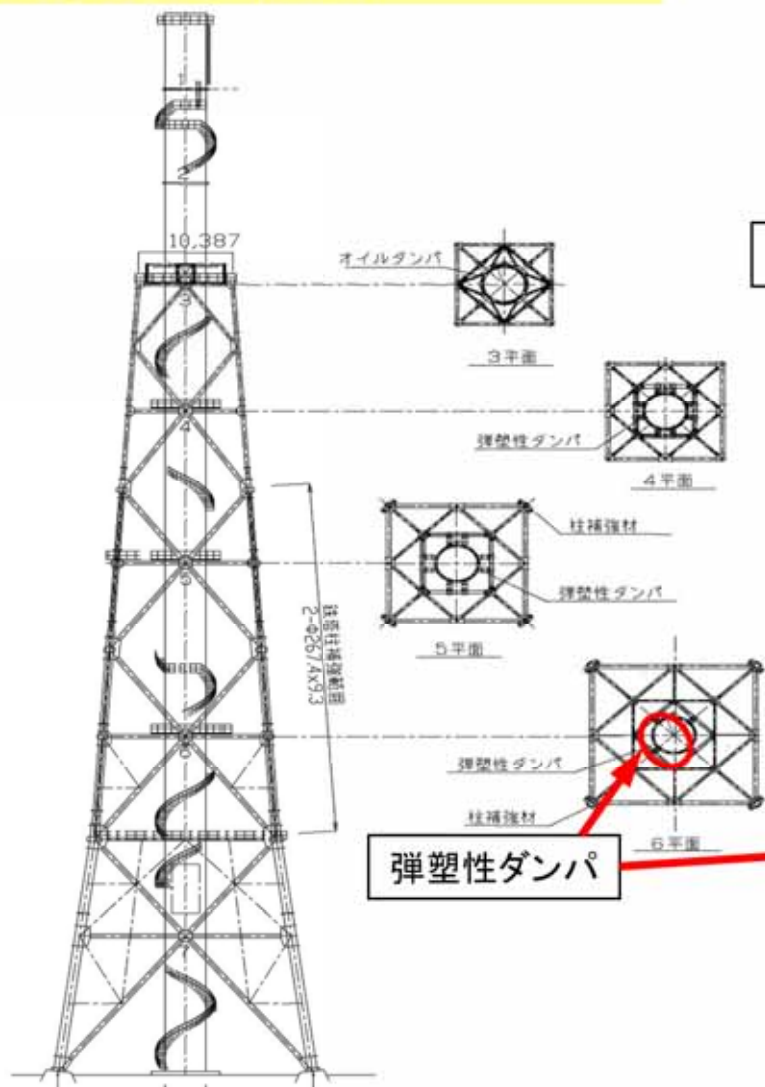
※放圧板破壊装置: 変圧器の内部事故時(変圧器巻線の短絡・地絡事象)に変圧器のタンク及び放圧管の内部に生じる圧力上昇を検出して放圧板を破壊することで、タンク内部の圧力上昇を抑制しタンクの破損を防止するための保護装置

- なお、東海第二発電所の全ての主要変圧器において内部事故は発生しなかったが、万一の火災発生に備え、変圧器消火設備が設置されている。



1. ①c-1 施設の外観点検(17/17)(機器)

機器の外観点検の結果(排気筒)



1. ①c-2 地震観測記録による評価(1/5)



地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加速度は、当時の工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を下回っていることを確認した。

観測点	観測記録 最大応答加速度値 (cm/s ²)			設計時の 最大応答加速度 (cm/s ²) ※1			基準地震動 S _s -D に対する 最大応答加速度 (cm/s ²) ※2			
	N S	E W	U D	N S	E W	U D	N S	E W	U D	
6 階	492	481	358	932	951	—	799	789	575	
4 階	301	361	259	612	612		658	672	528	
2 階	225	306	212	559	559		544	546	478	
地下 2 階	214	225	189	520	520		393	400	456	
※ 地下 2 階	北	204	217	169	—			—		
	東	197	209	176						
	南	209	220	181						
	西	211	218	180						

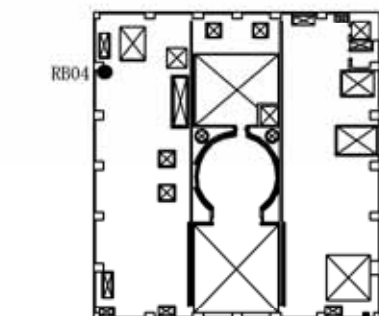
※地下 2 階には基礎盤の部分的振動特性の解明を目的とし、更に 4 つの観測点を設置している。

※1: エルセントロ波やタフト波を 180cm/s² に基準化して、建屋下の人工岩盤底面に直接入力した解析結果

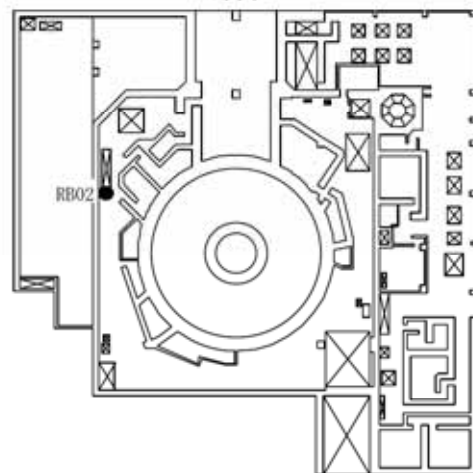
※2: 耐震バックチェックにおいて解放基盤表面 EL-370m の位置で策定した基準地震動 S_s-D (600cm/s²) による解析結果

地震計設置位置

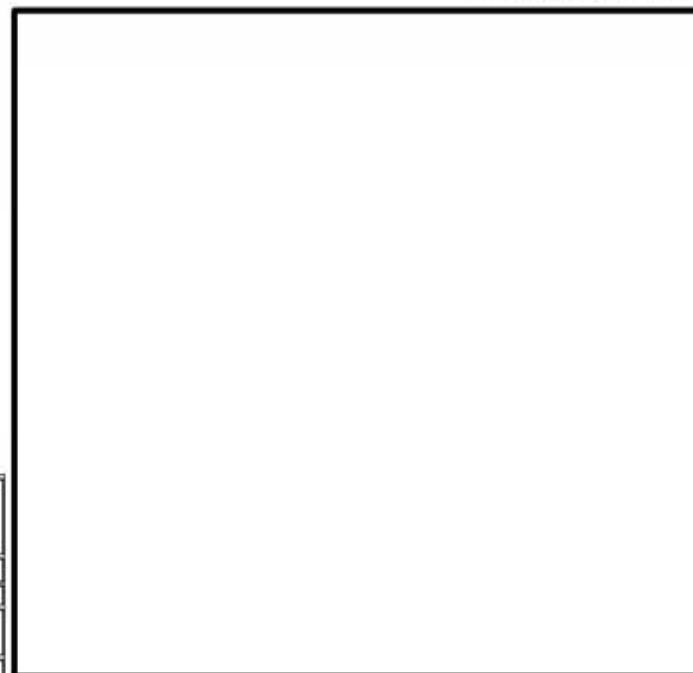
▼:地震観測階



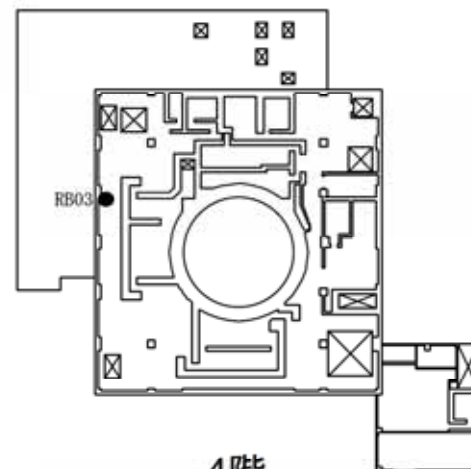
6階



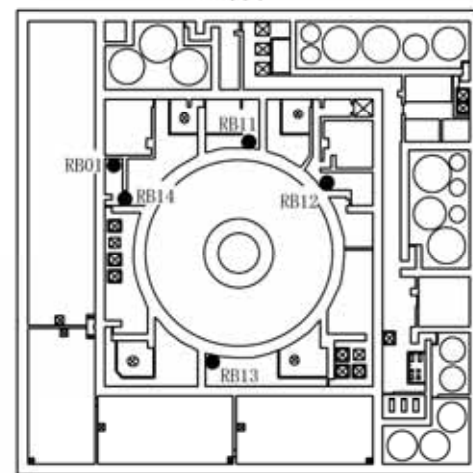
2階



- 建屋観測用地震計を8箇所を設置。
- 偶数階に地震時の基本的な振動性状を把握する目的で各1台設置。
- その他、基礎盤の部分的振動特性を解明し、設計の高度化に資する目的で地下2階に4台設置。



4階

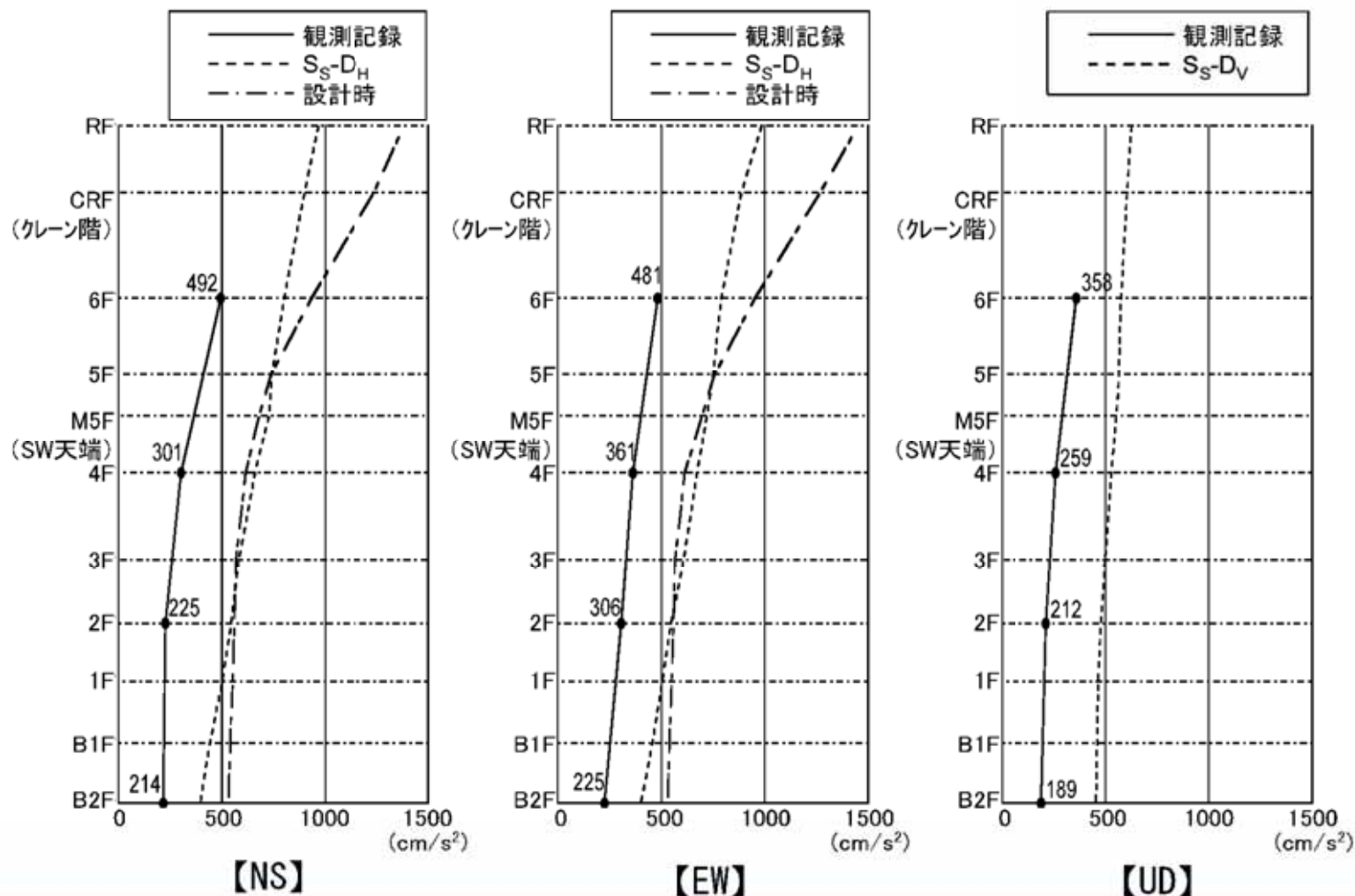


地下2階

1. ①c-2 地震観測記録による評価(3/5)



原子炉建屋の最大加速度分布



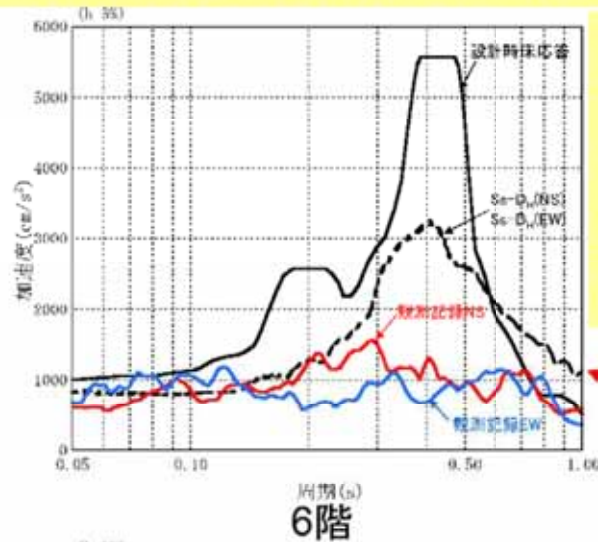
工認設計波※¹及び基準地震動 S_S-D ※²による最大応答加速度を下回っていることを確認した。

※¹: エルセントロ波やタフト波を180cm/s²に基準化して、建屋下の人工岩盤底面に直接入力した解析結果

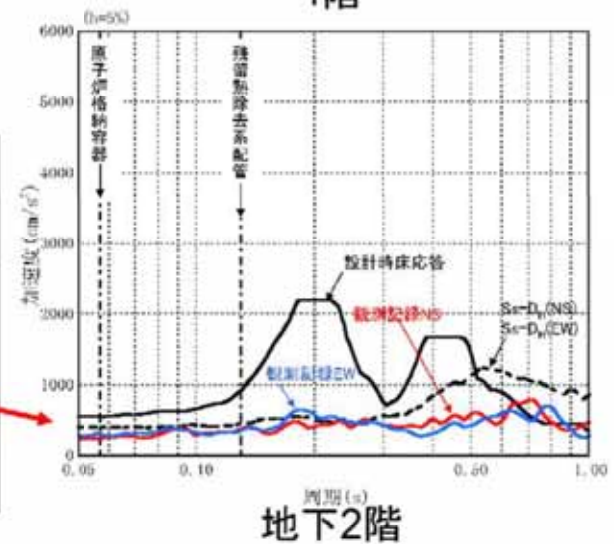
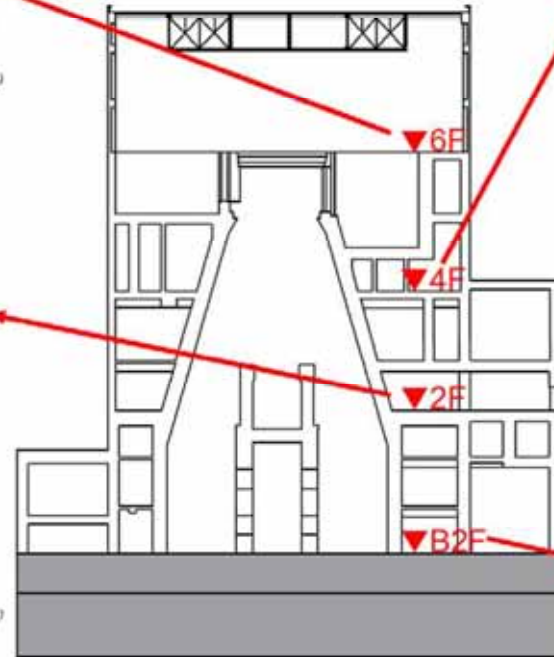
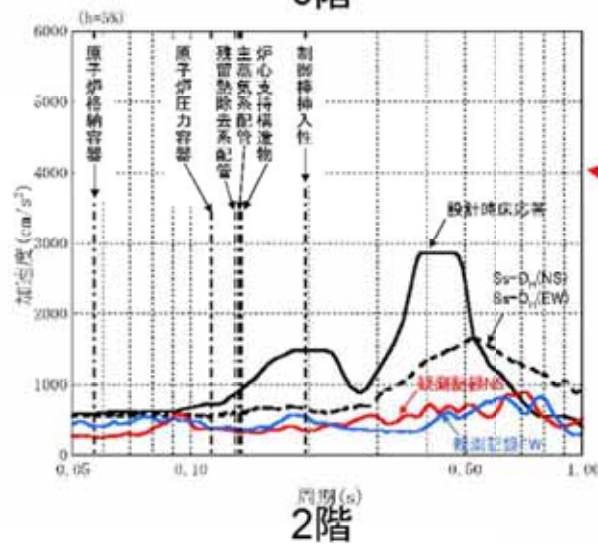
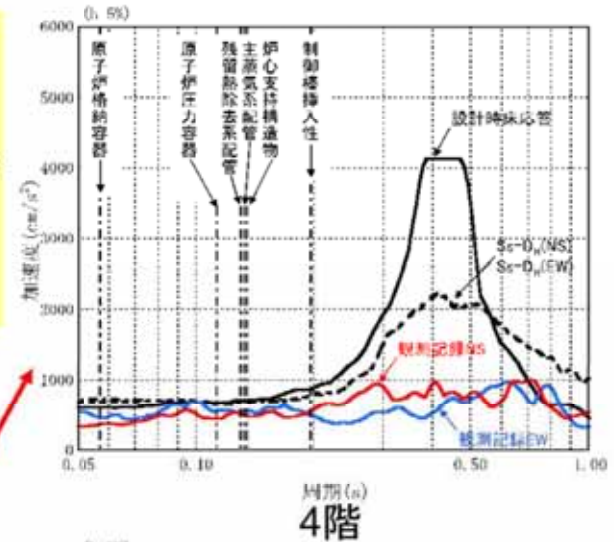
※²: 耐震バックチェックにおいて解放基盤表面EL-370mの位置で策定した基準地震動 S_S-D (600cm/s²)による解析結果

1. ①c-2 地震観測記録による評価(4/5)

水平方向加速度応答スペクトルの比較



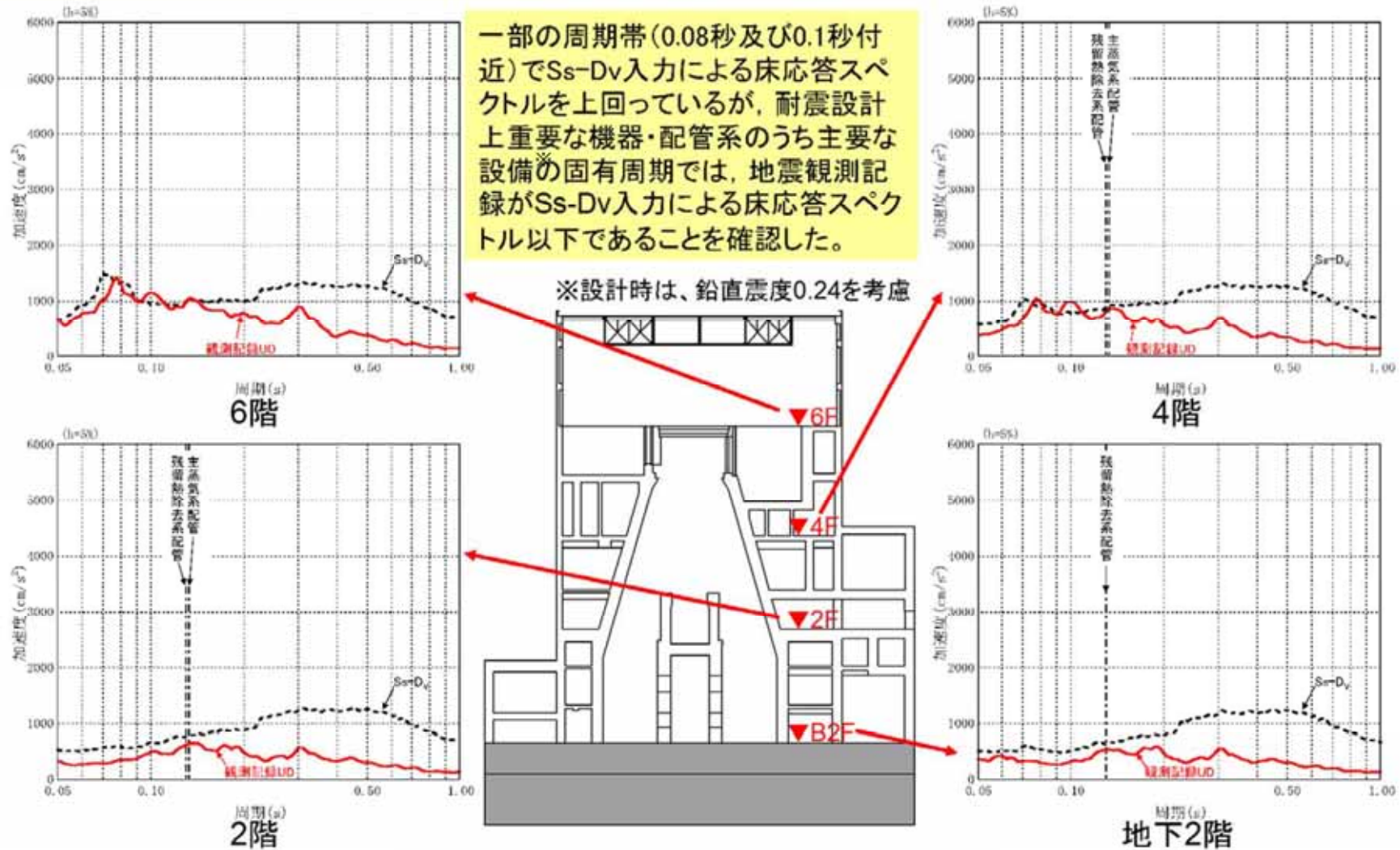
一部の周期帯(約0.65秒~約0.9秒)で工認設計波による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。



※: 原子炉圧力容器, 原子炉格納容器, 残留熱除去系配管, 制御棒挿入性など

1. ①c-2 地震観測記録による評価(5/5)

鉛直方向加速度応答スペクトルの比較

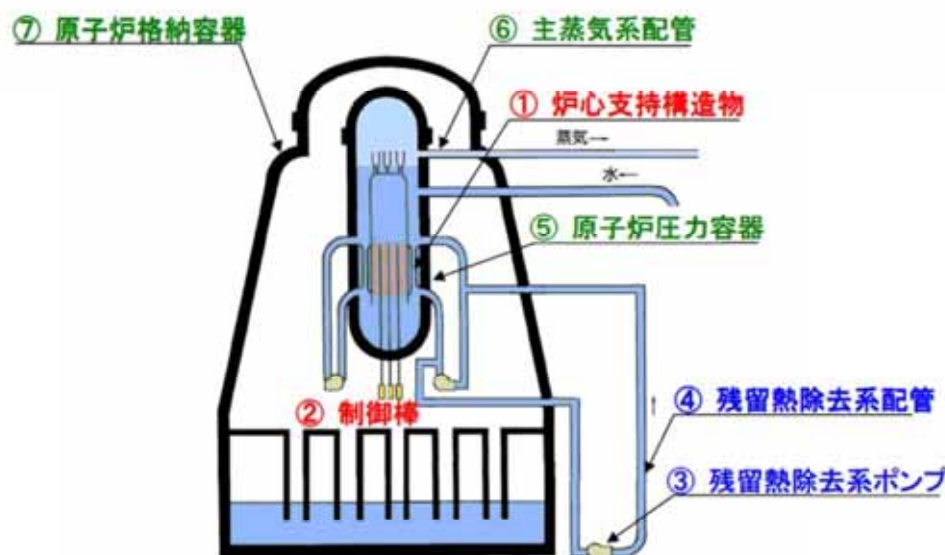


- 地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加速度は、当時の工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を下回っている。
- 床応答スペクトルの比較では、水平、鉛直とも一部の周期帯で工認設計波入力による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち、主要な設備の固有周期では地震観測記録が工認設計波入力による床応答スペクトルを下回っている。
- 床応答スペクトルでは完全に観測記録を包絡できなかつたため、代表施設について地震応答解析を実施した。

地震応答解析を実施する代表施設

- 地震応答解析対象施設としては，平成20年3月に原子力安全・保安院に提出した「耐震バックチェックの中間報告の評価対象施設（*）と同じとした。

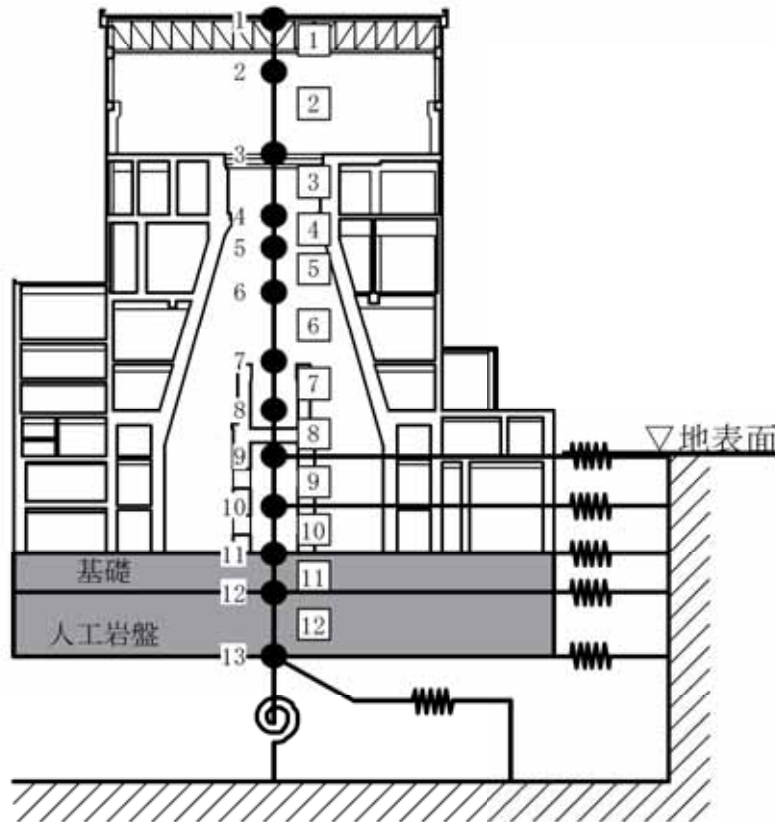
*原子炉を「止める」，「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する施設のうち7施設（原子炉圧力容器，炉心支持構造物，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系配管，主蒸気系配管，原子炉格納容器，制御棒（挿入性））及び7施設が設置される原子炉建屋



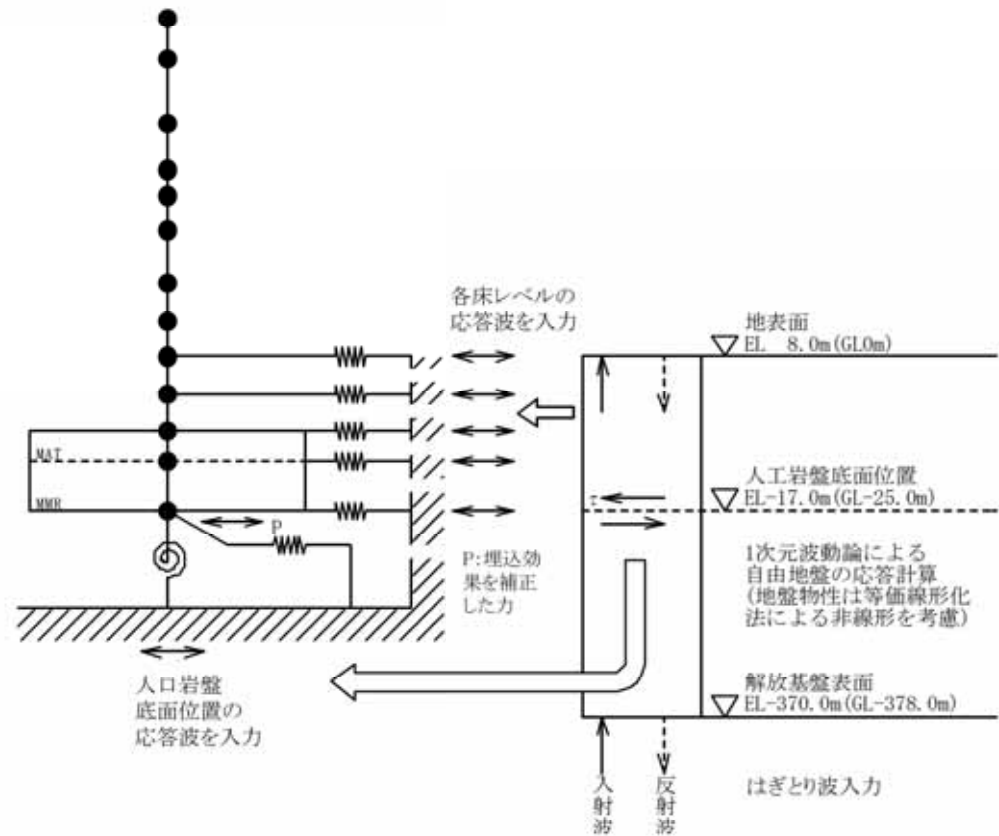
1. ①c-3 地震応答解析(2/6)(原子炉建屋)



原子炉建屋の地震応答解析モデルにはぎとり波を入力し、地震応答解析を実施する。
地震応答解析モデルとシミュレーション解析の方法は以下のとおり。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

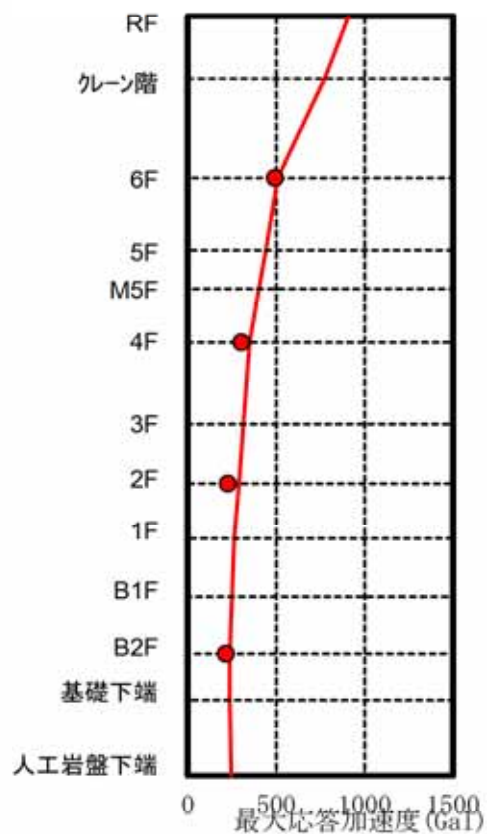
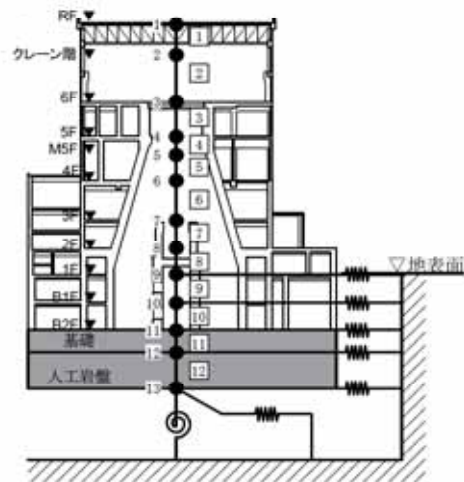
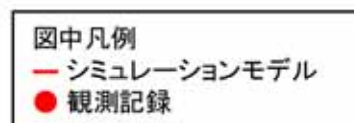


シミュレーション解析の方法

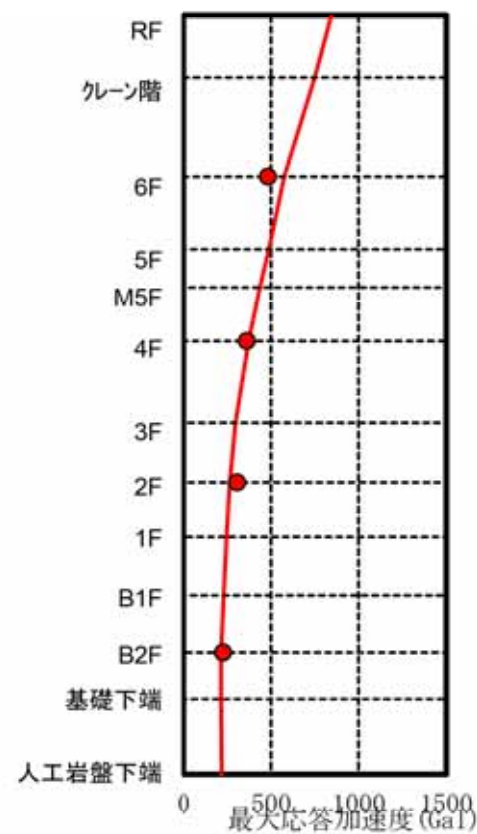
1. ①c-3 地震応答解析(3/6)(原子炉建屋)



【建屋最大応答加速度】



NS方向



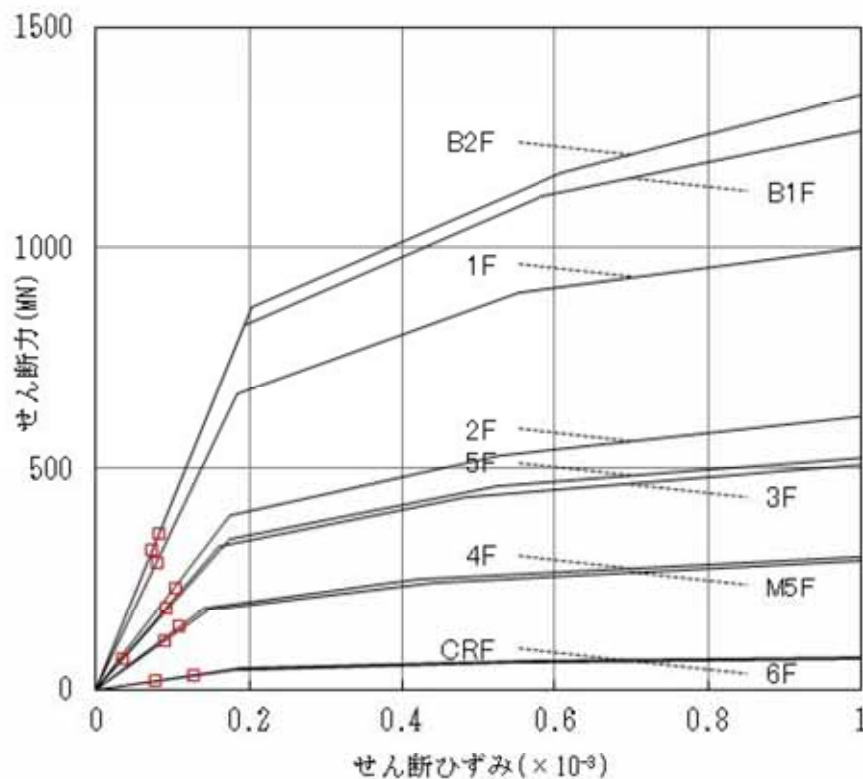
EW方向

建屋応答シミュレーション解析の最大応答加速度は、観測記録をよく模擬している。

1. ①c-3 地震応答解析(4/6)(原子炉建屋)

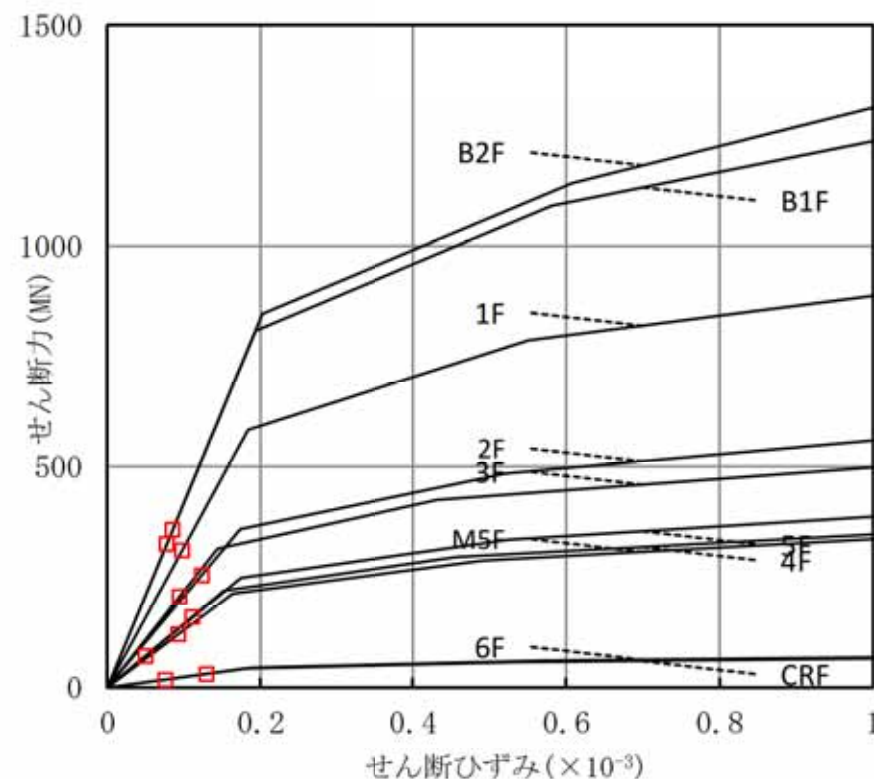


【せん断スケルトン上の最大応答値:Q-γ】



NS方向

図中凡例
 □:最大応答値(シミュレーションモデル)



EW方向

- せん断スケルトン上での最大応答値は第一折れ点より小さく、弾性範囲内であった。
- 全ての階層で弾性範囲内であることが確認されたため、原子炉建屋の健全性が保たれていると判断した。

機器の評価方法

- 機器の構造・強度評価にあたっては、評価対象施設の既往評価結果を参考に耐震裕度が小さい部位を評価部位として選定し、運転状態Ⅰ(通常運転時)、運転状態Ⅱ(運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外)及び運転状態Ⅲ(運転時の異常な過渡変化時)に生じる荷重と、基準地震動 S_s による地震力を組み合わせた応力評価を実施し、その結果、評価部位に発生する応力が評価基準値を超えないことを確認する。

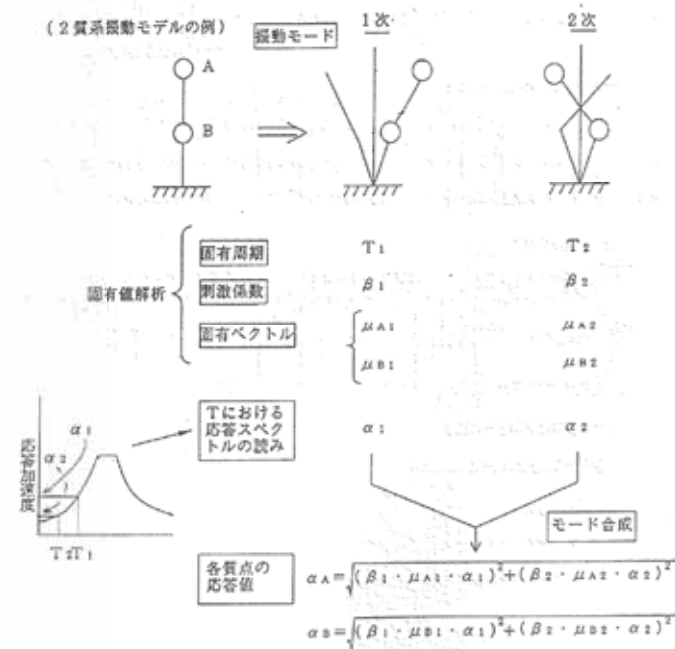
- 応答倍率法による評価

大型機器である原子炉格納容器、炉内構造物については、今回の地震による地震力と設計時における地震力との比を求め、設計時の応力に乗じることにより発生値を算定し、評価基準値と比較する。

- 詳細評価

配管系は、スペクトルモーダル解析法による詳細評価を行い、発生値を算定し、評価基準値と比較する。

その他、定式化された評価式を用いた解析法により発生値を算定し、評価基準値と比較する。



1. ①c-3 地震応答解析(6/6)(機器)



観測記録による地震応答解析の結果、発生応力は弾性範囲内であることを確認した。
また、地震による燃料集合体相対変位も、基準値内であることを確認した。

評価対象施設	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 III _A S ※1 (MPa)	評価*手法	判定
原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	9	499	B	○
炉心支持構造物	シュラウドサポート	膜応力	171	246	A	○
主蒸気系配管	配管	1次応力	175	258	B	○
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	4	118	B	○
残留熱除去系配管	配管	1次応力	191	225	B	○
原子炉格納容器	ドライウエル	1次応力	75	344	A	○

* 評価方法の欄に記載されている[A]及び[B]の凡例は以下のとおり。

A: 応答倍率法による評価

B: 詳細評価(スペクトルモーダル解析法等による評価)

※1: 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991追補版」及び「発電用原子力設備規格設計・建設規格 JSME S NC1-2005/2007」(耐震指針に基づき策定される弾性設計用地震動Sdに対して、機器・配管系の弾性状態が保持される制限値。)

※2: 工認記載値(耐震指針に基づき実施した「地震による挿入性」が確認された燃料集合体相対変位)

評価対象施設	地震による燃料集合体相対変位 (mm)	評価基準値 (mm) ※2	判定
制御棒 (地震時挿入性)	8.6	40	○

原子炉施設の健全性の総合評価

- 地震観測記録における最大加速度は、工認設計波及び基準地震動による最大加速度を下回っていたことを確認した。
- 安全上重要な原子炉施設の外観点検の結果、地震に起因する特徴的なひび割れ、変形、漏えいは確認されなかった。
- 地震による損傷が認められた設備はタービン設備等の一部で、耐震クラスB、Cクラスの施設であった。
- 代表機器の地震応答解析の結果、地震による影響は弾性範囲内であったことを確認した。
- よって、地震後の原子炉施設は、健全性に直ちに影響を及ぼすものはなかったと評価する。
- なお、地震後の外観点検で損傷等の異常が確認された施設は、修理を完了している。

1. ②津波による影響

1. ②a 既往の津波評価(1/2)

土木学会※1に基づく津波評価(ポンプ室前面位置)

解析実施者	想定地震	最高水位
日本原電	1677年 延宝房総沖地震 (M8.2)	標高+4.86m

※1:「原子力発電所の津波評価技術」(平成14年2月, 土木学会)

茨城県波源※2を用いた評価(ポンプ室前面位置)

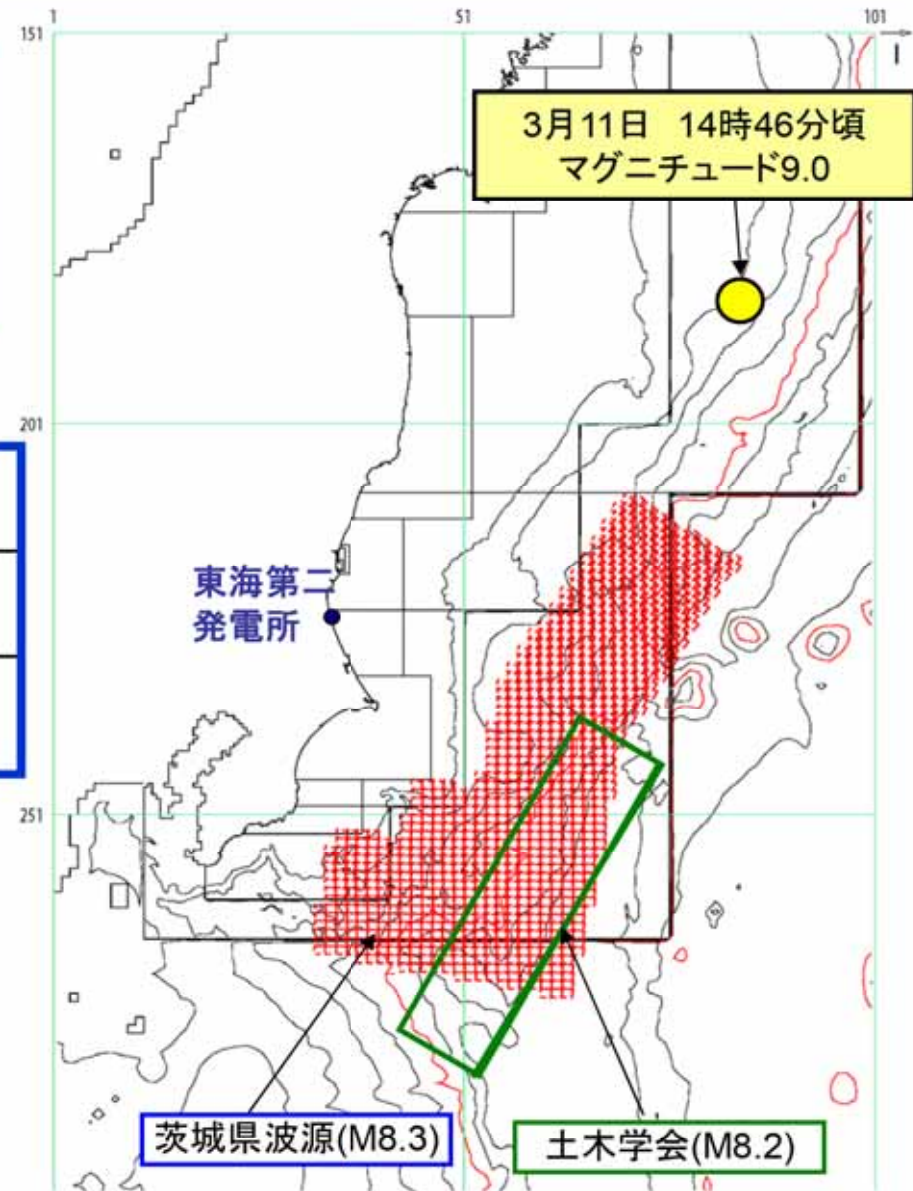
解析実施者	想定地震	津波水位
茨城県	1677年 延宝房総沖 地震(M8.3)	茨城県沿岸: 2~7m
日本原電※3		ポンプ室位置: 標高+5.72m

※2:「本県沿岸における津波浸水想定区域図等」(平成19年10月, 茨城県)において設定された1677房総沖地震の波源モデル

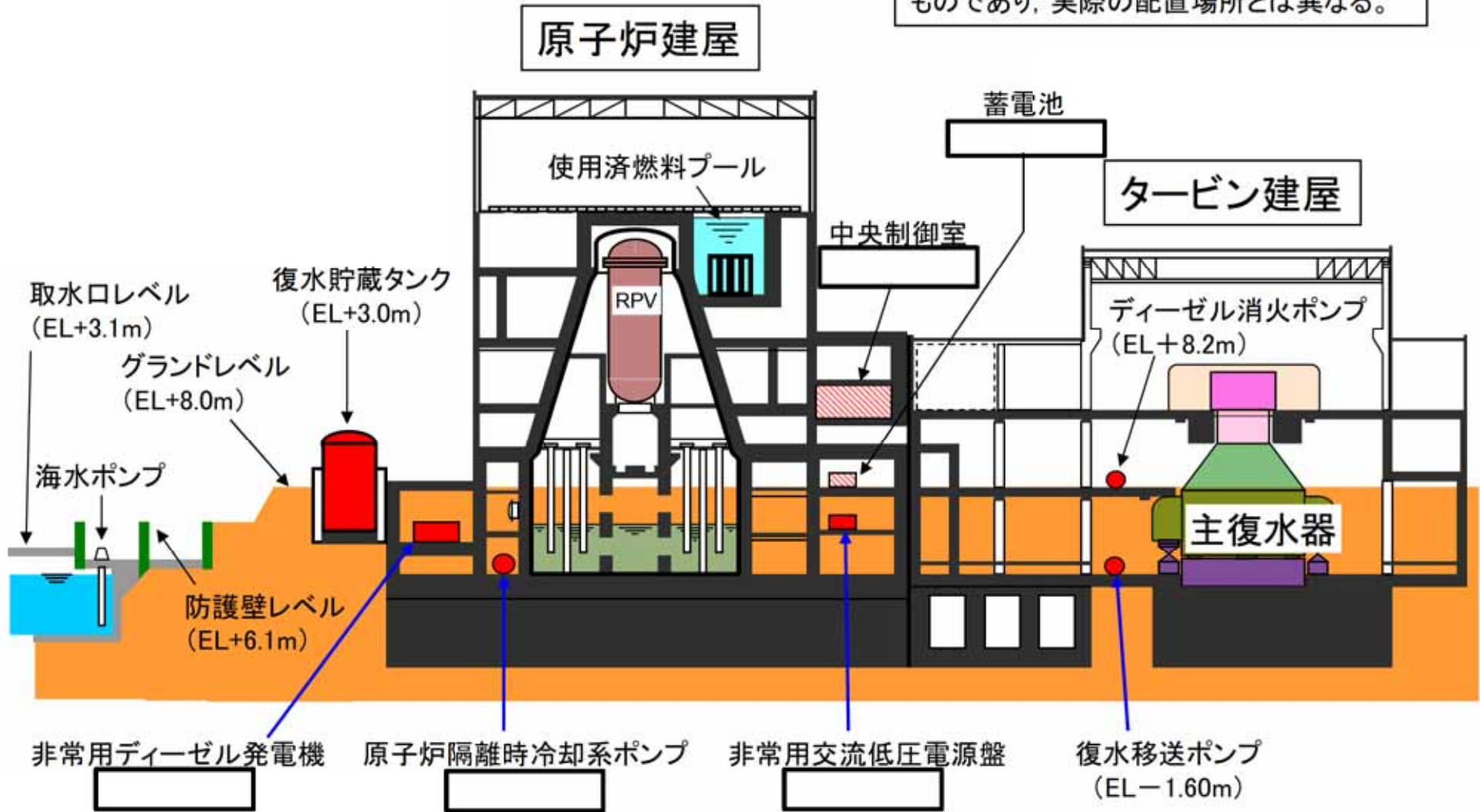
※3: 茨城県が実施した解析に比べ, 発電所付近のメッシュサイズを細かくし, 地形データも自社の測量結果等を使用

東北地方太平洋沖地震で発生した津波の痕跡高

地震規模	痕跡高
M9.0	標高+5.0m~ +5.4m



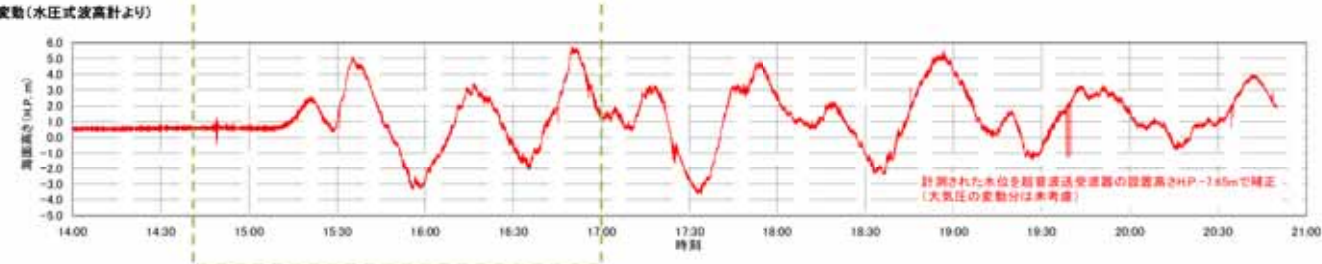
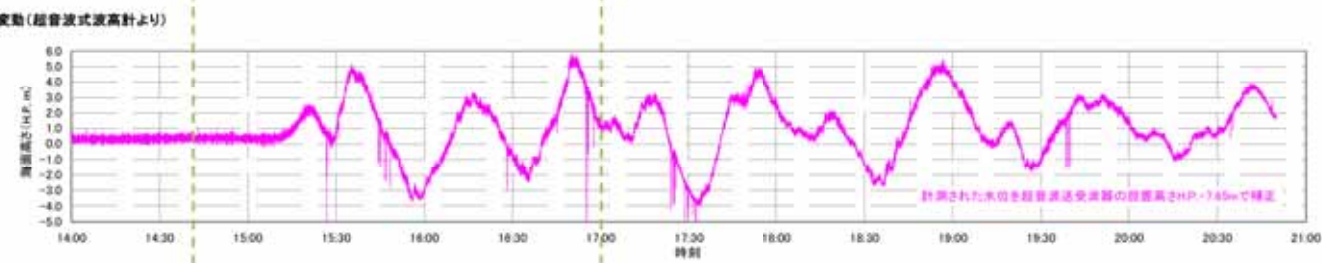
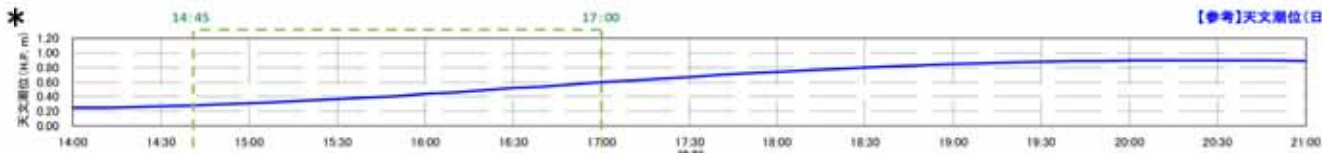
【注記】
 主要機器の設置レベルを主として記載した
 ものであり、実際の配置場所とは異なる。



1. ②b 津波観測記録



○ 東海港沖合い(東側)約150mの位置の波高計では、3月11日16:50頃に最大水位約標高+4.6mが確認されている。



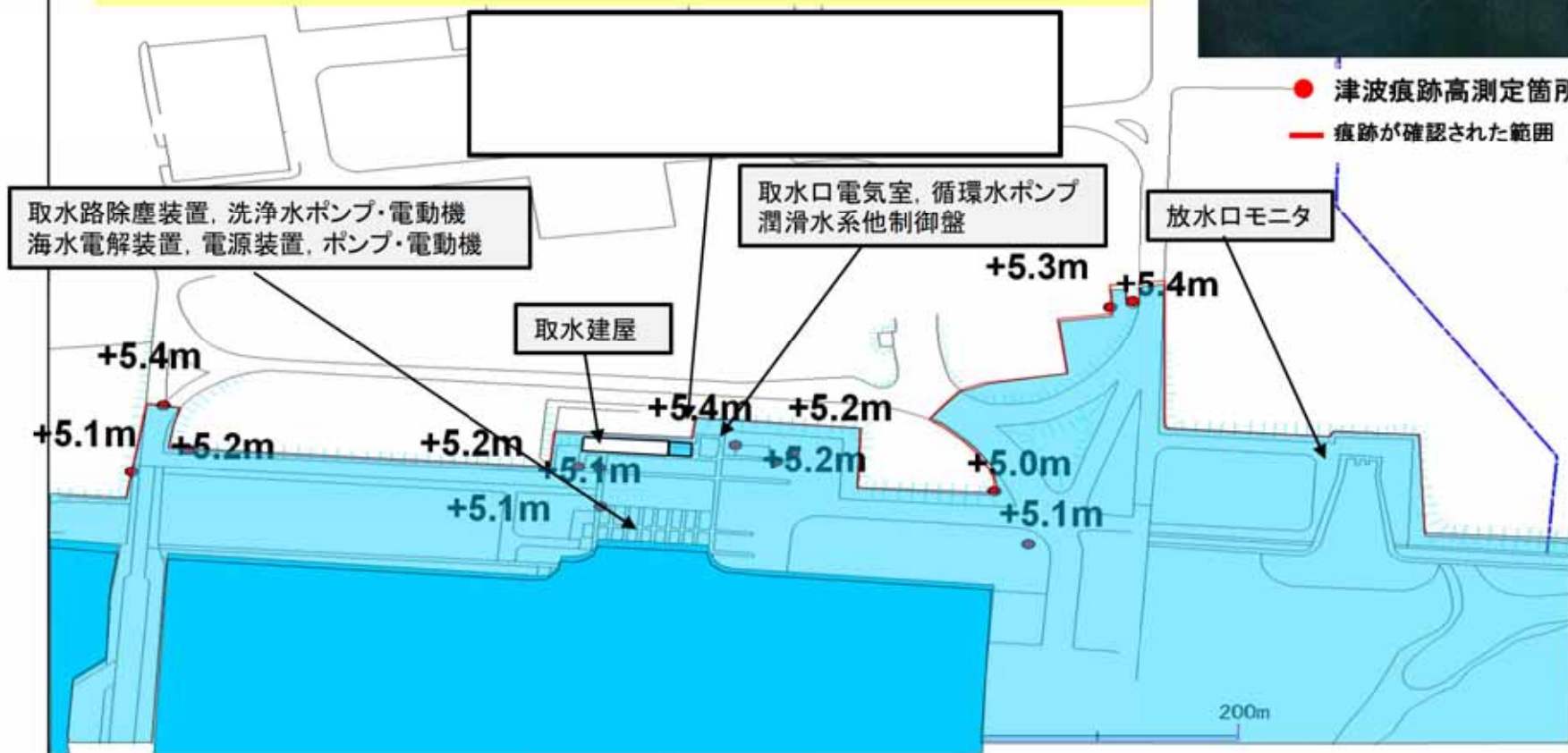
* HP:日立港ポイント
(標高+0.89m)

1. ②c 施設の浸水状況(1/4)



津波による浸水エリア及び浸水した原子炉施設

- 浸水した原子炉施設について点検した。
 - ・ 配管等の機械品については、外観点検を実施。
 - ・ 電動機等の電気品については、絶縁抵抗測定等の電氣的な点検を実施。



1. ②c 施設の浸水状況(2/4)

津波により浸水した原子炉施設の点検結果

施設	耐震クラス	点検結果
非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)	S	・電動機は水没による絶縁低下あり。洗浄乾燥実施。 ・ポンプは異常なし
残留熱除去海水系ポンプ・電動機(A, C)	S	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
補機冷却海水系ポンプ・電動機(A, C)	C	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
非常用ディーゼル発電機(2C)海水系配管, 弁	S	異常なし
残留熱除去海水系(A)配管, 弁	S	異常なし
補機冷却海水系(A, C)配管, 弁, ストレーナ	C	異常なし ※1
取水路除塵装置, 洗浄水ポンプ・電動機	C	異常なし ※2
海水電解装置, 電源装置, ポンプ・電動機	C	異常なし ※2
取水口電気室電源盤, 循環水ポンプ潤滑水系他制御盤	C	電源盤, 制御被水により使用不可。標高8mエリアに移設。
取水路, 取水建屋	C	異常なし
排水ポンプ, 放水口モニタ	C	異常なし ※2

※1:被水したトレースヒータを再使用したため, 異常発熱による火災を経験した。(被水したヒータは取替実施)

※2:モータ, 制御盤等の電気品に関しては, 異常が確認されていなくても, 端子箱の洗浄等を実施した。

1. ②c 施設の浸水状況(3/4)

【津波到達時の海水ポンプ室の浸水状況】

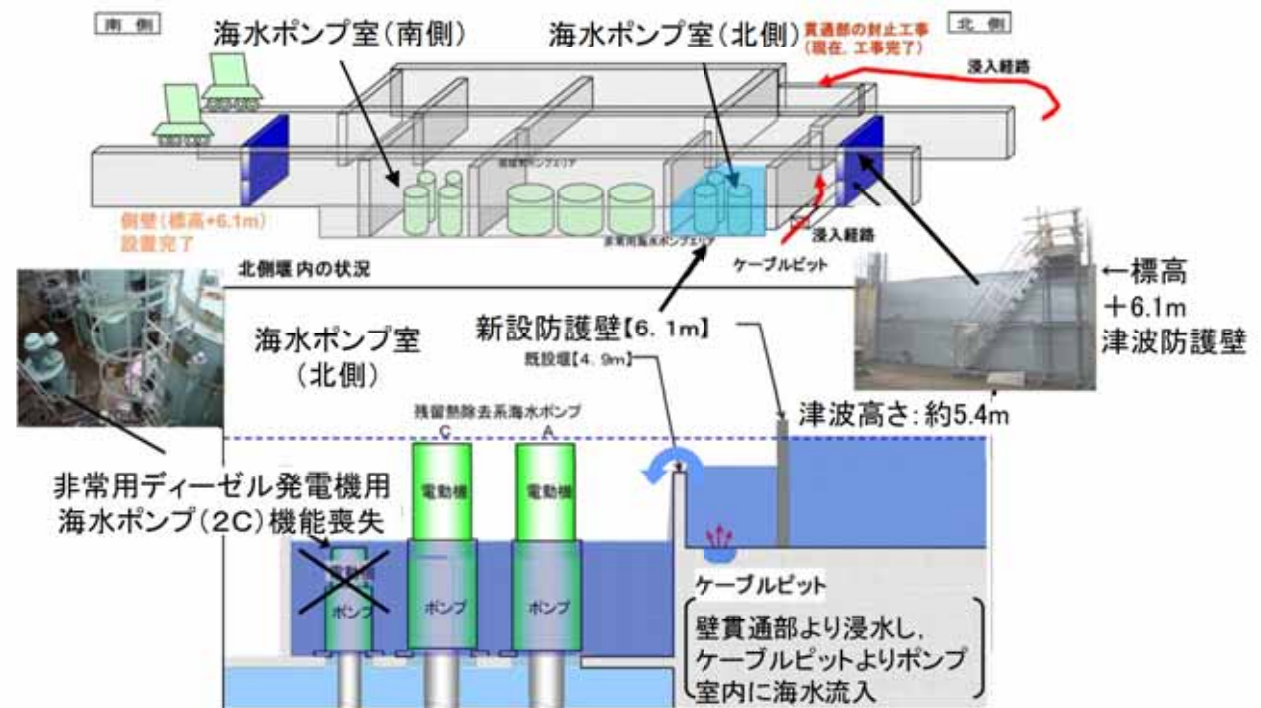
- ・非常用ディーゼル発電機の冷却等に用いる海水ポンプ等は、南北2カ所に分離して設けた海水ポンプ室内に設置
各海水ポンプ室に対して、**当時の新知見に基づく津波評価***(津波到達高さ予測標高+5.7m)(①)
を踏まえ側壁の嵩上げ工事を実施し、**標高+6.1mの高さの津波防護壁を設置済み**(②)
- ・海水ポンプ室への**津波到達高さは標高+5.4m**(③)に止まり、標高+6.1mの津波防護壁により頂部からの越流を防止
- ・この際に、北側の海水ポンプ室は電気ケーブルの壁貫通部の止水処置工事が終了しておらず、
壁貫通部からの浸水で非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ(2C)の電動機が冠水し機能喪失、運転停止
- ・一方、南側の海水ポンプ室は工事がすべて終了しており、**浸水は生じず海水ポンプの機能を維持**

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)は絶縁低下があり、排水後に洗浄乾燥を実施

海水ポンプ室津波高さ(標高)	
②津波防護壁の高さ	+6.1m
①津波到達高さ(予測)*	+5.7m
③津波到達高さ(痕跡高)	+5.4m

* 茨城県の実施した津波評価の波源を用いた当社の津波予測評価

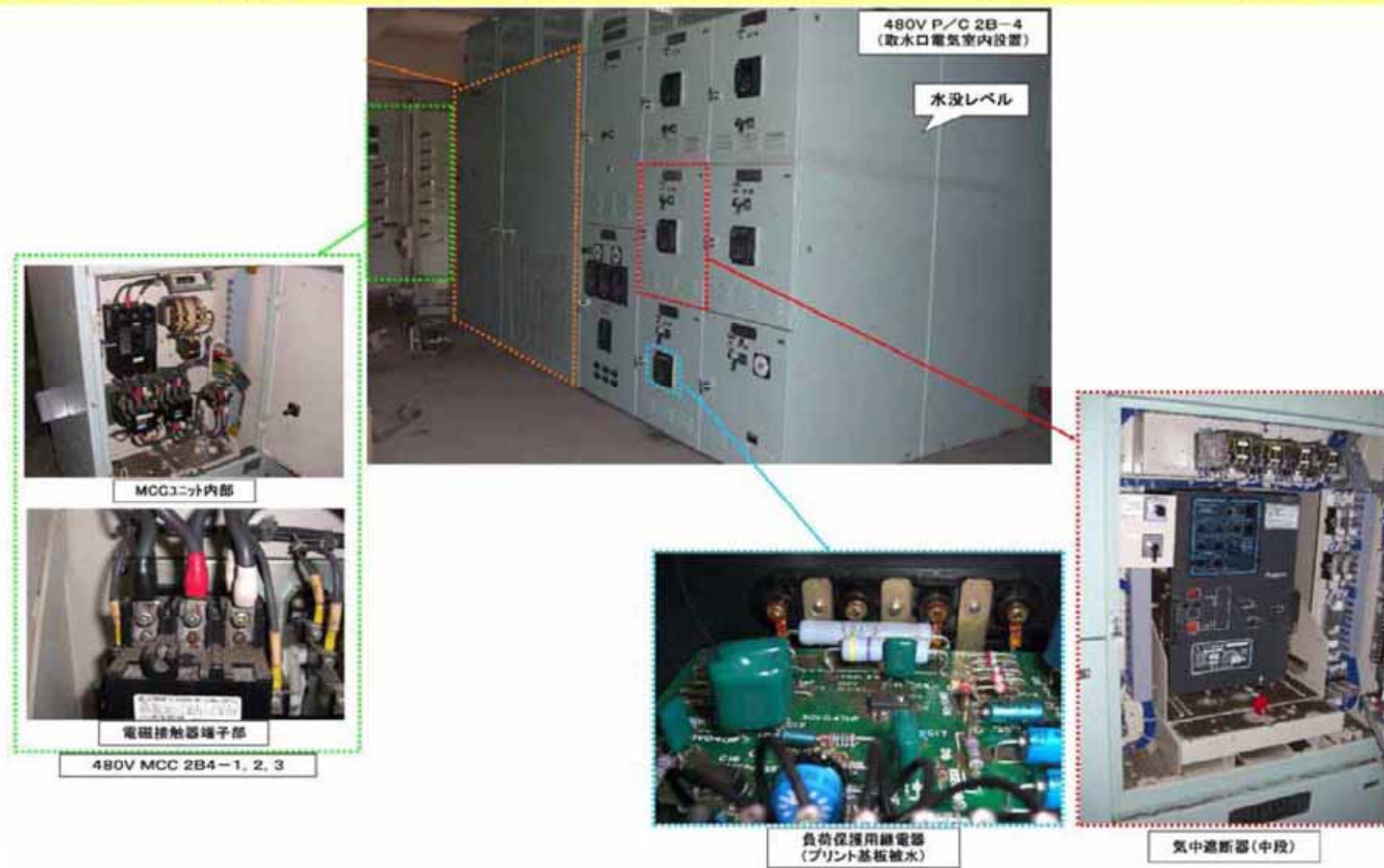
「本県沿岸における津波浸水想定区域図等」(平成19年10月、茨城県)において設定された1677房総沖地震の波源モデルに基づき、発電所付近のメッシュサイズを細かくし、地形データも自社の測量結果等を使用して解析



施設健全性-44

1. ②c 施設の浸水状況(4/4)

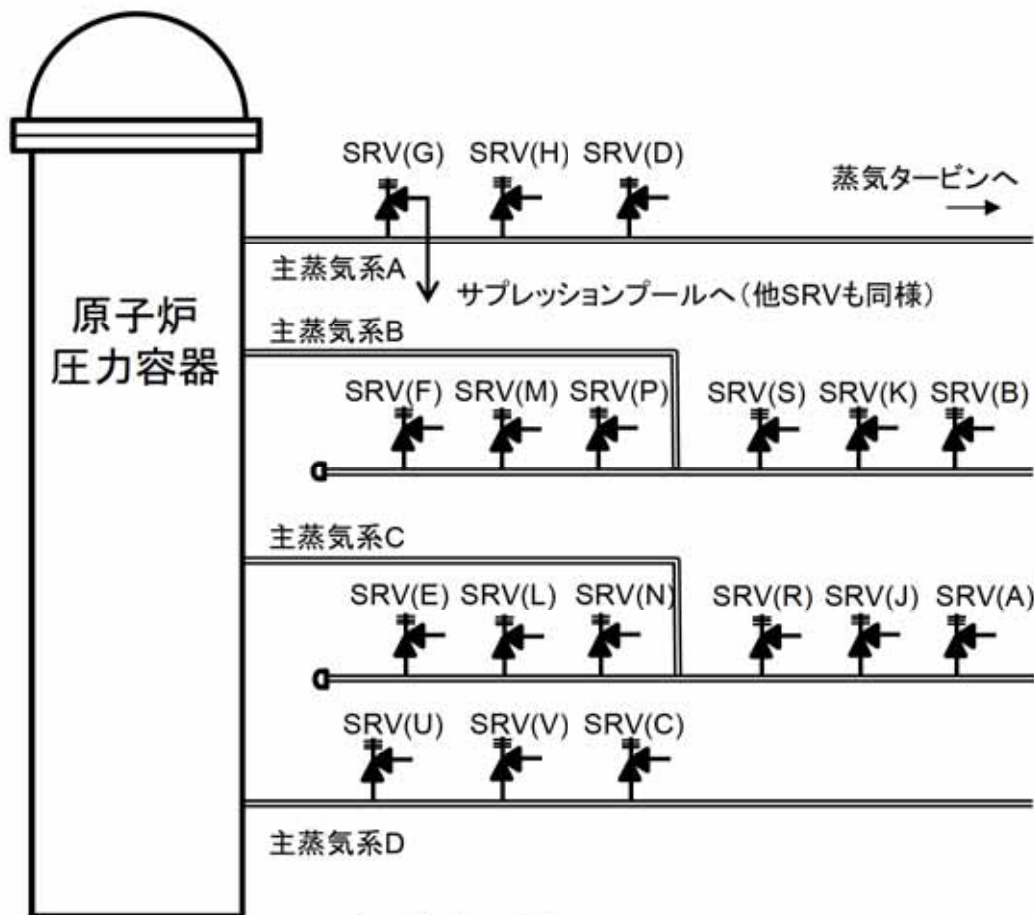
取水口電気室 電源盤の被水状況 (なお、電源盤は修理不可であったため、標高8mエリアに移設した。)



1. ③プラント停止時の機器の動作状況

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(1/8)

- 地震による原子炉停止(制御棒全挿入)から冷温停止(冷却材温度100°C未満)までの間、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の動作により、原子炉の圧力を制御
- 冷温停止までの間に、SRVは合計170回動作(自動動作:30回、運転員操作:140回)



主蒸気系概要図

プラント停止時のSRVの動作状況

主蒸気ライン	SRV	吹出圧力※1 [MPa]	動作回数	全SRV動作回数
A	D	7.37	38	170回※2
	G	7.44	9	
	H	7.51	6	
B	B	7.65	6	
	F	7.58	9	
	K	7.65	5	
	M	7.51	7	
	P	7.44	8	
	S	7.58	5	
C	A	7.58	7	
	E	7.44	7	
	J	7.51	6	
	L	7.65	6	
	N	7.37	27	
	R	7.65	5	
D	C	7.58	7	
	U	7.44	7	
	V	7.51	5	

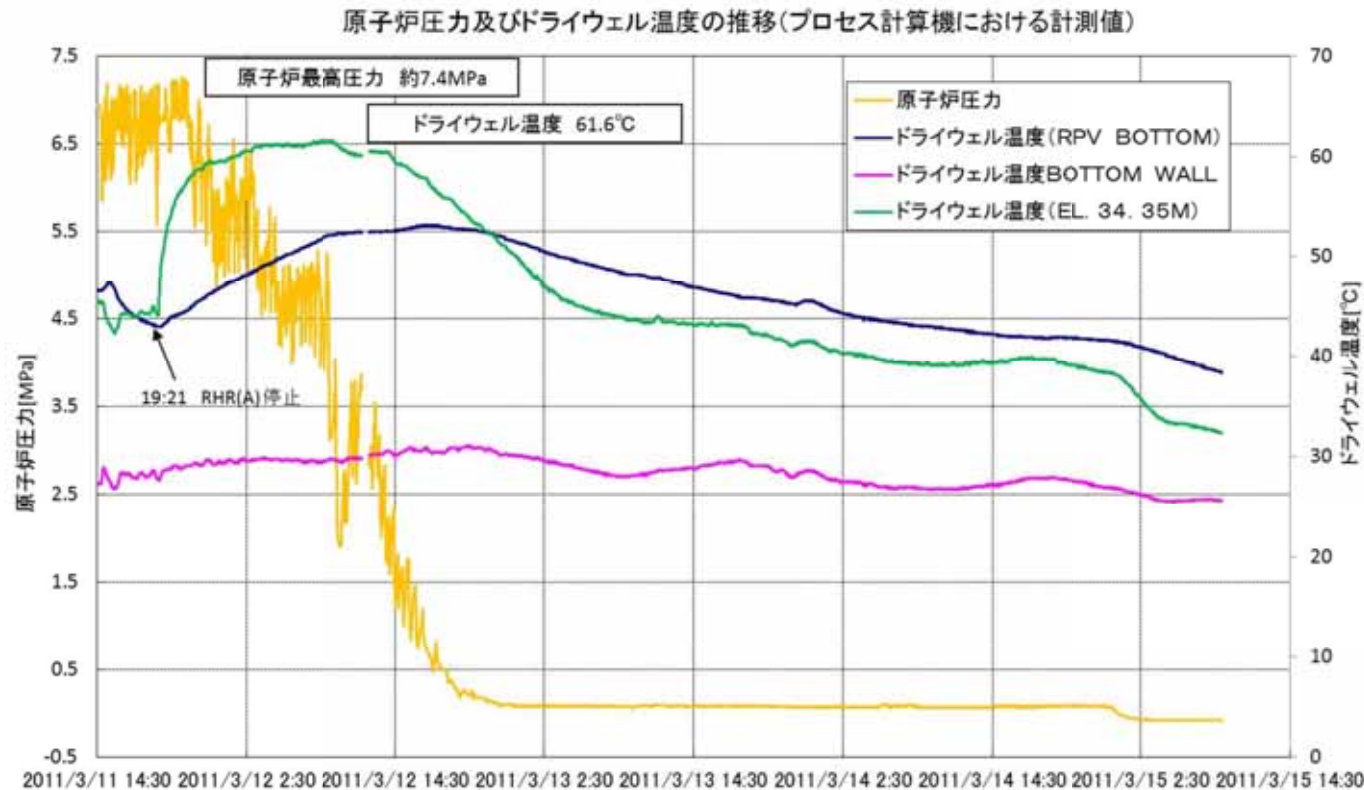
※1: 逃がし弁機能

※2: 自動動作回数(30回を含む)

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(2/8)



- 原子炉の最高圧力は約7.4MPaに留まり, 原子炉の冷却継続に伴い低下
- 原子炉格納容器(ドライウエル)の温度は61.6°Cに留まり, 原子炉格納容器の最高使用温度(171[°C])を十分下回り, 冷却継続に伴い漸次低下



1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(3/8)

○東北地方太平洋地震時，東海第二発電所は原子炉停止後の冷却過程*において，**原子炉格納容器温度が上昇した。**
(ただし設計値未満に留まる)

* 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水及び主蒸気逃がし安全弁による圧力制御を継続するため，サプレッション・プール冷却を優先的に継続した結果，格納容器上部(ドライウエル)の温度が上昇

震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の状況(実測値)

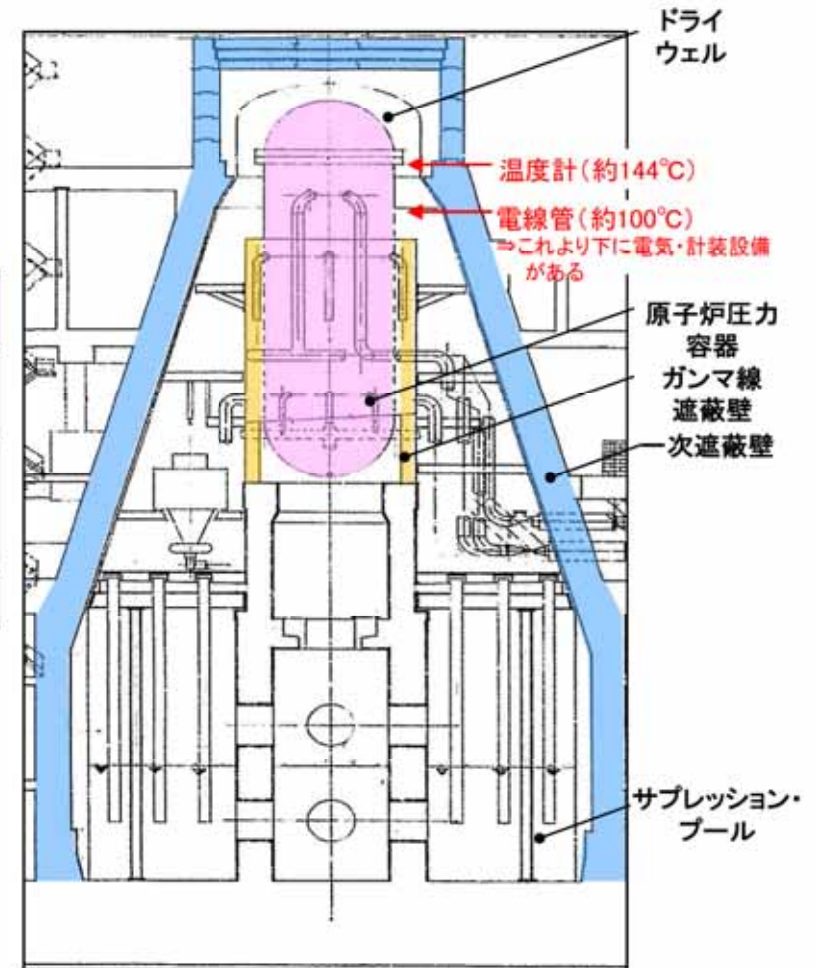
	ドライウエル 圧力	ドライウエル温度	サプレッション・ プール温度
震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※ ¹ (格納容器上部)	約22 °C
震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※ ¹ (格納容器上部) 約144 °C※ ² (格納容器頂部)	約55 °C
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C

※1: 電線管温度

※2: 原子炉圧力容器ペローシール部周辺温度

○温度上昇による**電気・計装設備の絶縁低下の影響**が考えられるため，電気・計装設備の絶縁低下影響を温度83.1°C *¹ / 継続時間約30時間 *²にて評価した結果，震災時における**温度上昇時間は短時間であり，健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。**

* 1: 最高平均温度 * 2: 温度上昇時間



ガンマ線遮蔽壁，一次遮蔽壁等の概要

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(4/8)

温度上昇により、コンクリートの強度及び遮蔽能力低下が考えられるため、原子炉格納容器頂部の最高温度である約144℃にて評価した結果、設計値を満足しており、温度制限値を超える期間は短時間であることから、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断

◆強度

特別点検の結果から、加熱冷却後における圧縮強度の提案式*1(200℃の加熱冷却後の圧縮強度残存比:0.93)を用いて評価した結果、設計値を満足

評価対象部位	特別点検結果(N/mm ²)	評価結果(N/mm ²)	設計値:設計基準強度(N/mm ²)
一次遮蔽壁*2	50.5	47.0	≥ 22.1

温度制限値(一般部:65℃)を超える期間は約79時間と短時間であり、既往の文献*3から影響がないと判断

◆遮蔽能力

コンクリートの結晶水が解放され始めるとしている190℃まで到達しておらず*4、建設記録から密度が小さいと想定される部位から採取したコアサンプルを促進乾燥させた特別点検の結果は設計値を満足

評価対象部位	乾燥試験前質量:実測値(g/cm ³)	特別点検結果:乾燥単位容積質量(g/cm ³)	設計値:密度(g/cm ³)
一次遮蔽壁*2	2.357	2.230	≥ 2.23

温度制限値(中性子遮蔽:88℃)を超える期間は約35時間と短時間であり、既往の文献*5から影響がないと判断

*1: 日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック(2017)」

*2: ガンマ線遮蔽壁のコンクリートは強度部材としての要求がなく、原子炉格納容器頂部から離れており、一次遮蔽壁にて遮蔽能力評価を実施

*3: 松沢他,コンクリート工学年次論文集「高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響(2014)」,長尾他,第48回セメント技術大会講演集「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究(1994)」

*4: 日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(2014)」

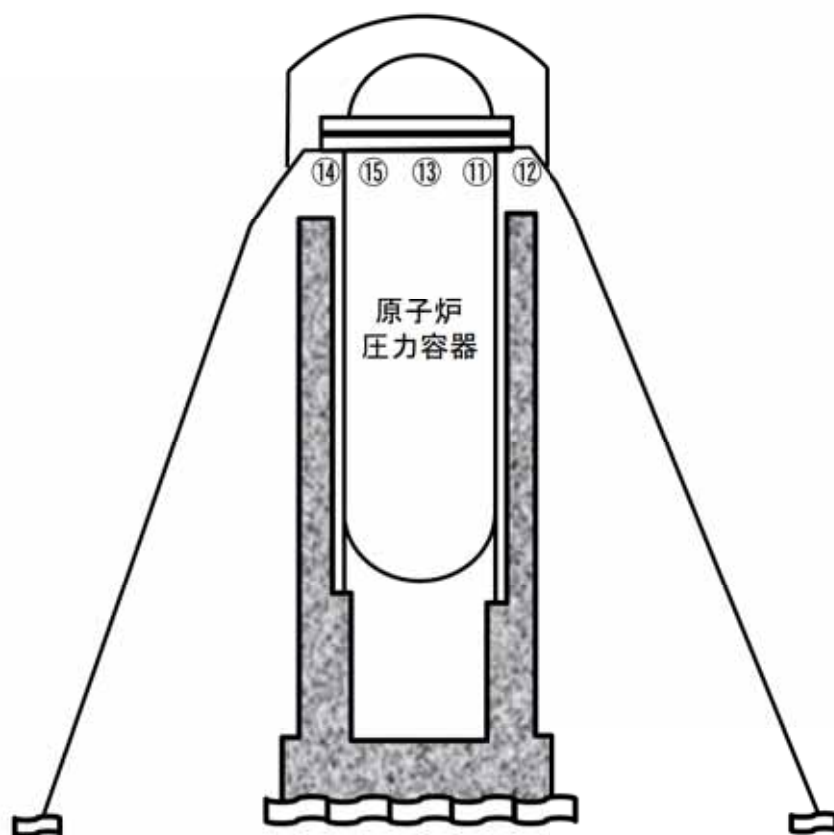
*5: 日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事(2013)」付2. JASS5N T-602コンクリートの乾燥単位容積質量促進試験方法

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(5/8)

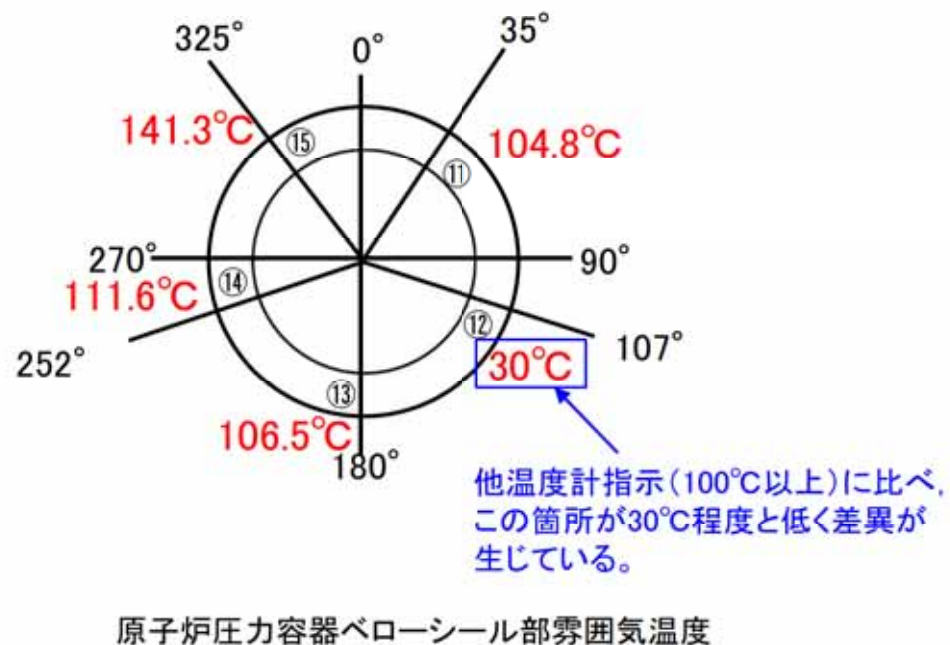
【SRV動作に伴う局所的な温度上昇による原子炉圧力容器への影響について】

- 局所的な温度上昇による原子炉圧力容器等への影響の確認
- SRV動作中、格納容器上部の原子炉圧力容器ベローシール部*で温度差が発生

* 格納容器上部の原子炉圧力容器ベローシール部雰囲気温度を測定



原子炉圧力容器ベローシール部雰囲気温度測定点



原子炉圧力容器ベローシール部の温度差の原因とその影響について

- 当該温度については、原子炉圧力容器の温度ではなく、原子炉格納容器内の原子炉圧力容器ベローシール部の雰囲気温度を計測したものであり、**温度差が生じているのは、局所的な温度上昇ではなく、温度低下による。**
- 一部の温度が低下している原因としては、ドライウェル内ガス冷却装置が3基(B, C, E)運転していたところ、非常用ディーゼル発電機2Cの停止に伴い、冷却装置B号機の単独運転になったため、**B号機の送気口に近い部分のみ温度が低くなったものと推定される。**
- 原子炉圧力容器のトップヘッドは保温材で覆われており、保温材外面の部分的な温度変化が一時的に生じた場合でも、**原子炉圧力容器自体の温度変化が起こるとは考えられない。**
(運転時の炉内温度と原子炉圧力容器外表面の温度は同じ状態であり、格納容器内雰囲気温度には影響されない)
- このため、**原子炉格納容器内の部分的な温度変化による、原子炉圧力容器のトップヘッドへの影響を考慮する必要はない。**

1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(7/8)

以下の状況から、震災時に主蒸気逃がし安全弁(SRV)は正常に動作しており、**原子炉格納容器等の健全性に影響を与えていないことを確認した。**

- 主蒸気逃がし安全弁は、プラント停止から冷温停止までの間、プラント停止直後過渡時及び原子炉隔離時冷却系・残留熱除去系等の原子炉冷却操作時に自動で30回動作し、また、運転員の操作により140回動作させることにより、**原子炉圧力容器の圧力を制御した。**
- その間の原子炉圧力容器の最高圧力は、約7.4[MPa]であり、**主蒸気逃がし安全弁の構造に影響を及ぼす圧力上昇は無かった。**
- 原子炉格納容器(ドライウエル)の温度は61.6[°C]であり、原子炉格納容器の最高使用温度(171[°C])以下であることから、**格納容器ドライウエルに蒸気が漏えいした疑いは低い。**
- 格納容器上部雰囲気物の最高温度(約144°C)を踏まえても、**各設備の健全性に影響を与えるものではないことを確認**
- 格納容器上部の雰囲気物温度には局所的な温度差が生じたが、**原子炉圧力容器の健全性に影響を与えるものではない。**

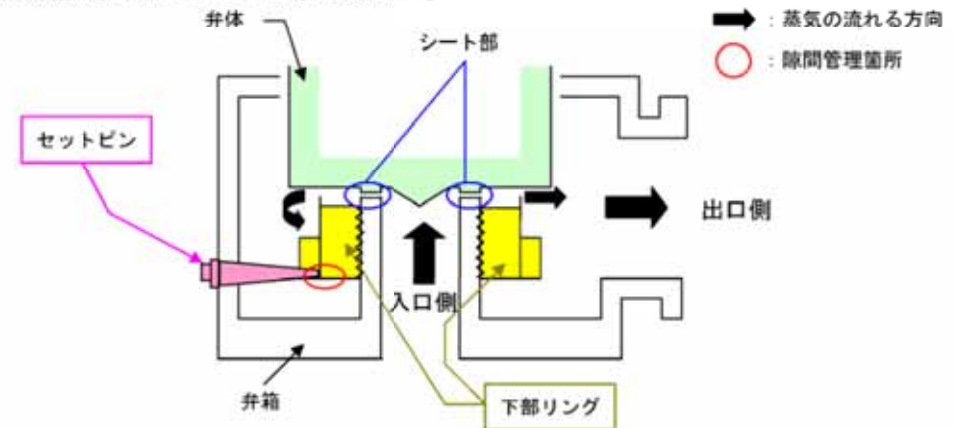
1. ③a 主蒸気逃がし安全弁の動作状況(8/8)

プラント停止後にSRV全数(18弁)を点検した結果は以下のとおりであり、一部のSRVに不具合は生じていたものの、**動作や機能に影響がなかったことを確認**した。

- 震災時に動作したSRV全数を取り外し、分解点検(分解後の目視点検、主要部品の寸法測定、部品の隙間測定)を行った。
- 分解点検では、**弁のフランジ面に漏れ跡は無く、SRVの動作により格納容器内に漏えいした形跡は無かった。**
- 分解点検において、**D弁の内部部品(セットピン)※が折損し、脱落していることを確認**した(平成24年9月お知らせ済み)。なお、D弁については、38回動作しているが、**弁の動作に異常は無かった。**
- セットピンを詳細に調査した結果、折損した原因は、セットピンを組み込む際にセットピンと下部リングとの間の隙間が大きかったため、弁動作時の振動によりセットピンに繰り返し疲労が発生したものと推定した。

※セットピンは、弁体の開き始めの動作を促進する部品である下部リングを固定しており、セットピンの不具合は、弁の動作に影響するものではない。

【主蒸気逃がし安全弁セットピン周辺の概略図】



「平成24年9月お知らせ資料」より抜粋

2. 第25回施設定期検査の状況

【施設定期検査による健全性確認】

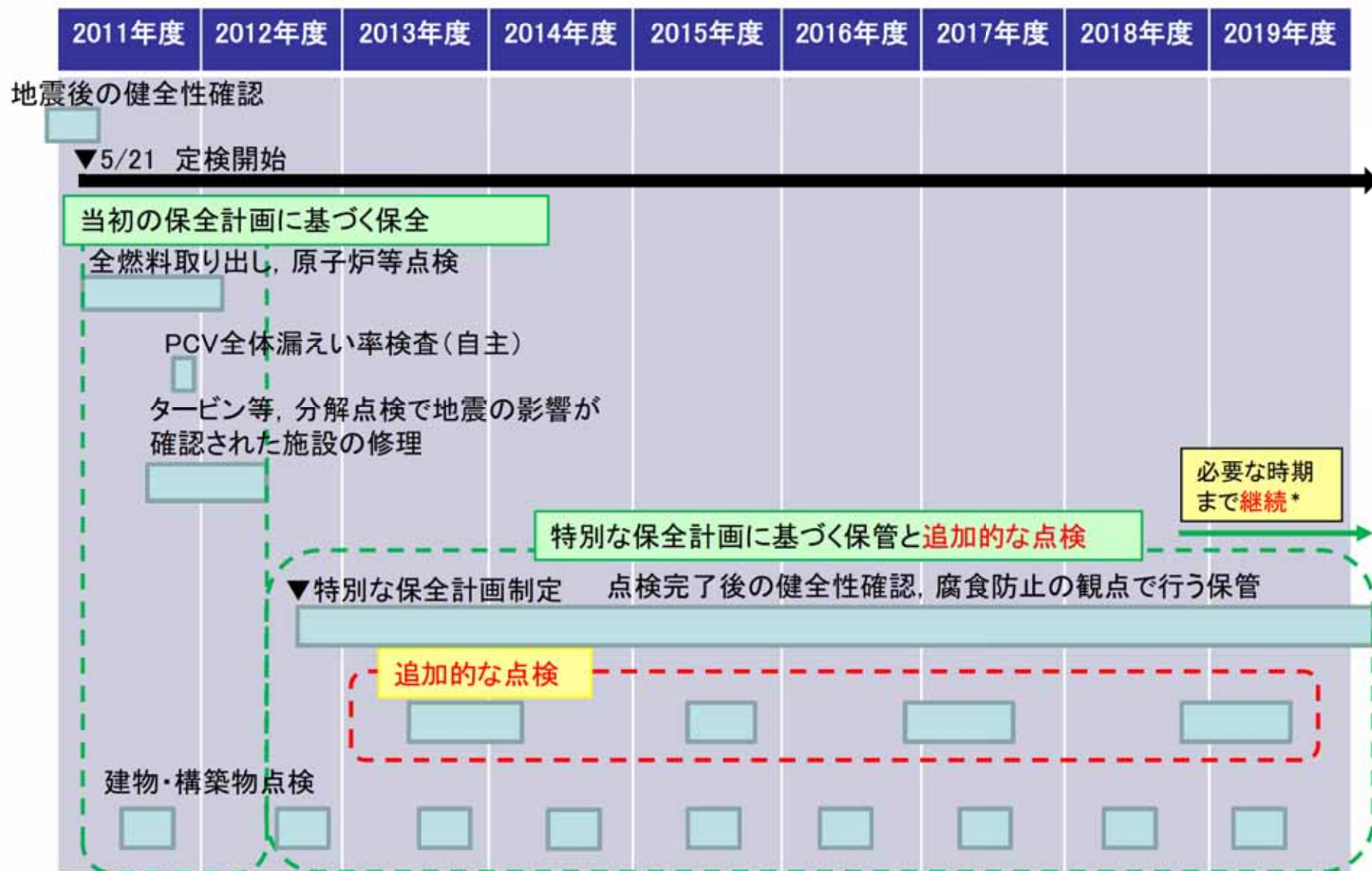
- 視点・目的：技術基準への適合性を確認。
- 実施時期：平成23年5月21日～ 現在
- 対象・方法：保安規定 第8章(保守管理)に基づき、計画された約8000機種[※]の建物・構築物、機器等の保全を実施。
(当初の保全計画に基づく保全)

上記の一環で実施する計画的な機器の分解点検や建物・構築物の詳細な外観点検で、地震の影響による損傷等の有無を確認。(損傷等が確認されれば、品質保証システムにより不適合管理で適切な対策、是正措置を実施。)

【その他】

- 現在、発電所は長期停止となっていることから、保安規定に基づく特別な保全計画を策定し、従来の保全計画に追加して実施している。

2. ① 第25回施設定期検査の概要(2/2)



*今後、発電所の運転を再開する場合は、新設の設備も含めて必要なすべての点検・検査を実施する。

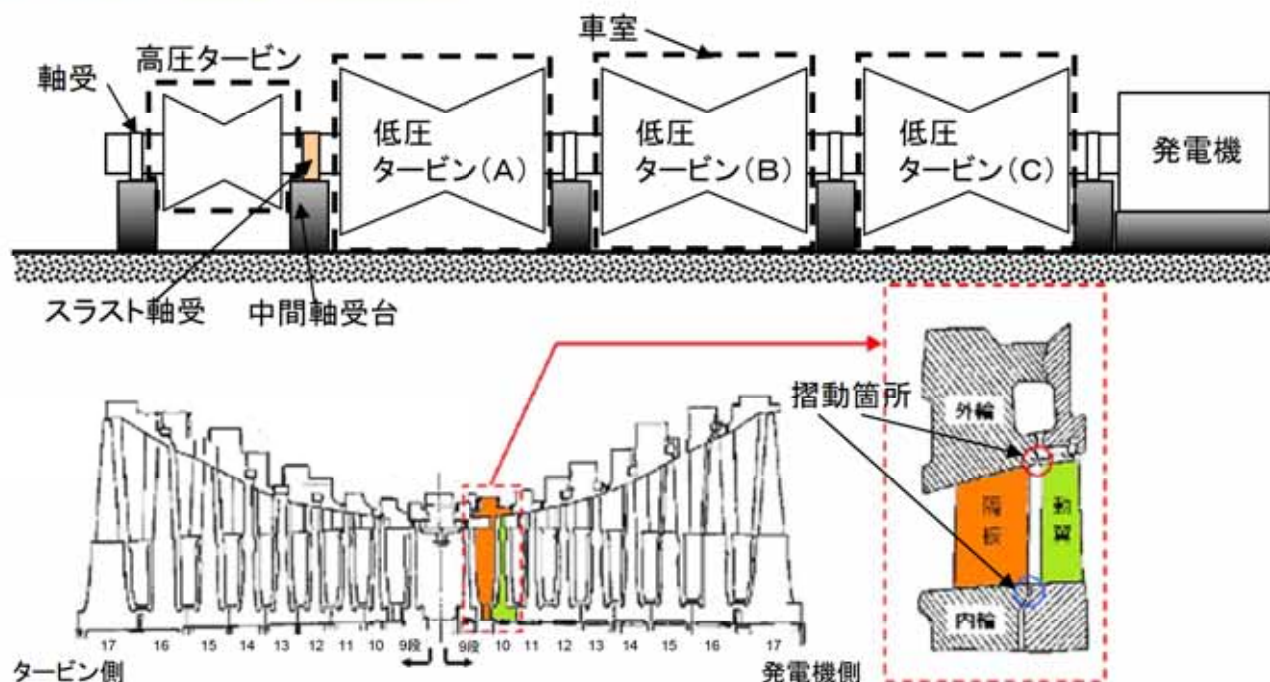
機器の点検結果

- 安全上重要な設備(耐震クラスSクラス)の地震による損傷は認められなかった。
- 地震による損傷が認められた設備はタービン・発電機設備等の一部で、耐震クラスB, Cクラスの設備であった。
- 地震の影響による損傷が確認された施設は、修理を完了している。
- なお、地震後の健全性確認で異常のないことは確認したが、念のため、原子炉格納容器の全体漏えい試験により健全性を確認した。原子炉格納容器全体漏えい率検査を自主的に実施し、異常のないことを確認した。

判定基準:0.4%/日以下に対し、検査結果:0.06%/日

2. ② 第25回施設定期検査の結果(2/6)

地震の影響が確認された機器



動翼の損傷(全周)

低圧タービンA動翼(13段)



内外輪の摺動傷(全周)

低圧タービンA隔板(9段)



摺動傷(全周)

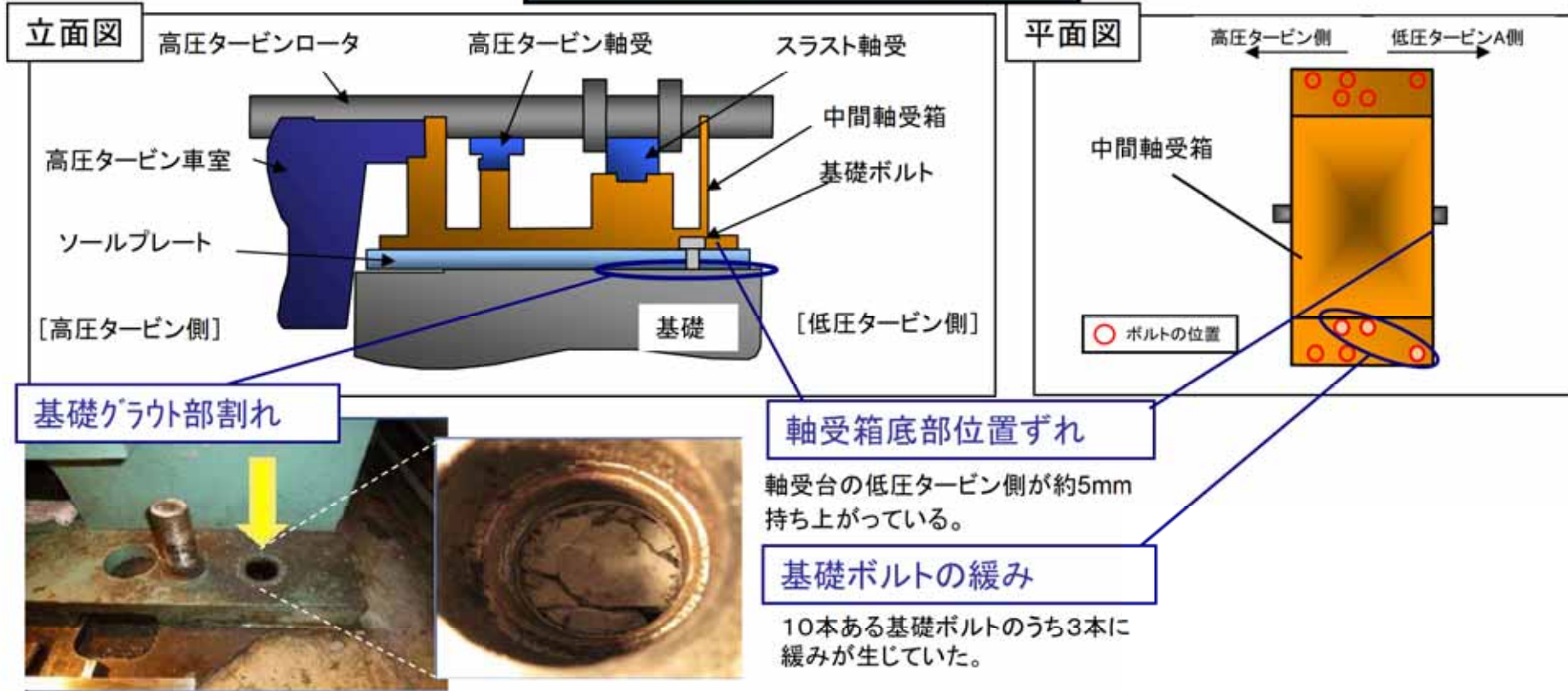
低圧タービンA動翼(9段)

	タービン側損傷状況	発電機側損傷状況	対応
低圧A	9～11段全数に摺動傷, 変色 12～14段全数に摺動傷	9～11段全数に摺動傷, 変色 12～14段全数に摺動傷	9～11段動翼取替, 隔板手入れ 12～14段動翼, 隔板手入れ
低圧B	9～11段全数に軽微な摺動傷	9～11段全数に軽微な摺動傷	9～11段動翼, 隔板手入れ
低圧C	摺動傷なし	9～11段全数に軽微な摺動傷	9～11段動翼, 隔板手入れ
高圧	軽微な摺動傷	4段隔板の一部(ノズル翼)脱落 軽微な摺動傷	4段静翼製作・設置 手入れ
軸受	中間軸受台基礎部損傷		基礎部等修理

2. ② 第25回施設定期検査の結果(3/6)

地震の影響が確認された機器

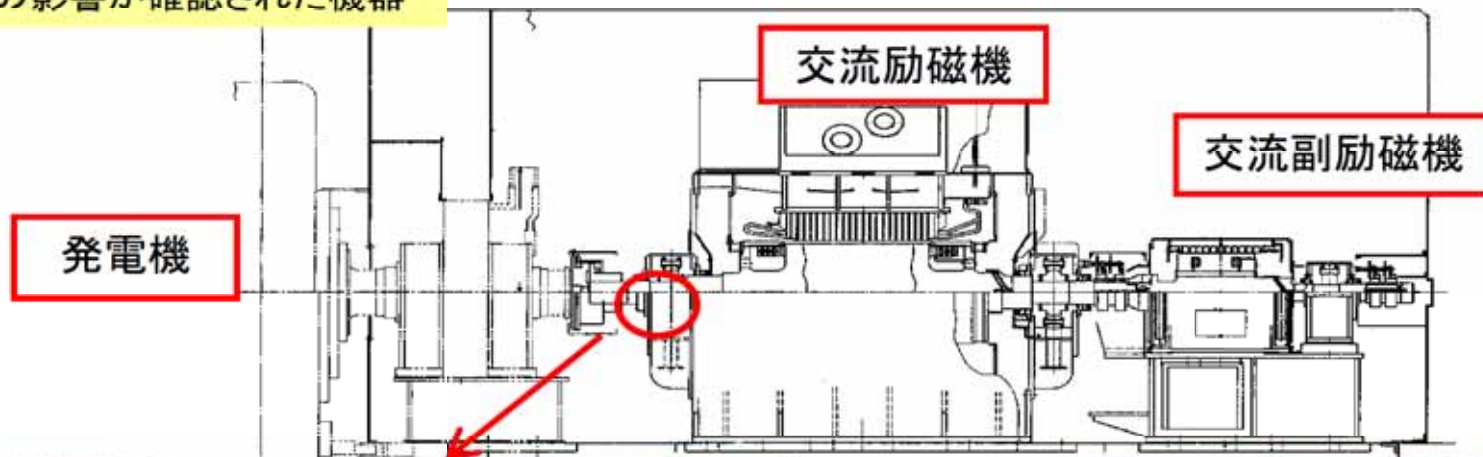
タービン 中間軸受台点検状況



中間軸受箱の移動には高圧タービン車室を吊上げる必要があるため、高圧タービンを吊上げた後、中間軸受台を取外して基礎部の点検を実施するとともに修理を行った。

2. ② 第25回施設定期検査の結果(4/6)

地震の影響が確認された機器



コプフレックスカップリングのボルトが交流励磁機外側油切りに接触



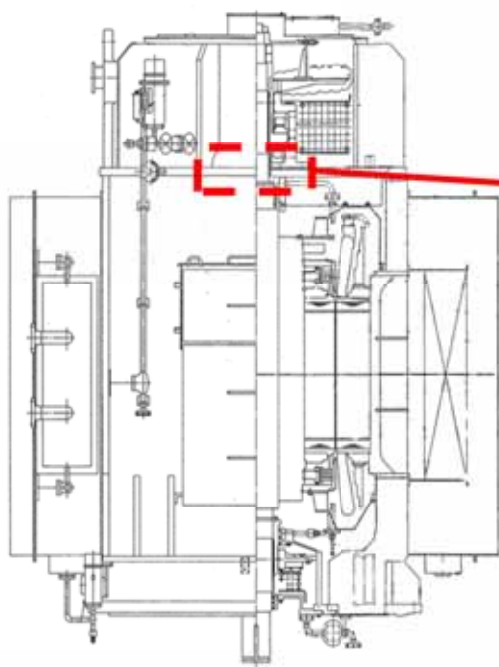
交流励磁機外側油切り接触部拡大

接触が確認された部位については、ボルト交換、手入れ等の修理を行った。

2. ② 第25回施設定期検査の結果(5/6)

地震の影響が確認された機器

原子炉再循環ポンプ(B)電動機



油切り



拡大図



原子炉再循環ポンプ(B)モータ

- ・ 原子炉再循環ポンプ (B) 電動機上部油切りと主軸に擦れ痕が確認された。水平展開として(A)電動機も点検した結果、同様の擦れ痕が確認されたため、合わせて修理を実施した。

建物・構築物の保全

- 毎年、全ての建物・構築物について、外観点検を実施している。
(全ての部位を目視により確認し、全てのひび割れ、塗膜剥離等を確認し、
前回の点検記録と比較すること等により維持管理している。)
- 点検の結果、ひび割れ等が確認された場合は、位置、分布、幅などからひび割れ等を分類し、更に設備重要度を踏まえ時期を決定して修理を実施している。
 - 構造強度やその他機能に影響するひび割れ等が確認されれば、早期に修理を行うこととしている。
 - その他、修繕を必要とするひび割れ等については、概ね5年以内に修理等を行っている。
- 適時、中性化、圧縮強度、塩分浸透等の測定や試験を実施し、経年的な傾向も把握している。
- これらの保全を継続することで、建物・構築物の健全性を維持している。

建物・構築物の点検結果

- 安全上重要な施設(耐震クラスSクラス)の地震の影響による損傷等は認められなかった。
- 地震後の点検において、構造強度やその他機能に影響するひび割れ等は認められなかった。

3. 長期間の停止対応

【特別な保全計画による健全性確認】

- 視点・目的: 長期停止中も通常の運転サイクルにおける定期検査と同様に点検しプラントの健全性を確保。
- 実施時期 : 平成24年12月8日～現在
- 対象・方法: 保安規定に基づく「特別な保全計画」(*)を定め、健全性確認、保管及び追加的な点検を実施。
具体的には、電気技術指針(JEAG)を参考に社内規程を定めている。

* 保安規定 第8章 保守管理

7. 3特別な保全計画の策定

(1)組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

JEAG4210 保守管理指針(特別な保全計画の策定【例示】)

特別な保全計画には、長期停止となった場合に計画する、構築物、系統及び機器の保管、並びに点検・補修等完了後の試験的なプラント起動及びその後の設備全体の健全性確認等がある。

なお、構築物、系統及び機器の保管例として、腐食防止、凍結防止などの観点から行われる乾燥保管、真空保管、満水保管、循環運転による保管等がある。

また、長期停止中に運転状態にある機器や保管状態で劣化が想定される機器について追加的な点検を計画する場合がある。

特別な保全計画に定める内容

● 健全性確認

- 保全計画に基づき分解点検，校正等の保全を行うと，次は機器レベル（ポンプ，電動機，弁，計器等）で試運転を実施する。その後，系統レベルで健全性確認運転を実施する。
- 「健全性確認」として，長期停止となった後も，安全重要度の高い系統は，頻度を決めて，継続的に系統レベルの健全性確認運転を行っている。

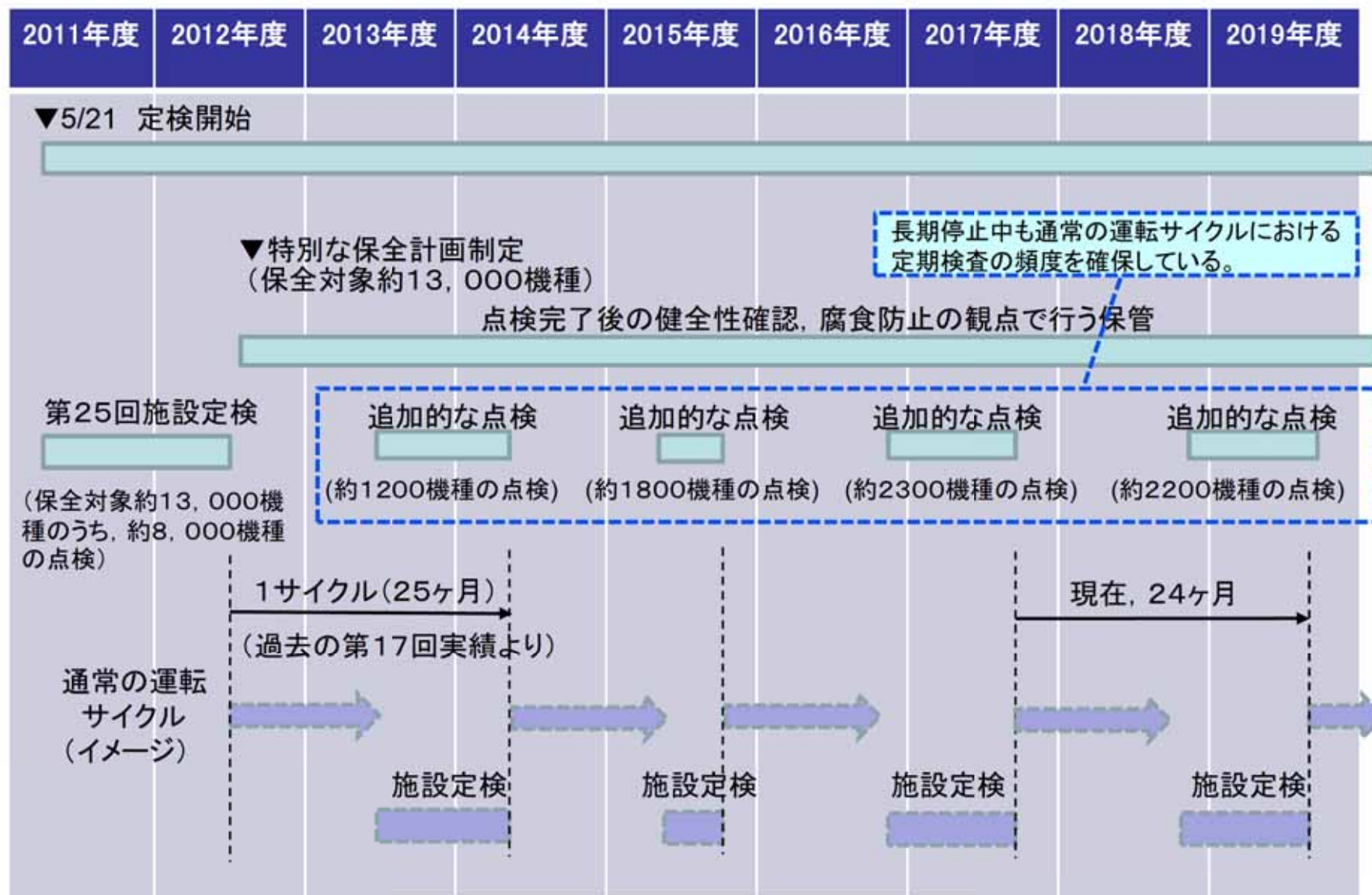
● 保管

- 保全計画に基づく保全を実施した以降，長期停止の影響で原子炉施設に腐食・減肉が進行しないよう措置している。
- これを「保管管理」として，系統ごとに内部流体の種類，腐食環境の回避，水質管理により，原子炉施設を維持している。

● 追加的な点検

- 使用済燃料を冷却するための機器，発電所の放射線を監視するモニタ，換気装置等は，長期停止中であっても機能が要求される。また，循環水ポンプ等は，停止中の機能要求はないが，海水中に設置されているため，長期停止期間中に腐食が進行する。
- このため，「追加的な点検」として，停止時に機能要求があるものは従来の頻度方式で保全を，また，停止中の劣化の進行を勘案した保全を実施している。

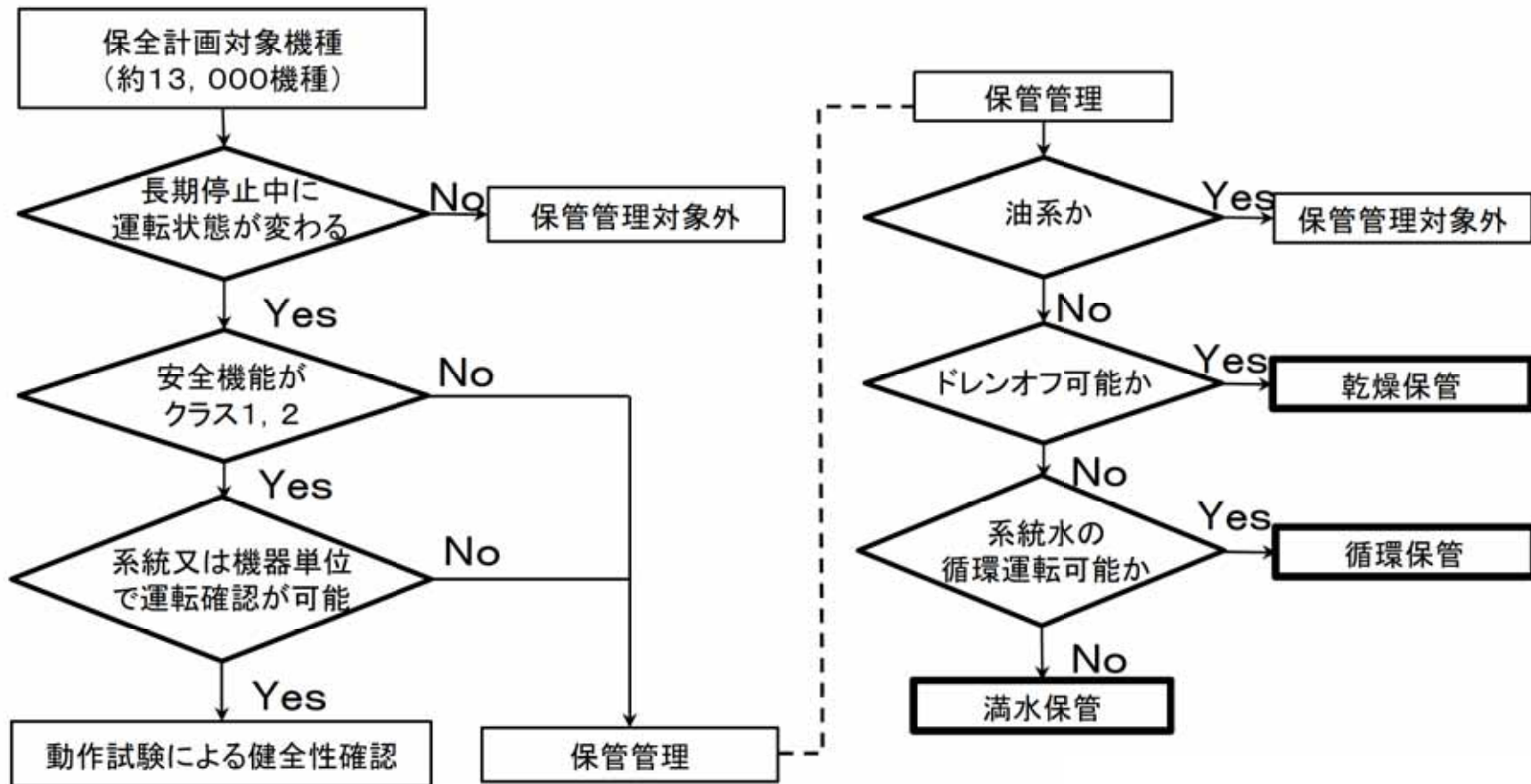
3. 長期間の停止対応(3/7)



3. 長期間の停止対応(4/7) (健全性確認, 保管)



- 以下のフローにより, 健全性確認の対象と保管方法を決定している。



3. 長期間の停止対応(5/7) (健全性確認, 保管の例)



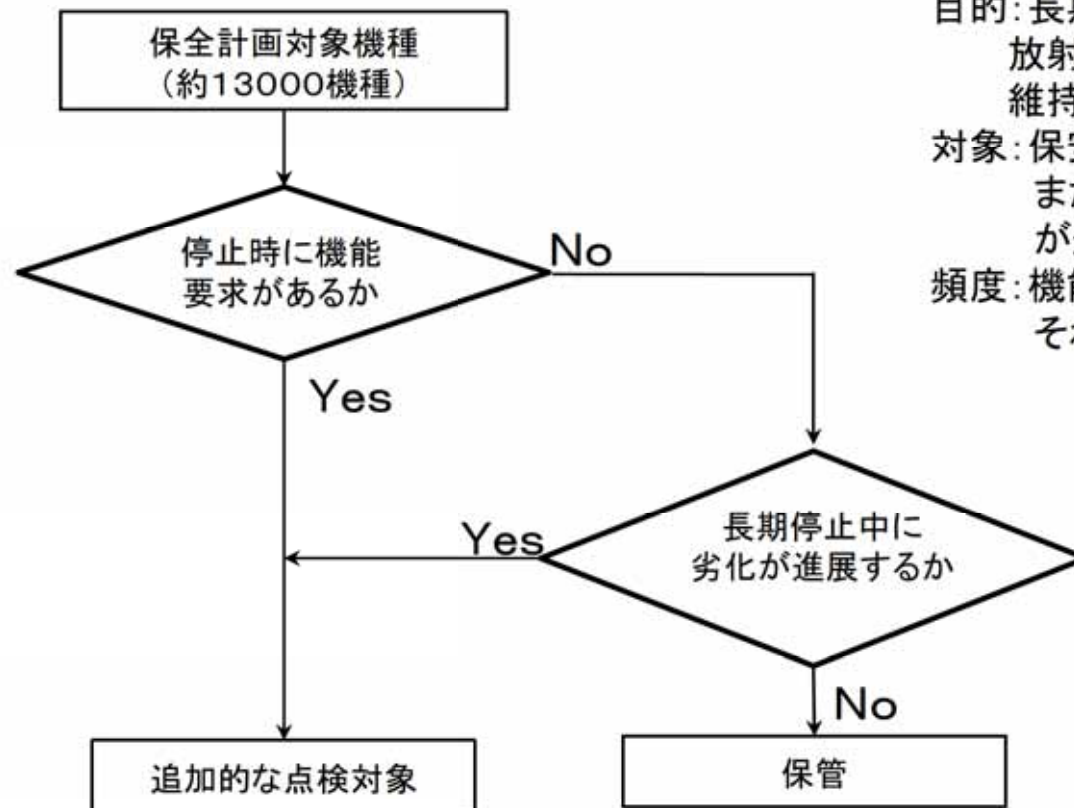
系統	頻度	健全性確認, 保管管理
原子炉	水質確認(1回/週)	満水保管 ※1
主蒸気系		乾燥保管
タービン・発電機		乾燥保管
非常用ディーゼル発電機	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
非常用炉心冷却系	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
水素酸素発生装置		循環保管

※1: 原子炉開放中と閉鎖中で満水状況が異なる。現在は原子炉を閉鎖している。

※2: 現在は長期停止期間中であるため、保安規定に基づきプラント停止中に待機状態を要求されている対象機器のみ健全性確認を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持するため特別な保全計画を定め、その中で通常運転中の定期試験と同様の頻度及び対象機器について健全性確認を実施している。

3. 長期間の停止対応(6/7) (追加的な点検)

- 追加的な点検は以下のフローに基づき対象機器を決定する。
- 機能要求があるものは、本来の頻度を守って保全を行う。
- 停止中に劣化が進行するものは、進行状況を勘案し点検時期を決める。



目的: 長期停止中であっても、使用済燃料の冷却、放射線管理、電源確保等、発電所の保安を維持するため。

対象: 保安規定で要求される系統に属するもの。
また、機能要求がなくても、環境的に劣化が進行するもの。

頻度: 機能要求があるものは長期停止前の頻度。
それ以外のものは、個別に定める。

3. 長期間の停止対応(7/7) (追加的な点検の例)



系統	追加的な 点検頻度 ※1	保全方式
海水系機器 ○残留熱除去系熱交換器 ○残留熱除去系海水ポンプ ○補機冷却海水系ポンプ	2サイクル 同上 同上	非破壊検査 分解点検 分解点検
空調設備	2ヶ月	状態監視等
モニター, 計器類	1サイクル	校正
残留熱除去系海水ポンプ電動機	4サイクル	分解点検等
非常用ディーゼル発電機	1サイクル	分解点検

※1: 現在は長期停止期間中であるため、点検周期がサイクルとなっているものは第25回施設定検中に1度点検を実施すればよいが、長期停止期間中の施設の健全性を維持するため、仮想の運転サイクルを決めて追加的な点検を実施している。

仮想の運転サイクルは、当初、過去の実績で最大の第17回定検(12ヶ月、運転13ヶ月)の25ヶ月としたが、現在では、運用のし易さ等から24ヶ月サイクルとしている。

