

東海第二発電所 施設の健全性

平成29年8月22日

日本原子力発電株式会社

目次

1. 東北地方太平洋沖地震による原子炉施設への影響	3
(1) 地震直後の原子炉施設の健全性確認	
① 地震による影響	
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	
a. 既往の津波評価	
b. 津波観測記録	
c. 施設の浸水状況	
(2) 第25回施設定期検査の状況	
① 第25回施設定期検査の概要	
② 第25回施設定期検査の結果	
(3) 長期間の停止対応	
2. 高経年化対策の実施状況	58
(1) 東海第二発電所の高経年化対策	
(2) 高経年化技術評価の実施方法	
(3) 高経年化技術評価結果(30年時点の評価)	
(4) 長期保守管理方針	
【参考】 運転期間延長認可申請に必要な評価について	

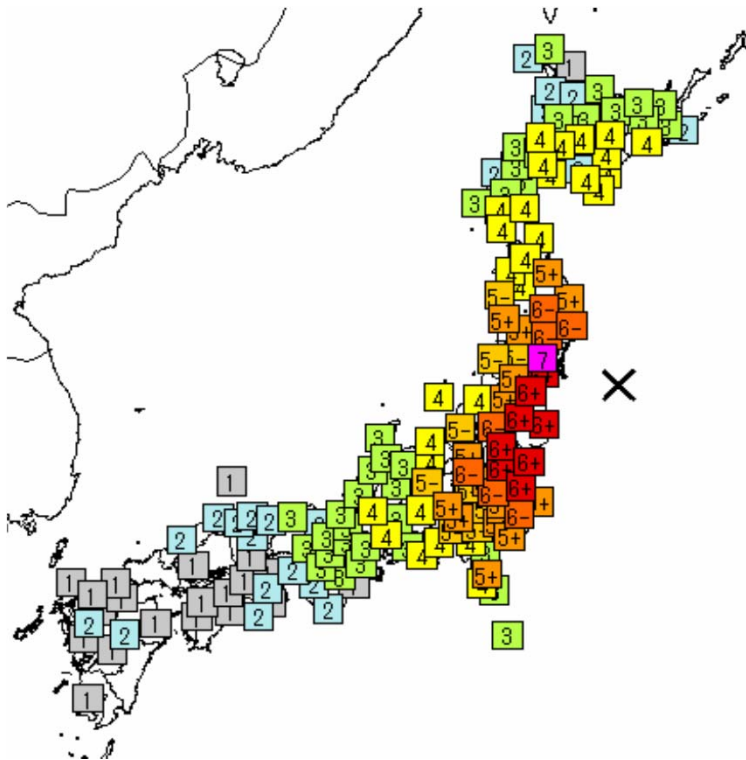
-
1. 東北地方太平洋沖地震による原子炉施設への影響
 - (1) 地震直後の原子炉施設の健全性確認

1. (1) ① 地震による影響

1. (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

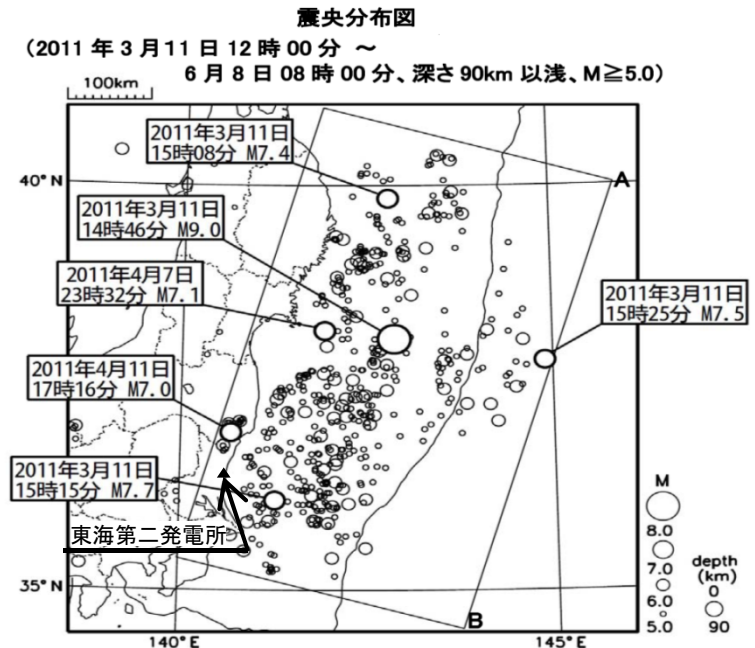
- ・ 定格熱出力一定運転中のところ「タービン振動大」により原子炉停止。
- ・ 外部電源喪失。（所内電源は非常用ディーゼル発電機により確保。）

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. (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。)

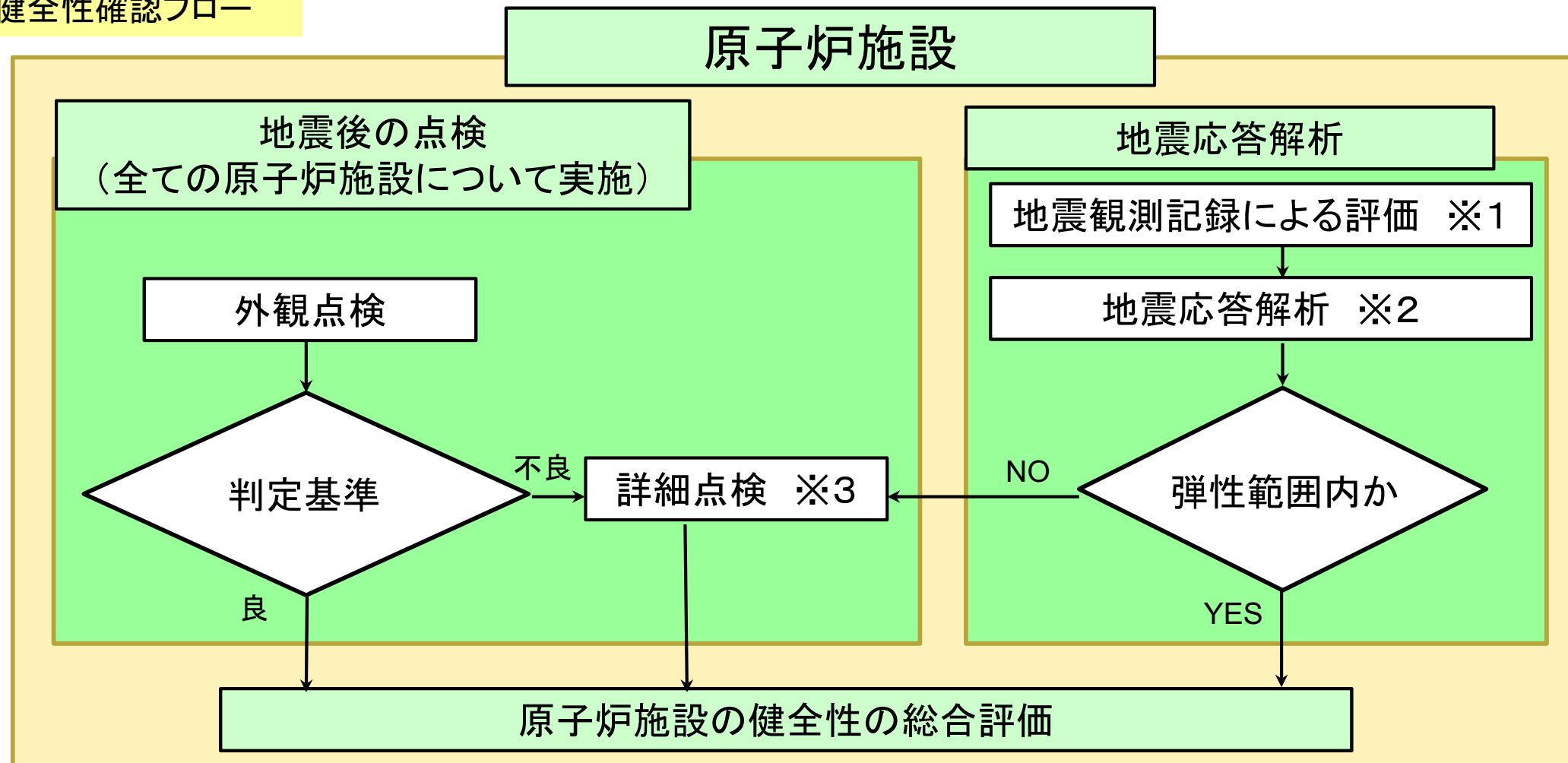
※工認: 工事の計画の認可(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第四十三条の三の九)

【詳細点検】

- 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. (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。

1. (1)①c-1 施設の外観点検(1/12)

【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。

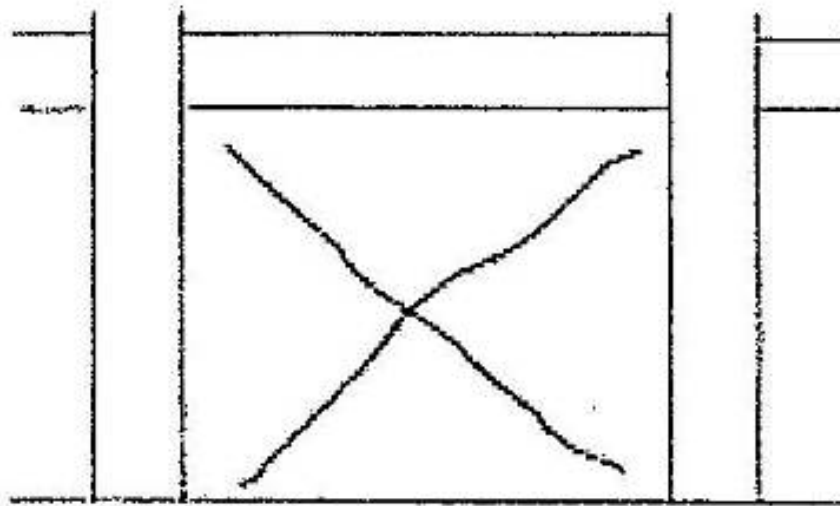
【機器】

- 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。

1. (1)①c-1 施設の外観点検(2/12)(建物・構築物)

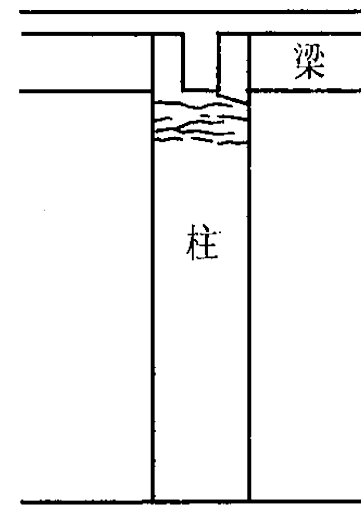
建物・構築物判定基準

- 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。



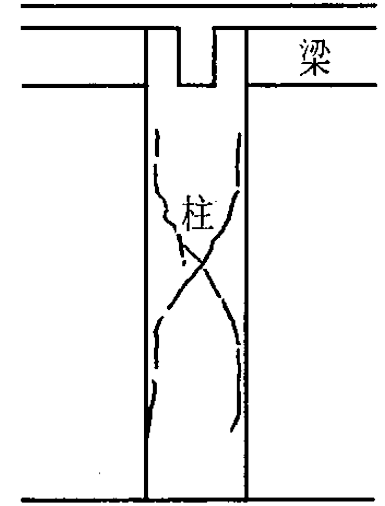
【壁に生じる地震時ひび割れ発生例】

【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. (1)①c-1 施設の外観点検(3/12)(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. (1)①c-1 施設の外観点検(4/12)(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. (1)①c-1 施設の外観点検(5/12)

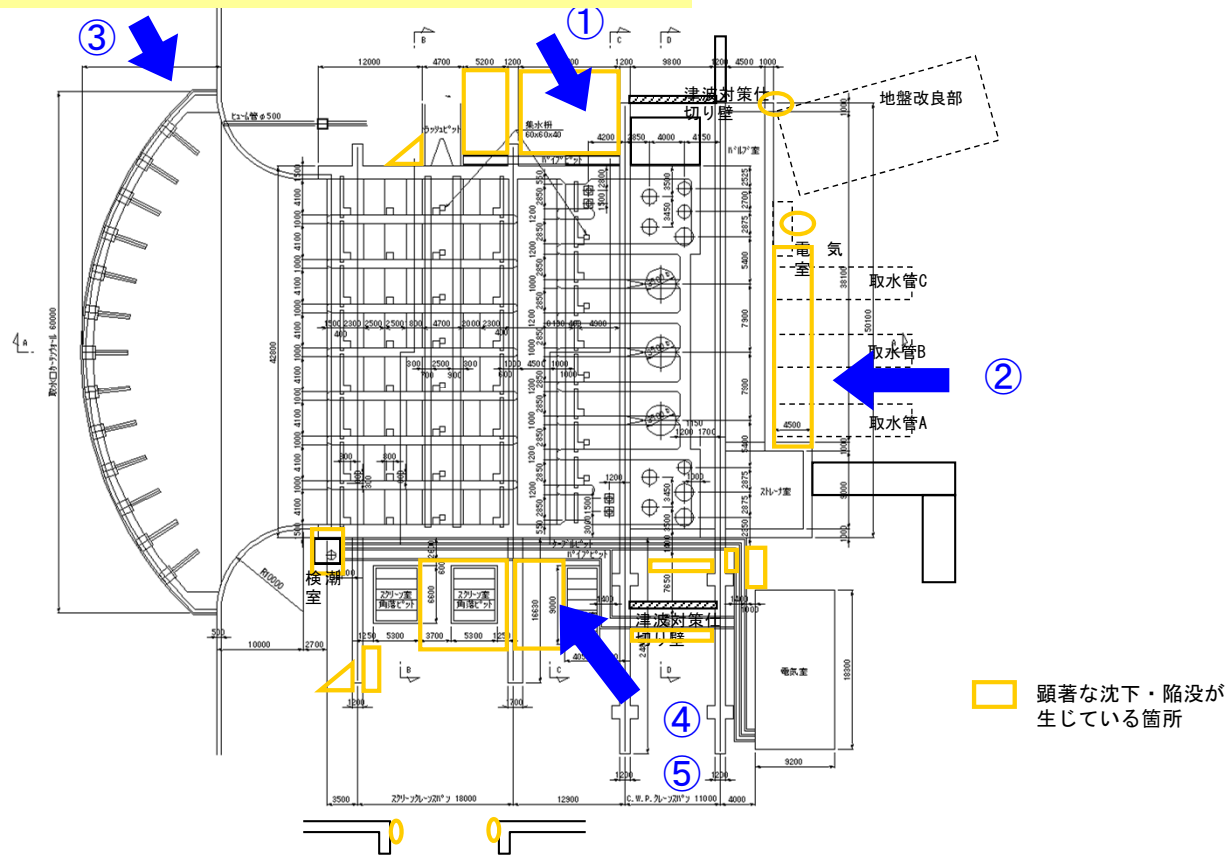
建物の外観点検の結果(屋内開閉所)



遮風壁室上部張出部のコンクリートが剥離・剥落

1. (1)①c-1 施設の外観点検(6/12)

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. (1)①c-1 施設の外観点検(7/12)(機器)

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。

1. (1)①c-1 施設の外観点検(8/12)(機器)

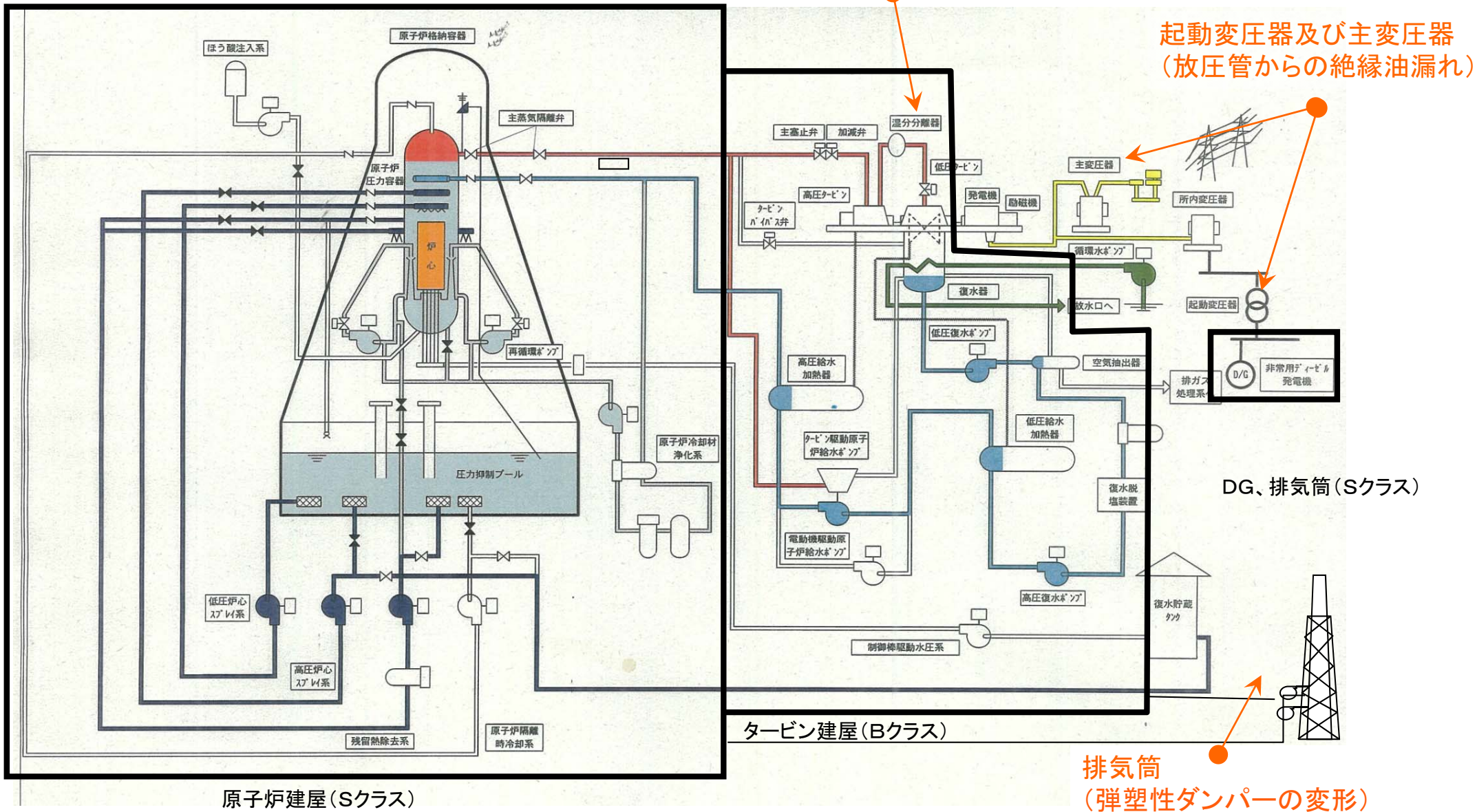
機器の外観点検の結果

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。

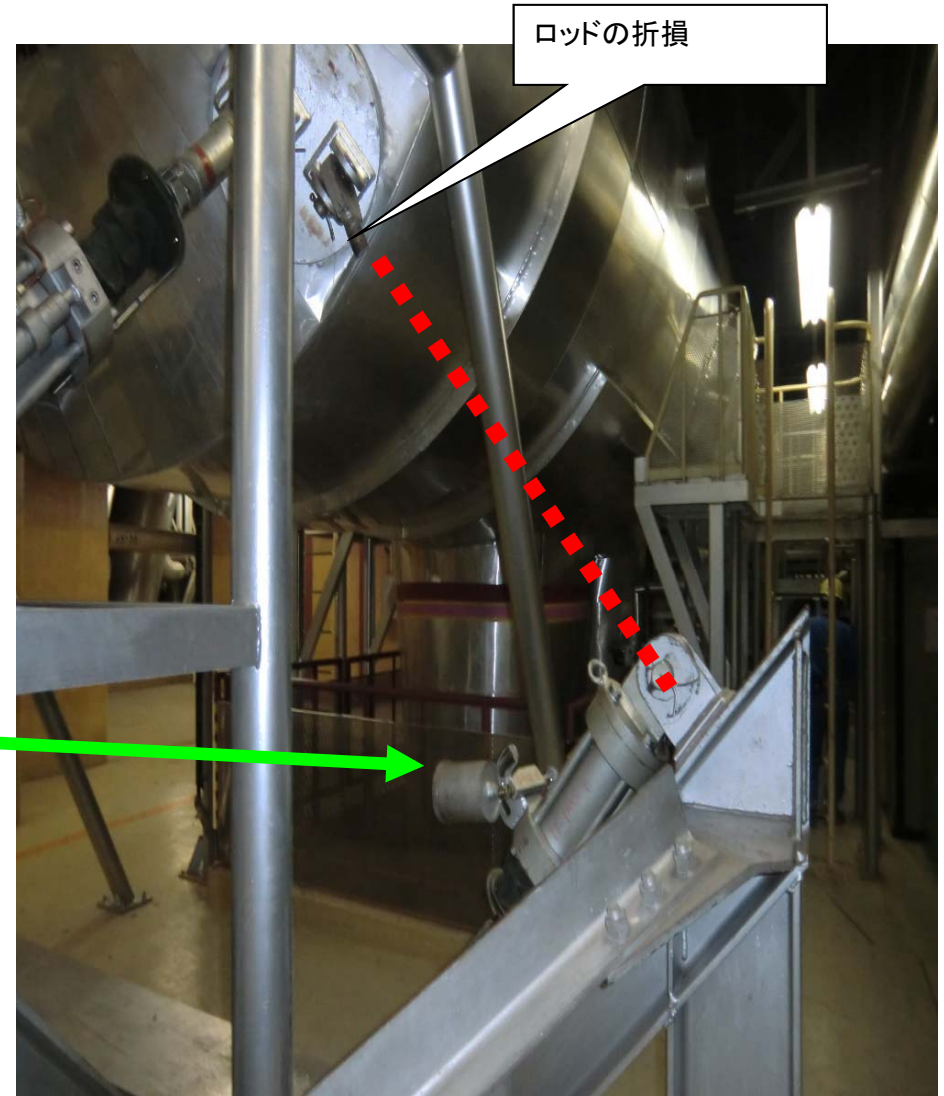
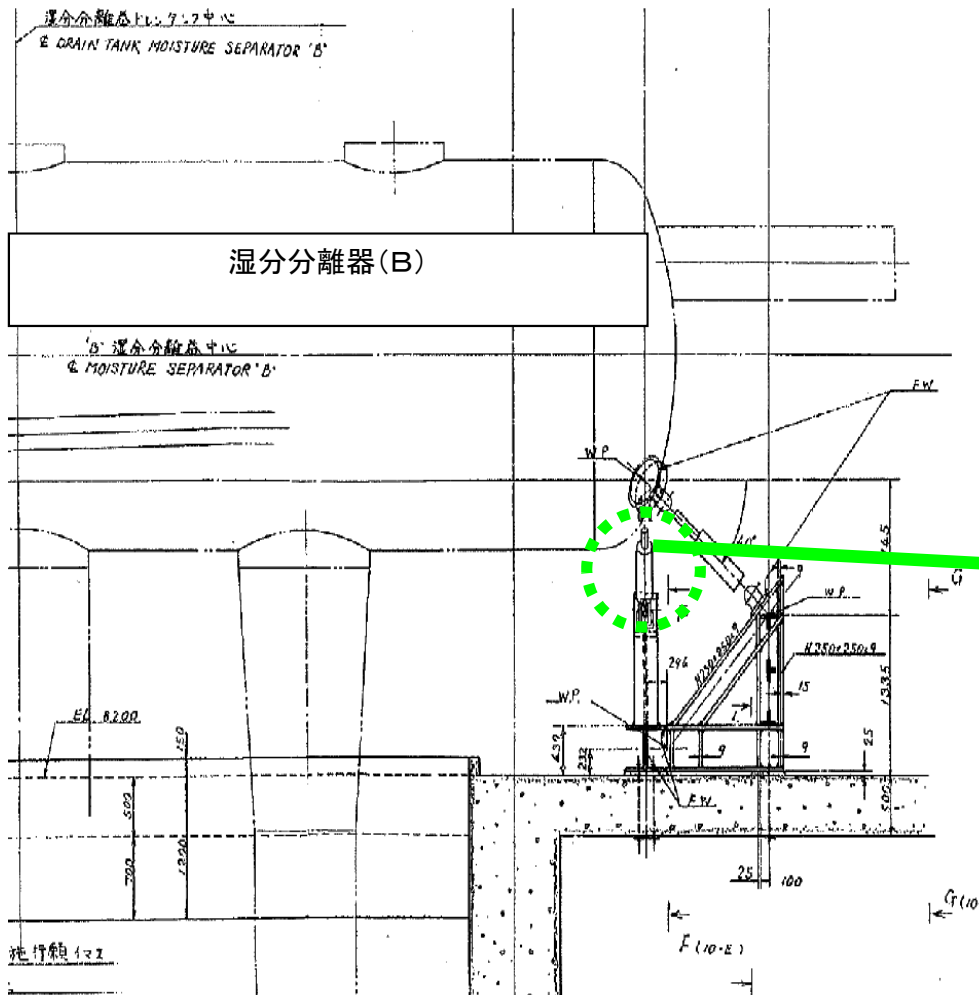
1. (1) ①c-1 施設の外観点検(9/12)(機器)

外観点検の結果、損傷等が確認された機器



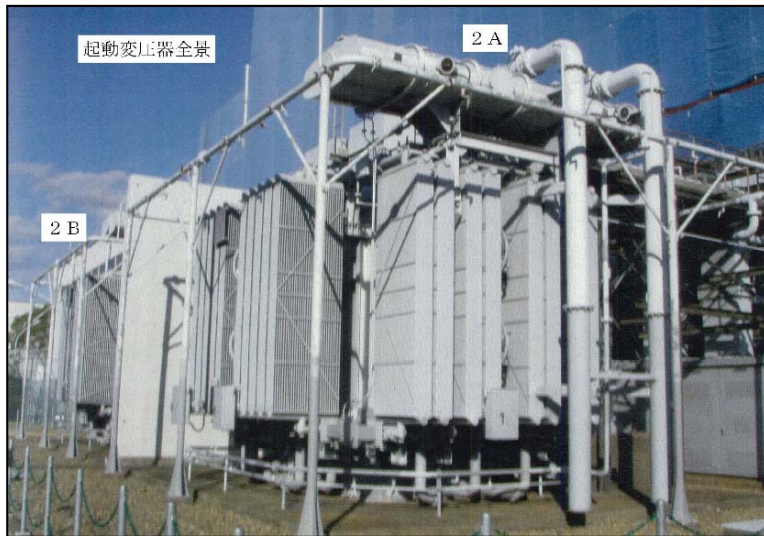
1. (1)①c-1 施設の外観点検(10/12)

機器の外観点検の結果(タービン湿分分離器)



1. (1)①c-1 施設の外観点検(11/12)

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



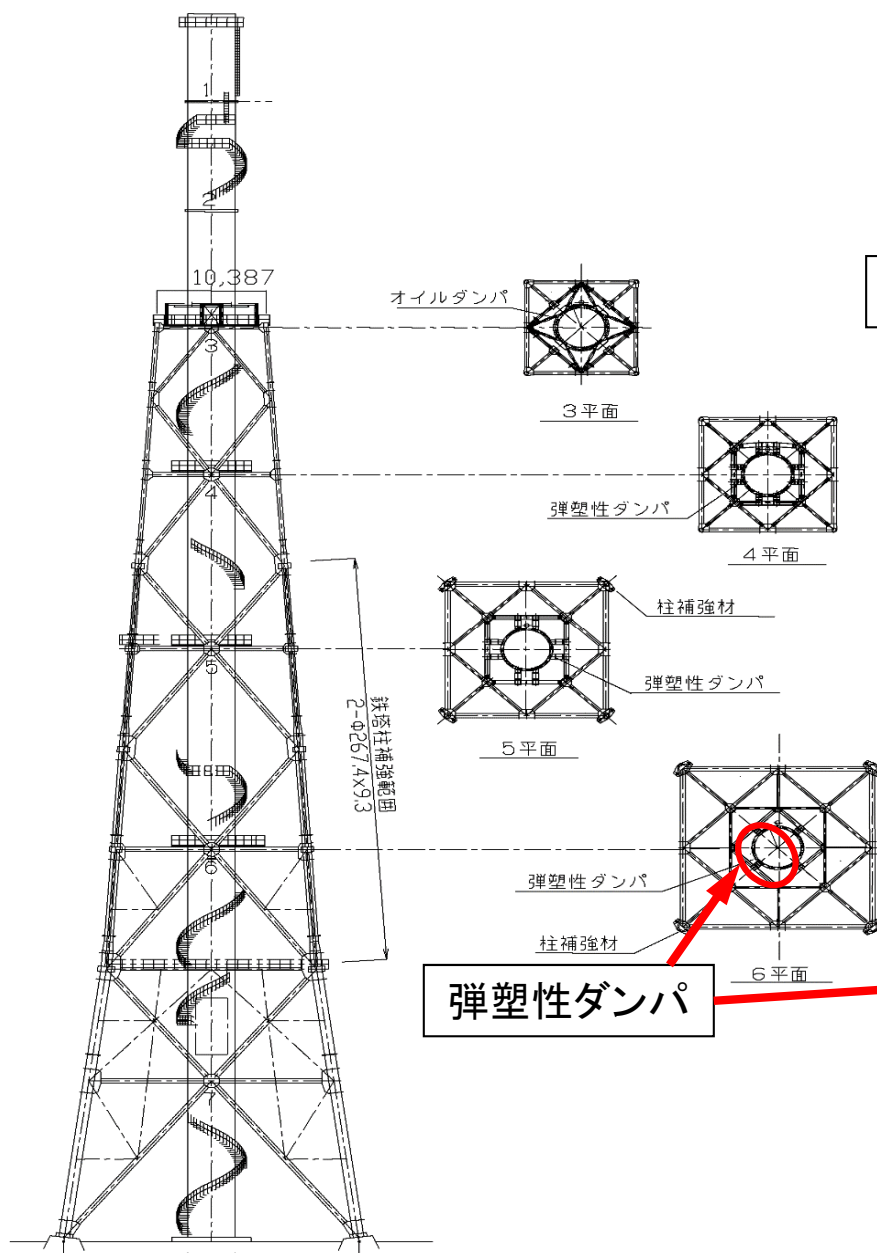
起動変圧器2A



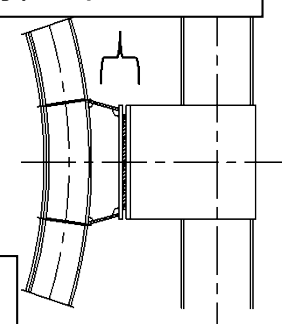
起動変圧器2B

1. (1)①c-1 施設の外観点検(12/12)

機器の外観点検の結果(排気筒)

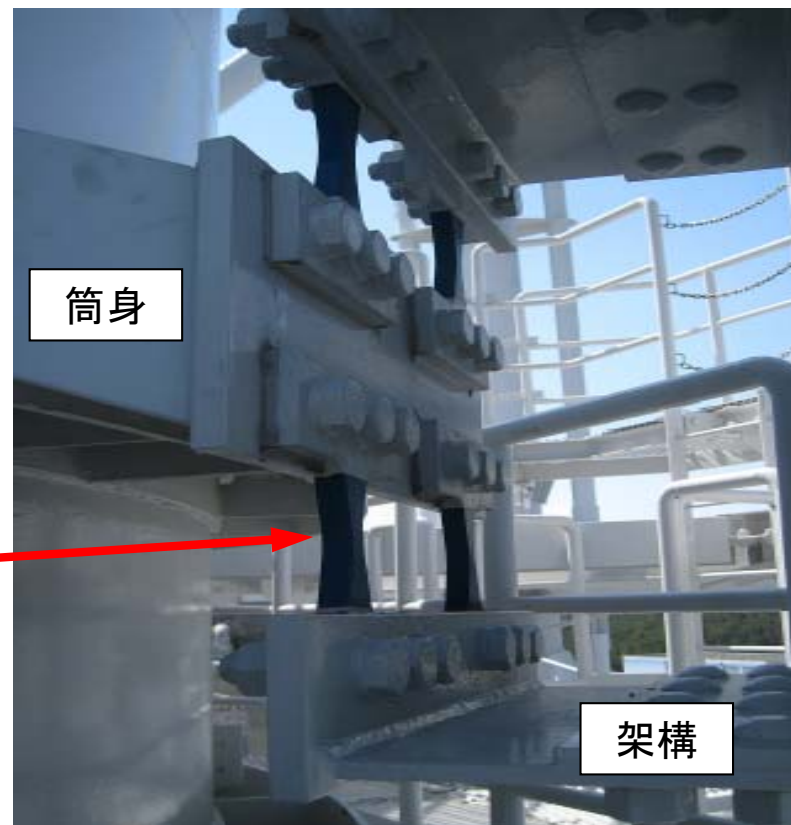


弾塑性ダンパ



筒身

弾塑性ダンパー部拡大図



1. (1)① c-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、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						

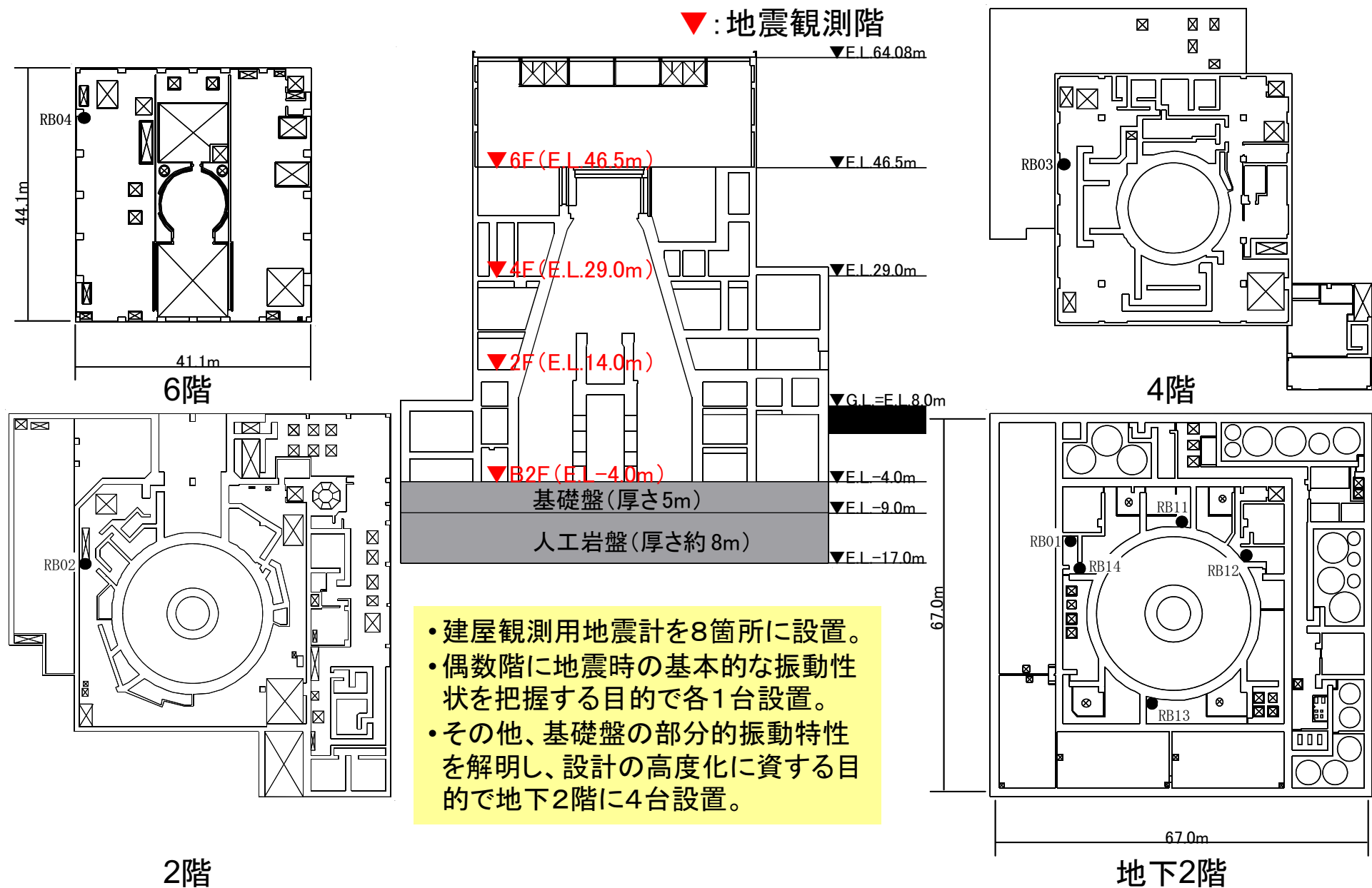
※地下2階には基礎盤の部分的振動特性の解明を目的とし、更に4つの観測点を設置している。

※1:エルセントロ波やタフト波を $180\text{cm}/\text{s}^2$ 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($600\text{cm}/\text{s}^2$)による解析結果

1. (1)① c-2 地震観測記録による評価(2/5)

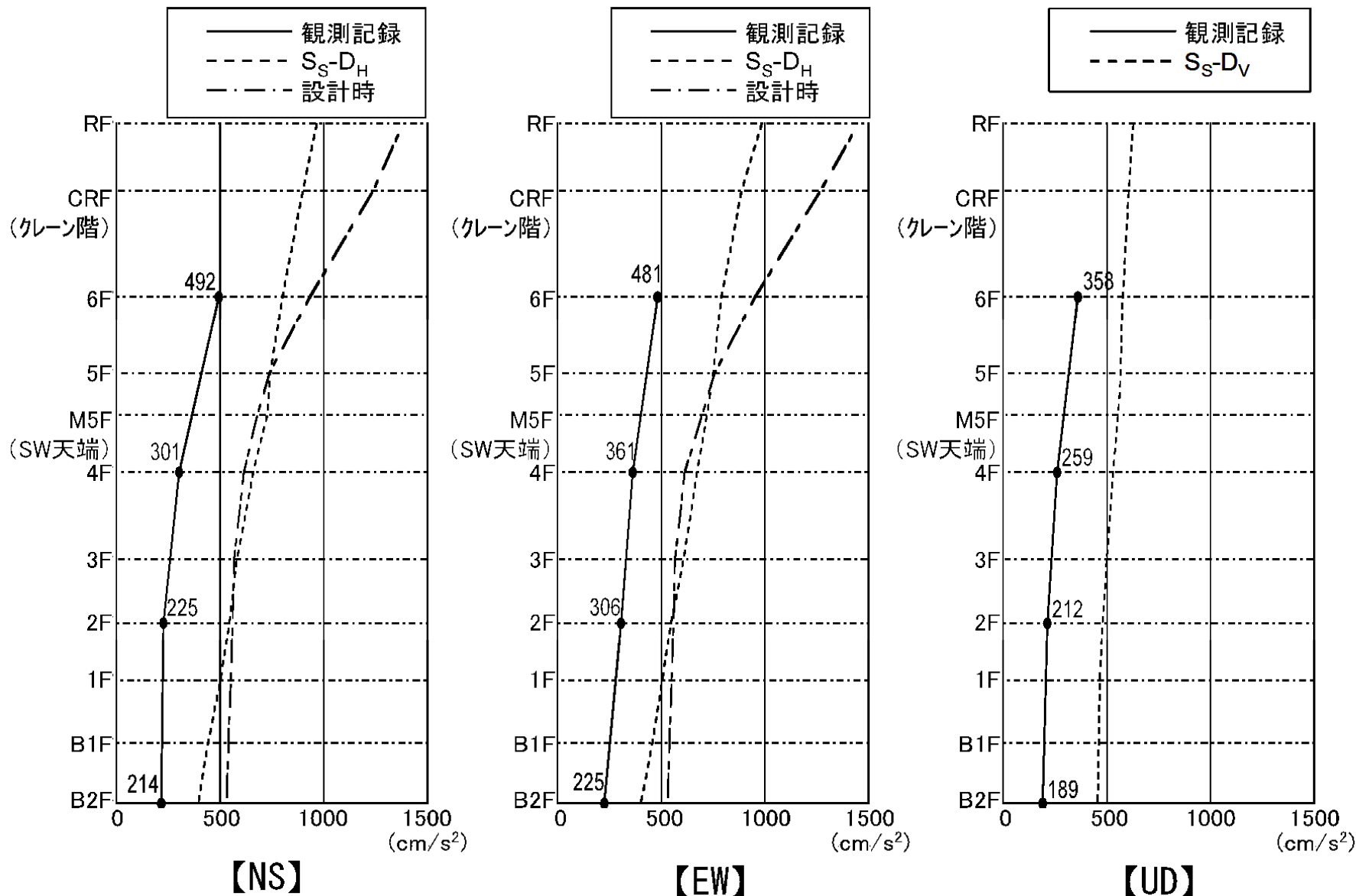
地震計設置位置



- 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。

1. (1)① c-2 地震観測記録による評価(3/5)

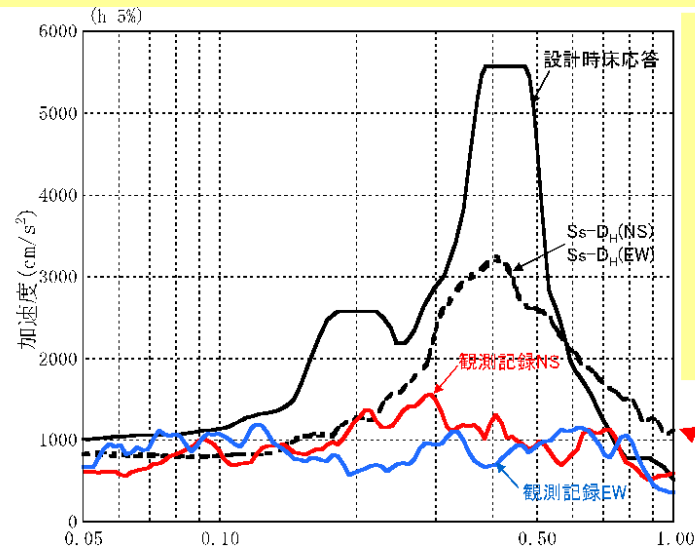
原子炉建屋の最大加速度分布



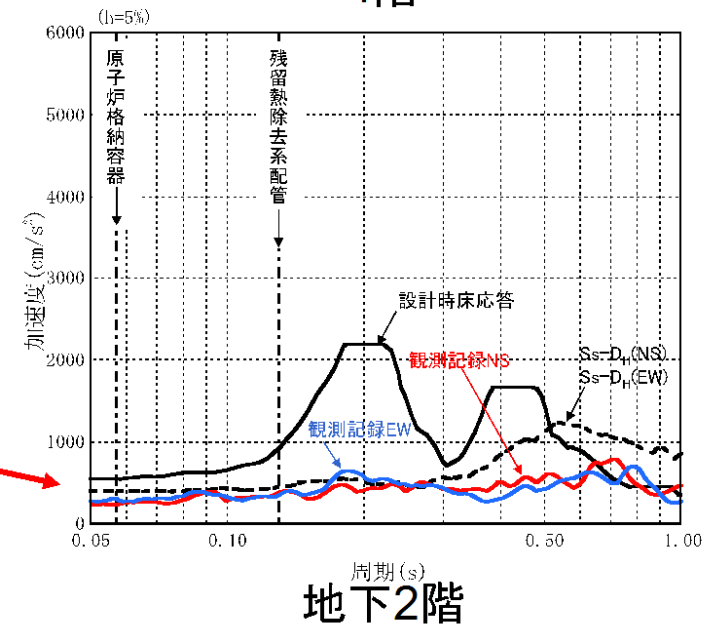
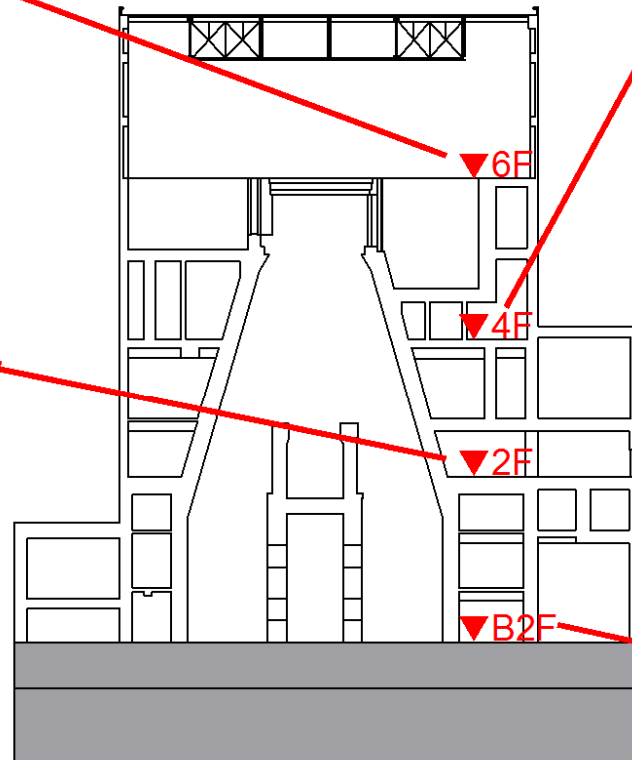
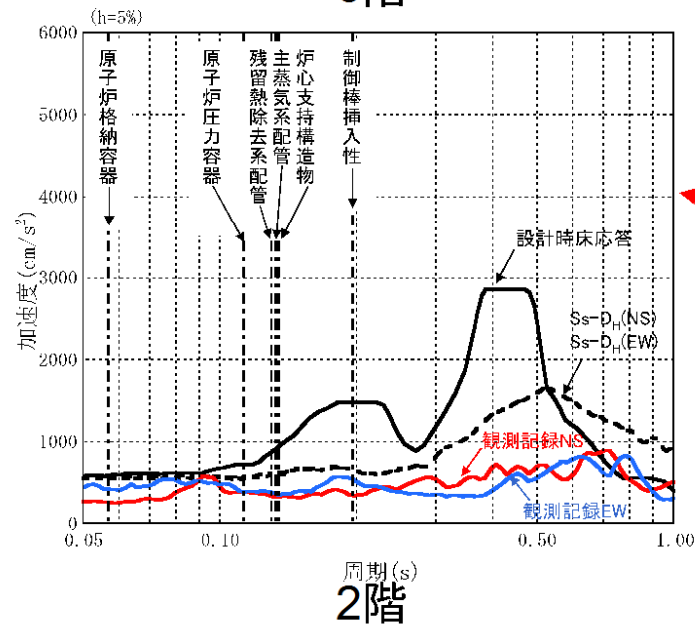
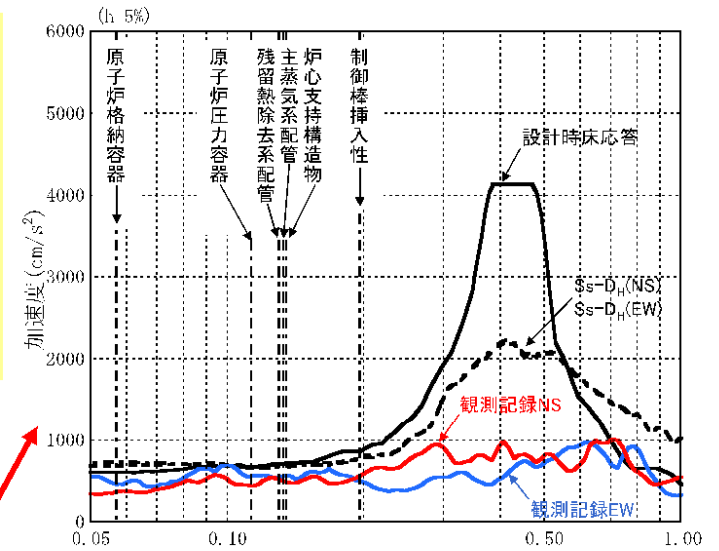
工認設計波※¹及び基準地震動 S_S-D ※²による最大応答加速度を下回っていることを確認した。

1. (1)① c-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

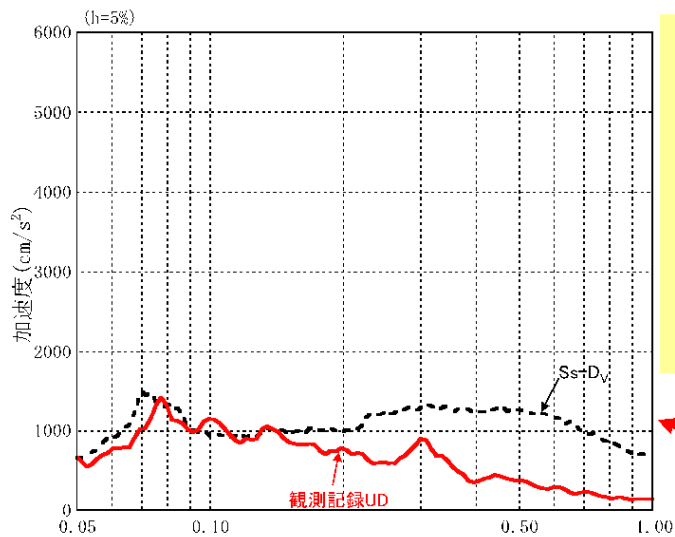


一部の周期帯(約0.65秒~約0.9秒)で工認設計波による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。

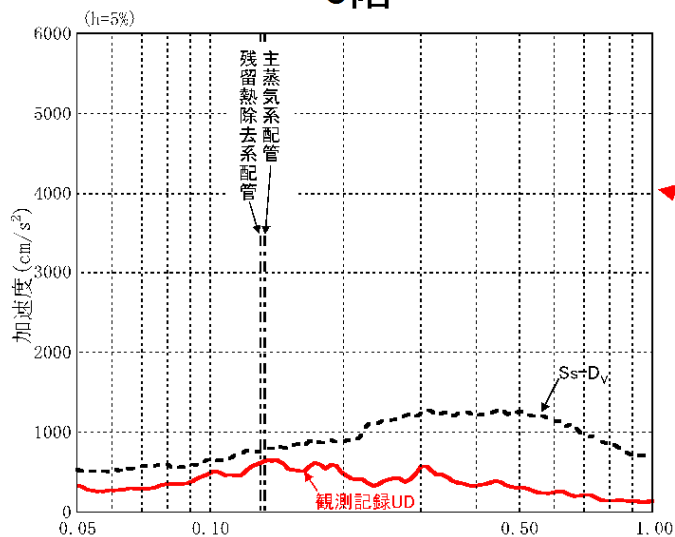


1. (1)① c-2 地震観測記録による評価(5/5)

鉛直方向加速度応答スペクトルの比較



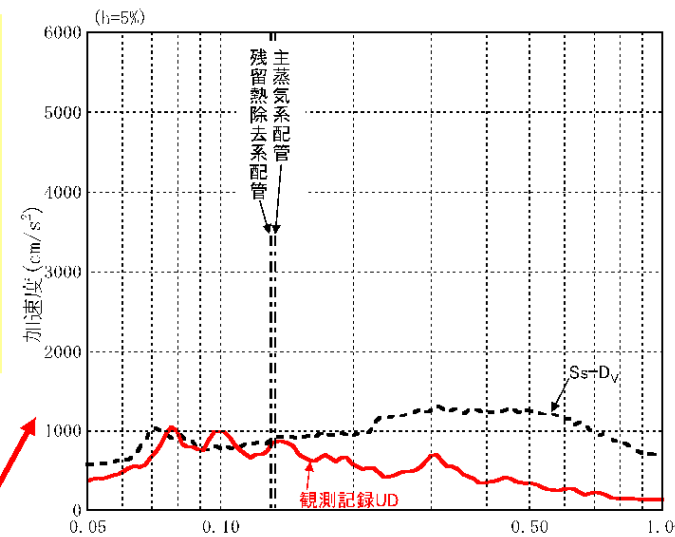
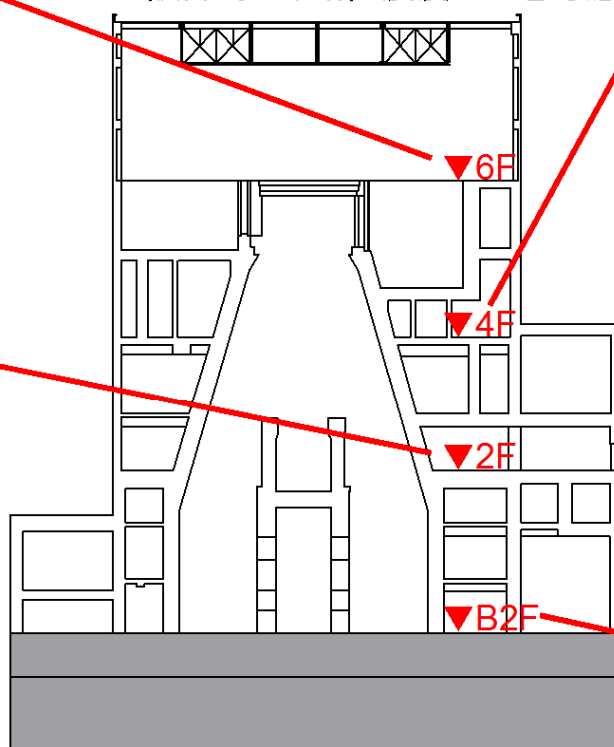
周期(s)
6階



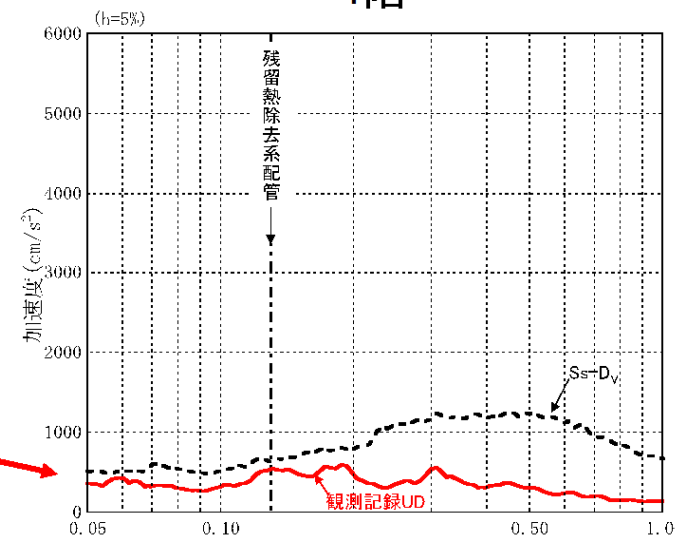
周期(s)
2階

一部の周期帯(0.08秒及び0.1秒付近)でSs-Dv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Ss-Dv入力による床応答スペクトル以下であることを確認した。

※設計時は、鉛直震度0.24を考慮



周期(s)
4階



周期(s)
地下2階

1. (1)① c-2 地震観測記録による評価(まとめ)

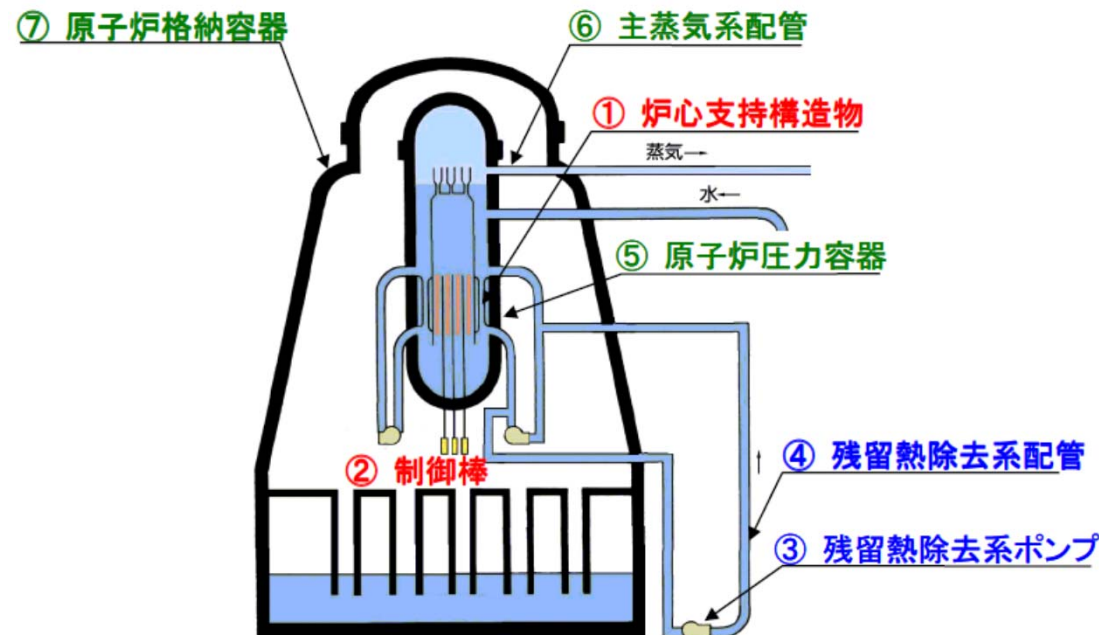
- 地震計が設置されている原子炉建屋の地震観測記録における最大加速度は、工認設計波及び基準地震動による最大応答加速度を下回っている。
- 床応答スペクトルの比較では、水平、鉛直とも一部の周期帯で工認設計波入力による床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器・配管系のうち、主要な設備の固有周期では地震観測記録が工認設計波入力による床応答スペクトルを下回っている。
- 床応答スペクトルでは完全に観測記録を包絡できなかつたため、代表施設について地震応答解析を実施した。

1. (1)①c-3 地震応答解析(1/6)

地震応答解析を実施する代表施設

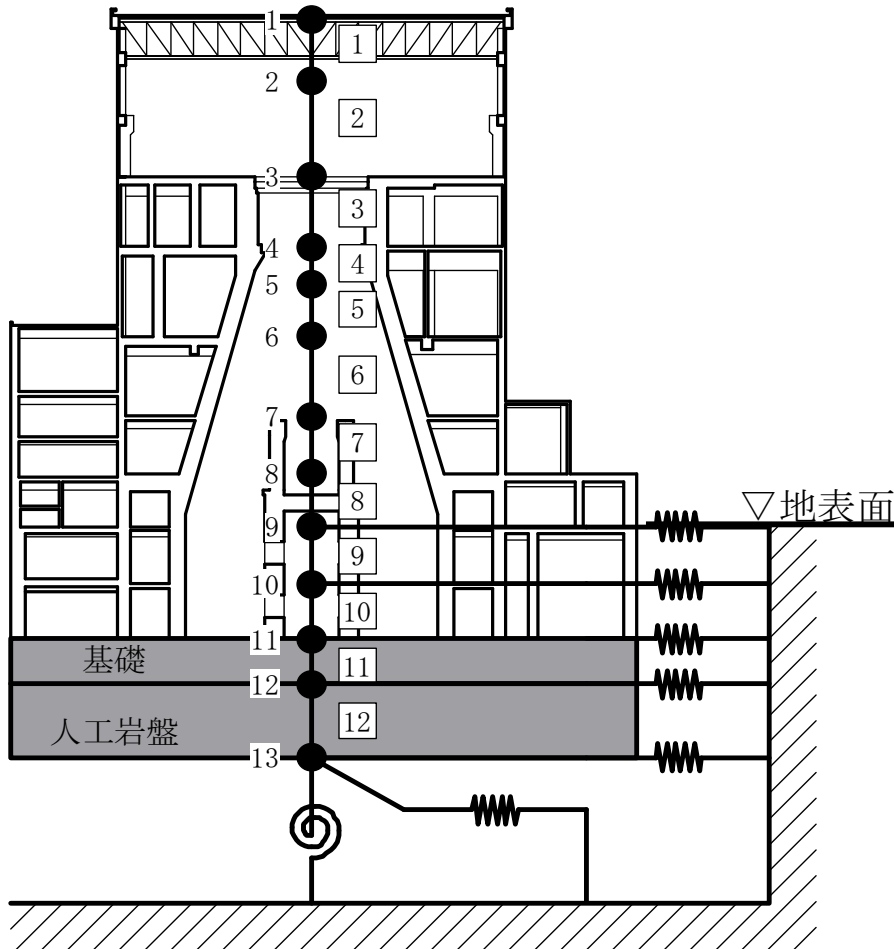
- 地震応答解析対象施設としては、平成20年3月に原子力安全・保安院に提出した「耐震バックチェックの中間報告の評価対象施設（＊）と同じとした。

＊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

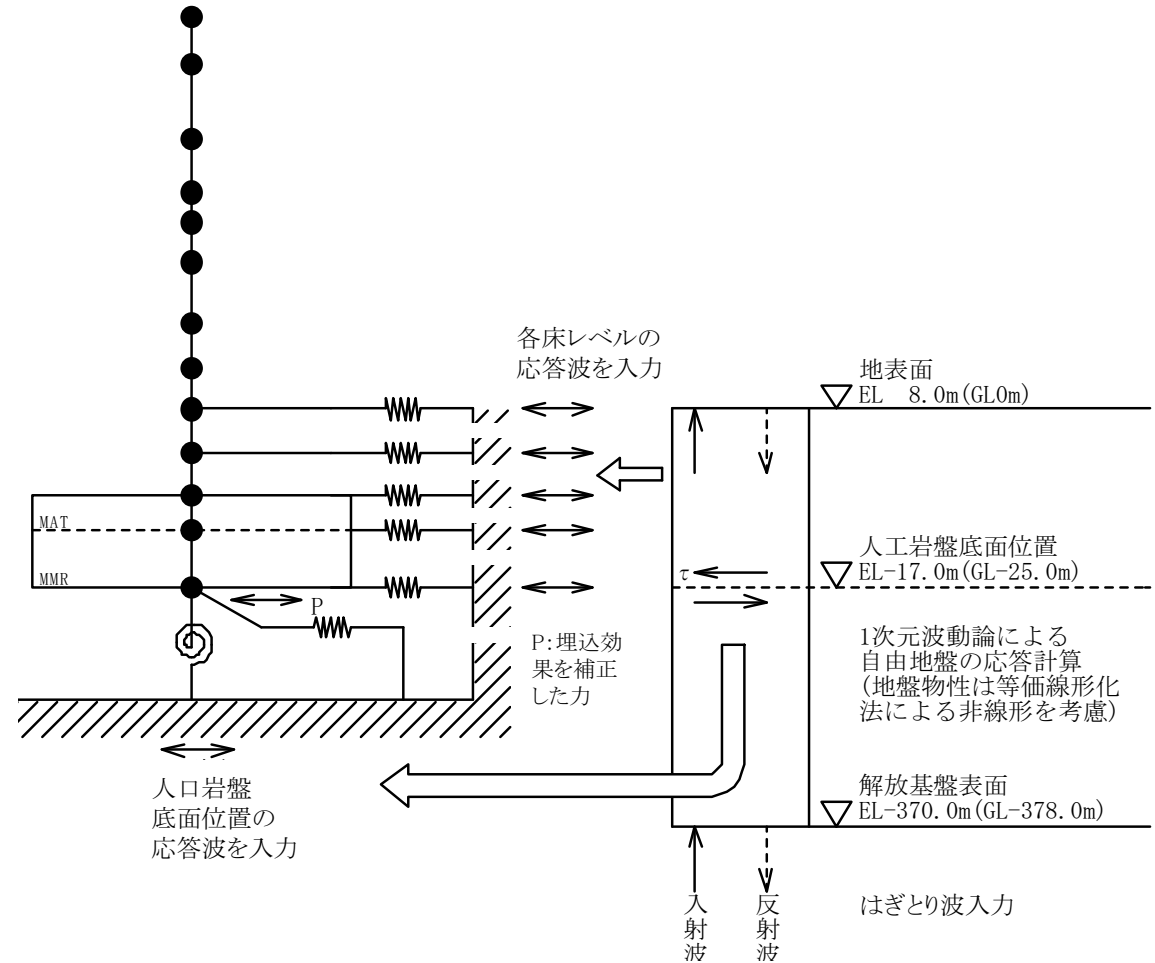


1. (1)①c-3 地震応答解析(2/6)(原子炉建屋)

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。



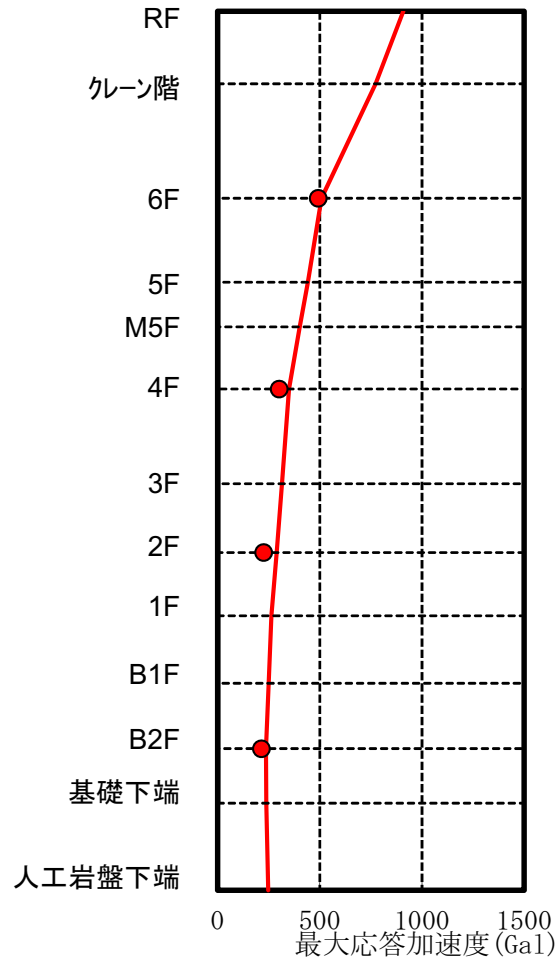
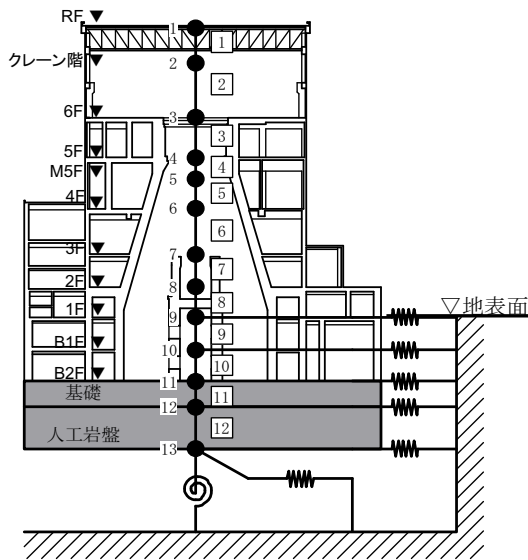
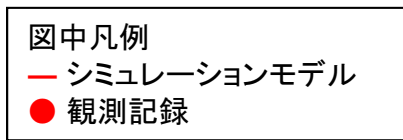
原子炉建屋の地震応答解析モデル



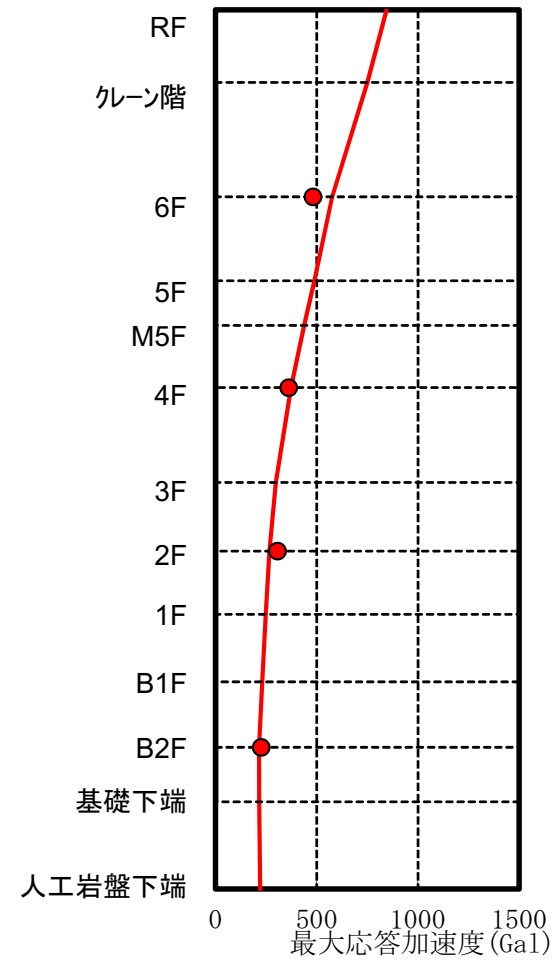
シミュレーション解析の方法

1. (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

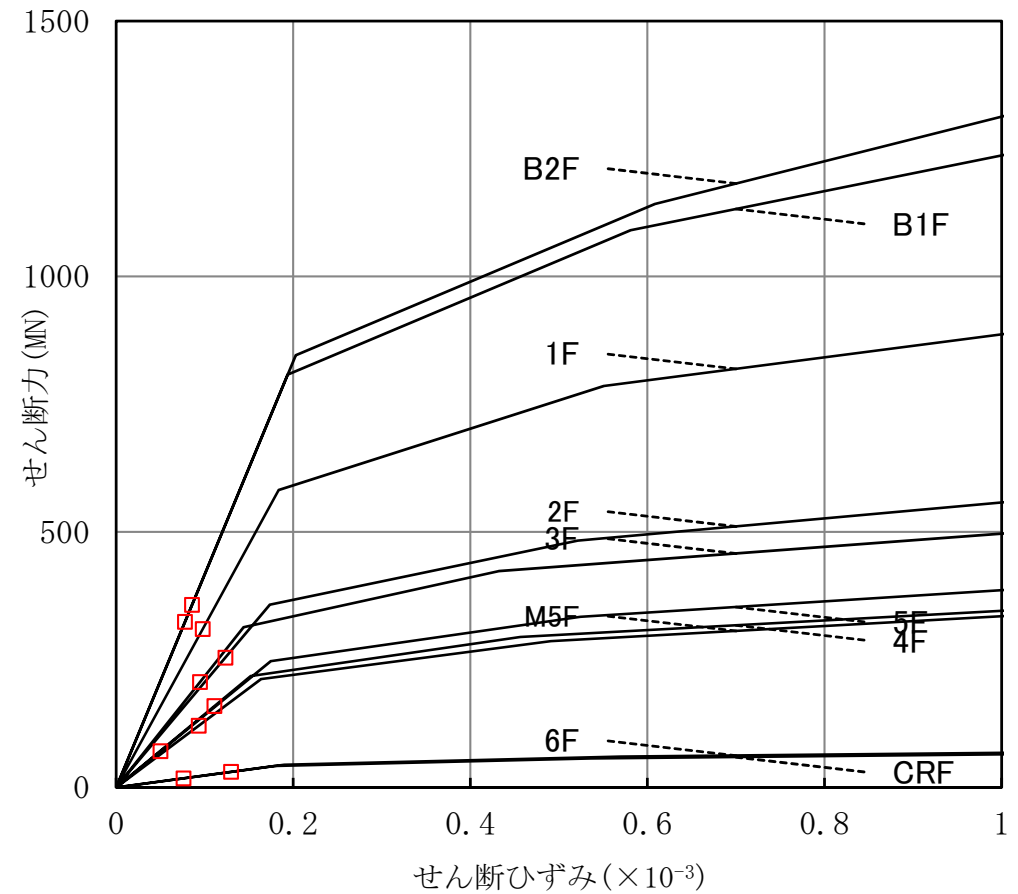
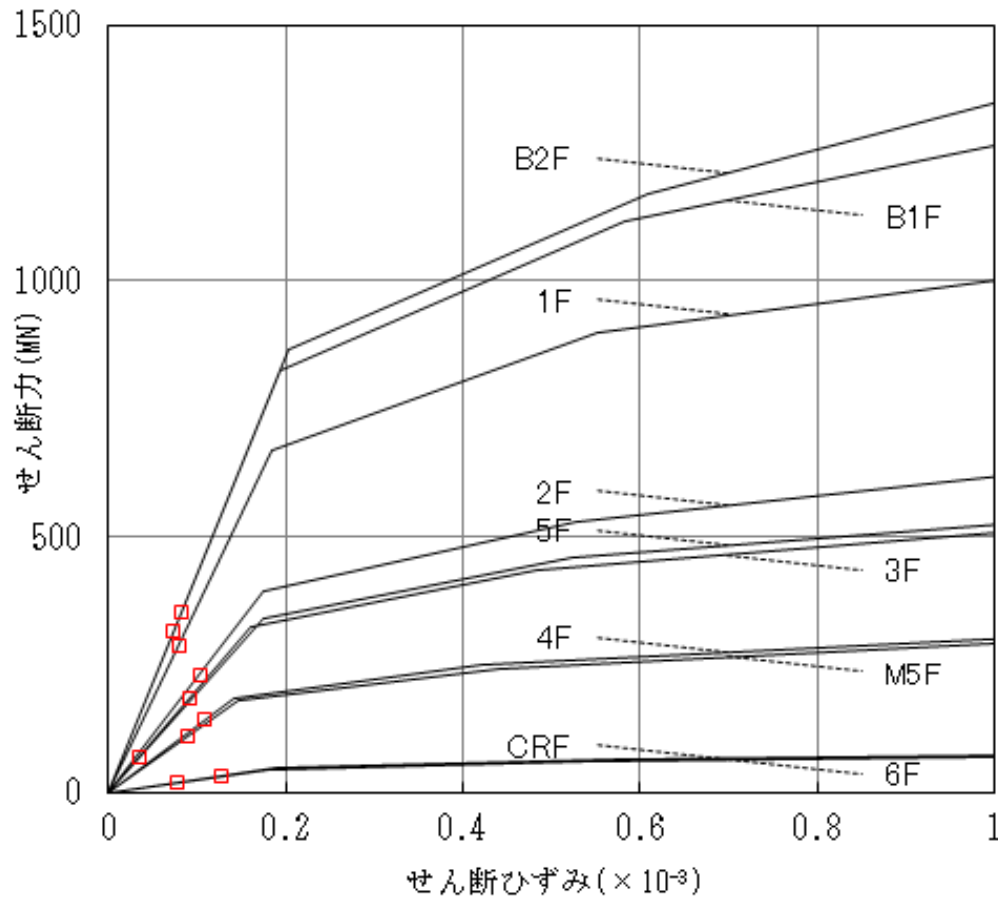


EW方向

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. (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 】



図中凡例

□: 最大応答値(シミュレーションモデル)

- 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。

1. (1)①c-3 地震応答解析(5/6)(機器)

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。

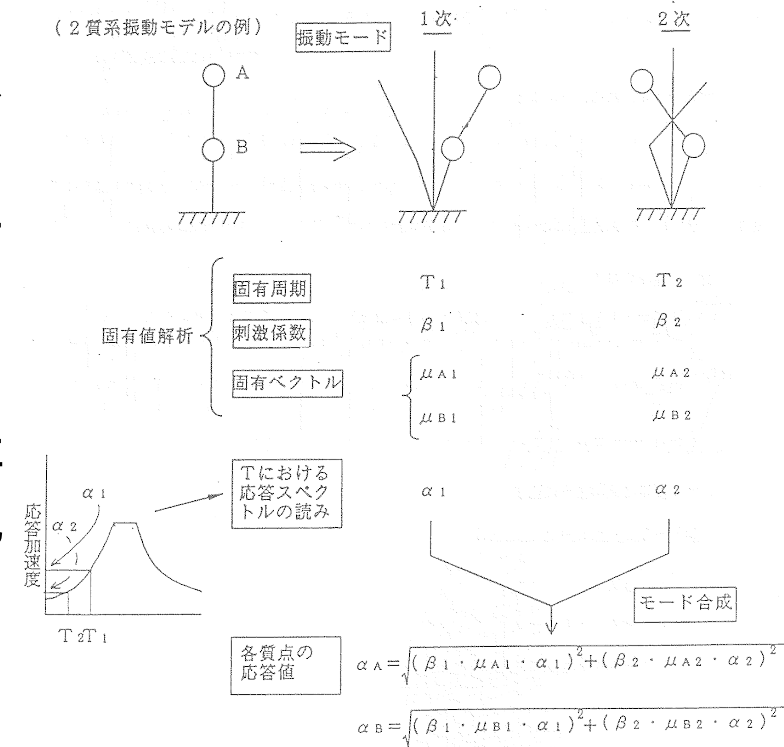
- 応答倍率法による評価

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. (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	○

1. (1)①c 地震直後の施設の健全性確認(総合評価)

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. (1)②津波による影響

1. (1)②a 既往の津波評価

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)

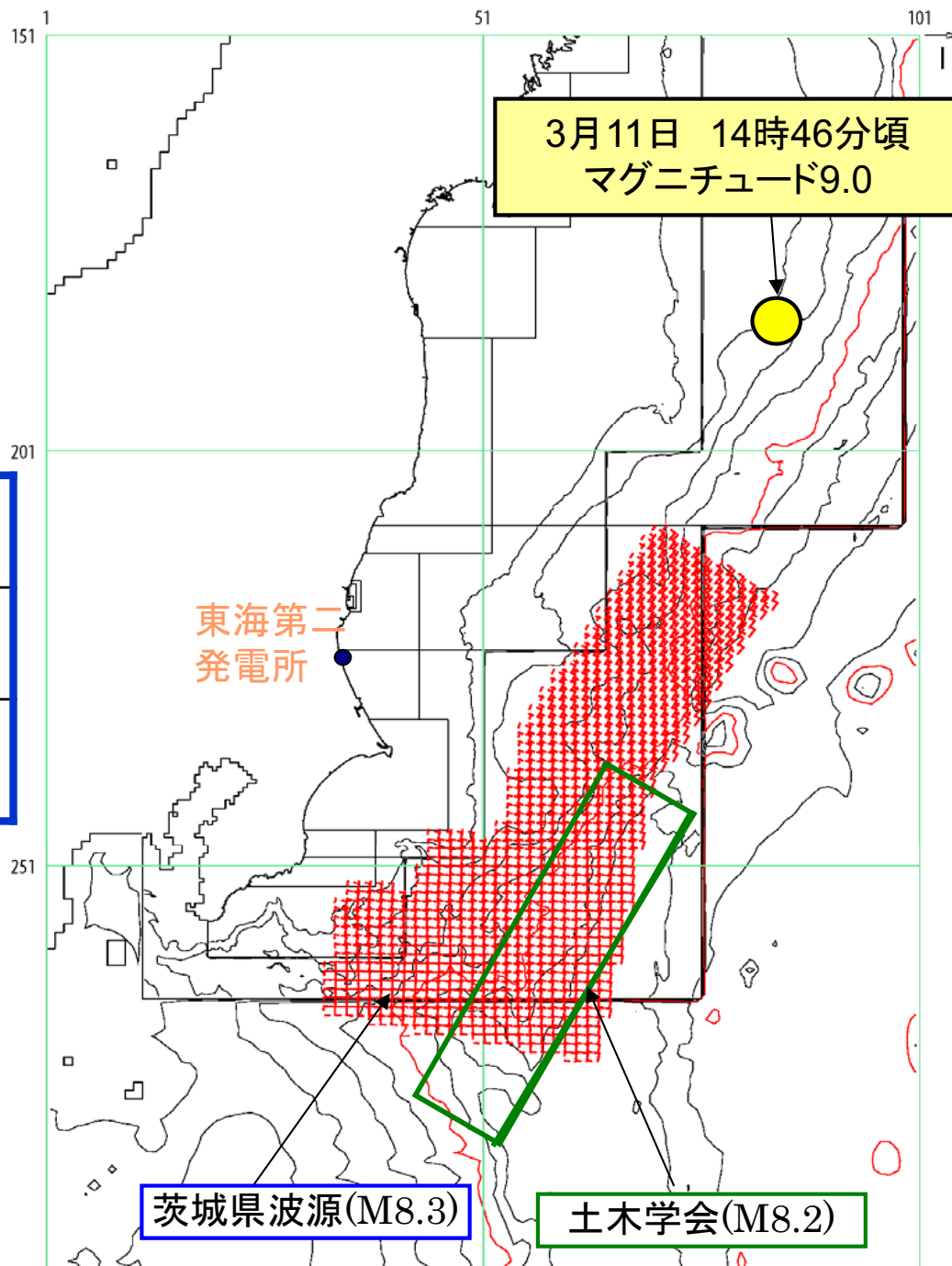
解析実施者	想定地震	津波水位
茨城県	1677年 延宝房総沖 地震(M8.3)	茨城県沿岸:2~7m
日本原電※3		ポンプ室位置: 標高+5.72m

※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



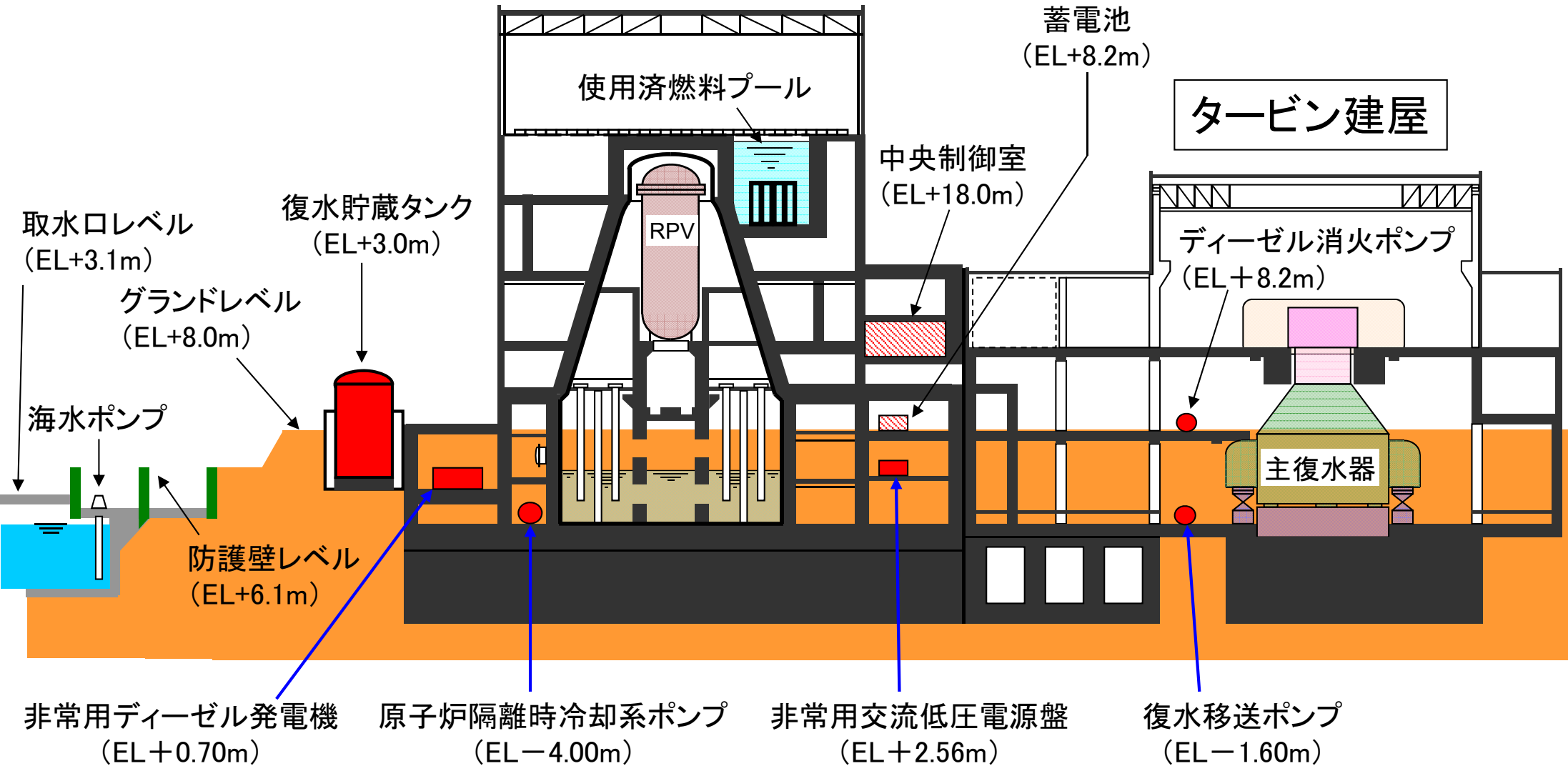
参考 (主要機器設置レベル)

【注記】

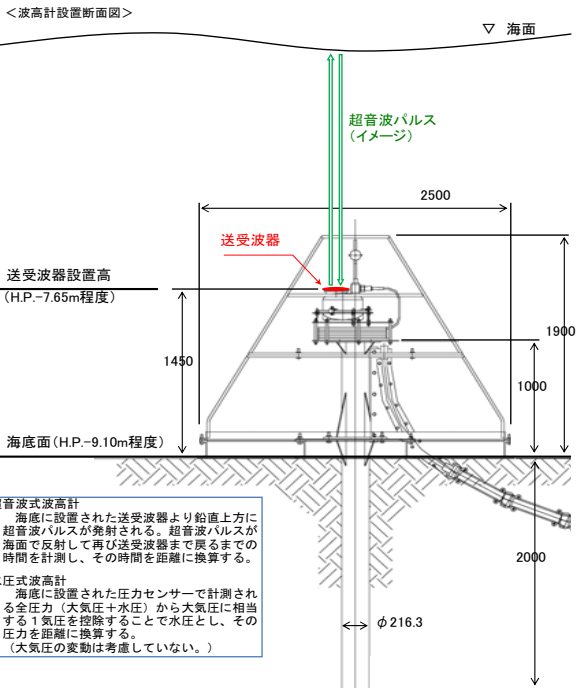
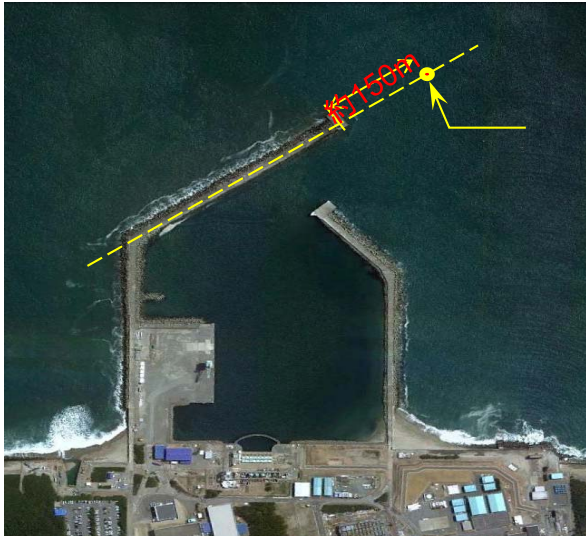
主要機器の設置レベルを主として記載したものであり、実際の配置場所とは異なる。

原子炉建屋

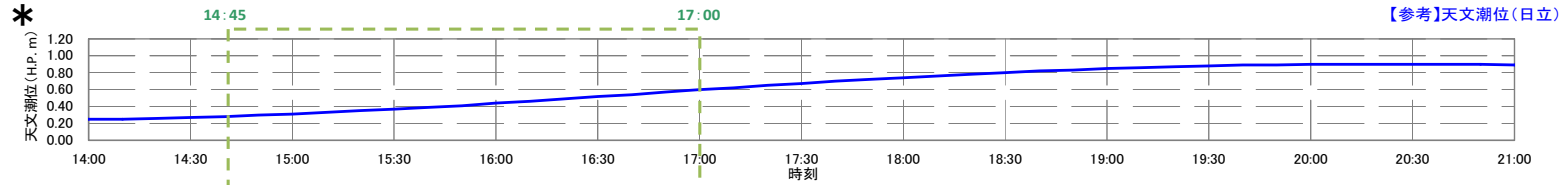
タービン建屋



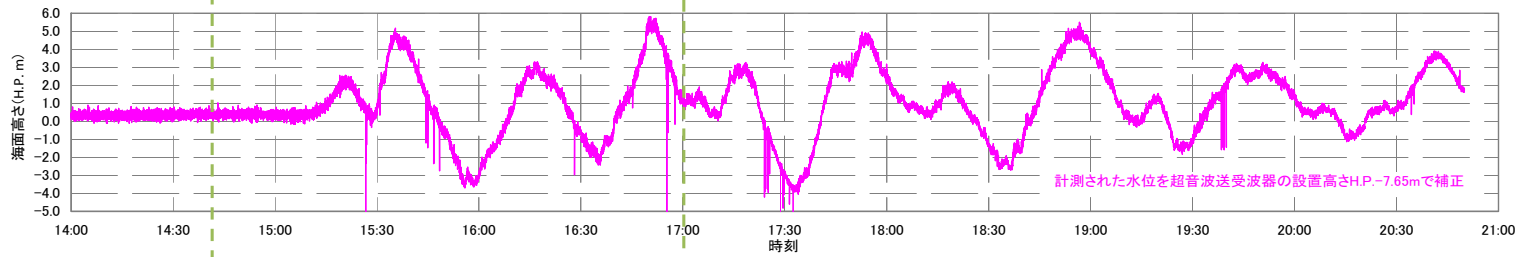
1. (1) ②b 津波観測記録



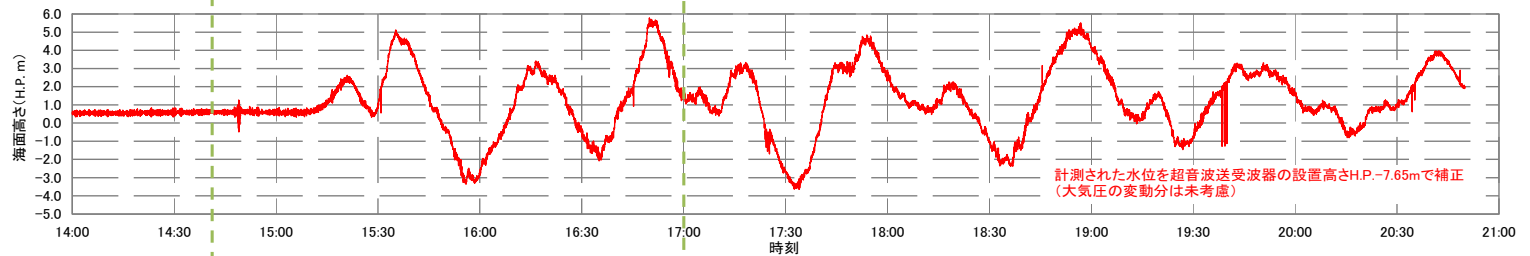
○ 東海港沖合い(東側)約150mの位置の波高計では、3月11日16:50頃に最大水位約標高+4.6mが確認されている。



水位変動 (超音波式波高計より)



水位変動 (水圧式波高計より)



* HP: 日立港ポイント
(標高+0.89m)

1. (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。

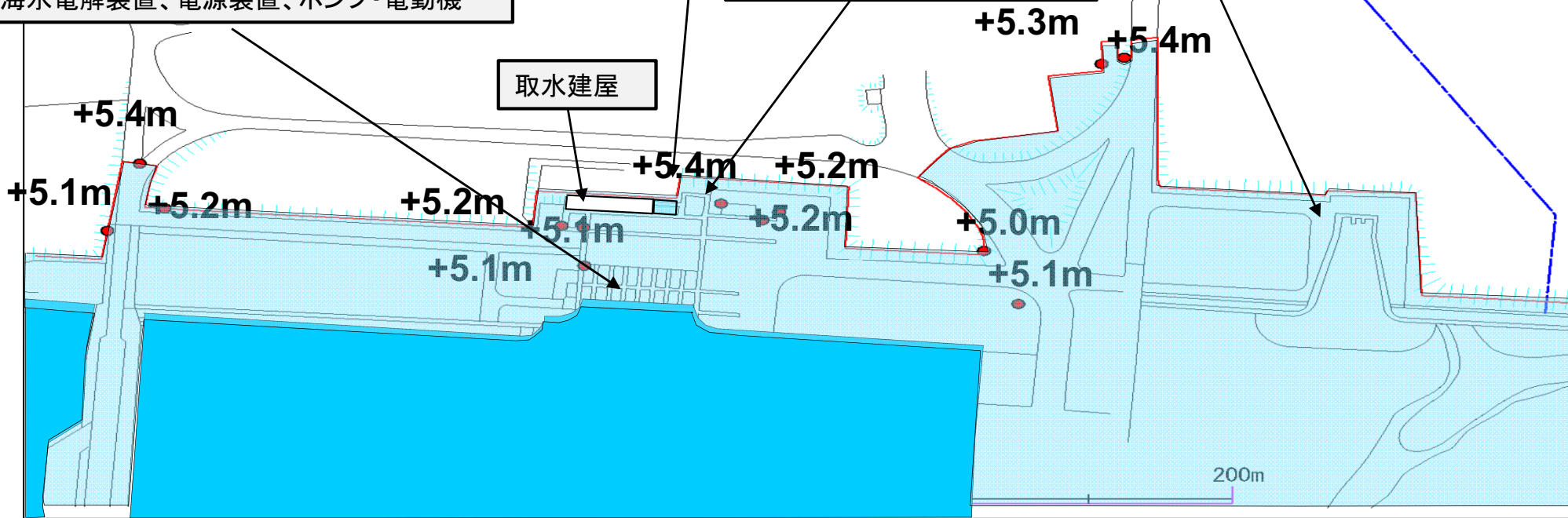


非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)
補機冷却海水ポンプ・電動機(A, C)
残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)
排水ポンプ

取水路除塵装置、洗浄水ポンプ・電動機
海水電解装置、電源装置、ポンプ・電動機

取水口電気室、循環水ポンプ
潤滑水系他制御盤

放水口モニタ



1. (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

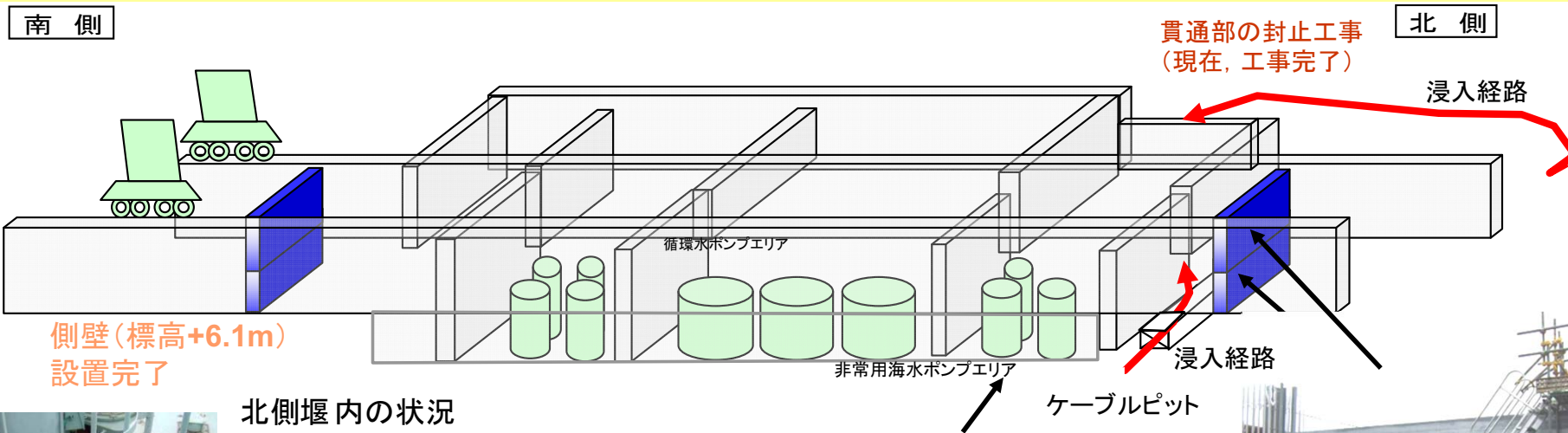
施設	耐震クラス	点検結果
非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)	S	・電動機は水没による絶縁低下あり。洗浄乾燥実施。 ・ポンプは異常なし
残留熱除去海水系ポンプ・電動機(A, C)	S	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
補機冷却海水系ポンプ・電動機(A, C)	C	・ポンプは異常なし ・電動機は異常なし
非常用ディーゼル発電機(2C)海水系配管、弁	S	異常なし
残留熱除去海水系(A)配管、弁	S	異常なし
補機冷却海水系(A, C)配管、弁、 ストレーナ	C	異常なし ※1
取水路除塵装置、洗浄水ポンプ・電動機	C	異常なし ※2
海水電解装置、電源装置、ポンプ・電動機	C	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:被水したトレーサ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)

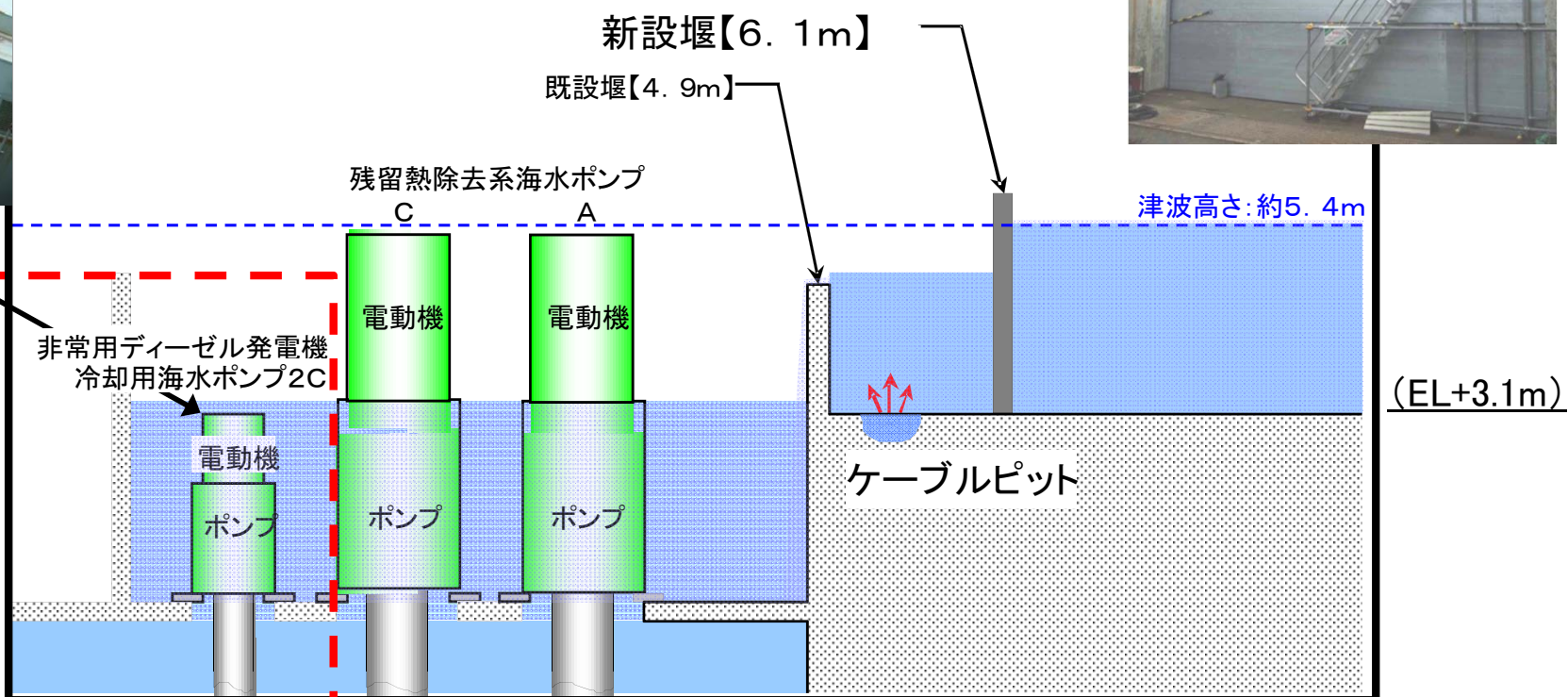
※2:モータ、制御盤等の電気品に関しては、異常が確認されていなくても、端子箱の洗浄等を実施した。

1. (1)②c 施設の浸水状況(3/4)

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ・電動機(2C)の浸水状況(電動機は絶縁低下があり洗浄乾燥実施)

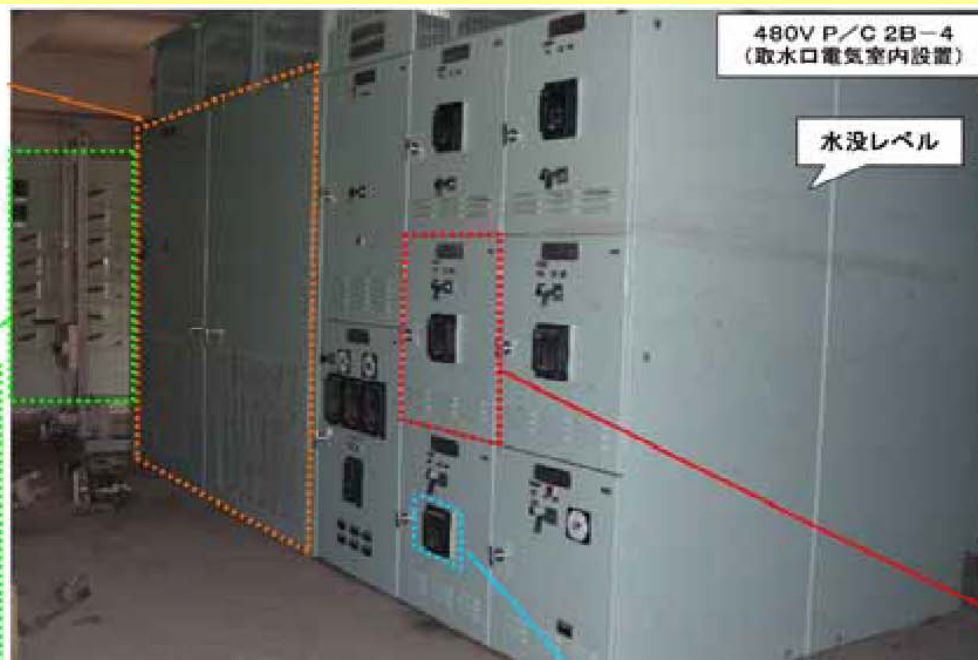


北側堰内の状況



1. (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。)



480V MCC 2B4-1, 2, 3



1. (2) 第25回施設定期検査の状況

1. (2)① 第25回施設定期検査の概要(1/2)

【施設定期検査による健全性確認】

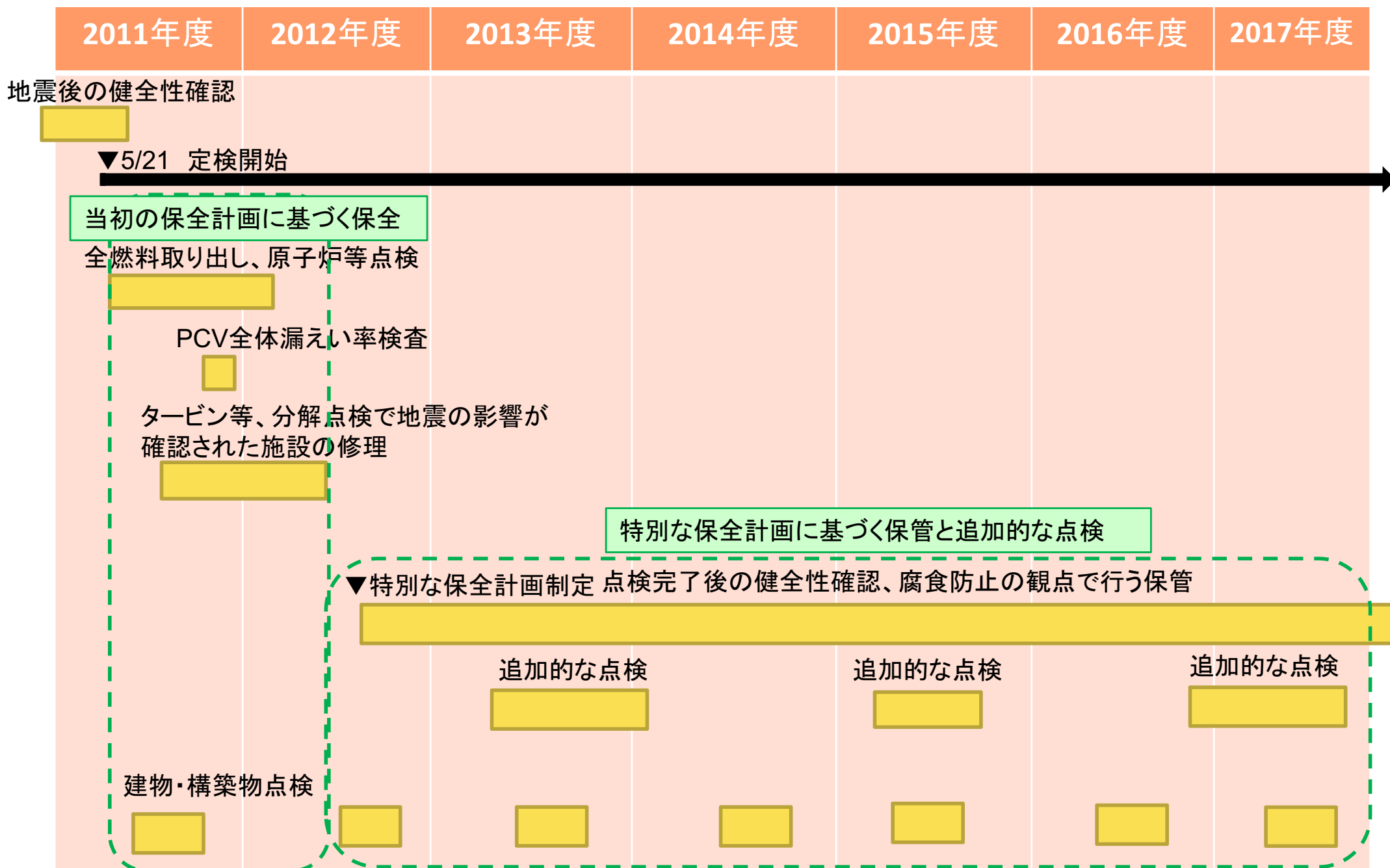
- 視点・目的：技術基準への適合性を確認。
- 実施時期：平成23年5月21日～ 現在
- 対象・方法：保安規定 第8章(保守管理)に基づき、計画された約8000機種 of 建物・構築物、機器等の保全を実施。
(当初の保全計画に基づく保全)

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。

1. (2)① 第25回施設定期検査の概要(2/2)



1. (2)② 第25回施設定期検査の結果(1/6)

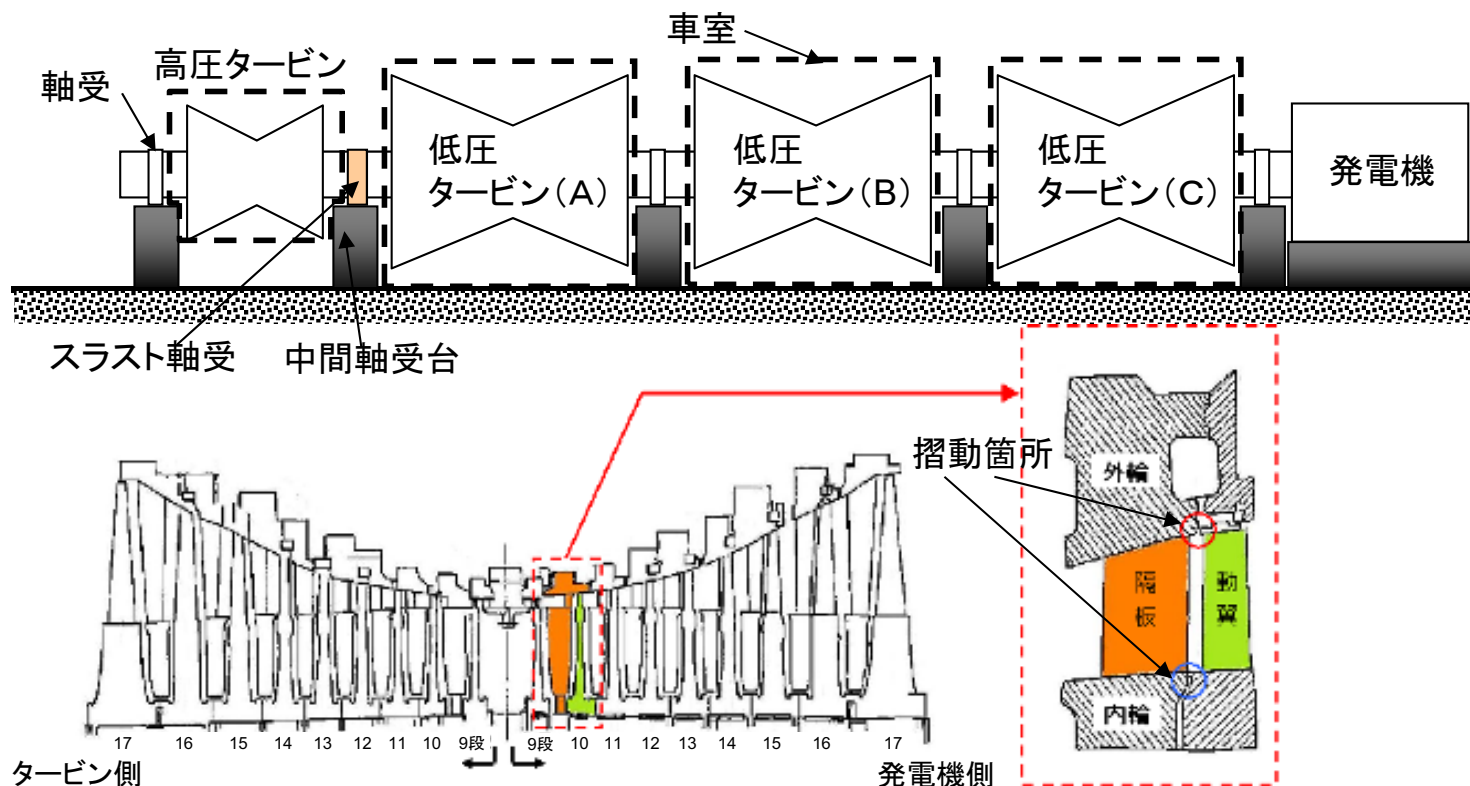
機器の点検結果

- 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

1. (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

1. (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

立面図

高圧タービンロータ

高圧タービン軸受

スラスト軸受

中間軸受箱

基礎ボルト

高圧タービン車室

ソールプレート

[高圧タービン側]

基礎

[低圧タービン側]

平面図

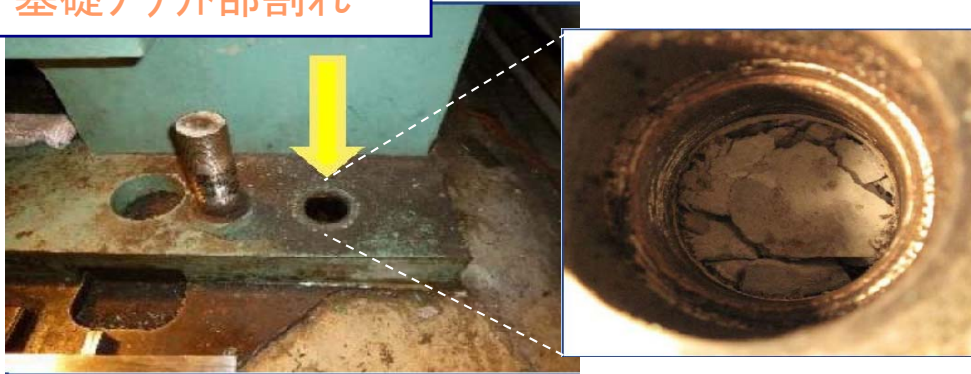
高圧タービン側

低圧タービンA側

中間軸受箱

○ ボルトの位置

基礎グラウト部割れ



軸受箱底部位置ずれ

軸受台の低圧タービン側が約5mm持ち上がっている。(次頁、参照)

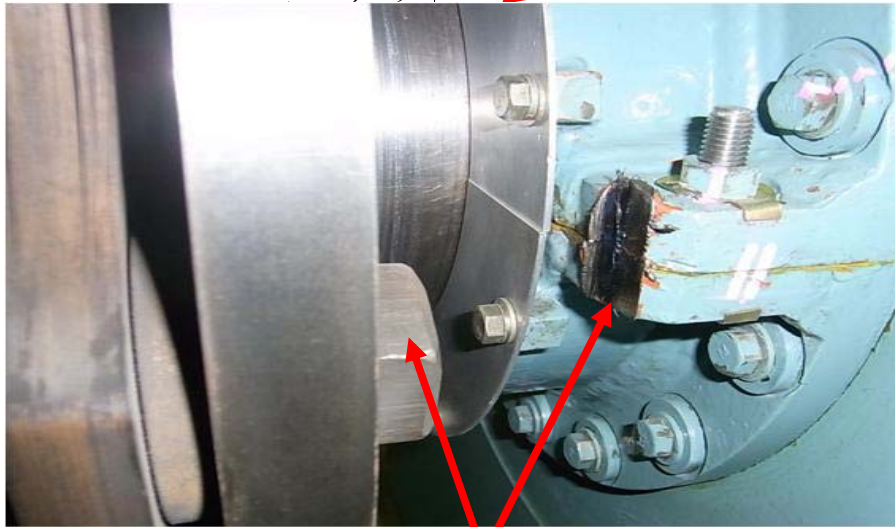
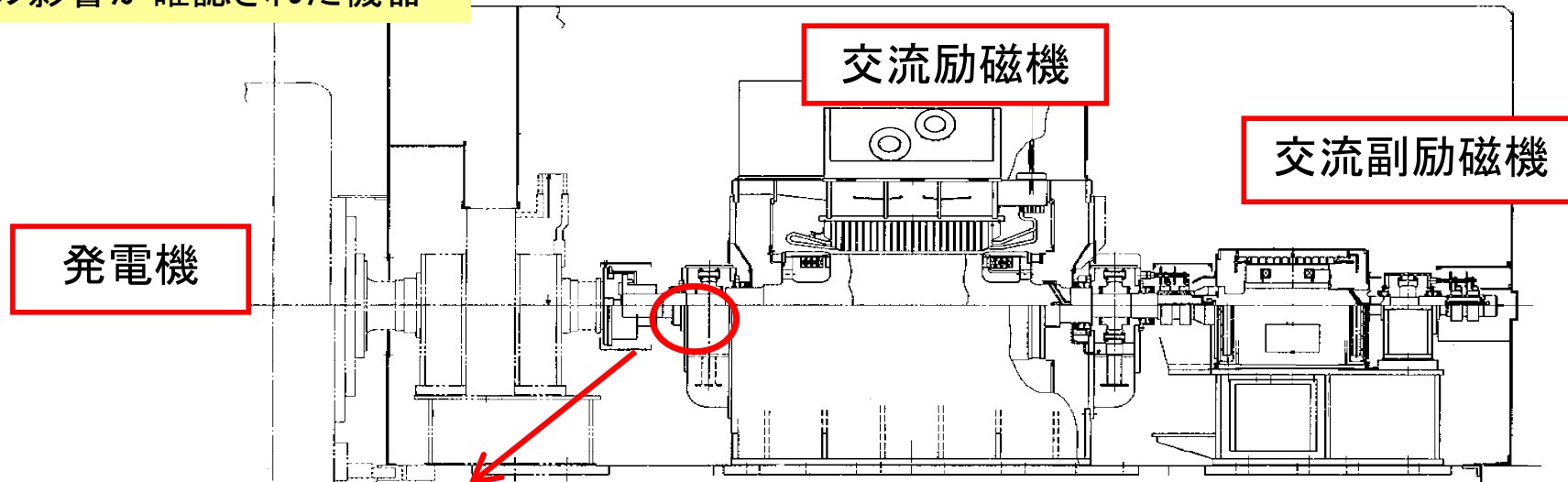
基礎ボルトの緩み

10本ある基礎ボルトのうち3本に緩みが生じていた。(次頁、参照)

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。

1. (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



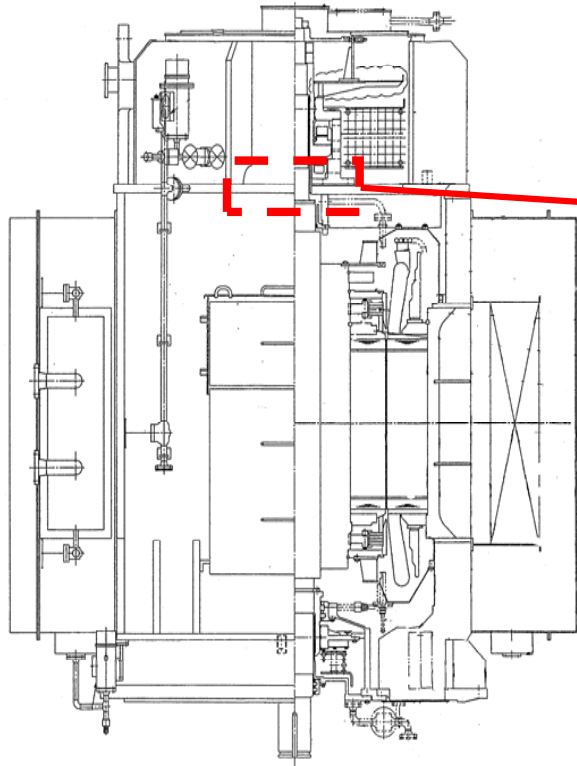
交流励磁機外側油切り接触部拡大

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。

1. (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。

1. (2)② 第25回施設定期検査の結果(6/6)

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。

1. (3) 長期間の停止対応

1. (3) 長期間の停止対応(1/7)

【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。

1. (3) 長期間の停止対応(2/7)

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。

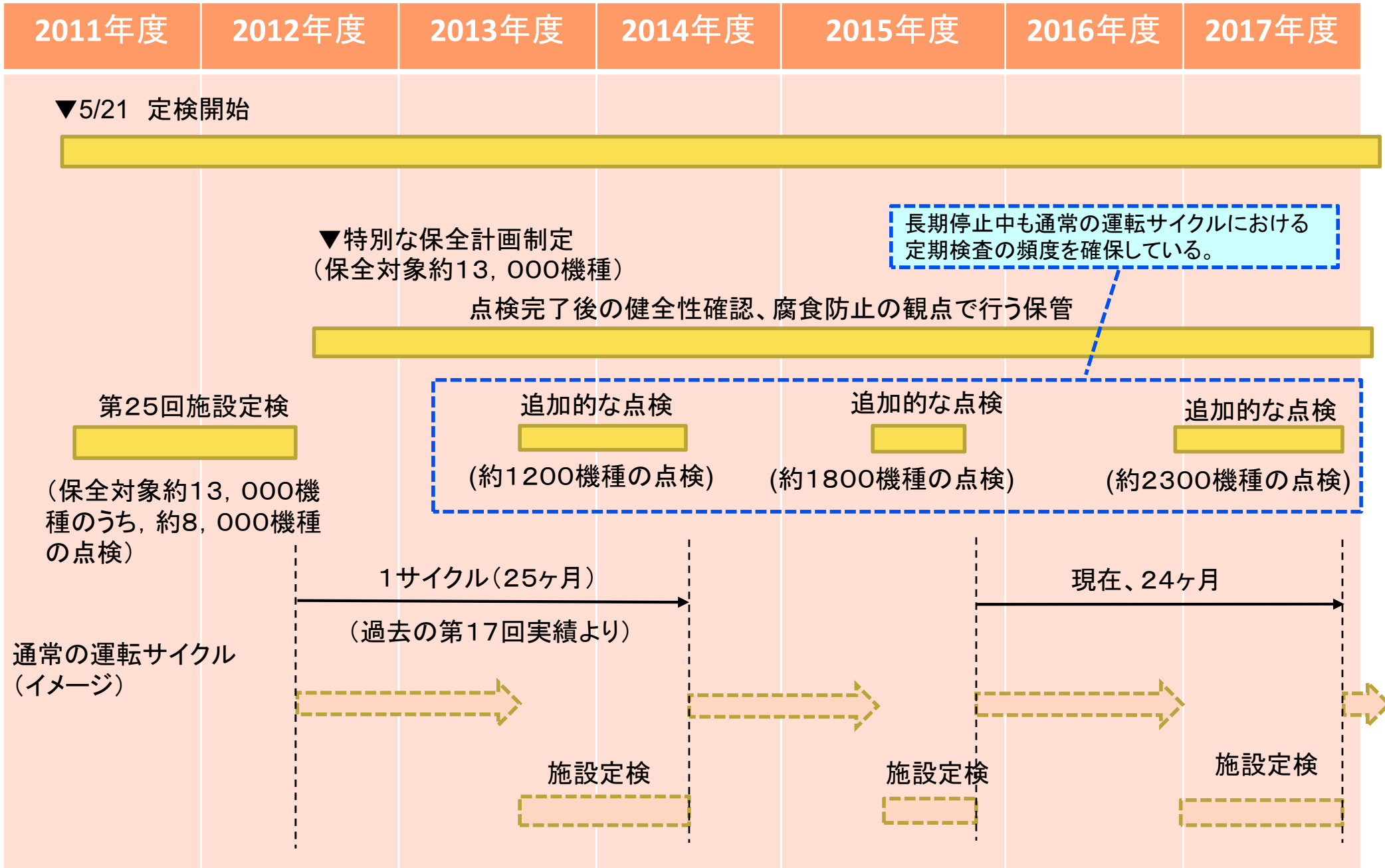
● 保管

- 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

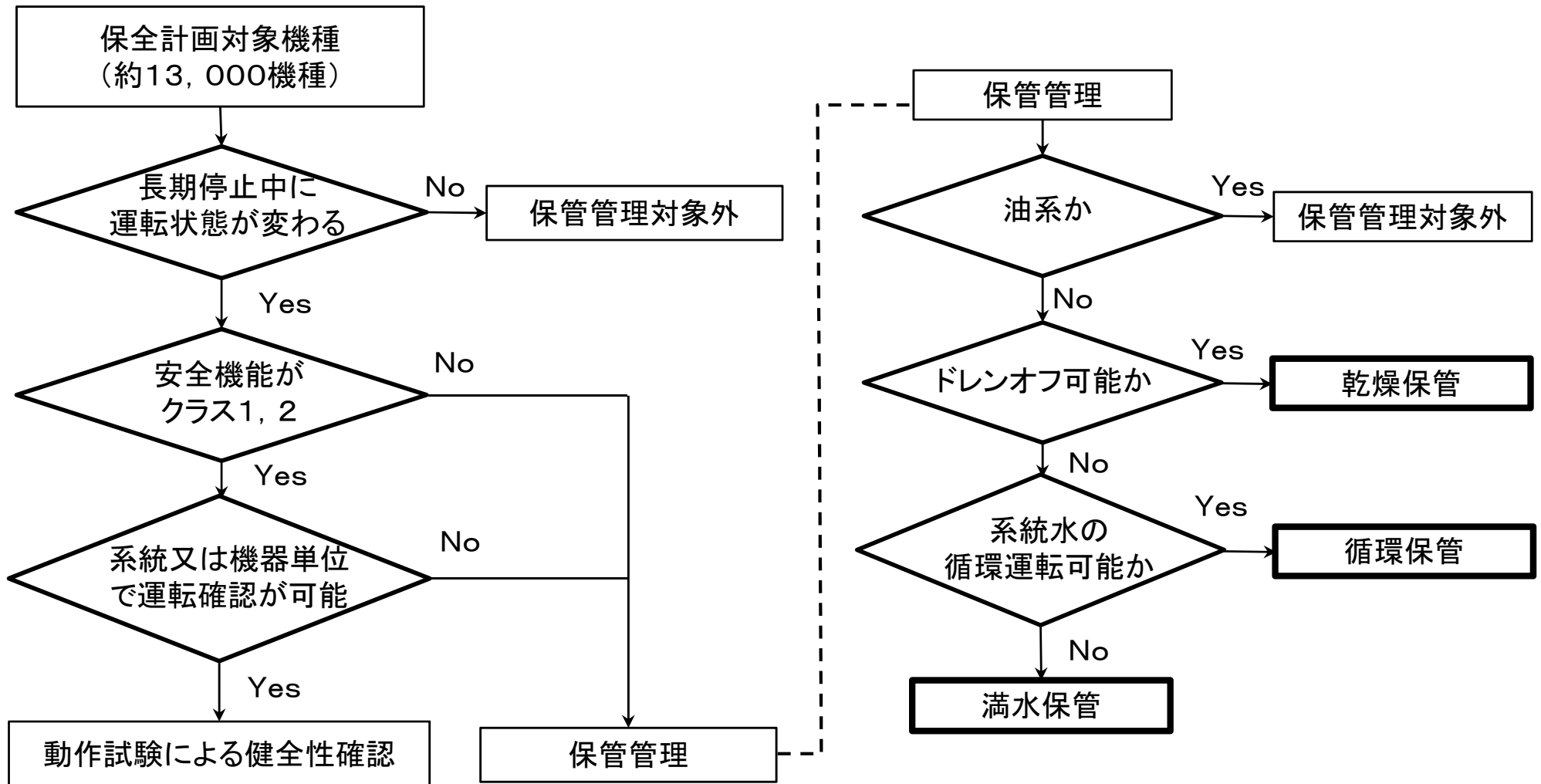
- 使用済燃料を冷却するための機器、発電所の放射線を監視するモニタ、換気装置等は、長期停止中であっても機能が要求される。また、循環水ポンプ等は、停止中の機能要求はないが、海水中に設置されているため、長期停止期間中に腐食が進行する。
- このため、「追加的な点検」として、停止時に機能要求があるものは従来の頻度方式で保全を、また、停止中の劣化の進行を勘案した保全を実施している。

1. (3) 長期間の停止対応(3/7)



1. (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。



1. (3) 長期間の停止対応(5/7) (健全性確認、保管の例)

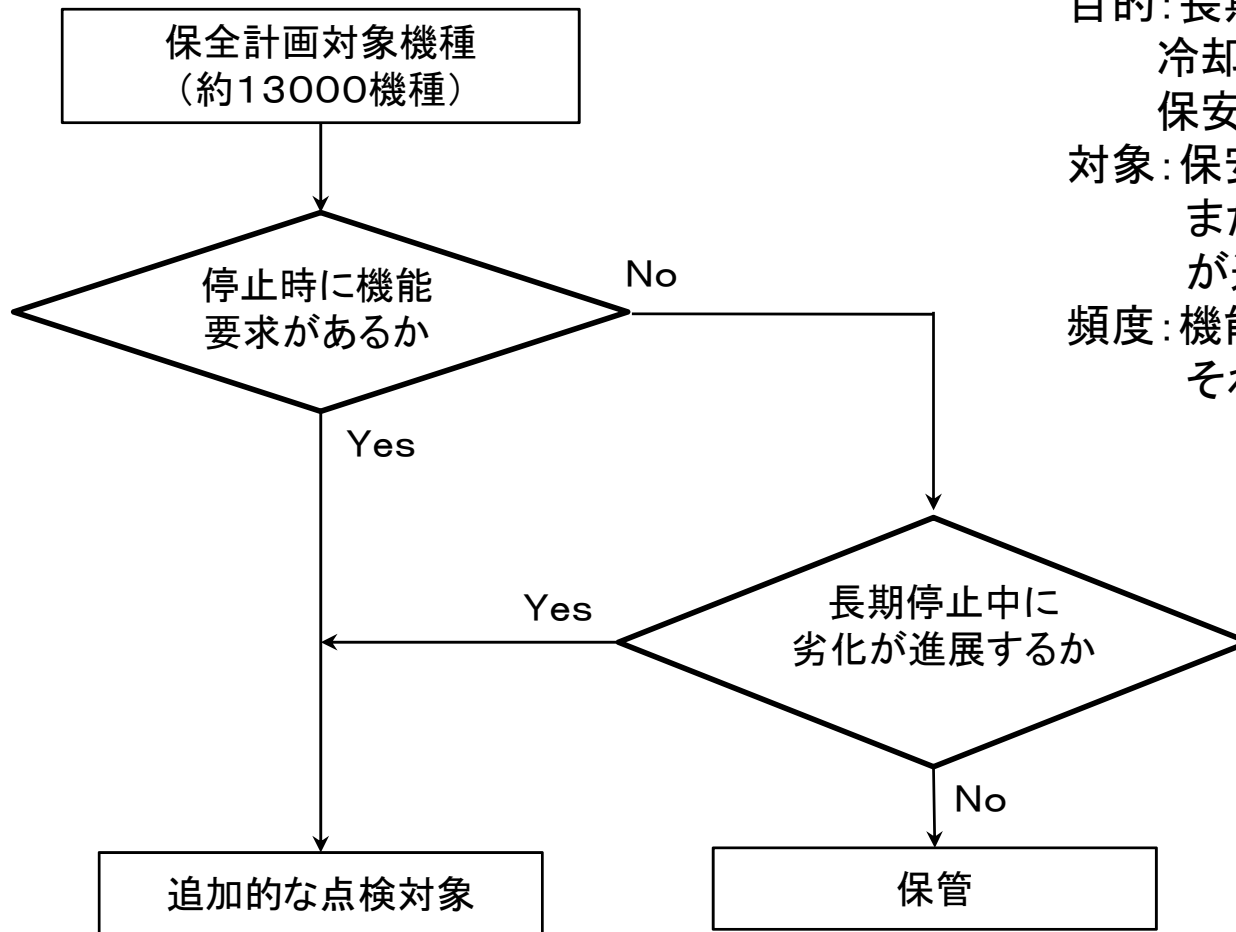
系統	頻度	健全性確認、 保管管理
原子炉	水質確認(1回/週)	満水保管 ※1
主蒸気系		乾燥保管
タービン・発電機		乾燥保管
非常用ディーゼル発電機	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
非常用炉心冷却系	1回/月	動作試験による 健全性確認 ※2
水素酸素発生装置		循環保管

※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。

1. (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、使用済み燃料の冷却、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。

1. (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。

2. 高経年化対策の実施状況

2. (1) 東海第二発電所の高経年化対策

2. (1) 東海第二発電所の高経年化対策

東海第二発電所の高経年化対策は、法令等に基づき、安全機能を有する機器・構造物について、長期間の運転(60年間)を仮定した「高経年化技術評価」を運転開始後30年を迎える時期に実施し、この評価に基づき、これまでの保全活動に加えて、追加すべき保全対策を「長期保守管理方針」として取りまとめ、国の審査を経た後、この方針に基づく保全活動を実施している。なお、この評価は、30年目以降10年毎に行われる。

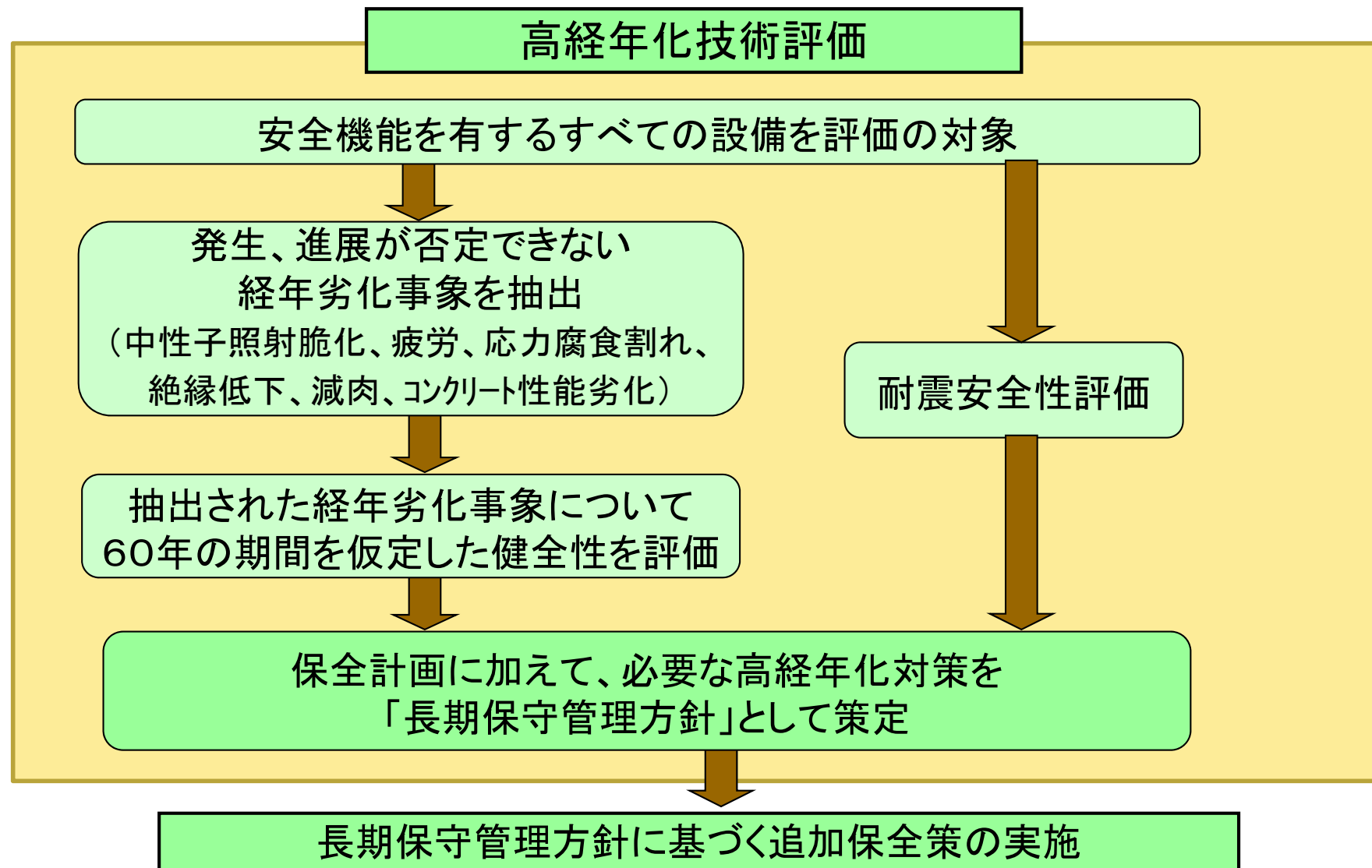
2007年11月 国に高経年化報告書提出

2008年7月 国の審査を経て補正を提出

2. (2) 高経年化技術評価の実施方法

2. (2) 高経年化技術評価の実施方法(1/5)

- 保安規定に基づき、30年を経過する原子炉施設の、以降10年ごとの劣化評価と長期保守管理方針を策定する。



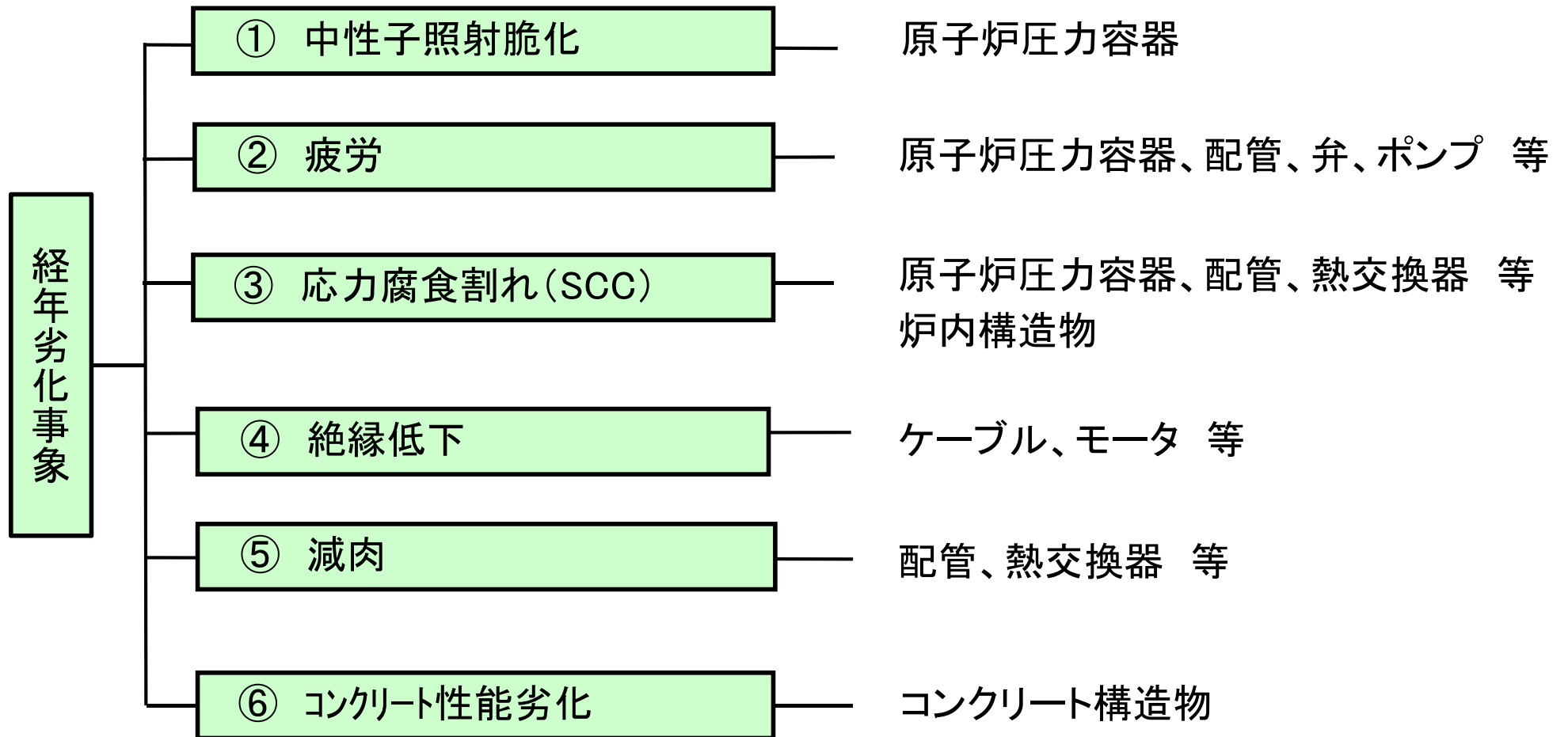
2. (2) 高経年化技術評価の実施方法(2/5)

評価対象機器の抽出：安全機能を有するすべての機器・構築物を抽出し、16種別に分類する。

No.	機器・構築物	対象機器・構築物名称
1	ポンプ	原子炉再循環ポンプ, 残留熱除去系ポンプ 他
2	熱交換器	残留熱除去系熱交換器, 給水加熱器 他
3	ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
4	容器	原子炉圧力容器, 原子炉格納容器 他
5	配管	原子炉再循環系配管, 給水配管 他
6	弁	主蒸気隔離弁, 主蒸気逃し安全弁 他
7	炉内構築物	炉心シュラウド, ジェットポンプ 他
8	ケーブル	低圧 CV ケーブル 他
9	タービン設備	主タービン, 原子炉隔離時冷却系タービン 他
10	コンクリート及び鉄骨構築物	原子炉建屋, 取水構築物 他
11	計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
12	空調設備	原子炉建屋ガス処理系 他
13	機械設備	制御棒, 制御棒駆動機構, 基礎ボルト 他
14	電源設備	非常用ディーゼル発電機 他
15	送受電・発電設備	主発電機, 主変圧器 他
16	その他設備	クラス3の機器・構築物のうち, 高温・高圧の環境下になく, 運転継続上特に重要でないもの

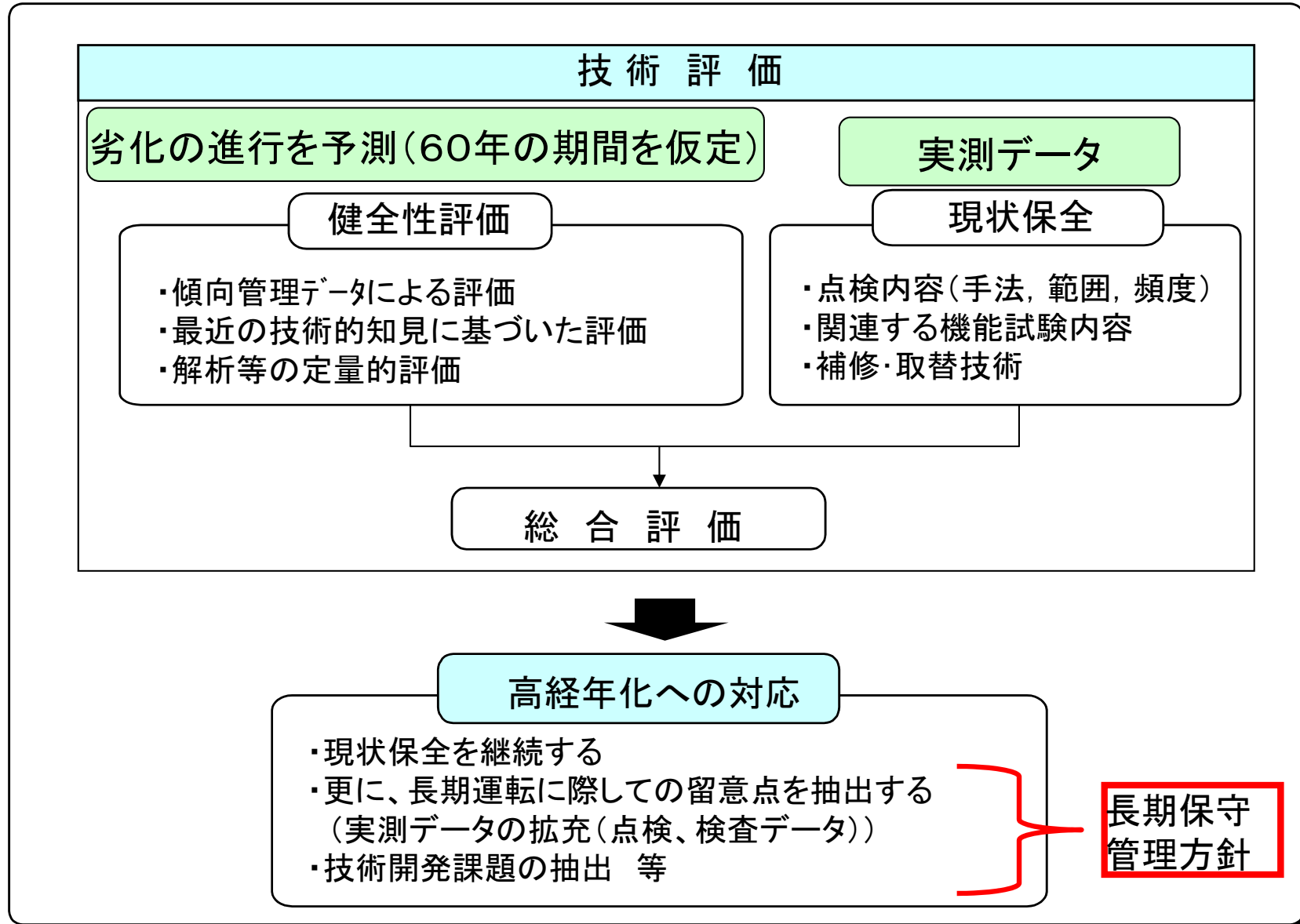
2. (2) 高経年化技術評価の実施方法(3/5)

発生、進展が否定できない経年劣化事象を抽出



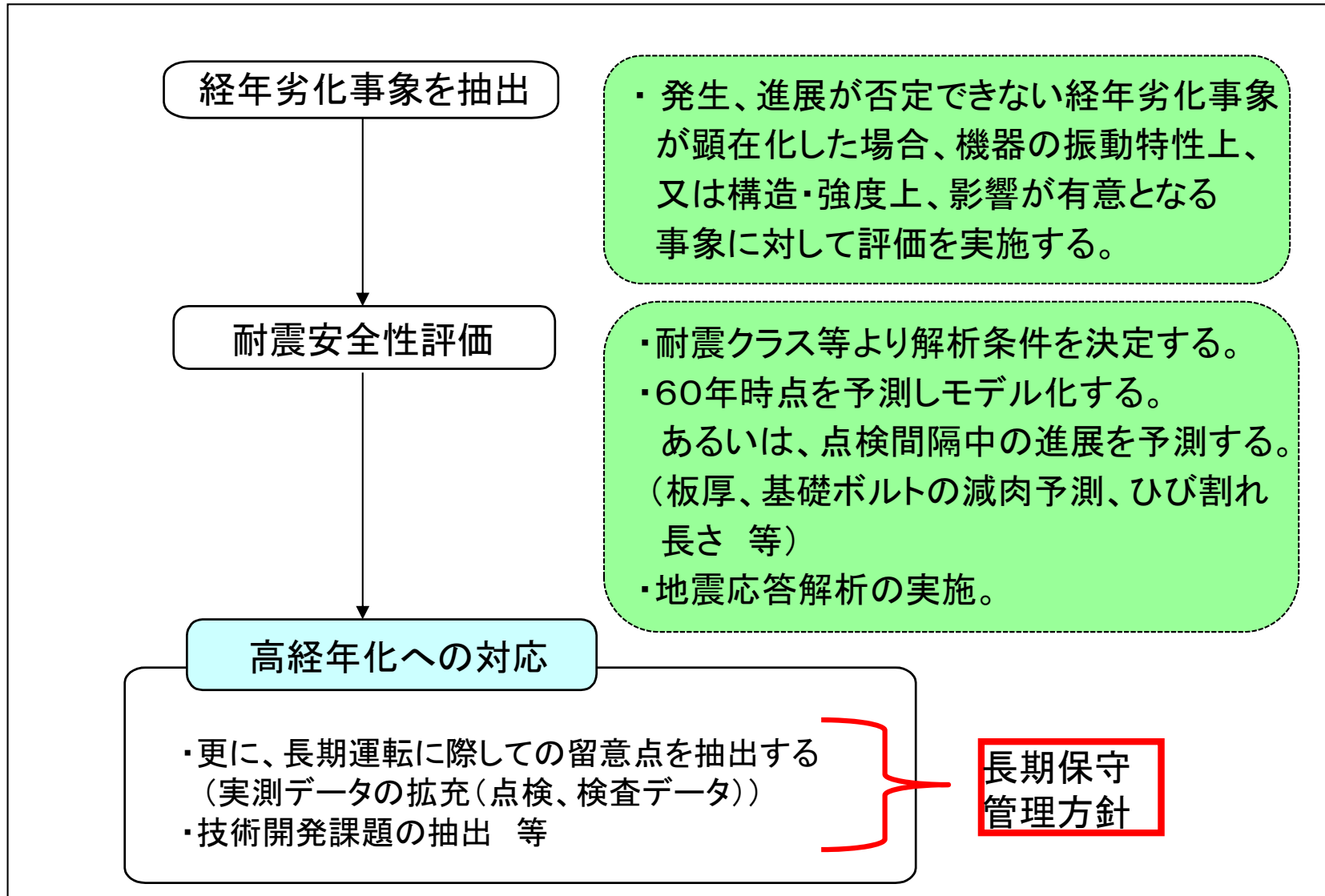
2. (2) 高経年化技術評価の実施方法(4/5)

抽出された経年劣化事象について60年の期間を仮定した健全性を評価



2. (2) 高経年化技術評価の実施方法(5/5)

耐震安全性評価



2. (3) 高経年化技術評価結果(30年時点の評価)

2. (3) 高経年化技術評価結果(総括)

- 大部分の機器については、現状の保全活動を継続していくことで、健全性を維持していく。
- 一部の機器については、現状の保全活動に加えて、点検・検査の充実が必要である。
→ 長期保守管理方針として策定(27項目)

2008年7月:国の審査結果

「事業者が実施した高経年化技術評価は妥当なものと評価できる。」

2. (4) 長期保守管理方針

2. (4) 長期保守管理方針について(1/5)

30年時点の高経年化技術評価で新たに抽出された点検データの拡充や技術開発の課題等

- 長期保守管理方針として27項目を抽出した。
- 抽出された27項目については、運転開始後30年を迎える2008年11月28日以降の最初の定期検査から計画的に実施している。
- 27項目の実施にあたっては、各項目の緊急性等を考慮し実施時期について下記のように分類した。
 - 短期：平成20年11月28日から5年間
実機プラントデータでの確認が早急に必要なもの等
 - 中長期：平成20年11月28日から10年間
これまでの点検・検査により健全性は確認されているが、検査手法の追加により更に充実を図るもの等
 - 次回評価時
これまでの運転実績から60年時点の実過渡回数等を外挿して評価しているため、最新の実績で再評価する。

2. (4) 長期保守管理方針について(2/5)

長期保守管理方針(短期)

時 期		内 容	実施状況
短 期	2007年以降の5年以内に実施すべきもの	・5.排ガス復水器のUT(低合金鋼の応力腐食割れ)	2013. 4 実施済
		・7.T/D給水ポンプ駆動用タービン翼・車軸接合部UT抜取検査(低合金鋼の応力腐食割れ)	2013. 2 実施済
		・9.原子炉格納容器スプレイヘッダ目視点検	2010. 2 実施済
		・13.グランド蒸気蒸発器胴体等の肉厚測定(炭素鋼腐食)	2010. 3 実施済
		・15.DG海水系炭素鋼配管レストレイントの腐食防止のための補修塗装	2012. 6 実施済
		・16.排気筒の点検(炭素鋼腐食)	2013. 11 実施済
		・27.電気ペネトレーション 60年供用想定した加速劣化試験(絶縁劣化)	2013. 11～実施中
		・20.難燃一重同軸ケーブル、23.端子台 60年供用想定した加速劣化試験(絶縁劣化)	2013. 11～実施中

2. (4) 長期保守管理方針について(3/5)

長期保守管理方針(中長期)

時 期		内 容	実施状況
中長期	2007年以降の 10年以内に実 施すべきもの	<ul style="list-style-type: none"> ・2.原子炉圧力容器の中性子照射脆化、3.炉内構造物の中性子照射脆化、4.応力腐食割れ、5.照射誘起型応力腐食割れ、17.炭素鋼の流れ加速型腐食、17.液滴衝撃エロージョンに関する、安全基盤研究の成果が得られた場合の、保全への反映要否判断。 ・6.上部格子板の照射誘起型応力腐食割れに対する点検実施。 ・8.ジェットポンプ計測管形状記憶合金の目視点検実施。 ・14.原子炉主蒸気ノズル等の目視点検実施。 ・2.原子炉圧力容器低圧注水ノズルの照射量を評価し、健全性評価の要否判断。(健全性評価要であればCu含有量を調査して評価) ・10.保温材に覆われた配管の外表面点検実施。 ・11.埋設配管 代表部位の目視点検実施。 ・13.熱交支持脚スライド部点検実施。 	<p>現在まで、保全への反映なし</p> <p>2015. 1 実施済</p> <p>2009. 10 実施済</p> <p>現在、評価中</p> <p>2010. 3 実施済</p> <p>2016. 2 実施済</p> <p>2014. 3 実施済</p>

2. (4) 長期保守管理方針について(4/5)

長期保守管理方針(中長期)

時 期		内 容	実施状況
中長期	2007年以降の 10年以内に実 施すべきもの	<ul style="list-style-type: none"> ・18.後打ちケミカルアンカーの樹脂の調査実施。 ・19.基礎ボルトの腐食調査の実施。 ・安全基盤研究の成果が得られた場合の、保全への要否判断。(20.CNケーブル、21.難燃六重同軸ケーブル、22.難燃三重同軸ケーブル) ・事故時環境内で機能要求がある場合、60年運転及び事故雰囲気による劣化を想定した評価(23.端子台、24.伝送器、25.温度検出器、26.電動弁駆動部、27.電気ペネトレーション) 	<p>現在、実施中</p> <p>現在、実施中</p> <p>現在、評価中</p> <p>現在、評価中</p>

2. (4) 長期保守管理方針について(5/5)

長期保守管理方針(次回評価時)

時 期		内 容	実施状況
次 回 評価時	次回高経年化 技術評価で実 施すべきもの	・1. 原子炉容器, PLRポンプ等の疲れ累積係数を実過 渡回数を基に評価(疲労)	新たに見直した実過渡回数 を用いて疲労評価を実施中

運転期間延長認可申請に必要な評価について

運転期間延長認可申請に必要な評価

劣化状況評価

安全上重要な機器・構造物等を対象に、着目すべき経年劣化事象か、今後の運転で経年劣化事象の進展等を、以下を踏まえて評価する。

- 最新の知見・運転経験等
- 最新の技術基準
- 特別点検の結果



劣化状況を踏まえ策定

長期保守管理方針

- 今後の保守管理方針を策定

反映

- 通常の高経年化技術評価
- 監視試験片の試験結果

対象追加

- 新規制基準への対応
 - ・ 適合のための追加設備を確認

確認

○ 設備の経年劣化状況を把握

- ・ 35年以降に実施した点検記録の評価確認及び必要な点検の実施
- ・ 対象設備
 - 原子炉圧力容器
 - 原子炉格納容器
 - コンクリート構造物

上記を実施し、延長しようとする期間(最長20年)の運転を想定した技術評価を行い、設備の経年変化に対する安全性を確認する。

対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検方法／点検項目
原子炉圧力容器	①母材及び溶接部(炉心領域)	中性子照射脆化	超音波探傷試験による欠陥の有無の確認
	② 給水ノズルコーナー部	疲労	渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
	③ 制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング、 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	応力腐食割れ	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認、渦流探傷試験による制御棒駆動機構ハウジング及び中性子束計測ハウジング内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認
	④ ドレンノズル	腐食	目視試験による内面の確認
	⑤ 基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験によるボルト内部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	⑥ 原子炉格納容器鋼板(接近可能な内面部分)	腐食	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	⑦ コンクリート(原子炉建屋、取水構造物等)	強度低下及び遮蔽能力低下	採取したコアサンプル(試料)により各種試験で強度等の確認

