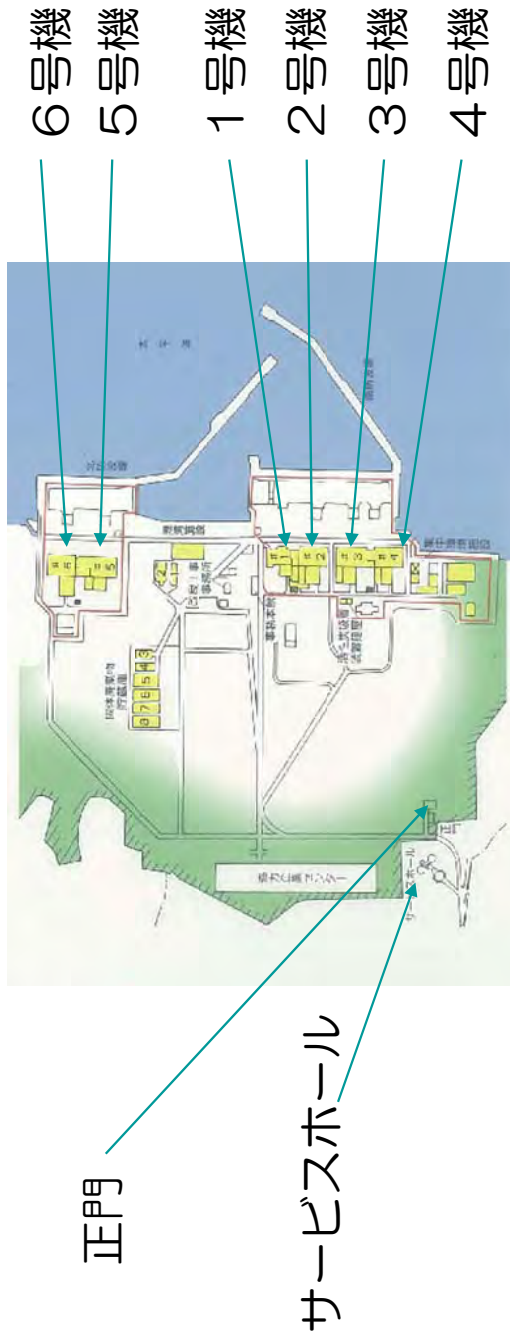
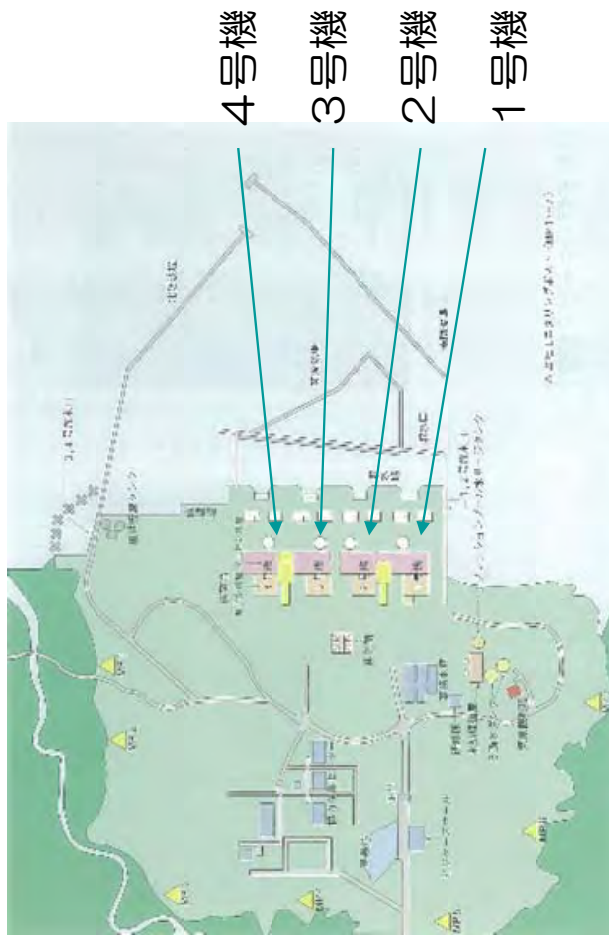


東京電力 福島第一原子力発電所の概要



所在	号機	運転開始	型式	出力(万kW)	主契約者	地震発生時の状況
大熊町	1号機	S46.3	BWR-3	46.0	GE	定格電気出力一定運転中
	2号機	S49.7	BWR-4	78.4	GE/東芝	定格熱出力一定運転中
	3号機	S51.3	BWR-4	78.4	東芝	定格熱出力一定運転中
双葉町	4号機	S53.10	BWR-4	78.4	日立	定期 検査中 全燃料取出、プールゲート閉 (シユラウド交換作業中)
	5号機	S53.4	BWR-4	78.4	東芝	定期 検査中 原子炉圧力容器上蓋閉
	6号機	S54.10	BWR-5	110	GE/東芝	定期 検査中 原子炉圧力容器上蓋閉

東京電力 福島第二原子力発電所の概要

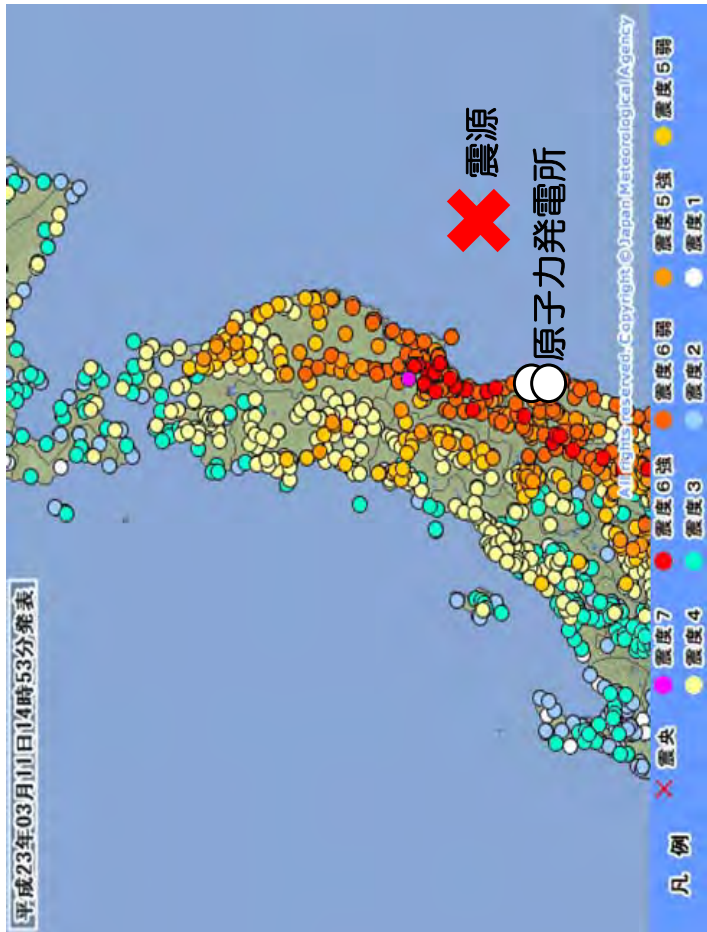


所在	号機	運転開始	型式	出力(万kW)	主契約者	地震発生時の状況
楢葉町	1号機	S57.4	BWR-5	110.0	東芝	定格熱出力一定運転中
	2号機	S59.2	BWR-5	110.0	日立	定格熱出力一定運転中
富岡町	3号機	S60.6	BWR-5	110.0	東芝	定格熱出力一定運転中
	4号機	S62.8	BWR-5	110.0	日立	定格熱出力一定運転中

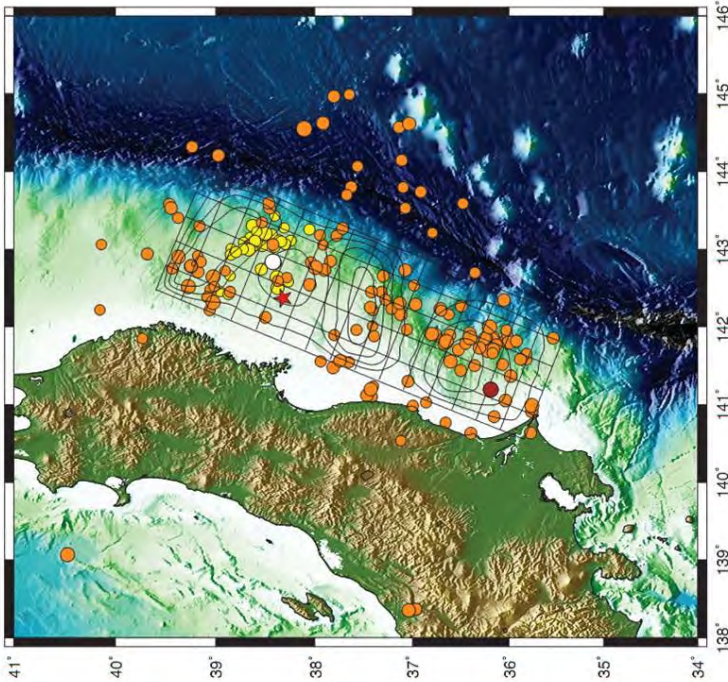
東北地方太平洋沖地震の概要

発震日時 ; 2011年3月11日(金)午後2時46分頃
 発生場所 ; 三陸沖(北緯38度、東経142.9度)、震源深さ24km、マグニチュード9.0
 各地の震度;

- 震度7: 宮城県栗原市
- 震度6強 福島県檜葉町、富岡町、大熊町、双葉町
- 震度6弱 宮城県石巻市、女川町、茨城県東海村
- 震度5弱 新潟県刈羽村
- 震度4 青森県六ヶ所村、東通村、むつ市、大間町、新潟県柏崎市



今回の地震の震度分布



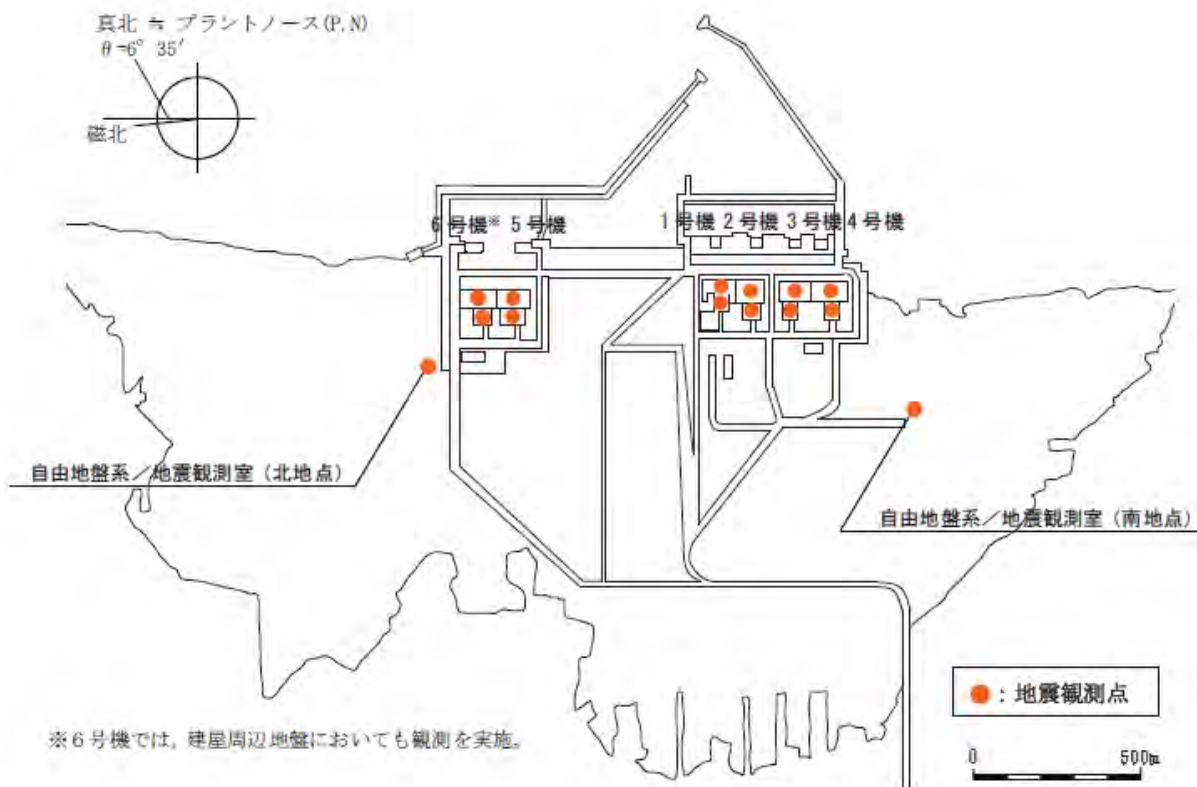
今回の地震・津波は観測史上4番目の世界有数の規模

福島第一原子力発電所地震観測記録と設計用地震動との比較

東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所で取得された観測記録と基準地震動Ssに対する応答値との比較

観測点 (R/B基礎版上)		観測記録			基準地震動Ssに対する		
		最大加速度値 (ガル)			最大応答加速度値 (ガル)		
		NS 方向	EW 方向	UD 方向	NS 方向	EW 方向	UD 方向
福島第一	1号機	460	447	258	487	489	412
	2号機	348	550	302	441	438	420
	3号機	322	507	231	449	441	429
	4号機	281	319	200	447	445	422
	5号機	311	548	256	452	452	427
	6号機	298	444	244	445	448	415

注) NS : 南北, EW : 東西, UD : 上下



福島第一原子力発電所における地震観測点の配置

地震観測記録と設計用地震動との比較

福島第一原子力発電所1号機～6号機及び福島第二原子力発電所1号機～4号機の原子炉建屋基礎版上で取得している加速度時刻歴波形を図1-1～1-10に、応答スペクトルを基準地震動Ssを入力して算定した応答スペクトルと併せて図2-1～2-10に示す。

図2-1～2-10によると、観測記録の応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動Ssによる応答スペクトルを上回っているものの、概ね同程度となっている。

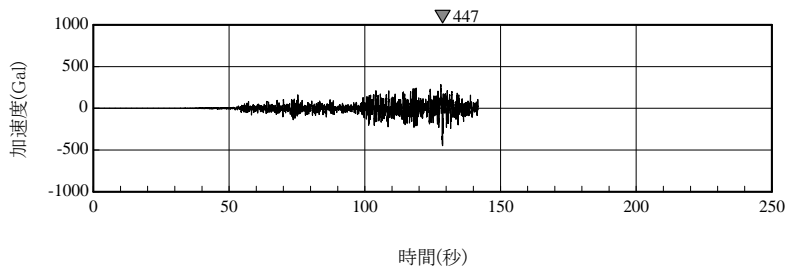


図 1-1 福島第一 1号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

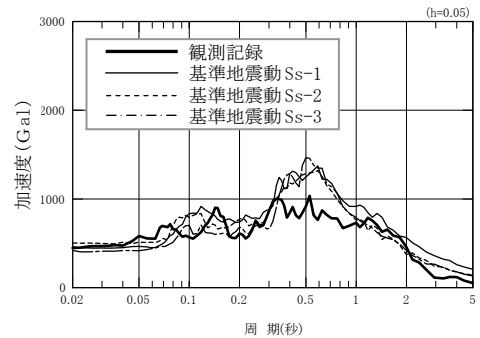


図 2-1 福島第一 1号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

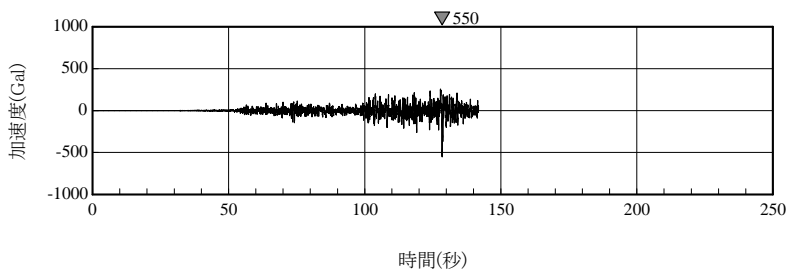


図 1-2 福島第一 2号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

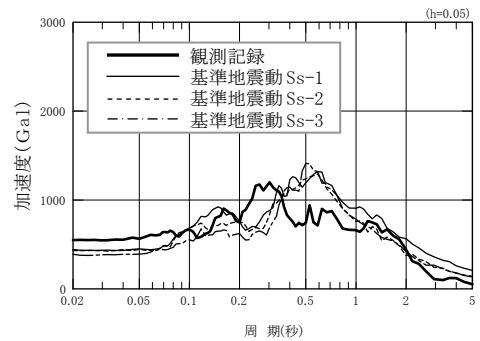


図 2-2 福島第一 2号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

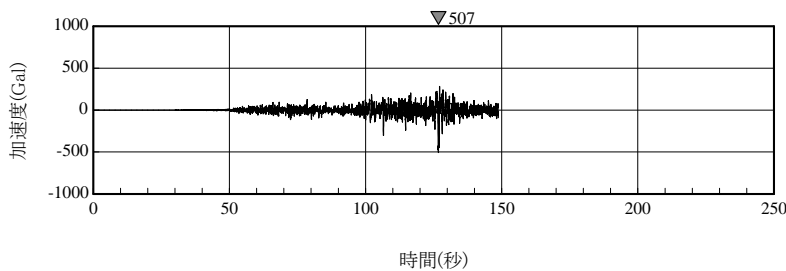


図 1-3 福島第一 3号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

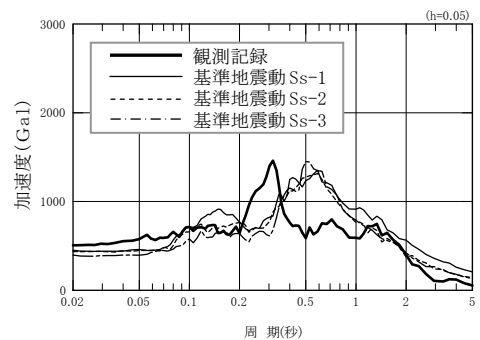


図 2-3 福島第一 3号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第一: EW方向)

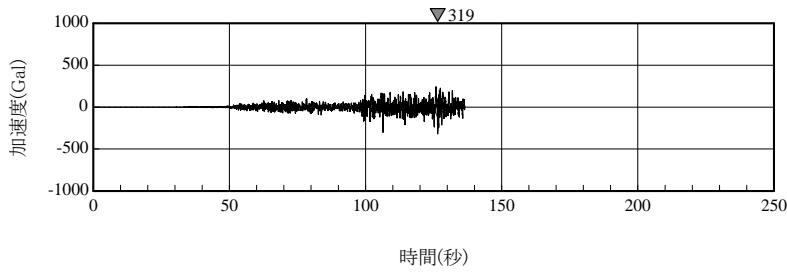


図 1-4 福島第一 4号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

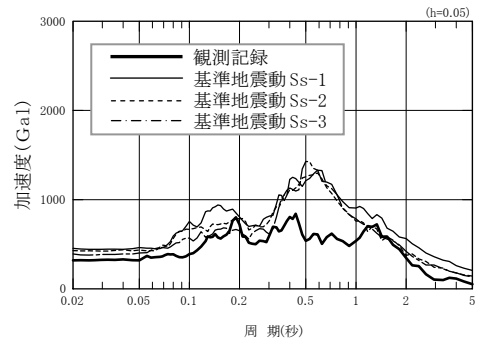


図 2-4 福島第一 4号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

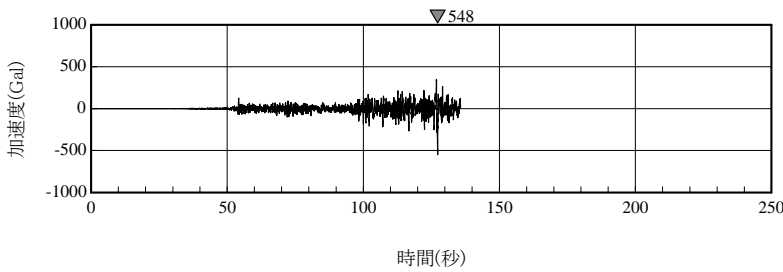


図 1-5 福島第一 5号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

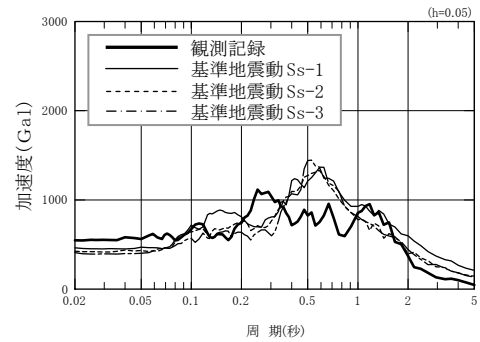


図 2-5 福島第一 5号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

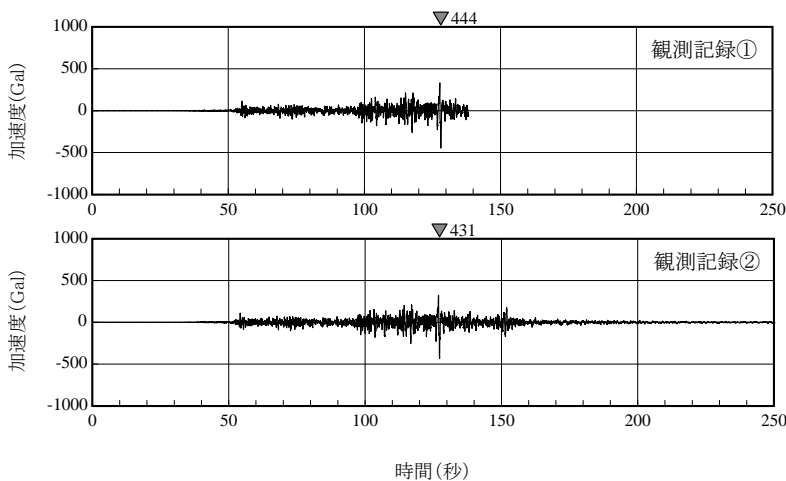


図 1-6 福島第一 6号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

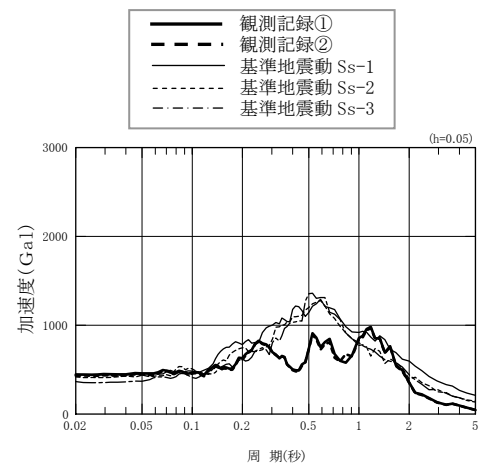


図 2-6 福島第一 6号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第一: EW 方向)

福島第二原子力発電所地震観測記録と設計用地震動との比較

福島第二原子力発電所で取得された観測記録と
基準地震動 Ss に対する応答値との比較

観測点 (原子炉建屋基礎版上)	観測記録			基準地震動 Ss に対する 最大応答加速度値 (ガル)		
	最大加速度値 (ガル)			NS 方向	EW 方向	UD 方向
	NS 方向	EW 方向	UD 方向			
1号機	254	230*	305	434	434	512
2号機	243	196*	232*	428	429	504
3号機	277*	216*	208*	428	430	504
4号機	210*	205*	288*	415	415	504

※記録開始から 130~150 秒程度で記録が中断している。

注) NS : 南北, EW : 東西, UD : 上下



※1号機では、建屋周辺地盤においても観測を実施。

福島第二原子力発電所における地震観測点の配置

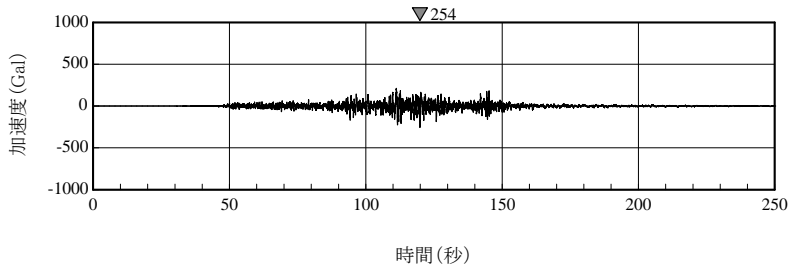


図 1-7 福島第二 1号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

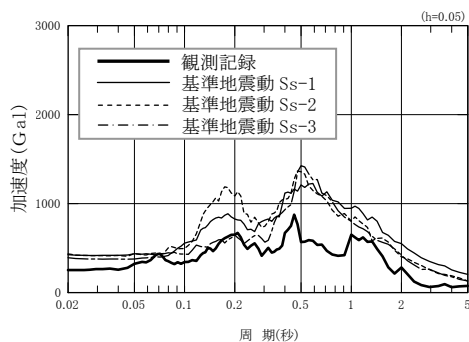


図 2-7 福島第二 1号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

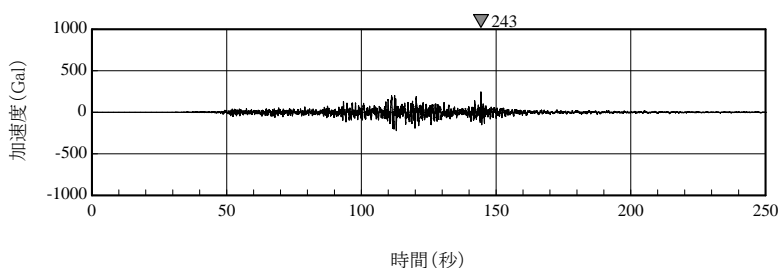


図 1-8 福島第二 2号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

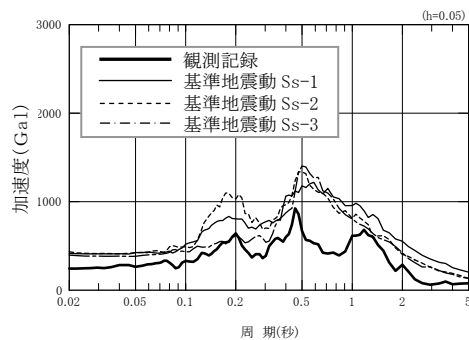


図 2-8 福島第二 2号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

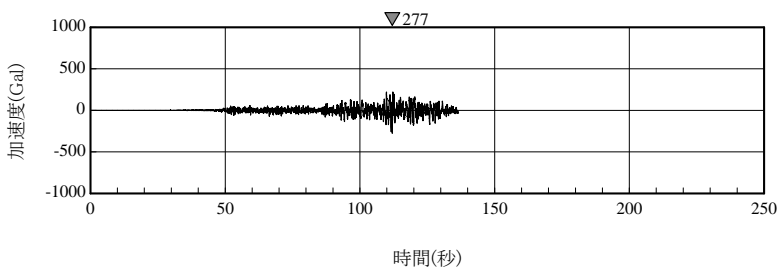


図 1-9 福島第二 3号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

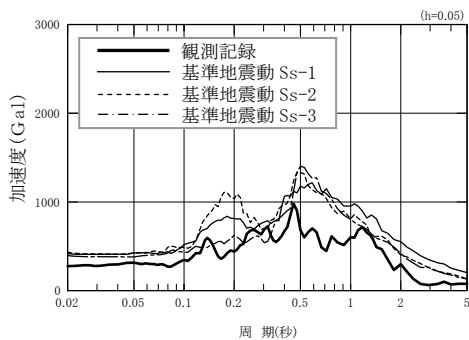


図 2-9 福島第二 3号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

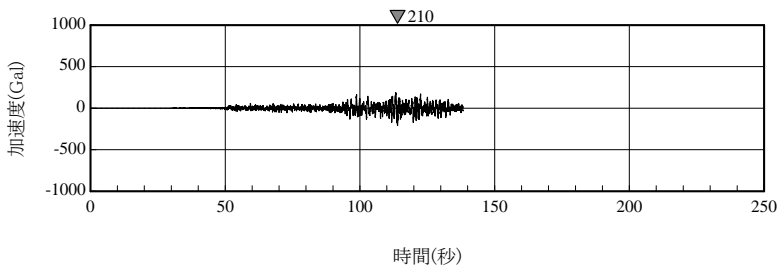


図 1-10 福島第二 4号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

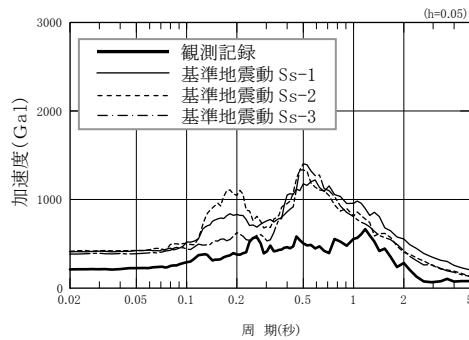
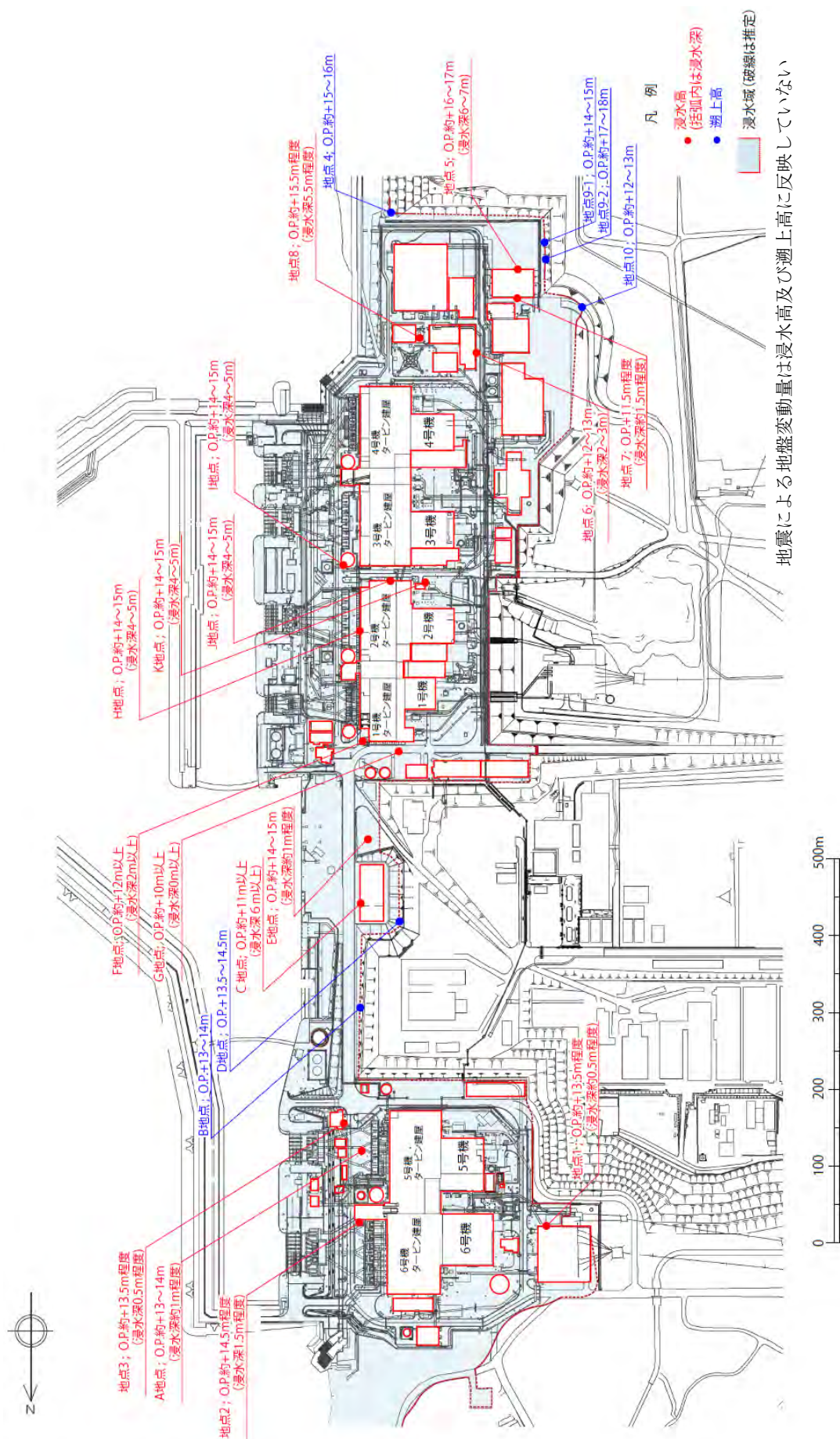


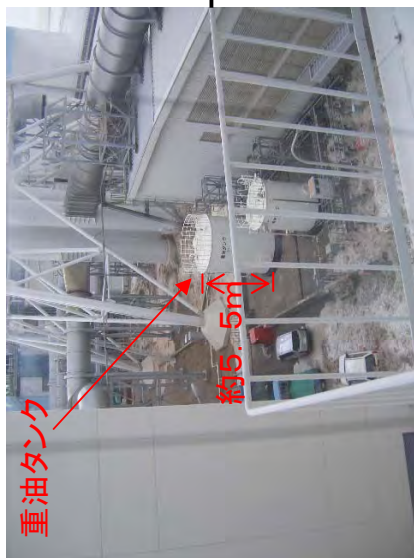
図 2-10 福島第二 4号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第二 : NS 方向)



福島第一原子力発電所における津波の調査結果(浸水深、浸水深及び浸水域)

福島第一原子力発電所の屋外浸水状況
＜4号機南側集中環境施設プロセス主建屋付近：敷地高O. P. +10m、重油タンク高さ約5.5m＞



撮影日：2011/3/11 15:42



撮影日：2011/3/11 15:42



撮影日：2011/3/11 15:43



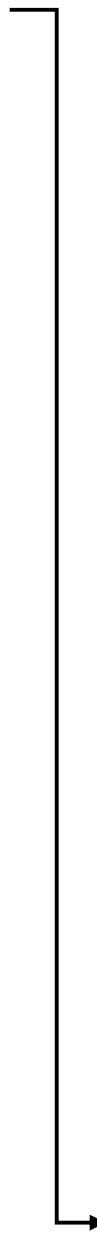
撮影日：2011/3/11 15:43



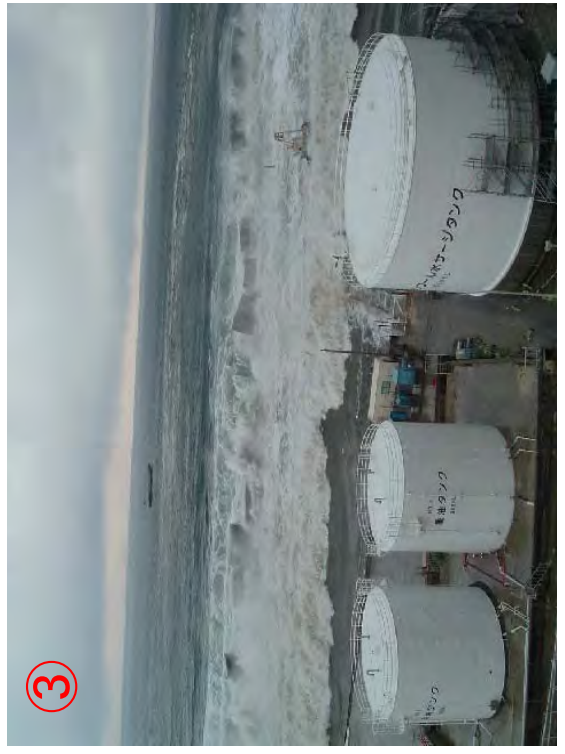
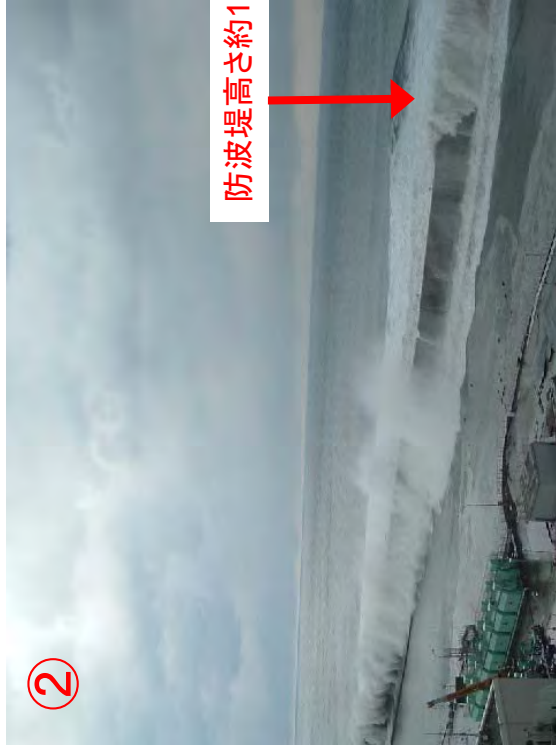
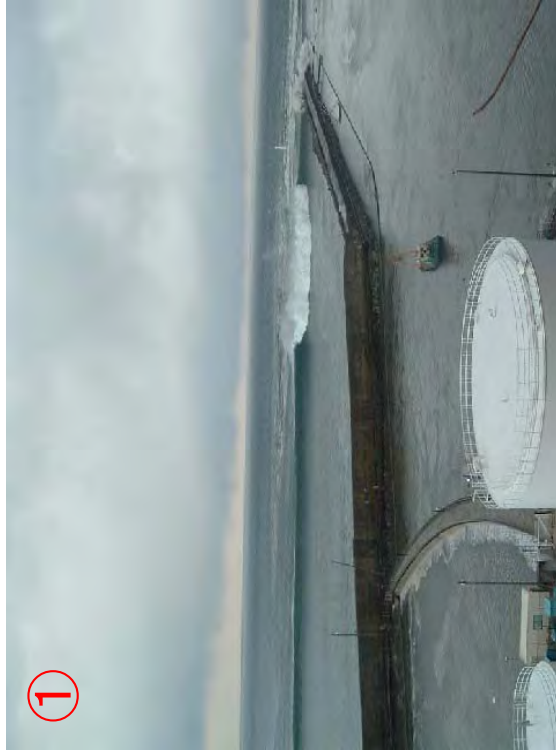
撮影日：2011/3/11 15:43

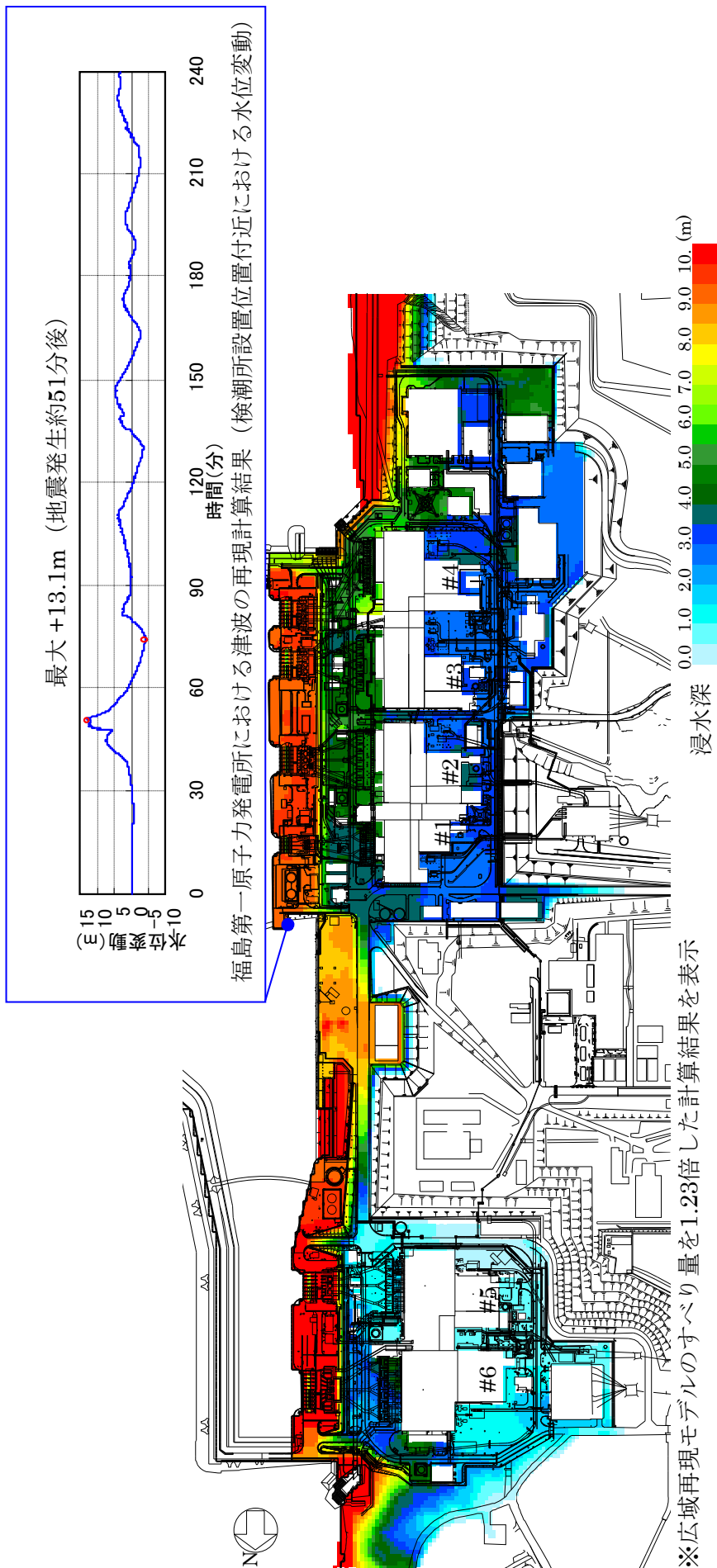


撮影日：2011/3/11 15:44



福島第一原子力発電所に襲来した津波の状況
＜福島第一原子力発電所の5、6号機海沿い（固体廃棄物貯蔵所東側）＞



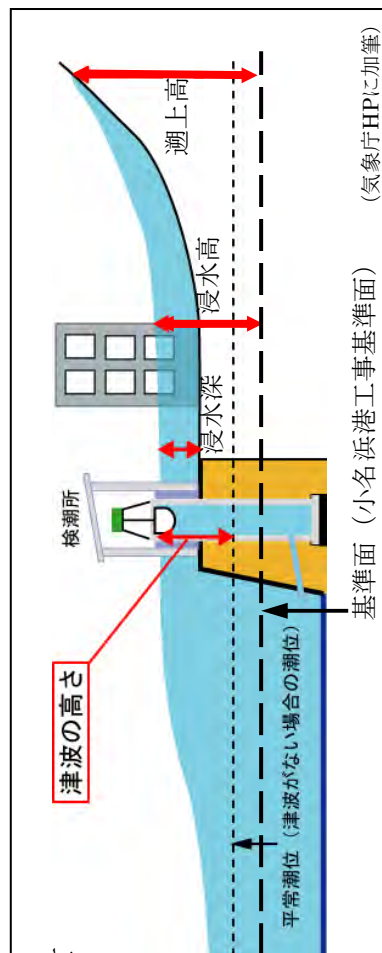


※広域再現モデルのすべり量を1.23倍した計算結果を表示

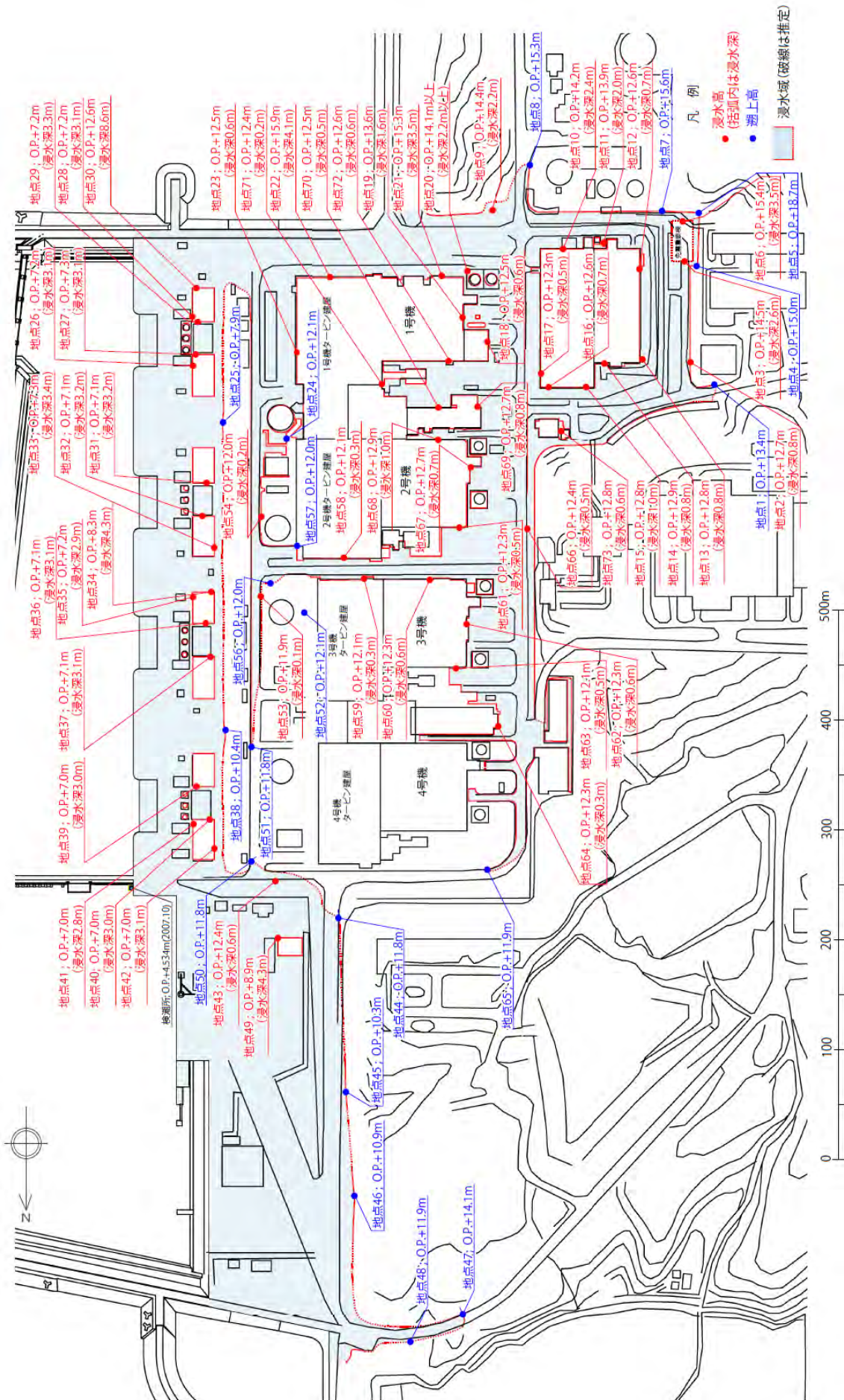
用語の定義

- 津波の高さ：平常潮位 (津波がない場合の潮位) から、津波によって海面が上昇した高さの差。
- 浸水高；建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ (O.P.表示※)。
- 浸水深；建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
- 浸水域；津波によって浸水した範囲。
- 遡上高；津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ (O.P.表示※)。

※ 小名浜港工事基準面 (O.P.) は東京湾平均海面 (T.P.) の下方0.727mにある。

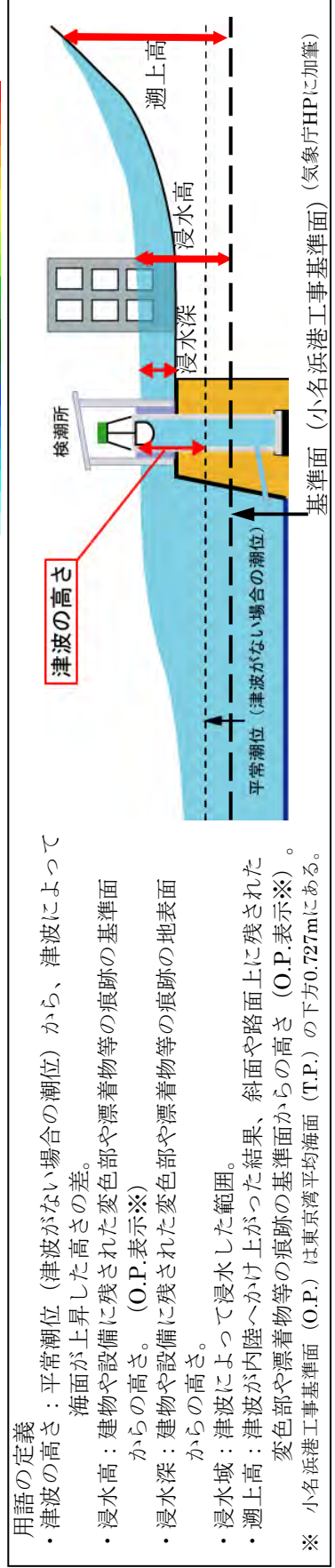
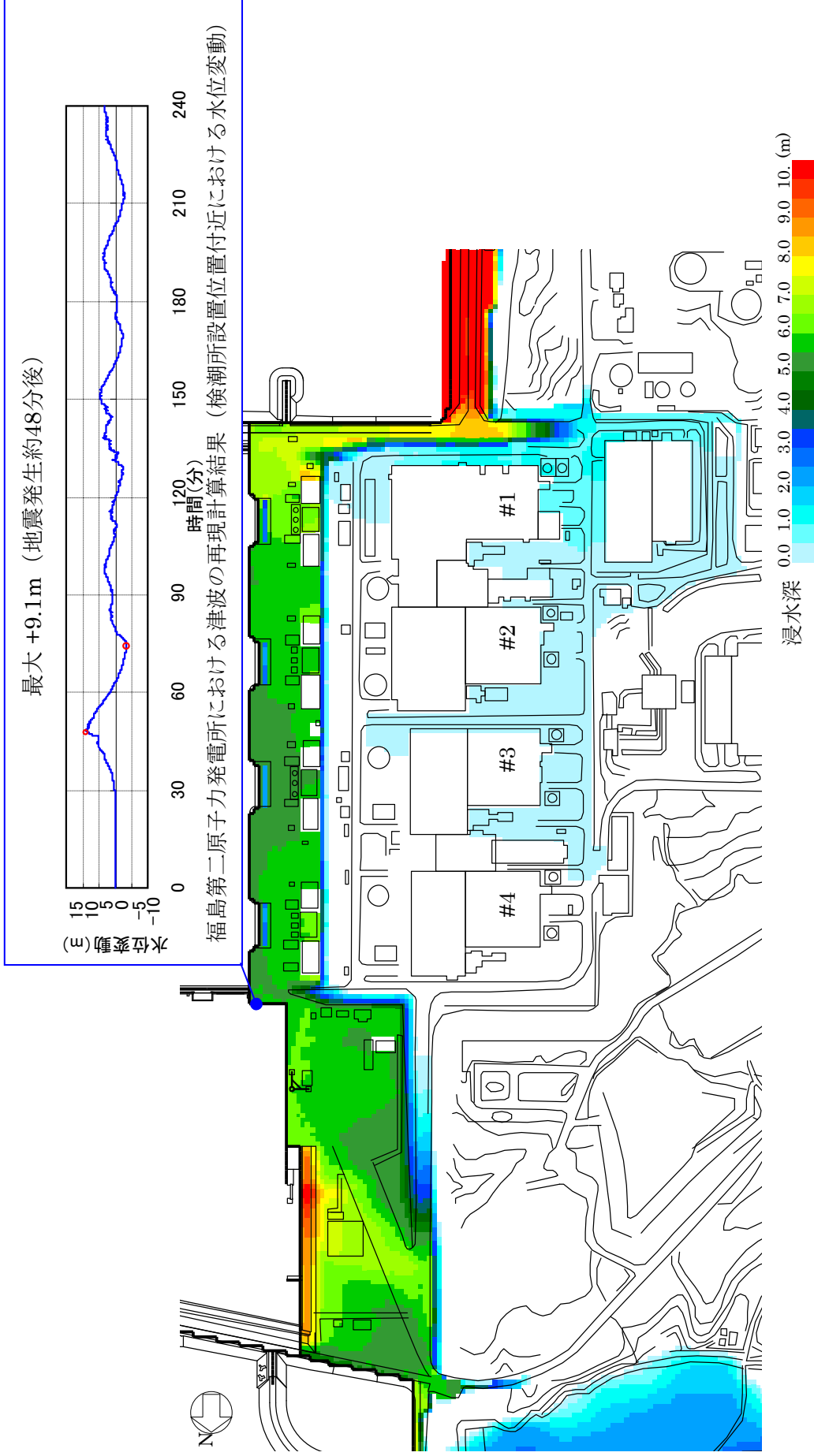


福島第一原子力発電所における津波の再現計算結果 (浸水深及び浸水域)



地震による地盤変動量は浸水高及び遡上高に反映していない

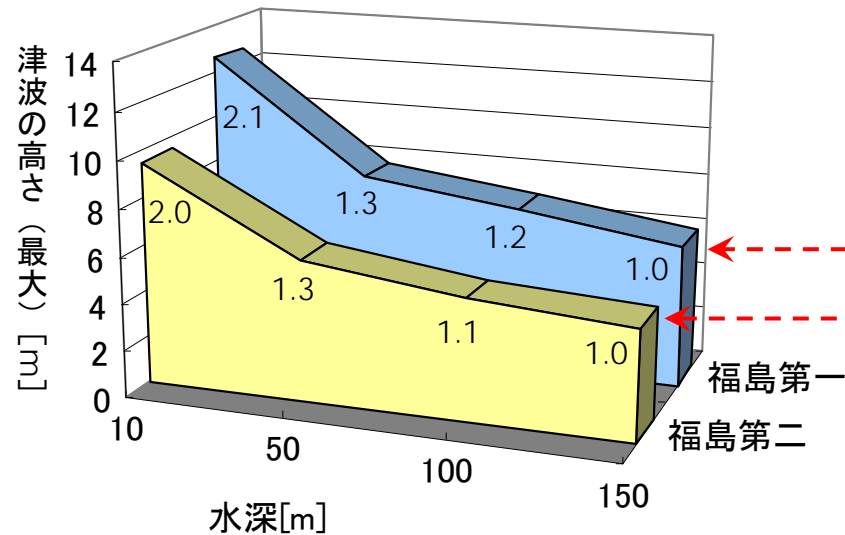
福島第二原子力発電所における津波の調査結果（浸水高、浸水深及び浸水域）



福島第一原子力発電所沖合い水深
150m 地点の水位の時刻歴波形

- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが大きいため、津波の高さも大きくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

グラフ中の数字は沖合い水深 150m 地点を基準とした増幅率

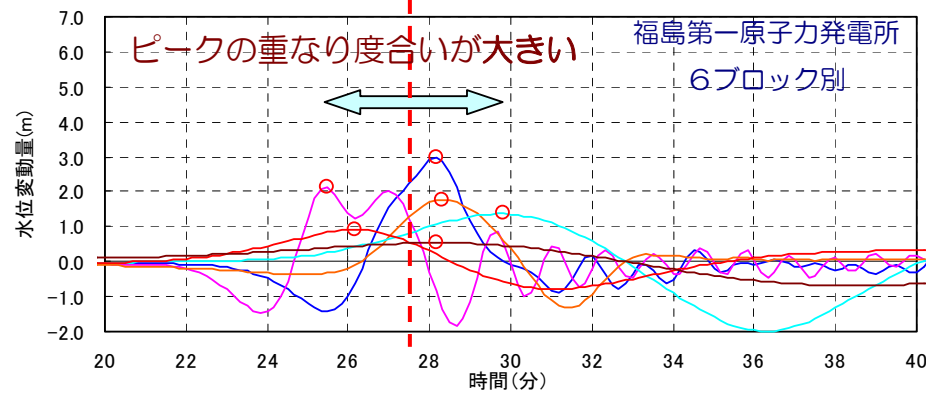
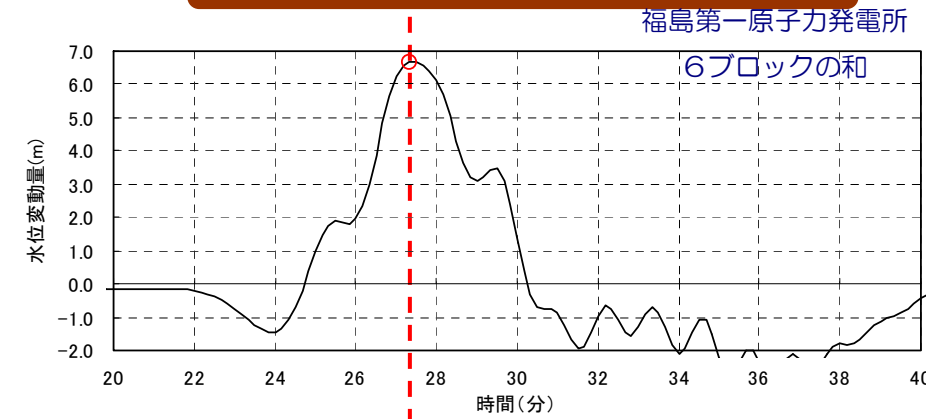


※ 広域再現モデル全体による結果

- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが小さいため、津波の高さも小さくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

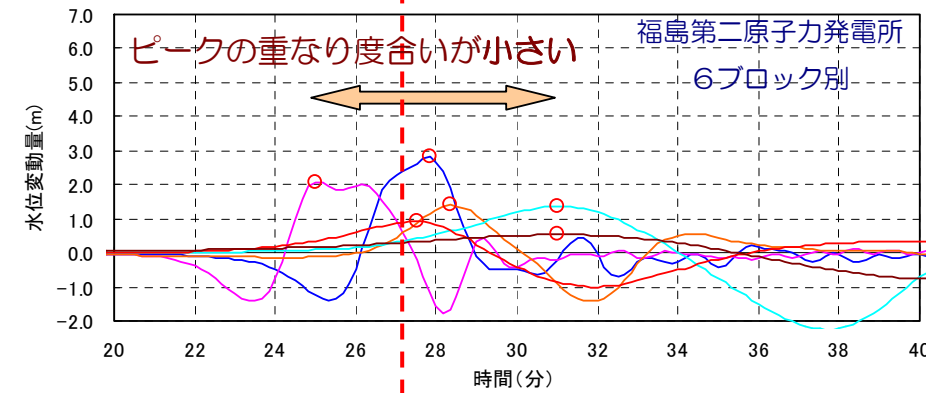
福島第二原子力発電所沖合い水深
150m 地点の水位の時刻歴波形

主要な成分（ブロック）を取り出した結果

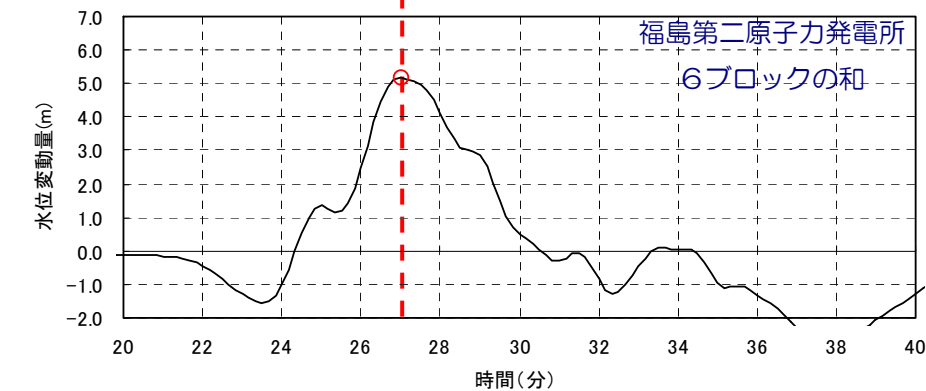


- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥

6ブロックの和で概ね全体の違いを説明可能

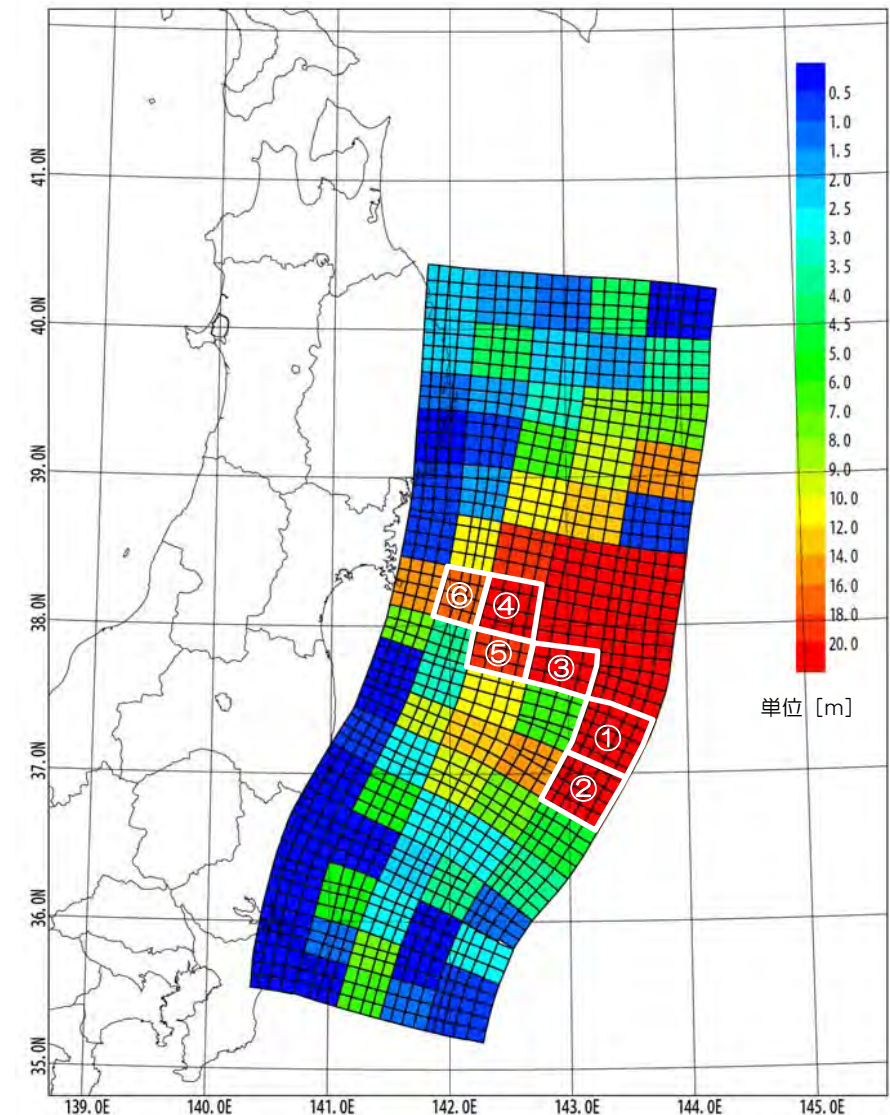


- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥



※ 時間は、地震発生時からの経過時間

推定された波源モデルのうち
両発電所沖合いの津波の高さに
影響が大きいブロックの位置


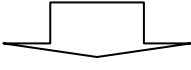
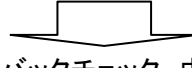


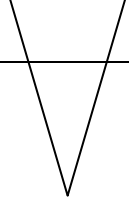


広域（北海道～千葉県）の浸水高、遡上高、浸水域、検潮記録及び地殻変動を最も良く説明できる津波波源モデルを使用して分析を行った

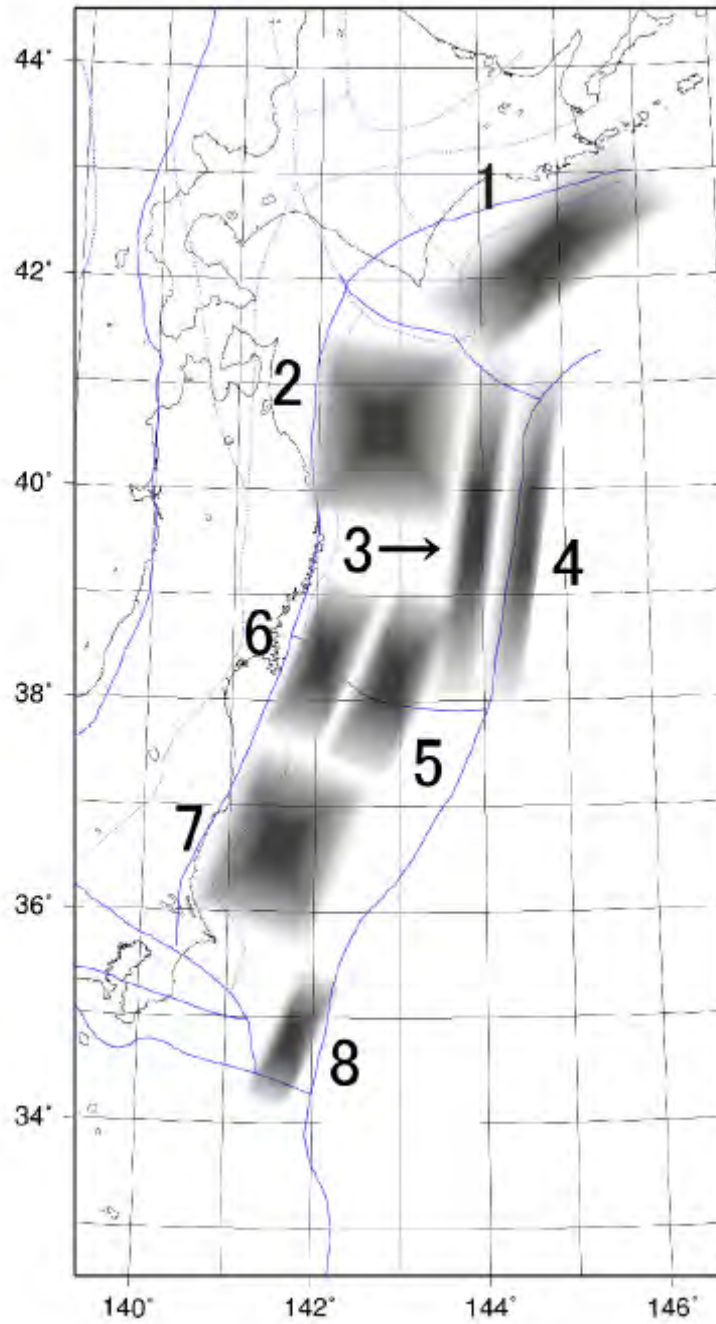
まとめ
福島第一と福島第二の津波の差異の主な原因は、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域から発生した津波のピークが、福島第一では重なる度合いが強く、福島第二では弱いことによると考えられる。

津波の差異に関する分析

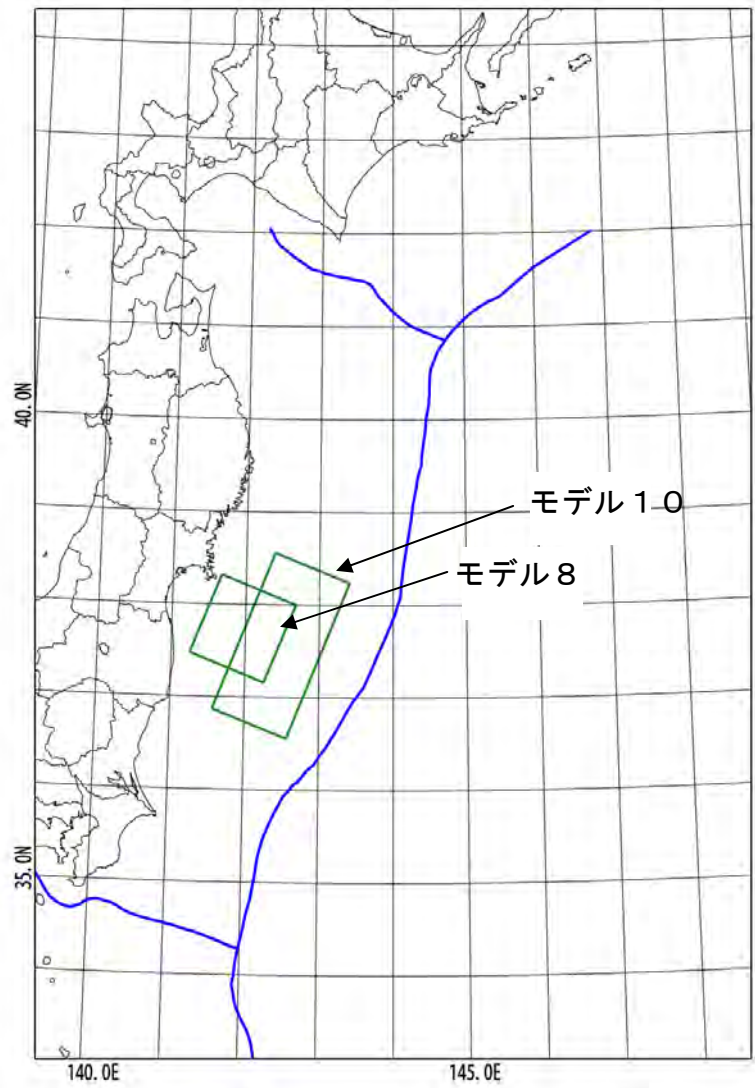
津波の安全性評価に係る主な経緯

	主な経緯	当社の対応
福島第一原子力発電所 S41~47 チリ津波をもとに設置申請・許可 水位)3.122m		
H14.2	土木学会が「原子力発電所の津波評価技術」(以下、「津波評価技術」)刊行	「津波評価技術」に基づく安全性評価を実施 ポンプのかさ上げ、手順書の整備、建屋の水密化等の必要な対策を実施 水位)O.P.+5.4m~5.7m
H14.7	国の地震調査研究推進本部が長期評価(以下「地震本部の見解」)を公表 →土木学会では H15 年度から検討予定の確率論的評価手法に取り入れて検討を実施。 (福島県沖の日本海溝沿いは過去に津波が発生していない領域。波源モデルがない。)	
H15 ~H17	土木学会で確率論的評価手法の検討実施 	土木学会の検討を注視するとともに当社としても確率論的評価手法の検討実施 
H18.7	土木学会が H15~H17 の確率論的評価手法の検討成果を論文として取りまとめ ※これ以降、継続して土木学会で、確率論的評価手法の検討を実施。	H15~H17 の検討成果である開発段階の確率論的評価手法を用いて試行的解析を実施し、第 14 回原子力工学国際会議(ICONE-14)で論文発表
H18.9 H19.7 H20.3	耐震設計審査指針 改訂 (地震随件事象である津波の安全性に関する文言が明記された) 耐震バックチェックの指示 新潟県中越沖地震発生 — 中越沖地震に関する対応実施	耐震バックチェック開始  耐震バックチェック 中間報告書 提出 (津波は最終報告書で評価予定)
H20.4 ~10 H20.12	貞観津波に関する論文案を佐竹氏から受領	「地震本部の見解」に対する試算実施 波源モデル等の審議・津波評価技術の改訂に向けた調整を開始  貞観津波に関する試算実施
H21.2		耐震バックチェック最終報告書の提出に向け、最新の海底地形と潮位観測データを考慮した上で、「津波評価技術」に基づく安全性評価を行い、必要な対策を実施 水位)O.P.+5.4~6.1m
H21.4 H21.6 H21.7 H21.8 ~9 H21.11 H22.3	産総研 佐竹氏が貞観津波に関する論文発表 (波源モデル確定には追加調査が必要との結論) 当社バックチェック中間報告に対して、合同 WG で貞観地震の指摘 保安院 バックチェックの中間報告に対する評価 (「貞観津波の調査研究の成果に応じた適切な対応」) 保安院へ貞観津波説明	審議中  地震本部の見解、貞観津波等についての審議を土木学会へ要請  津波堆積物調査(開始) 津波堆積物調査(終了)
H23.1 H23.3	保安院へ説明	津波堆積物調査の結果(※)を日本地球惑星科学連合大会へ論文投稿 ※福島県南部で貞観津波の津波堆積物は確認されず

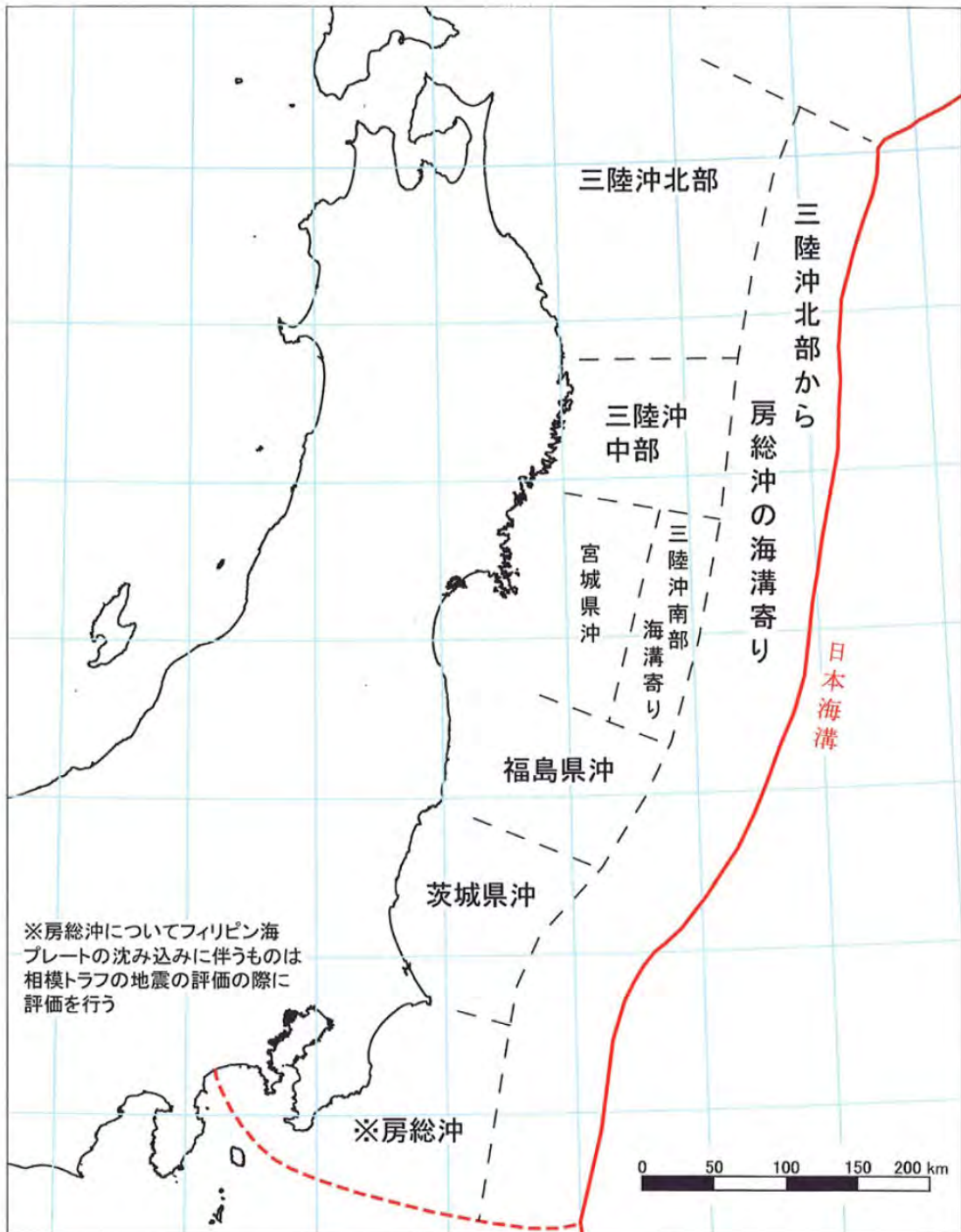
各研究機関等から提案されている波源及び波源の領域



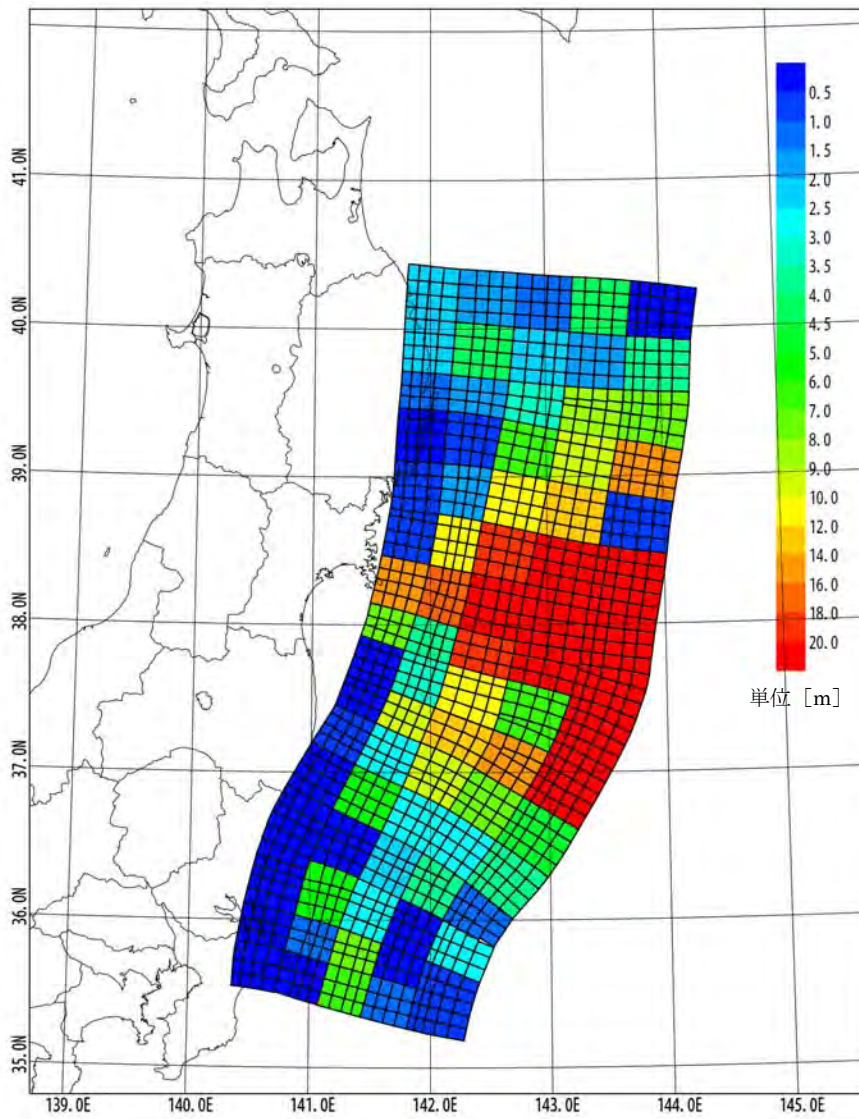
土木学会（2002）の波源



貞観津波の波源（佐竹ほか、2008 に基づいて作成）



三陸沖北部から房総沖の評価対象領域
(地震調査研究推進本部 HP 地震調査委員会平成 14 年 7 月 31 日)



インバージョン解析から推定した波源（東京電力、2011）

福島第一原子力発電所建屋敷地高さの設計について

1. 検討結果概略

福島第一原子力発電所については、そもそも既往津波の最大を考慮した敷地高さを設計条件としてきており、主要な建屋敷地レベルには到達しないように配慮してきた。太平洋岸に位置し、今回当社福島第一原子力発電所と同様に津波に被災したものの、プラント停止に無事に成功した発電所との敷地高さに関する比較を以下に示す。この結果から判断して、福島第一原子力発電所の建屋設置レベルが低く設定されているような事実はない。

2. 津波高さと設計敷地高さ

比較検討を実施するにあたって、他電力の設計津波高さなどのデータについては、平成23年6月に IAEA 閣僚会議に向けて日本国政府が作成、提出した報告書から抽出整理した。

(1) 原電東海第二原子力発電所 (H.P.とは、日立港工事基準面)

主要建屋敷地高さ : H.P.+8.9m

津波評価技術 : H.P.+5.8m

設置許可申請書 : 記載なし

(2) 女川原子力発電所 (O.P.とは、女川原子力発電所工事用基準面)

主要建屋敷地高さ : O.P.+14.8m

津波評価技術 : O.P.+13.6m

設置許可申請書 : O.P.+9.1m

(2) 福島第一原子力発電所 (O.P.とは、小名浜港工事基準面)

主要建屋敷地高さ : O.P.+10.0m

津波評価技術 : O.P.+6.1m

設置許可申請書 : O.P.+3.122m

3. 設計裕度比較

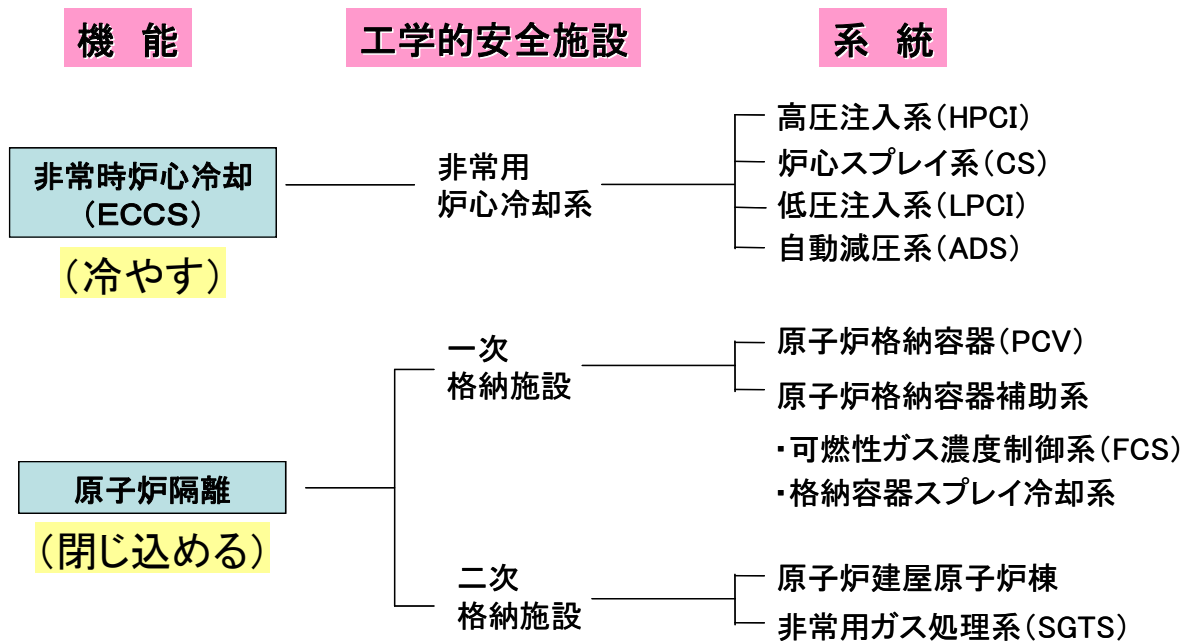
前項データから求めた裕度を以下に示す。

発電所名	(A) 主要敷地 高さ (m)	津波高さ (m)		(A-B)	(A-C)
		設置許可 (B)	土木学会 (C)	A	A
福島第一原子力発電所	+10.0	+3.122	+6.1	68%	39%
原電東海第二原子力発電所	+8.9	記載なし	+5.8	—	34%
東北女川原子力発電所	+14.8	+9.1	+13.6	38%	8%

工学的安全施設の多重性、多様性、独立性について

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」において、重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して多重性または多様性および独立性を備えた設計であることが求められ、非常用炉心冷却系、安全保護系および電気系など安全上重要な系の設計に当っては機器の単一故障の仮定を加えてもそれらの系の安全機能が損なわれないように設計することが要求されている。

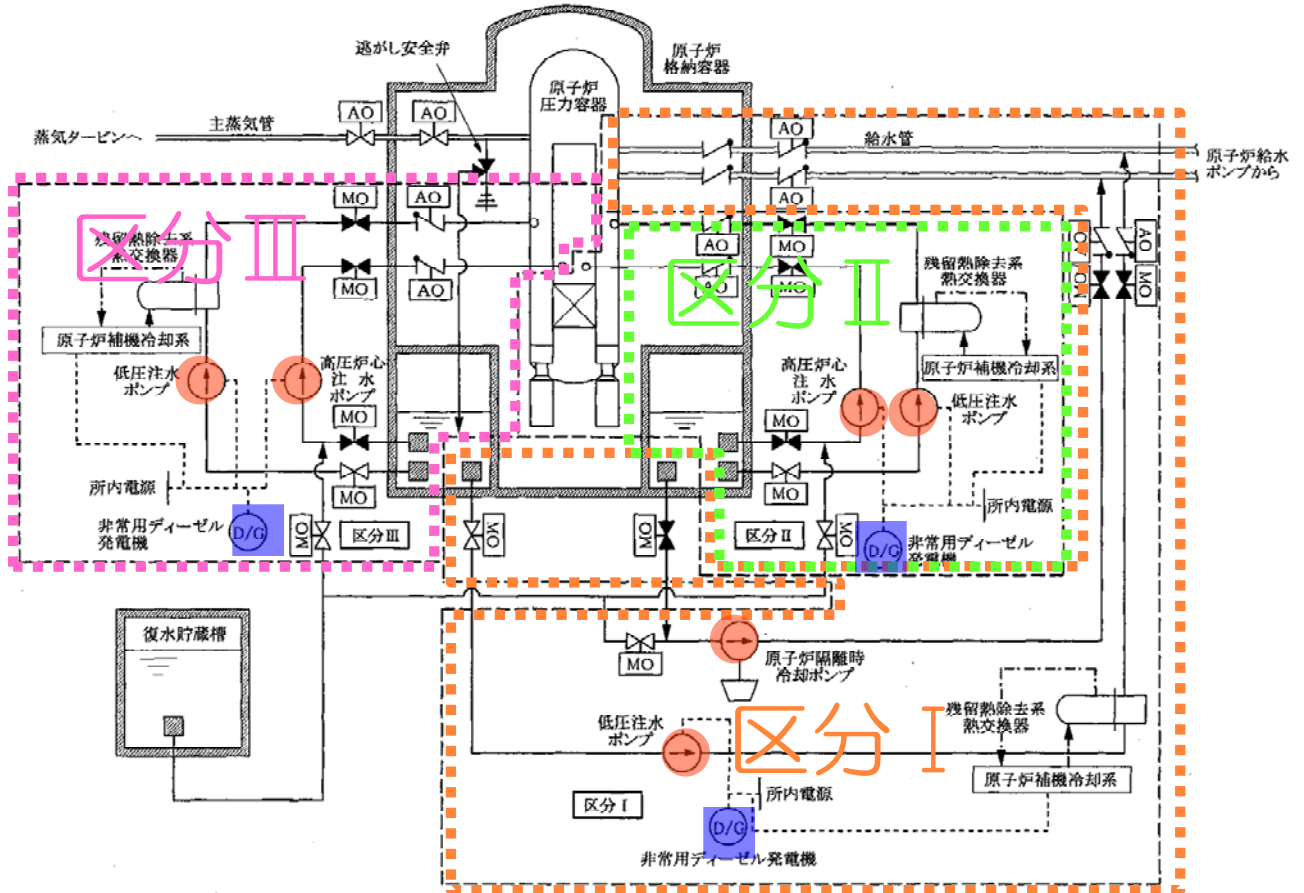
工学的安全施設の構成（BWR-4の例）



多重性、多様性、独立性とは、

(1) 「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

例) 非常用炉心冷却系(ECCS)ポンプ (ABWR の例)



(2) 「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

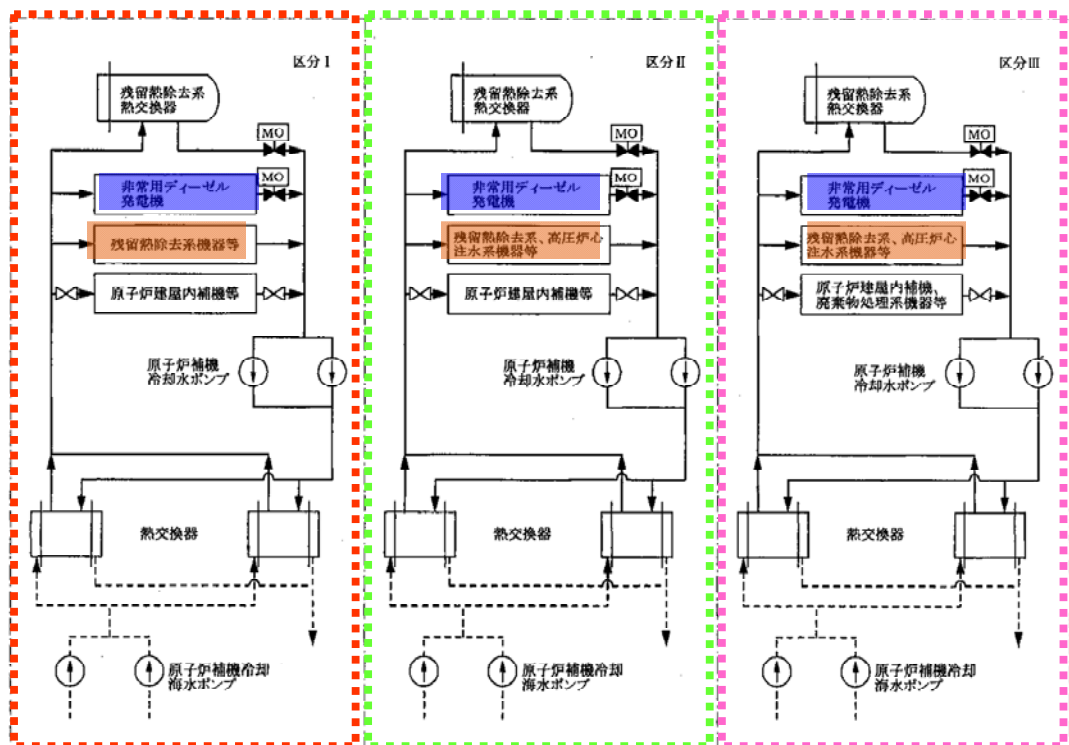
例) 原子炉の停止機能

- ・制御棒：炉心に制御棒を挿入
- ・ホウ酸水注入系(SLC)：制御棒が挿入できない場合に、原子炉にホウ酸水を注入することで原子炉を停止

(3) 「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

例 1) 補機冷却水系 (区分設計)

- ・ 非常用炉心冷却系ポンプやディーゼル発電機等の非常用機器に冷却水を供給
- ・ 区分毎に補機冷却水系を設置 (1つの補機冷却水系が使用不能になっても複数の区分で同時に使用不能にならないようにする)



例 2) 非常用炉心冷却系(ECCS)ポンプの配置(原子炉建屋内) (物理的な分離)

- ・ 各々の ECCS ポンプを異なる部屋に配置
- ・ 1つのポンプ室で発生した異常(配管破断による溢水等)による他のポンプへの影響の波及を防止

「冷やす」「閉じ込める」機能の設置状況

	目的	設備名	福島第一			福島第二
			1号	2～5号	6号	1～4号
「冷やす」	通常注水	給復水系 (FDW)	有	有	有	有
	高压注水	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	—	有	有	有
		非常用復水器 (IC)	有	—	—	—
		高压注水系/スプレイ (HPCI/HPCS)	有	有	有	有
		制御棒駆動水系 (CRD)	有	有	有	有
	減圧	主蒸気逃がし安全弁 (SRV, ADS)	有	有	有	有
	低压注水	炉心スプレイ系 (CS/LPCS)	有	有	有	有
残留熱除去系 (RHR-LPCI)		—	有	有	有	
代替注水 (AM)※	復水補給水系 (MUWC)	有	有	有	有	
	消火系 (FP)	有	有	有	有	
最終除熱	停止時冷却系 (SHC)	有	—	—	—	
	残留熱除去系 (RHR-SHC)	—	有	有	有	
「閉じ込める」	PCV冷却	格納容器冷却系 (CCS)	有	—	—	—
		残留熱除去系 (RHR)	—	有	有	有
	PCVベント (AM)※	耐圧強化ベント配管、ラプチャーディスク	有	有	有	有

※. 平成6～14年にかけて整備されたアクシデントマネジメント策の一環で整備

福島第一1号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備					備考 (C/D-BUSについてはD/Gか らも受電可能)	
				外部電源						
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS		
止める	スクラム	97体	○							全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界	2系統		A系	B系					
冷やす	非常用復水器	2系統	A系							直流電源で動作
	高圧注水	1系統	○							直流電源で動作
	減圧	4個	○							直流電源で動作
	低圧注水	2系統		A系	B系					
	代替注水 (AM)	1系統		Aポンプ	Bポンプ					
	消火系(電動駆動)	1台							ポンプ	
通常注水	消火系(ディーゼル駆動)	1台	○							直流電源で動作
	給復水系	給水系 3台 復水系 3台						A,Bポンプ	Cポンプ	
	制御棒駆動系	1系統						Aポンプ	B,Cポンプ	
	停止時冷却系	2系統								
閉じ込める	格納容器冷却系	2系統		A系	B系					
	S/Cベント (AM)	-								D-BUS交流電源の他、AC120V/バイタル電源及び空気圧(S/Cベント弁[AO弁])で動作
	D/Wベント (AM)	-								D-BUS交流電源の他、AC120V/バイタル電源及び空気圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作

福島第一2号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備					備考 (C,D,E-BUSについてはD/G からも受電可能)
				外部電源					
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS	
止める	スクラム		○	C-BUS	E→D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS	全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界			A系	B系				
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	1系統	○						直流電源で動作
	高圧注水系	1系統	○						直流電源で動作
	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	8個	○ ○ ○ ○						直流電源で動作
	炉心スプレイ系	2系統		A系	B系				
低圧注水	残留熱除去系	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
	復水補給水系	1系統		Aポンプ	Bポンプ				
代替注水 (AM)	消火系(電動駆動)	1台							
	消火系(ディーゼル駆動)	1台	○					ポンプ	直流電源で動作
通常注水	給復水系	給水系 2台				Aポンプ	Bポンプ		
		復水系 高圧3台				A,Cポンプ	Bポンプ		
		復水系 低圧3台				Aポンプ	B,Cポンプ		
		制御棒駆動系	1系統		Aポンプ	Bポンプ			
最終除熱	残留熱除去系	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
	残留熱除去系	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及び空気圧(S/Cベント弁[AO弁])で動作
PCV冷却	S/Cベント弁	-		格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及び空気圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作
	D/Wベント弁	-		格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及び空気圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作

福島第一3号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備					備考 (C,D-BUSについてはD/Gか らも受電可能)
				外部電源					
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS	
止める	スクラム	HCU	○	C-BUS	D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS	全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界	SLC		A系	B系				
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	RCIC	○						直流電源で動作
	高圧注水系	HPCI	○						直流電源で動作
	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	○						直流電源で動作
	炉心スプレイス	CS		A系	B系				
低圧注水	残留熱除去系	RHR-LPCI		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
	復水補給水系	MUWC		Aポンプ	Bポンプ				
代替注水 (AM)	消火系(電動駆動)	FP	○					ポンプ	
	消火系(ディーゼル駆動)								
通常注水	給復水系	給水系				Aポンプ	Bポンプ		
		復水系				A,Cポンプ	Bポンプ		
		高圧3台				Aポンプ	B,Cポンプ		
	復水系								
低圧3台									
制御棒駆動系	制御棒駆動系	CRD		Aポンプ	Bポンプ				
	残留熱除去系	RHR-SHC		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
最終除熱	残留熱除去系	RHR		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
PCV冷却	S/Cベント弁			格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及びひびき圧(S/Cベント弁[AO弁])で動作
閉じ込める PCVベント (AM)	D/Wベント弁			格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及びひびき圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作

福島第一4号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備					備考 (C,D,E-BUSについてはD/G からも受電可能)	
				外部電源						
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS		
止める	スクラム	HCU	137体	○	C-BUS	E→D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS	全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界	SLC	2系統		A系	B系				
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	RCIC	1系統	○						直流電源で動作
	高圧注水系	HPCI	1系統	○						直流電源で動作
	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	11個	○ ○ ○						直流電源で動作
	炉心スプレイ系	CS	2系統		A系	B系				
低圧注水	残留熱除去系	RHR-LPCI	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
	復水補給水系	MUWC	1系統		Aポンプ	Bポンプ				
代替注水 (AM)	消火系(電動駆動)	FP	1台						ポンプ	
	消火系(ディーゼル駆動)		1台	○						直流電源で動作
通常注水	給復水系	FDW	給水系 2台				Aポンプ	Bポンプ		
			復水系 高圧3台				A,Cポンプ	Bポンプ		
			復水系 低圧3台				Aポンプ	B,Cポンプ		
			1系統				Aポンプ			
最終除熱	制御棒駆動系	CRD	1系統		Aポンプ	Bポンプ				
	残留熱除去系	RHR-SHC	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
PCV冷却	残留熱除去系	RHR	2系統		A系 (A,Cポンプ)	B系 (B,Dポンプ)				
	S/Cベント弁		-		格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及び空気圧(S/Cベント弁[AO弁])で動作
閉じ込める (AM)	D/Wベント弁		-		格納容器ベント弁 [MO弁]	格納容器ベント弁 [MO弁]				C又はD-BUSの電源の他、直流電源及び空気圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作

福島第一5号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備							備考 (C,D-BUSについてはD/Gか らも受電可能)																																		
				外部電源																																									
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS																																					
				C-BUS	D-BUS																																								
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	137体	○																																								
		未臨界	ほう酸水注水系	SLC	2系統				A系																																				
	高圧注水	原子炉隔離時冷却系	RCIC		1系統	○																	直流電源で動作																						
			HPCI		1系統	○																	直流電源で動作																						
		減圧	逃げし安全弁 (ADS機能/逃げし弁機能/安全弁機能)	SRV		11個	○	○																直流電源で動作																					
			炉心スブレイ系	CS		2系統				A系																																			
		低圧注水	残留熱除去系	RHR-LPCI		2系統				A系 (A,Cポンプ)															B系 (B,Dポンプ)																				
	復水補給水系			MUWC		1系統				Aポンプ														Bポンプ																					
	代替注水 (AM)		消火系(電動駆動)	FP		1台																																							
	消火系(ディーゼル駆動)		1台			○																			ポンプ																				
	冷やす	通常注水	給復水系	FDW	給水系		2台																																						
					復水系 高圧3台 復水系 低圧3台																																								
制御棒駆動系			CRD		1系統				Aポンプ																																				
最終除熱		残留熱除去系	RHR-SHC		2系統				A系 (A,Cポンプ)																																				
			RHR		2系統				A系 (A,Cポンプ)																																				
閉じ込める		PCV冷却	S/Cベント弁		—				格納容器ベント弁 [MO弁]																																				C又はD-BUSの電源の他、直流電 源及び空気圧(S/Cベント弁[AO 弁])で動作
		PCVベント (AM)	D/Wベント弁		—				格納容器ベント弁 [MO弁]																																C又はD-BUSの電源の他、直流電 源及び空気圧(D/Wベント弁[AO 弁])で動作				

福島第一6号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備					備考 (C,D,H-BUSについてはD/G からも受電可能)		
				外部電源							
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	[D/G(H)]	A-BUS	B-BUS		S-BUS	
止める	スクラム	185体	○							全交流電源喪失で自動スクラム	
	未臨界	2系統		A系	B系						
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	1系統	○							直流電源で動作	
	高圧炉心スプレイ系	1系統				○					
	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	18個	○								
	低圧炉心スプレイ系	1系統		○						直流電源で動作	
低圧注水	残留熱除去系	3系統		A系	B,C系						
	復水補給水系	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
代替注水 (AM)	消火系(電動駆動)	1台									
	消火系(ディーゼル駆動)	1台	○							ポンプ	
通常注水	給復水系	給水系 2台							Aポンプ	Bポンプ	
		復水系 高圧3台							Aポンプ	B,Cポンプ	
		復水系 低圧3台							Aポンプ	B,Cポンプ	
	制御棒駆動系	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
最終除熱	残留熱除去系	2系統		A系	B系						
	残留熱除去系	2系統		A系	B系						
閉じ込める	PCV冷却										
	PCVベント (AM)	S/Cベント弁	-								
D/Wベント弁		-									

福島第二1/3/4号機の設備（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備）

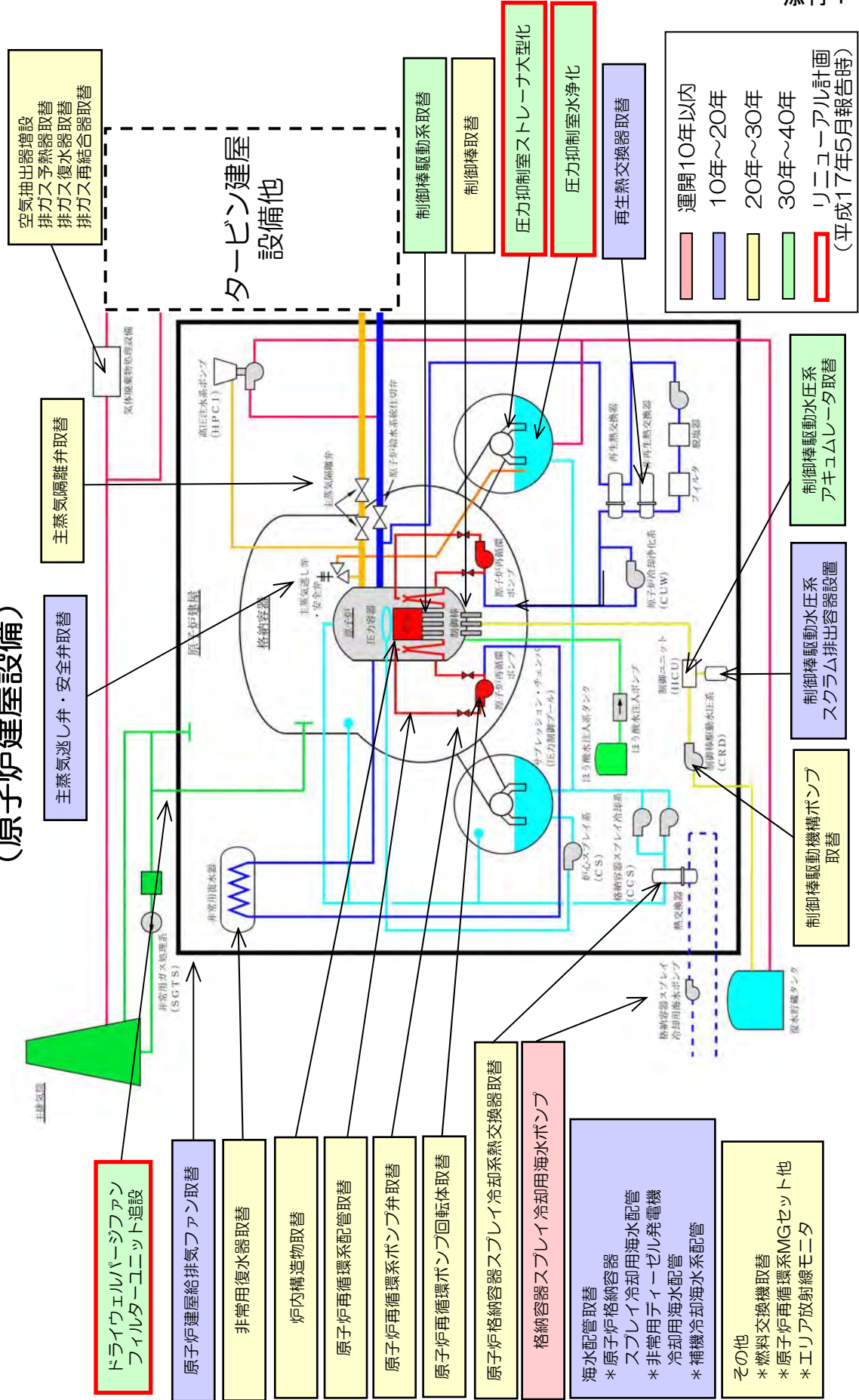
目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備							備考 (C,D,H-BUSについてはD/G からも受電可能)		
				外部電源									
				[D/G(A)]	[D/G(B)]	[D/G(H)]	A-BUS	B-BUS	S-BUS				
				C-BUS	D-BUS	H-BUS							
止める	スクラム	HCU	185体	○									全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界	ほう酸水注水系	SLC	2系統		B系							
高圧注水	原子炉隔離時冷却系	RCIC	1系統	○									直流電源で動作
	高圧炉心スプレイ系	HPCS	1系統					○					
	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	18個	○									直流電源で動作
	低圧炉心スプレイ系	LPCS	1系統		○								
低圧注水	残留熱除去系	RHR-LPCI	3系統		A系	B,C系							
	復水補給水系	MUWC	1系統		A,Cポンプ	Bポンプ							
冷やす	代替注水 (AM)	FP	1台								ポンプ		
	消火系(ディーゼル駆動)		1台	○									直流電源で動作
通常注水	給復水系	FDW	給水系 2台 復水系 高圧3台 復水系 低圧3台						Aポンプ	Bポンプ			
	制御棒駆動系	CRD	1系統		Aポンプ	Bポンプ							
	残留熱除去系	RHR-SHC	2系統		A系	B系							
	残留熱除去系	RHR	2系統		A系	B系							
	PCV冷却	S/Cベント弁	—		格納容器ベント弁 [MO弁]								Cの他、バイタル電源及び空気圧 (S/Cベント弁[AO弁])で動作
閉じ込める	PCVベント (AM)	D/Wベント弁	—		格納容器ベント弁 [MO弁]							Cの他、バイタル電源及び空気圧 (D/Wベント弁[AO弁])で動作	

福島第二2号機の設備(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に使用する設備)

目的	設備名	系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備								備考 (C,D,H-BUSについてはD/G からも受電可能)			
				外部電源											
				[D/G(H)] [D/G(H)]											
				C-BUS	D-BUS	H-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS						
止める	スクラム		○										全交流電源喪失で自動スクラム		
	未臨界				A系										
	高圧注水	原子炉隔離時冷却系		○										直流電源で動作	
		高圧炉心スプレイ系					○								
	減圧	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	18個	○	○									直流電源で動作	
冷やす	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	1系統		○										
		残留熱除去系	3系統			A系									
	代替注水 (AM)	復水補給水系	1系統			Aポンプ									
		消火系(電動駆動)	1台												
		消火系(ディーゼル駆動)	1台	○										直流電源で動作	
	通常注水	給復水系	給水系 2台							Aポンプ					
			復水系 高圧3台								Bポンプ				
復水系 低圧3台										Aポンプ	B,Cポンプ				
制御棒駆動系		1系統							Aポンプ						
最終除熱	残留熱除去系	2系統													
	残留熱除去系	2系統													
	PCV冷却				A系										
閉じ込める	PCVベント (AM)	S/Cベント弁	-											Cの他、バイタル電源及び空気圧(S/Cベント弁[AO弁])で動作	
		D/Wベント弁	-											Cの他、バイタル電源及び空気圧(D/Wベント弁[AO弁])で動作	

継続的なリスク低減（継続的な改善）－設備改造の例－

■福島第一1号機における設備・機器の主な取替・修理実績・修理実績 (原子炉建屋設備)



ドライエールバージファン
フィルターユニット追設

原子炉建屋給排気ファン取替

非常用復水器取替

炉内構造物取替

原子炉再循環配管取替

原子炉再循環系ポンプ取替

原子炉再循環ポンプ回転体取替

原子炉格納容器スプレイ冷却系熱交換器取替

格納容器スプレイ冷却用海水ポンプ

海水配管取替
* 原子炉格納容器
スプレイ冷却用海水配管
* 非常用ディーゼル発電機
冷却用海水配管
* 補機冷却海水系配管

その他
* 燃料交換機取替
* 原子炉再循環系MGセット他
* エリア放射線モニタ

主蒸気逃し弁・安全弁取替

主蒸気隔離弁取替

空気抽出器増設
排ガス予熱器取替
排ガス復水器取替
排ガス再給合器取替

タービン建屋
設備他

制御棒駆動系取替

制御棒取替

圧力抑制室ストレートナ大型化

圧力抑制室水浄化

再生熱交換器取替

- 運開10年以内
- 10年～20年
- 20年～30年
- 30年～40年
- リニューアル計画
(平成17年5月報告時)

制御棒駆動水圧系
アクキュムレータ取替

制御棒駆動水圧系
スクラム排出容器設置

制御棒駆動機構ポンプ
取替

アクシデントマネジメント整備の経緯

【アクシデントマネジメントに関する方針の提示】

平成 4 年 5 月 原子力安全委員会が、事業者に AM 整備を強く奨励。具体的方策及び施策について、必要に応じ、行政庁から報告を聴取するとした。

AM整備の基本的な考え方（原子力安全委員会決定文等）

- ・原子炉施設の安全性は、現行の安全規制のもと、多重防護の思想に基づき厳格な安全確保対策を行うことによって十分確保されている。
- ・その結果、シビアアクシデントが発生する可能性は、工学的には現実には起こるとは考えられないほど十分小さいものとなっており、原子炉施設のリスクは十分低くなっていると判断している。
- ・設備の大幅な変更なしに実施可能かつリスク低減に寄与する限りにおいて実施が奨励または期待されるべき。

平成 4 年 7 月 通商産業省(当時)が、事業者に AM 整備を強く要望。AM の内容等について、事業者に報告を求め、妥当性を評価するとした。

【アクシデントマネジメント計画の妥当性確認】

平成 6 年 3 月 当社は、当社原子力発電所各号機の AM 整備について、検討結果を通商産業省（当時）に報告した。

安全性をさらに向上させる上で検討すべき機能として、

- ・代替注水手段（復水補給水系、消火ポンプから原子炉へ注水できる構成）
- ・格納容器からの除熱手段（耐圧強化ベント）
- ・電源供給手段（隣接プラントからの電源融通） 等を摘出した。

平成 6 年 10 月 通商産業省（当時）は事業者が上記のように摘出し、報告した AM 策を妥当とし、原子力安全委員会に報告した。概ね 6 年を目途に AM 整備することを促すとし、許認可が必要とされないものについても整備状況を適宜通知することを求めた。

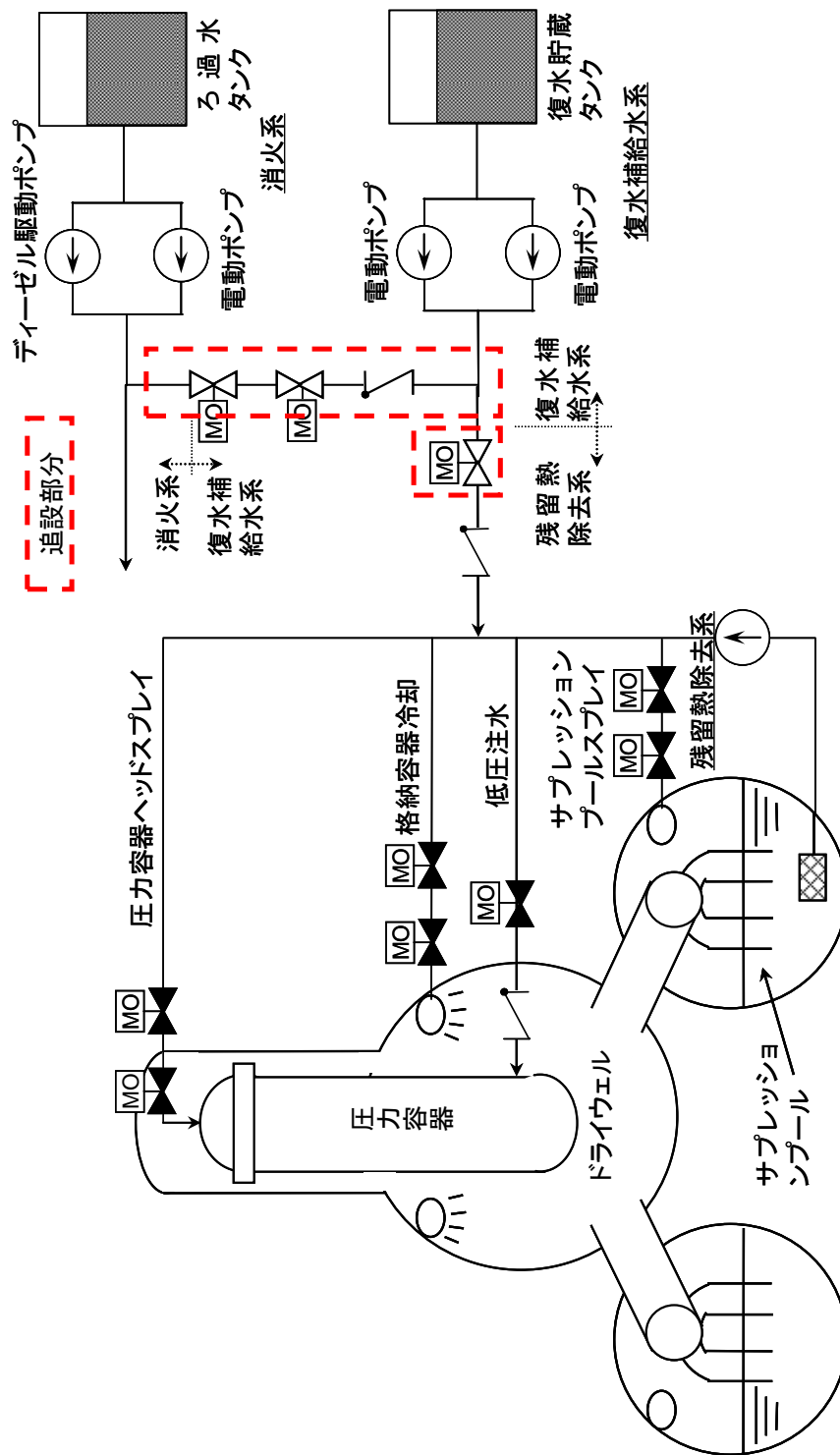
【アクシデントマネジメント整備結果の報告】

平成 7 年 12 月 原子力安全委員会は通商産業省（当時）からの報告（事業者の AM 策は妥当）を妥当と判断した。

この後事業者（当社含む）は設備改造等の AM 整備を行い、整備後に整備状況と有効性評価を、原子力安全・保安院に報告した（平成 14 年 5 月）。原子力安全・保安院は事業者の報告を妥当とし、原子力安全委員会に報告した。

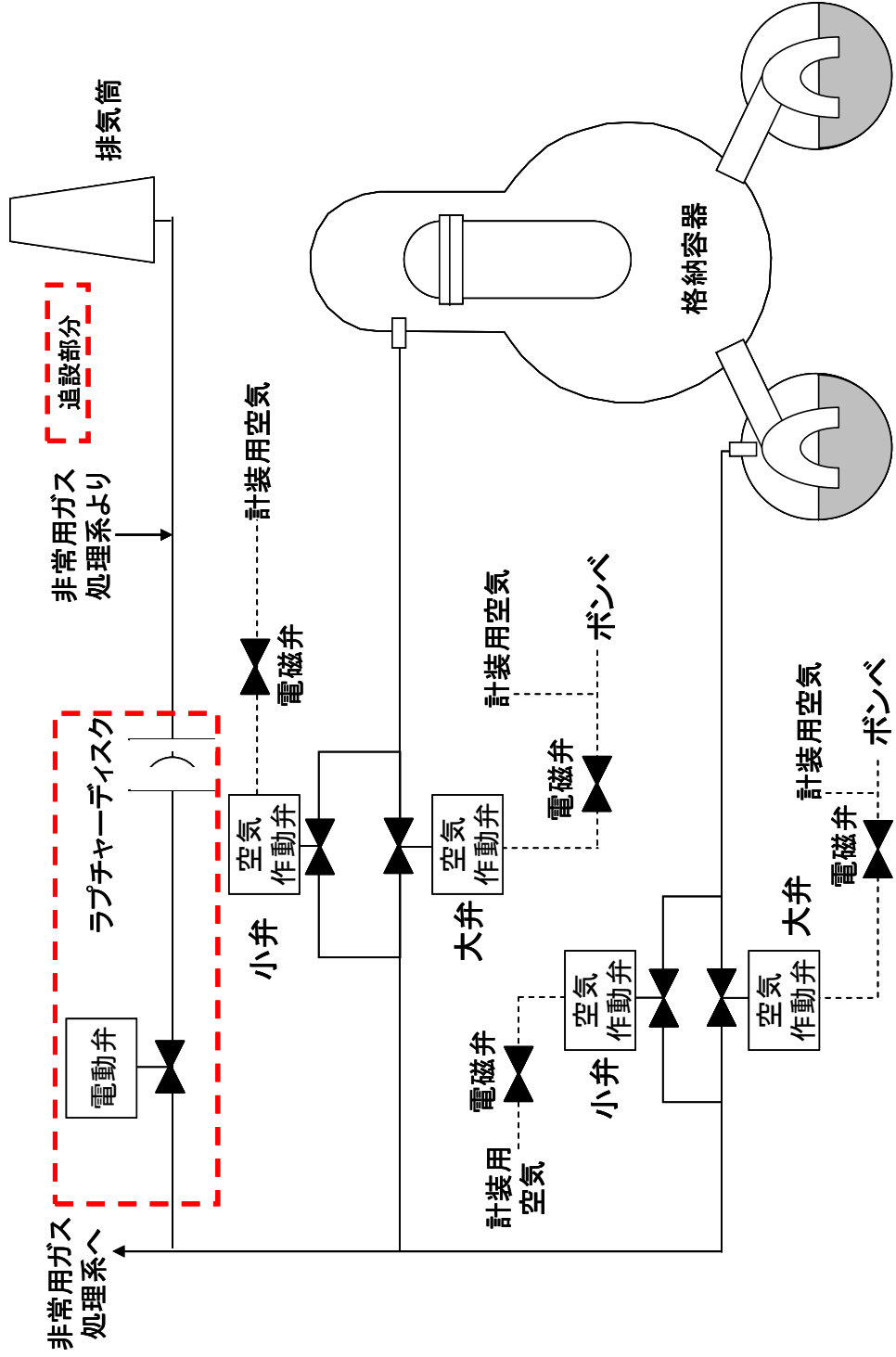
「冷やす」機能の強化

全ECCS系使用不能に備え、復水補給水系、消火系から原子炉注水を可能にするライン改造実施



整備したAM内容 - 「閉じ込める」機能の強化 -

全残留熱除去系故障(格納容器除熱不能)に備え、格納容器ベントを強化(耐圧強化ベント)



整備したAM内容 — 電気供給機能の強化 —

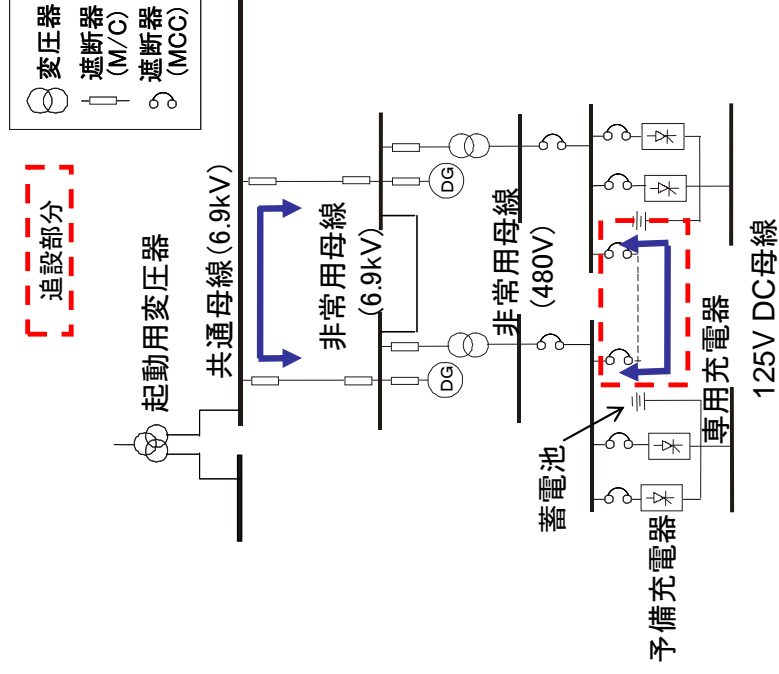
非常用ディーゼル発電機全台喪失に備え、隣接号機からの電源融通確保

外部電源喪失時において交流電源が供給できない場合
→ 全交流電源喪失による炉心損傷

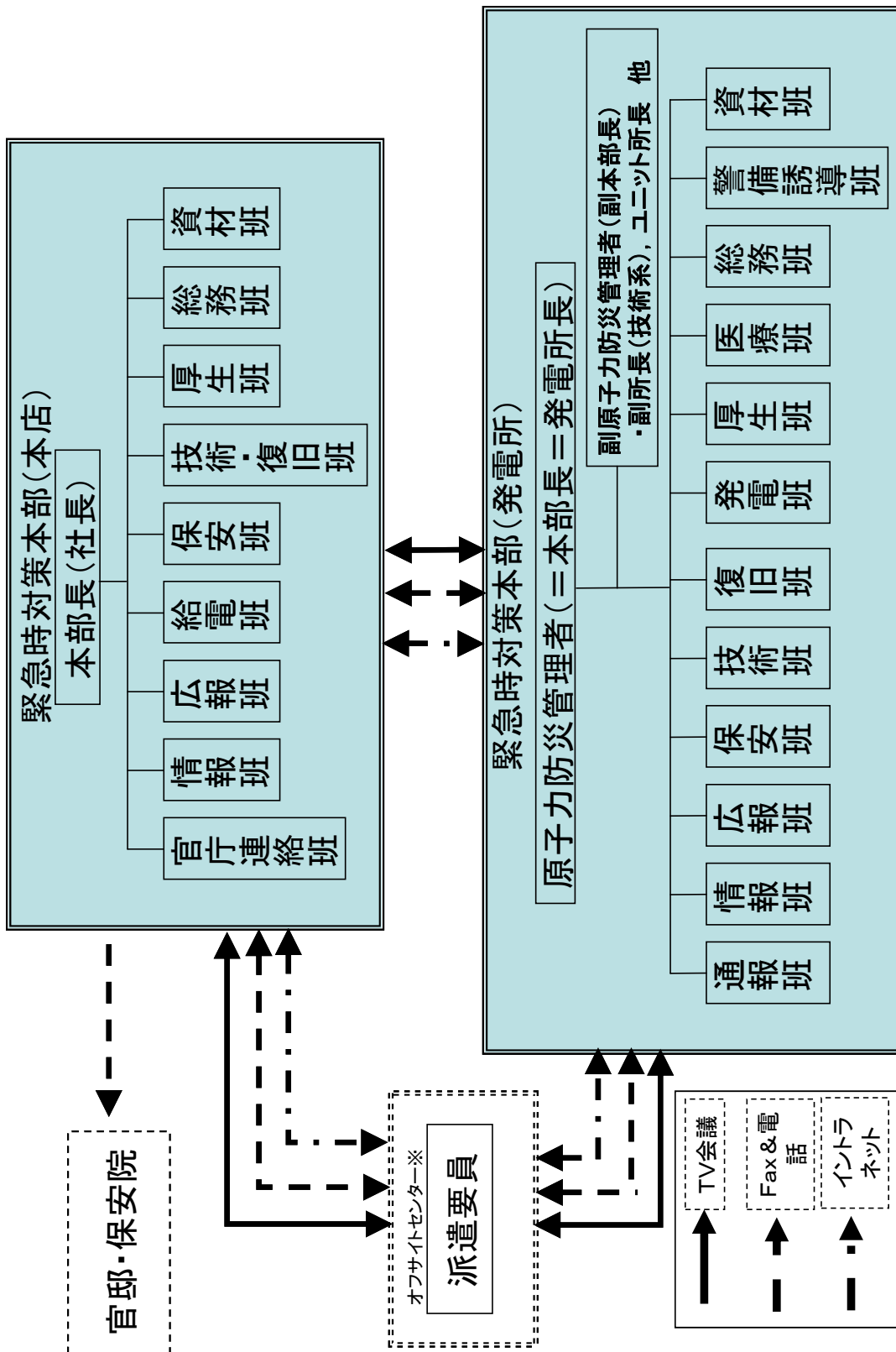


整備したAM策

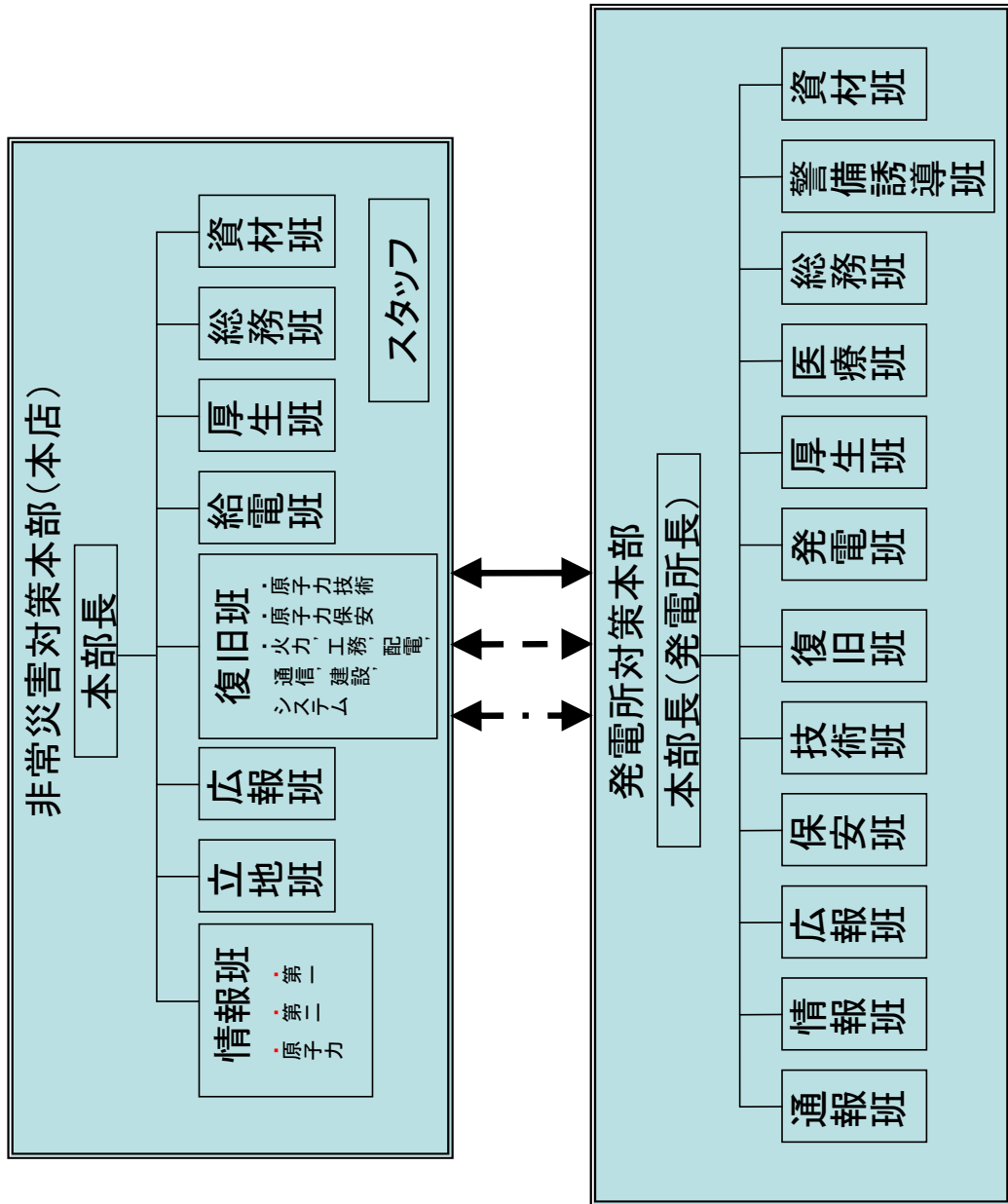
- (1) 電源の融通
高圧／低圧交流電源の融通
- (2) 非常用ディーゼル発電機の復旧
時間余裕を利用し、非常用ディーゼル発電機の故障を復旧



原子力防災組織(第1次緊急時態勢発令時)



第3非常態勢



福島第一号機 プラントデータ

【1号機 アラームタイプ スクラム・全制御棒全挿入】

H	MIN	SEC	MSEC	PID	ABBREVIATION	STATUS
14	46	46	400	D564*	SEISMIC TRIP C	TRIP
14	46	46	410	D534	REACTOR SCRM A	TRIP
14	46	58	420	D563	SEISMIC TRIP B	TRIP
14	46	58	430	D535	REACTOR SCRM B	TRIP
1446	A538	REB		BYPS	ON	
1446	B500	CONT ROD DRFT	ALRM		ON	
14	47	00	020	D562	SEISMIC TRIP A	TRIP
14	47	00	030	D565	SEISMIC TRIP D	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		-40.8< -20.0 MM	
1447	A523	APRM	DOWN	SCAL	TRBL	
1447	A539	RWM	ROD	BLOK	ON	
1447	A553	ALL CR	FULL	IN	ON	
1447	G002	GENERATR	VOLT		18.56> 18.50 KV	
1447	C000	CONT ROD SYST	FLOW		OVR FLW	
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		16.0 MM	NORMAL RETURN
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVEL A	LOW
1447	C004	REACTOR	WATR	LEVEL	516< 800 MM	
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVEL B	LOW
1447	E004	SWCHGEAR	BUS	1A	7217> 7200 V	
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVEL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		21.6> 20.0 MM	
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVEL C	LOW
1447	A549	LOW POWR	ALRM	POINT	UNDER	
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVEL C	NORM
1447	D622	PCIS	ISO	IN	TRIP	ON
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVEL D	NORM

地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

【1号機 アラームタイプ 給復水系ポンプトリップ】

1447	A570	#1 MSIV	A	OPN		OFF
14	47	52	080	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	ON
1447	A581	#2 MSIV	D	OPN		OFF
14	47	52	090	D688	AUX POWR LOSS 1S	TRIP
1447	A571	#1 MSIV	B	OPN		OFF
14	47	52	120	D651	CWF B TRIP	ON
1447	A573	#1 MSIV	D	OPN		OFF
14	47	52	130	D657	RFP C TRIP	ON
1447	A579	#2 MSIV	B	OPN		OFF
14	47	52	140	D654	CP C TRIP	ON
1447	A580	#2 MSIV	C	OPN		OFF
14	47	52	250	D653	CP B TRIP	ON
1447	B031	CMS	1C	MONI	D/W	LOW RSN
14	47	52	250	D650	CWF A TRIP	ON
1447	B032	CMS	02	MONI	D/W	LOW RSN
14	47	52	270	D655	RFP A TRIP	ON
1447	B033	CMS	12	MONI	S/C	LOW RSN
14	47	57	070	D590	DIES GEN CB 1D-1	ON
1447	B034	CMS	07	MONI	S/C	LOW RSN
14	47	57	140	D681	6.9KV BUS VLT 1D LOS	OFF
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	393.0 MW	NORMAL RETURN
14	47	58	920	D589	DIES GEN CB 1C-1	ON
1447	G001	GENERATR	GROS	VARS	9.0< 10.0 MVAR	
14	47	58	970	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	OFF
1447	G002	GENERATR	VOLT		LOW RSN	
14	48	00	220	D660	PLR A LOCKOUT BY ACT	ON
1447	C007	REAC RFP	TOTL	FLOW	LOW RSN	
14	48	13	280	D576	TURBINE VIB OVER	NORM
1447	C037	REACTOR	DRWG	FLOW	LOW RSN	
14	48	14	960	D661	PLR B LOCKOUT BY ACT	ON

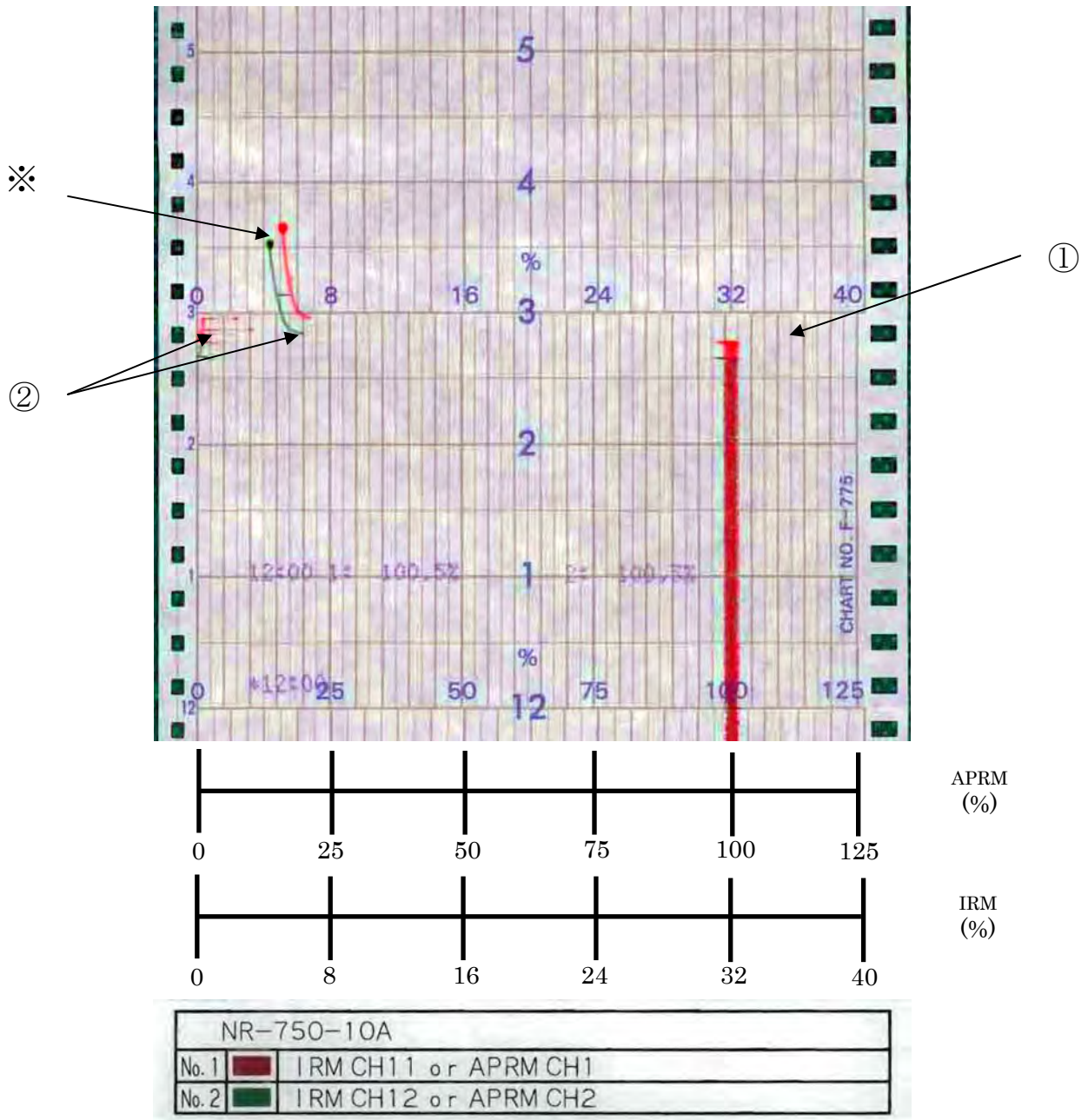
給水ポンプ (C) トリップ

復水ポンプ (C) トリップ

復水ポンプ (B) トリップ

給水ポンプ (A) トリップ

【1号機 IRM、APRM】



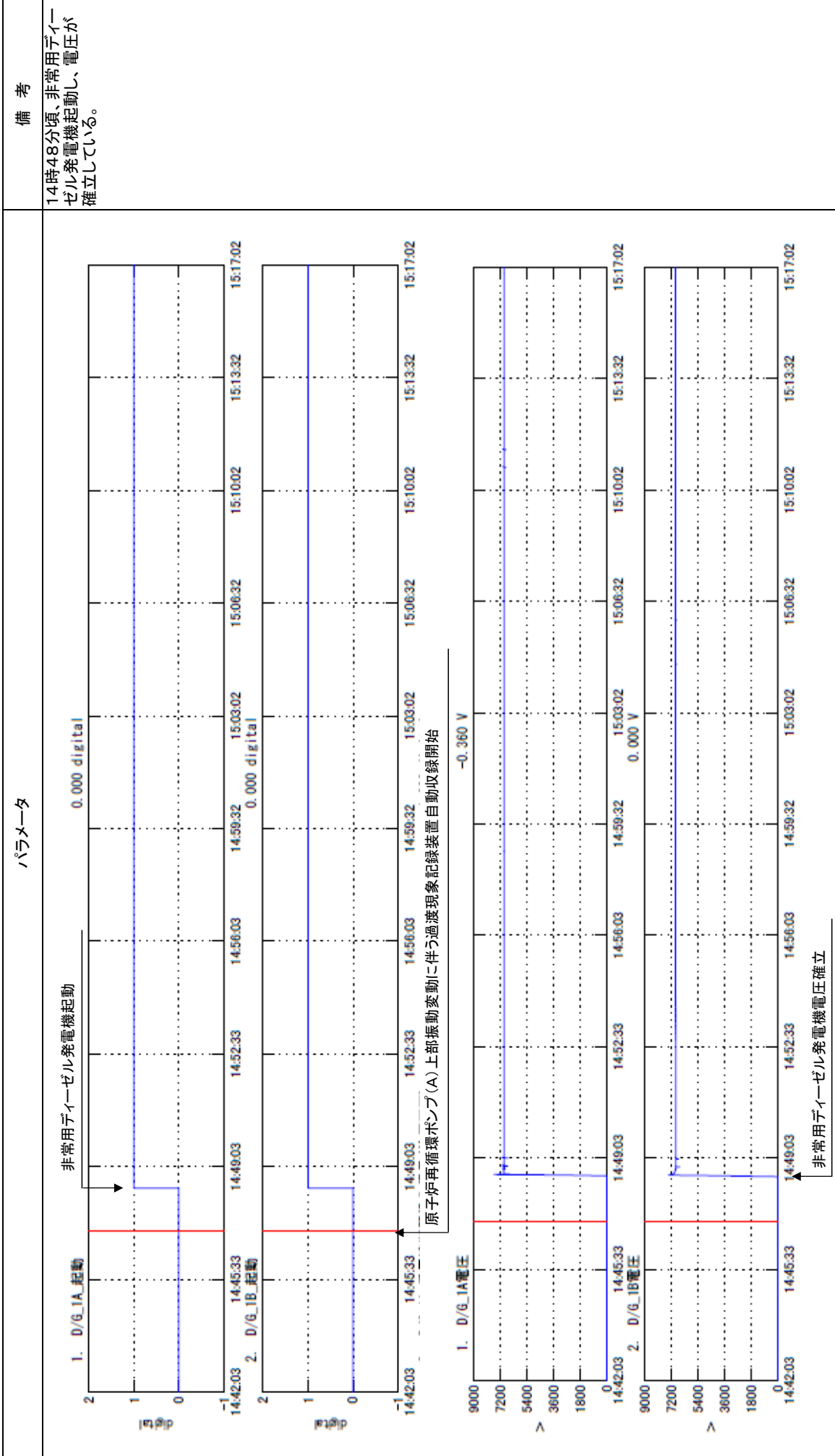
- ① 14時46分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ（APRM）としてのダウンスケールと中間領域モニタ（IRM）への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【1号機 アラームタイプ D/G遮断機投入】

1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW	RSN			
14	47	57	070	D590	DIES GEN CB	1D-1		ON		
1447	B034	CAMS	O2	MONI	S/C	LOW	RSN			
14	47	57	140	D681	6.9KV BUS VLT	1D	LOS	OFF		
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	383.0	MW	NORMAL	RETURN		
14	47	58	920	D589	DIES GEN CB	1C-1		ON		
1447	G001	GENERATR	GROS	VAR	9.0<	10.0	MVAR			
14	47	58	970	D680	6.9KV BUS VLT	1C	LOS	OFF		
1447	G002	GENERATR	VOLT				LOW	RSN		
14	48	00	220	D660	PLR A	LOCOUT	RY	ACT	ON	
1447	C007	REAC	PMP	TOTL	FLOW		LOW	RSN		
14	48	13	280	D576	TURBINE	VIB	OVER		NORM	

D/G 1 B遮断器投入

D/G 1 A遮断器投入



1号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

備考

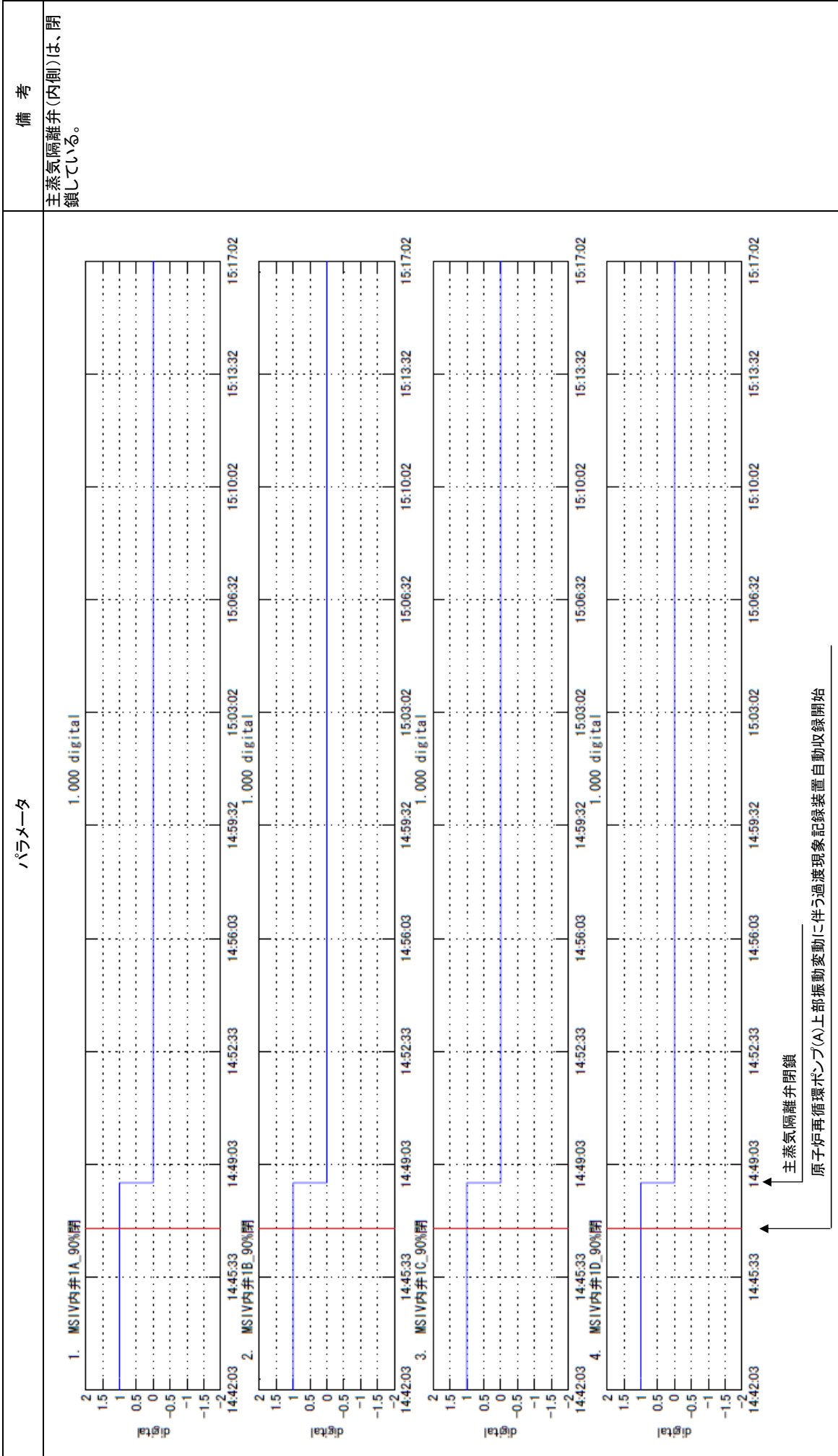
14時48分頃、非常用ディーゼル発電機起動し、電圧が確立している。

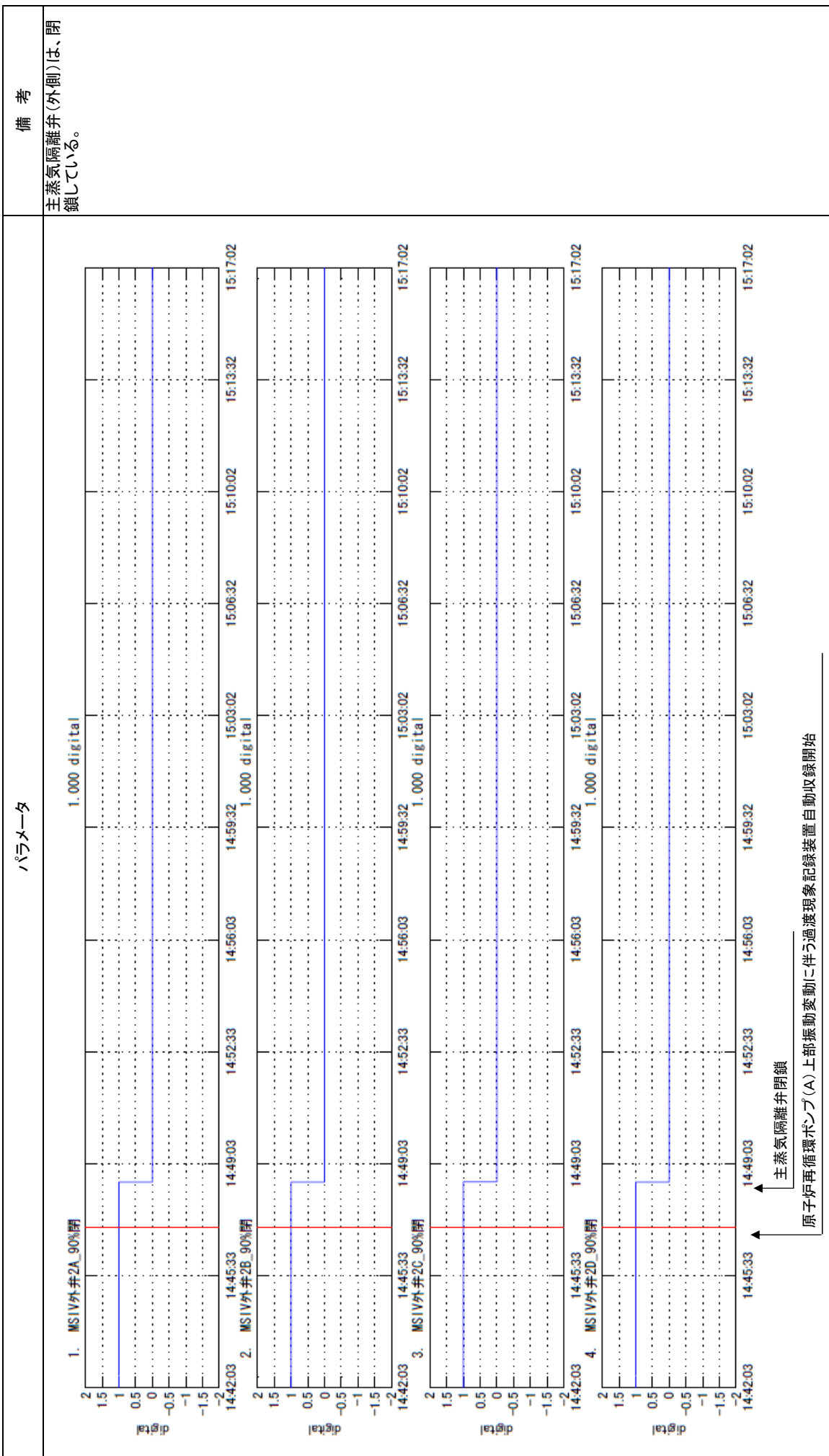
【1号機 アラームタイプ MSIV閉】

14	47	51	740	D601	MAIN SIM FLOW B HI	ON
1447	A577	#1	MSIV D	CLOSE	ON	
14	47	51	740	D615	REAC LEVL D LOW LOW	ON
1447	A583	#2	MSIV B	CLOSE	ON	
14	47	51	740	D609	MAIN SIM PRES LOW B	LOW
1447	A574	#1	MSIV A	CLOSE	ON	
14	47	51	740	D603	AMIN SIM FLOW D HI	ON
1447	A575	#1	MSIV B	CLOSE	ON	
14	47	51	740	D613	REAC LEVL B LOW LOW	ON
1447	A584	#2	MSIV C	CLOSE	ON	
14	47	51	750	D605	MAIN SIM TEMP HIGH B	HIGH
1447	A576	#1	MSIV C	CLOSE	ON	
14	47	51	750	D607	MAIN SIM TEMP HIGH D	HIGH
1447	A582	#2	MSIV A	CLOSE	ON	
14	47	51	770	D659	PLR M-G SET B TRIP	ON
1447	A585	#2	MSIV D	CLOSE	ON	
14	47	51	780	D658	PLR M-G SET A TRIP	ON

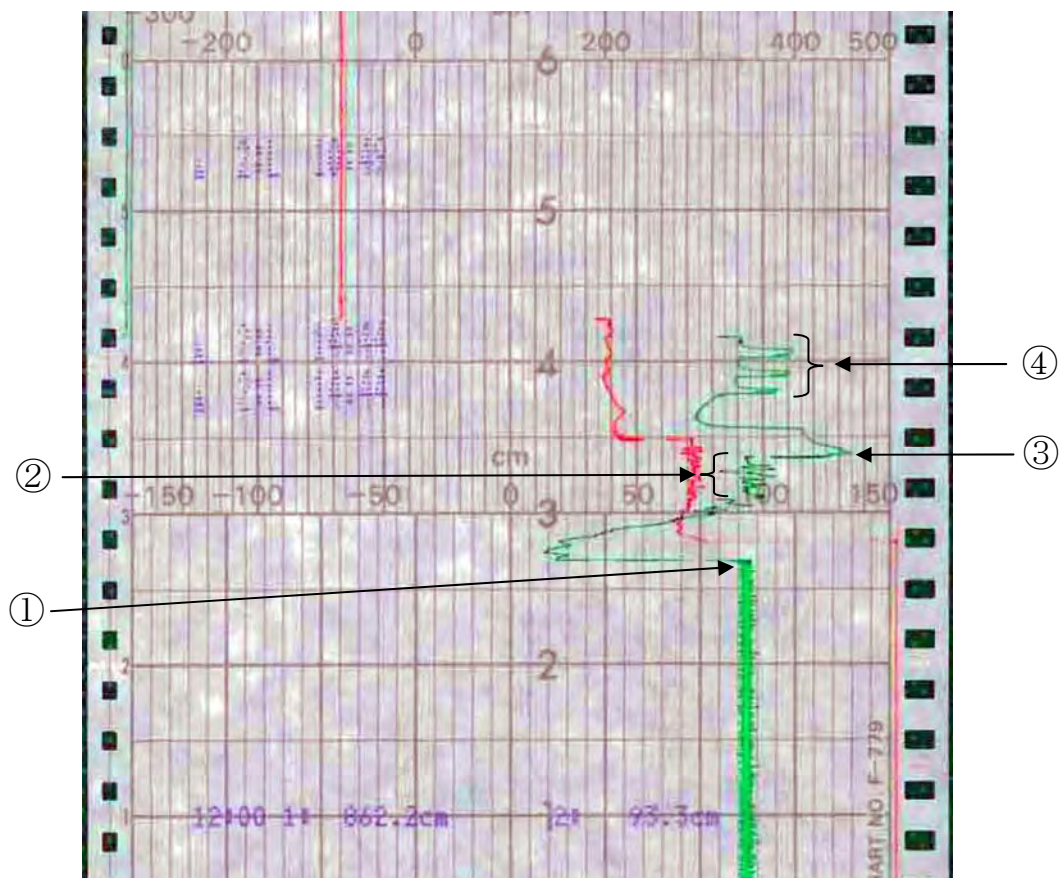
MSIV閉

(注記) MSIV閉に前後して破断検出等の各種異常信号が打ち出されているが、これは地震による外部電源喪失の影響によってこれら計器への電源が失われたことから、フェールセーフで異常信号が発生したものと考えられる。MSIV閉止の過程で蒸気流量の増大等、異常の兆候は見られていない。

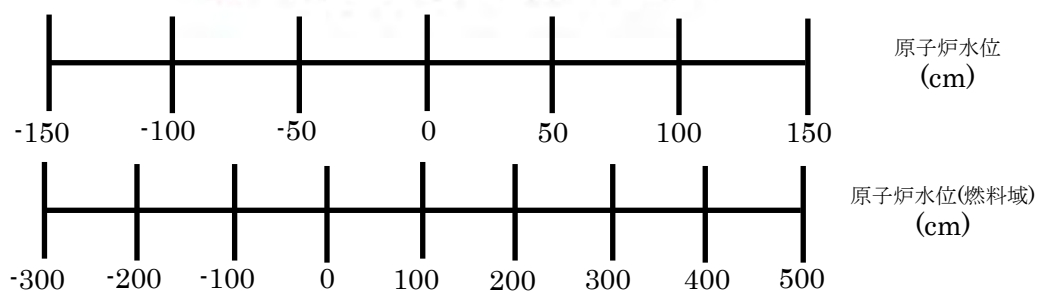




【1号機 原子炉水位】

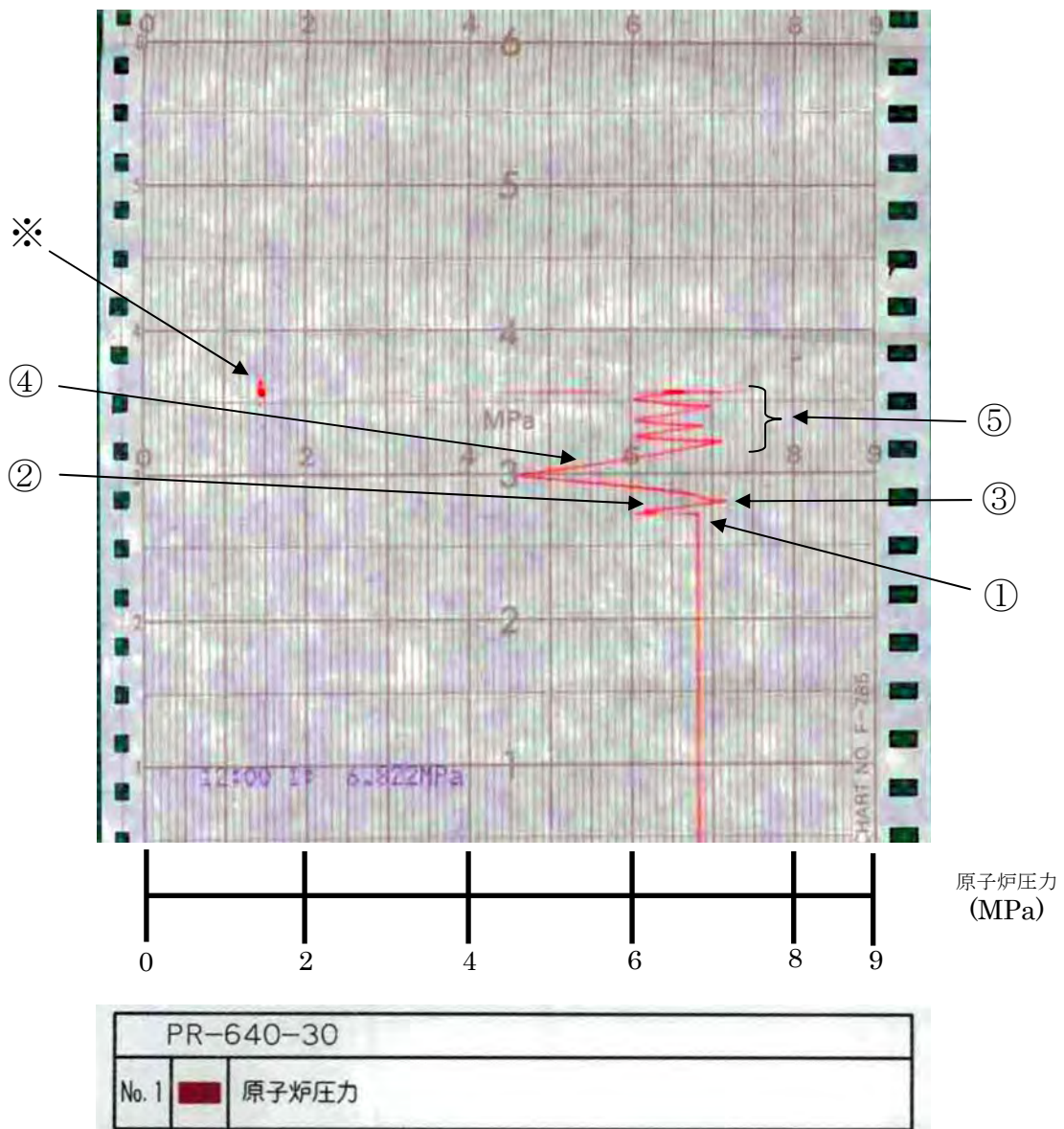


緑 原子炉水位
赤 原子炉水位(燃料域)

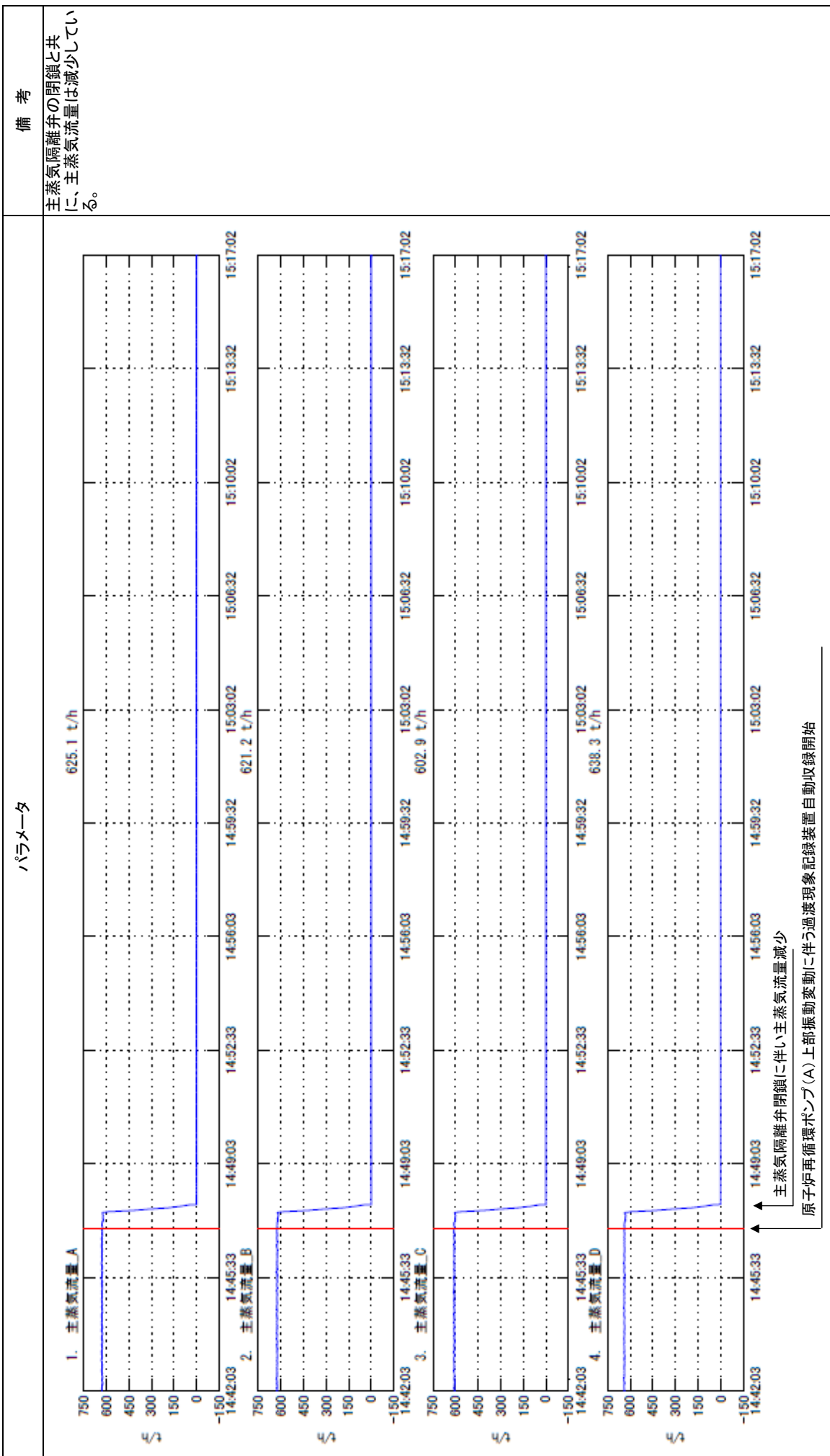


- ① 14時46分 地震によるスクラム (チャート早送り: 60倍の速度、1時間が1分)
- ② このあたりで外部電源喪失、MS I V閉 (電源喪失でチャート早送りリセット)
- ③ IC自動起動
- ④ ICの動作によると思われる水位変動

【1号機 原子炉圧力】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② MS I V閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 IC作動とそれに伴う減圧
- ④ IC停止に伴う圧力上昇
- ⑤ ICによると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。



【1号機 アラームタイプ IC作動】

1452	A567	RX MODE SW REFUEL		OFF	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	16.8 MM	NORMAL RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	37.6	20.0 MM	
1452	B526	ISO-CON VLV B	OPN	ON	
1452	B525	ISO-CON VLV A	OPN	ON	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	14.0 MM	NORMAL RETURN	
1452	A516	SRM DET POS		IN	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	38.2	20.0 MM	

IC作動

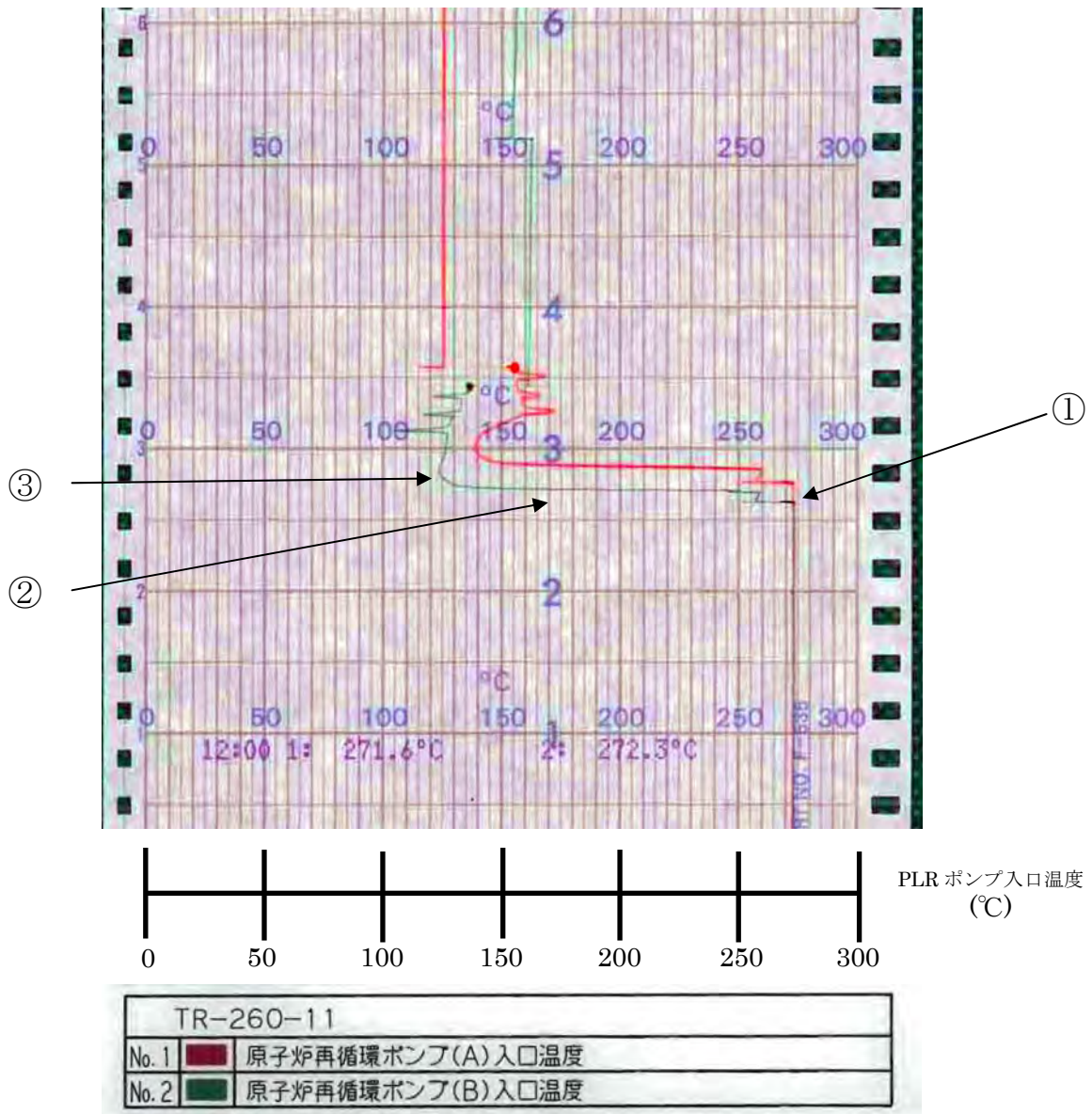
パラメータ

備考	
	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="width: 100%; text-align: center;"> <p>2. 原子炉水位 (W/R) A</p> </div> <div style="width: 100%; text-align: center;"> <p>3. 原子炉圧力 (W/R) A</p> </div> <div style="width: 100%; text-align: center;"> <p>1. IC A出口弁3A開</p> </div> </div>
<p>原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位で安定している。</p>	<p>原子炉圧力は、スクラム直後に低下し、その後、主蒸気隔離弁の閉鎖、崩壊熱により上昇している。 14時52分頃、非常用復水器(IC)の起動に伴い圧力は低下し、また非常用復水器(IC)の停止に伴い上昇している。</p>
	<p>非常用復水器(IC)は、14時52分頃起動し、15時03分頃に停止している。</p>

パラメータ	備考
<p>福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒~2011年03月11日15時17分02秒 グループ名: 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (11) -2</p> <p>ファイル名 IF1_Cy24_EVF_DET_2011_03_11_FrL_14_47_04.dat データ周期 0.01秒 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒</p> <p>1. IC_A入口弁1A開 2. IC_A入口弁2A開 3. IC_A出口弁3A開 4. IC_A出口弁4A開</p>	<p>(1)</p>

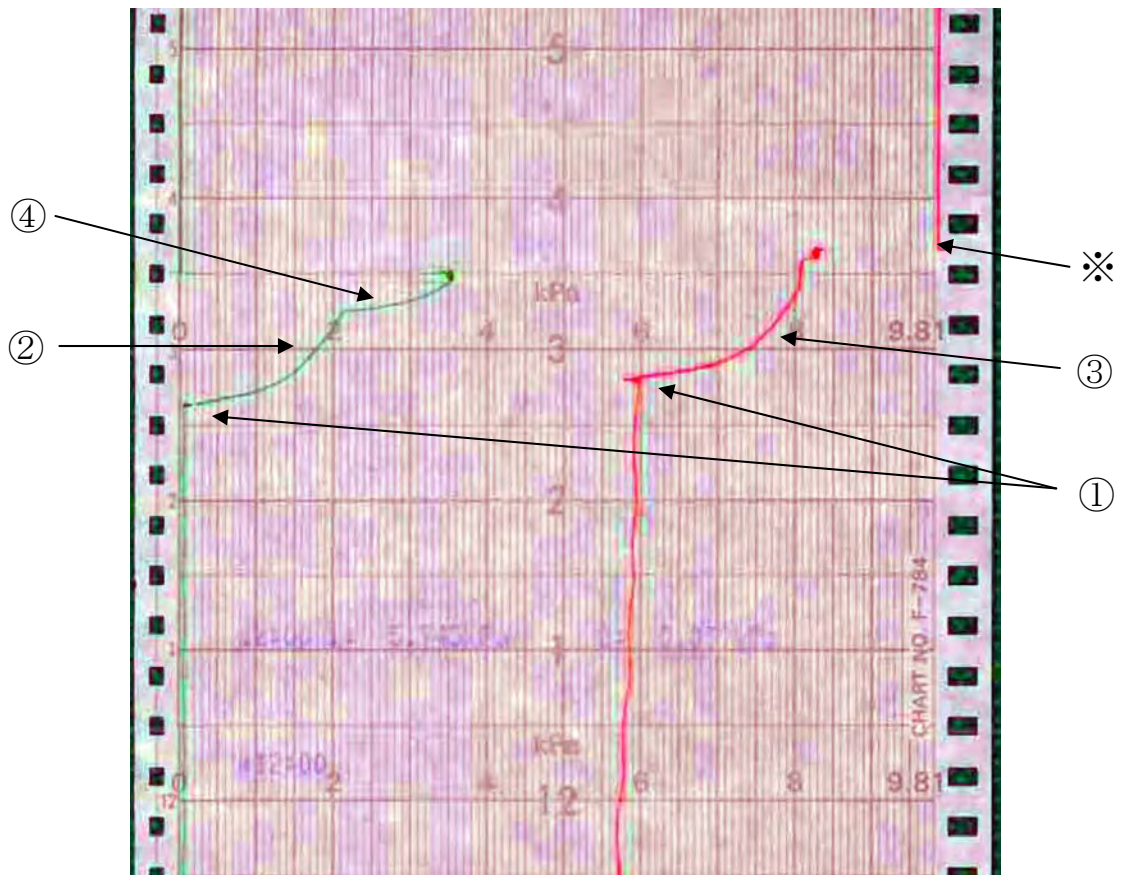
パラメータ	備考
<p>福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒～2011年03月11日15時17分02秒 グループ名: 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (12) -2</p> <p>ファイル名: IFL_Oy24_EVF_DET_2011_03_11_Fr_14_47_04_det データ周期 0.01秒 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒</p> <p>1. IC_B入口弁開 1.000 digital</p> <p>2. IC_B入口弁閉 1.000 digital</p> <p>3. IC_B出口弁開 0.000 digital</p> <p>4. IC_B出口弁閉 1.000 digital</p>	<p>(1-</p>

【1号機 PLRポンプ入口温度】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、IC作動による減圧、低温水注入による温度低下
- ③ 自動起動したICの停止

【1号機 PCV圧力、S/P差圧】

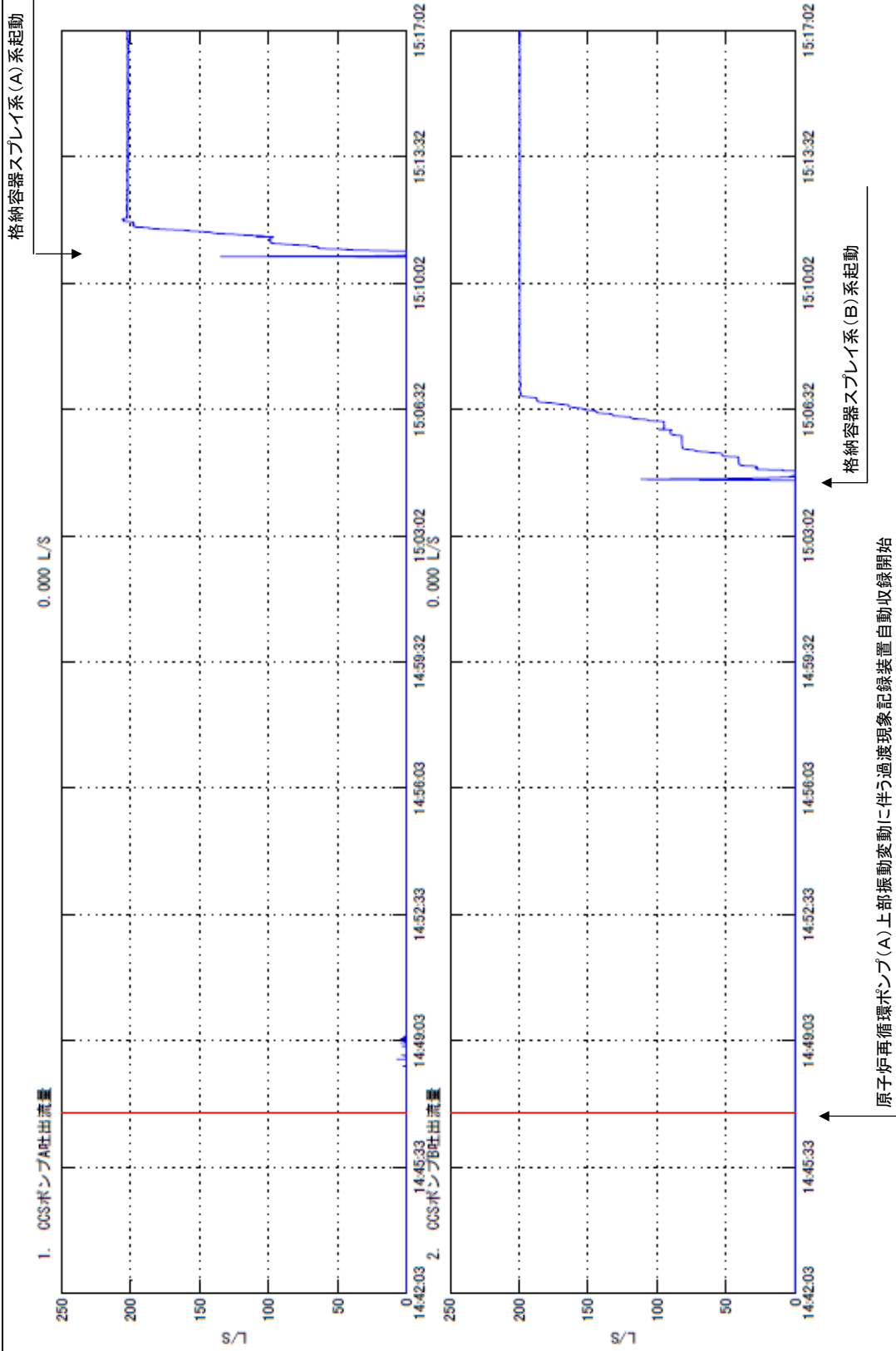


PCV圧力
および
S/P差圧
(kPa)

DPR/PR-1602-20	
No. 1	原子炉格納容器圧力
No. 2	圧力抑制室差圧

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② PCV圧力上昇に伴うS/P差圧上昇
- ③ 格納容器空調停止に伴うPCV圧力上昇
- ④ S/P冷却に伴うS/P側圧力低下（さらなる差圧上昇を意味する）＝変曲点
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

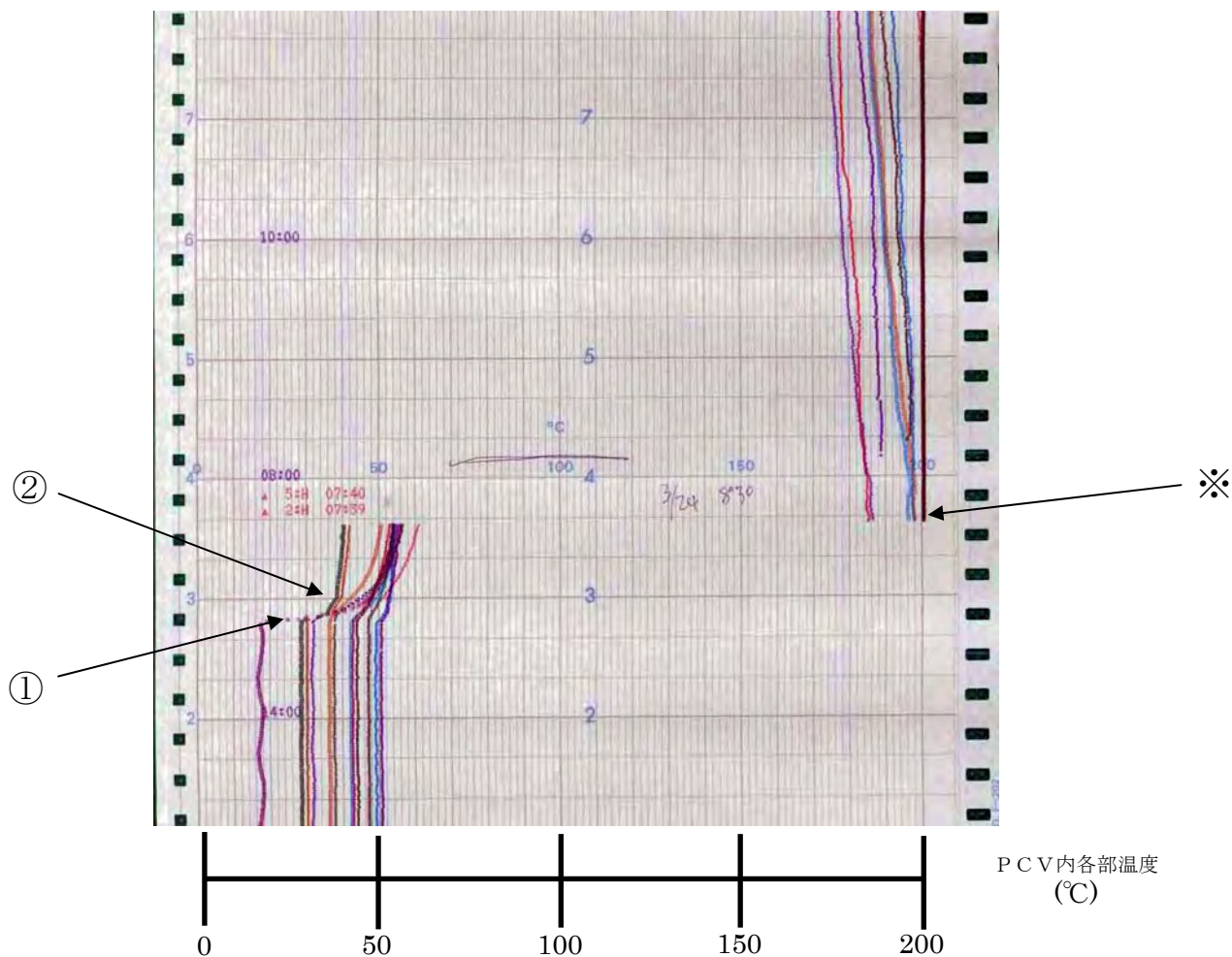
パラメータ



備考

格納容器スプレイ系ポンプBを15時05分頃起動している。同様に格納容器スプレイ系ポンプAを15時11分頃起動している。これは、圧力抑制室プール水の冷却を行うために起動したものと推定される。

【1号機 PCV内各部温度】

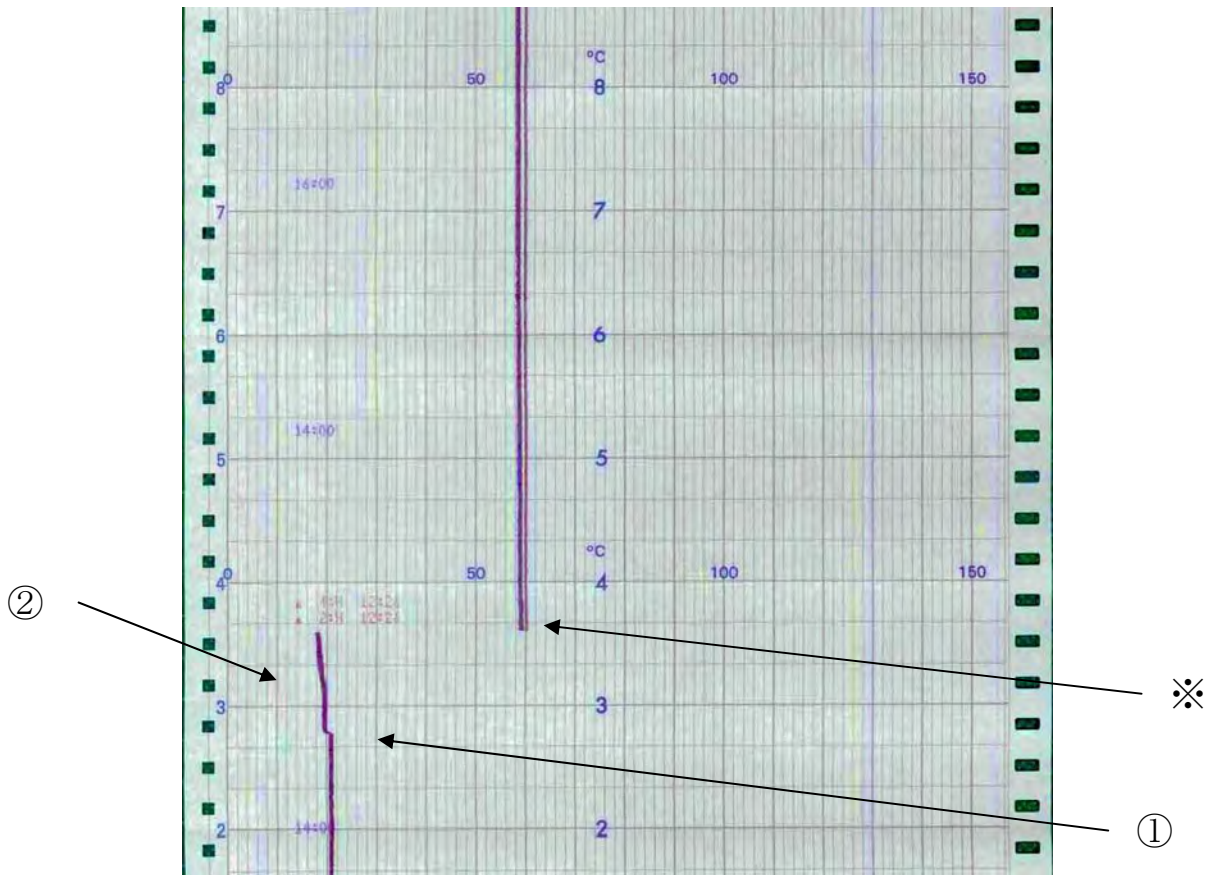


TR-1602-5

No	色印	測定名称	No	色印	測定名称
1	●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2	●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625P
3	●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
4	●	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16	+	
5	●	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17	+	
6	●	SUPPLY AIR DUCT HVH-12A	18	+	
7	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12B	19	Y	
8	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12C	20	Y	
9	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12D	21	Y	
10	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12E	22	Y	
11	○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625L	23	Y	
12	○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625M	24	Y	

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴うPCVの温度上昇(配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず)
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月24日に記録計電源復旧に伴い記録再開。

【1号機 サプレッションプール水温度】



TRS-1601-71A

NO	色	印	測定名	標	NO	色	印	測定名	標
1	●	●	X-208A	(35°)近傍	4	●	●	X-208D	(325°)近傍
2	●	●	X-208B	(145°)近傍	5	●	●		
3	●	●	X-208C	(235°)近傍	6	●	●		

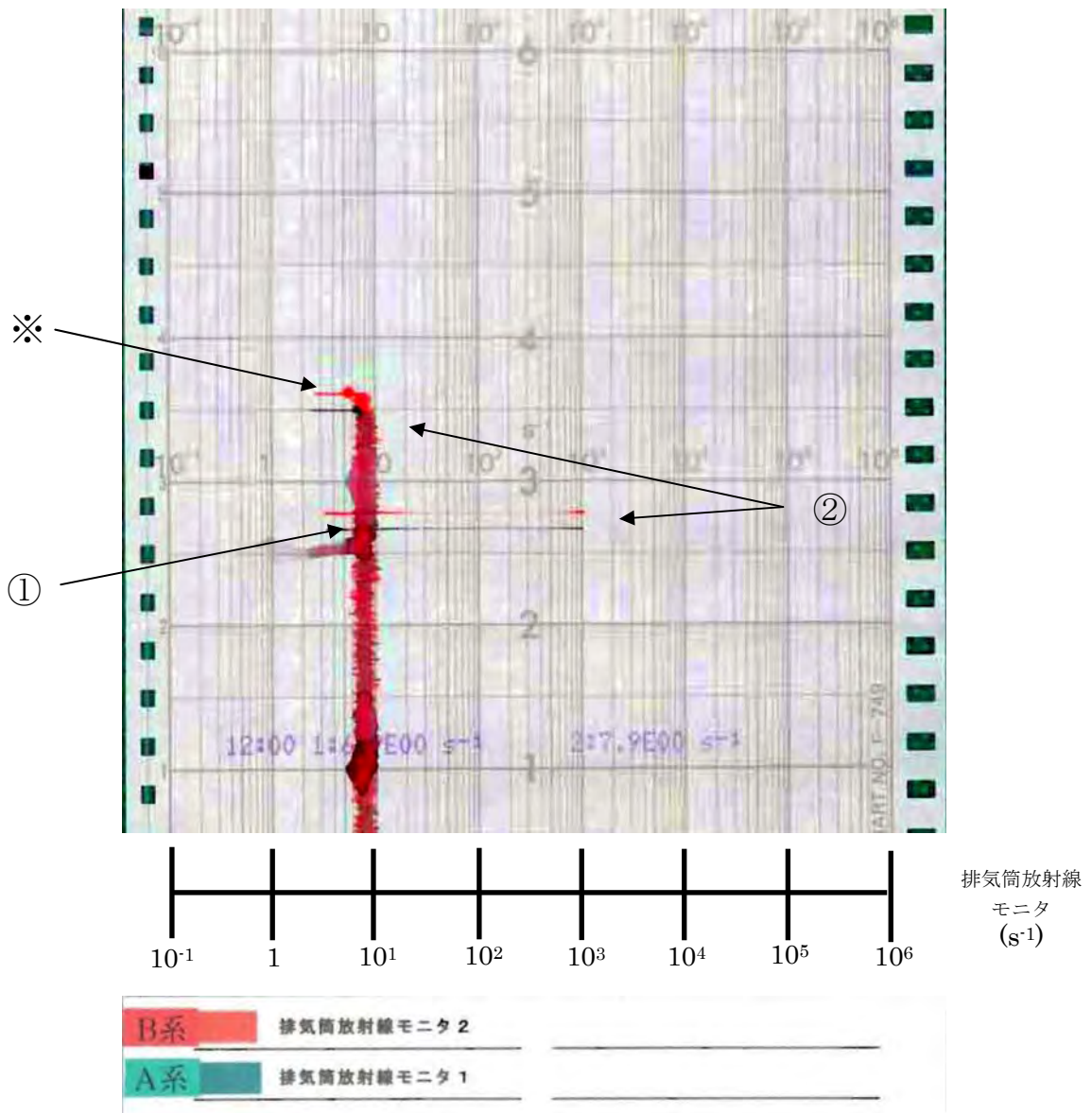
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器冷却系による冷却
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

【1号機 アラームタイプ SGT S作動】

1447	A549	LOW POWR	ALRM POINT	UNDER					
14	47	20	620	D522	REAC WTR	LEVL C			NORM
1447	D622	PCIS	ISO IN TRIP		ON				
14	47	20	620	D523	REAC WTR	LEVL D			NORM
1447	D623	PCIS	ISO OUT TRIP		ON				
14	47	21	910	D521	REAC WTR	LEVL B			NORM
1447	B519	SGTS B	START		ON				
14	47	21	920	D520	REAC WTR	LEVL A			NORM
1447	GOO1	GENERATR	GROS VARS		264.0>	228.0	MVAR		
14	47	26	290	D578	DUMPTANK 2	LEVL B			HIGH
1447	CO55	RX WTR	LVL (W/R) A		214<	700	MM		
14	47	26	550	D502	DUMPTANK 1	LEVL C			HIGH
1447	CO56	RX WTR	LVL (W/R) B		276<	700	MM		
14	47	26	750	D503	DUMPTANK 1	LEVL D			HIGH

非常用ガス処理系 (B) 起動

【1号機 排気筒放射線モニタ】



① 14時46分 地震によるスクラム

② ノイズと思われる信号

※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

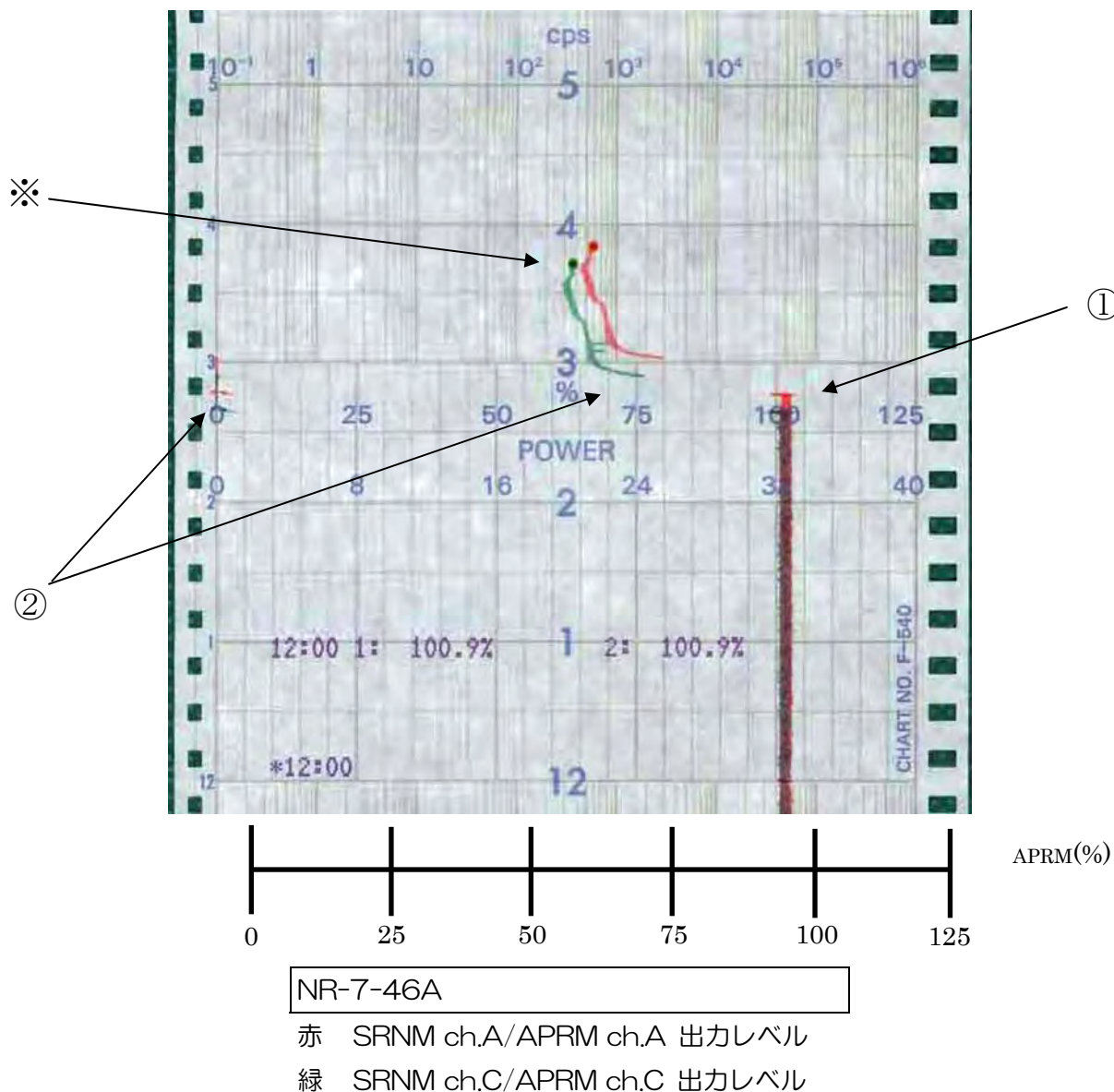
福島第一2号機 プラントデータ

【2号機 アラームタイプ スクラム・全制御棒全挿入】

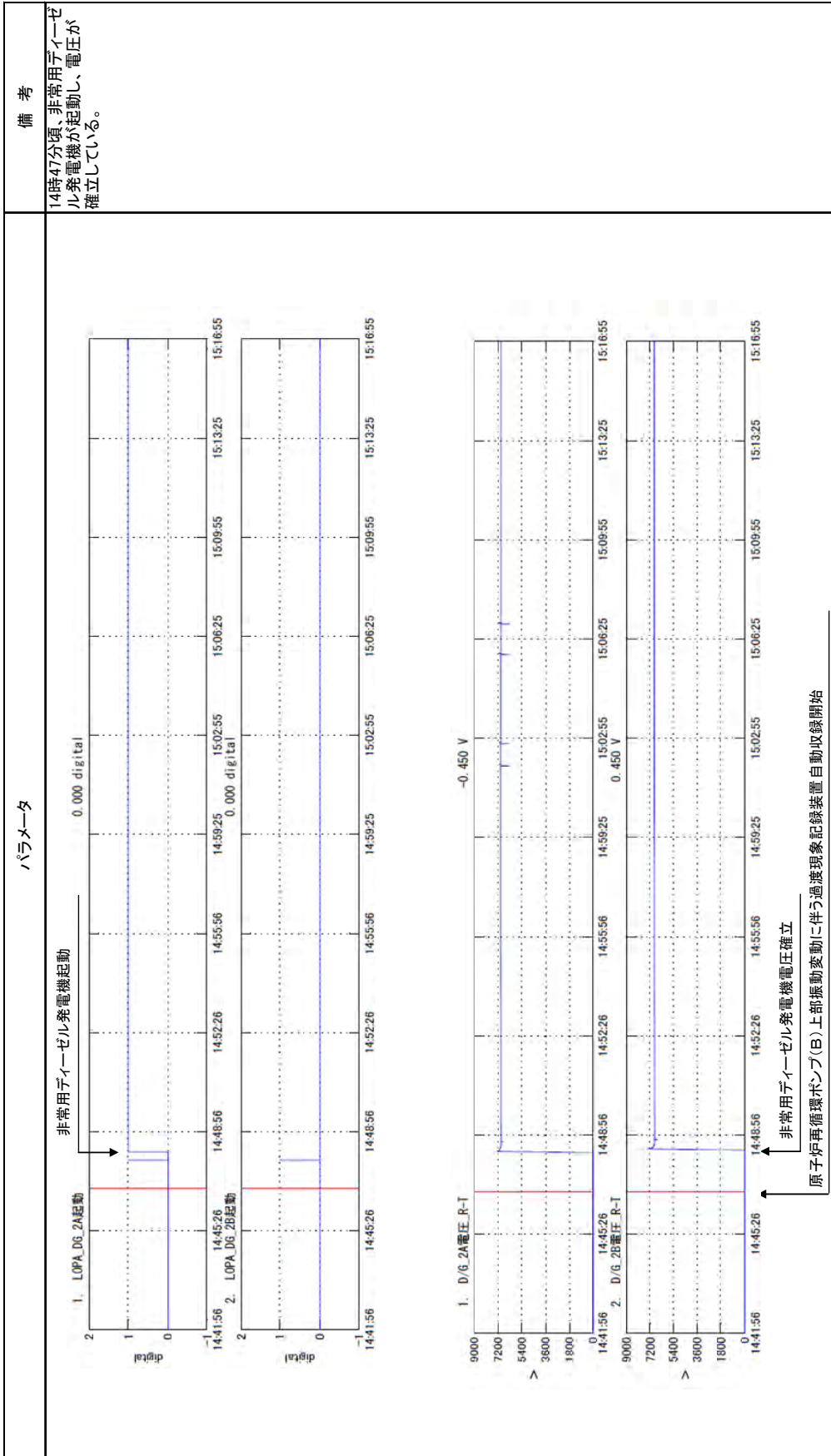
* 2011/03/11 14:47	A524	A P R M 中	地震による自動スクラム	
* 2011/03/11 14:47	D535	原子炉 自動スクラム B	}	
* 2011/03/11 14:47	D565	地震トリップ C11-12		
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位		
* 2011/03/11 14:47	D534	原子炉 自動スクラム A	}	
* 2011/03/11 14:47	D562	地震トリップ C11-A		
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 18-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 22-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 26-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 30-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 34-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 36-07	99pos	ドリフト

2011/03/11 14:47	A545	全制御棒 全挿入	全制御棒全挿入
* 2011/03/11 14:47	C002	原子炉 給水流量 B	}
* 2011/03/11 14:47	7006	タービン グランドシール 蒸気圧力	
* 2011/03/11 14:47	7008	E H C 負荷要求温度信号	
2011/03/11 14:47	6004	発電機 励磁 電圧	
* 2011/03/11 14:47	8003	運転領域制御電圧	
2011/03/11 14:47	6007	発電機 無効電力	
2011/03/11 14:47	6006	発電機 励磁 電圧	
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位	
* 2011/03/11 14:47	7008	タービン 蒸気圧力 レベル	

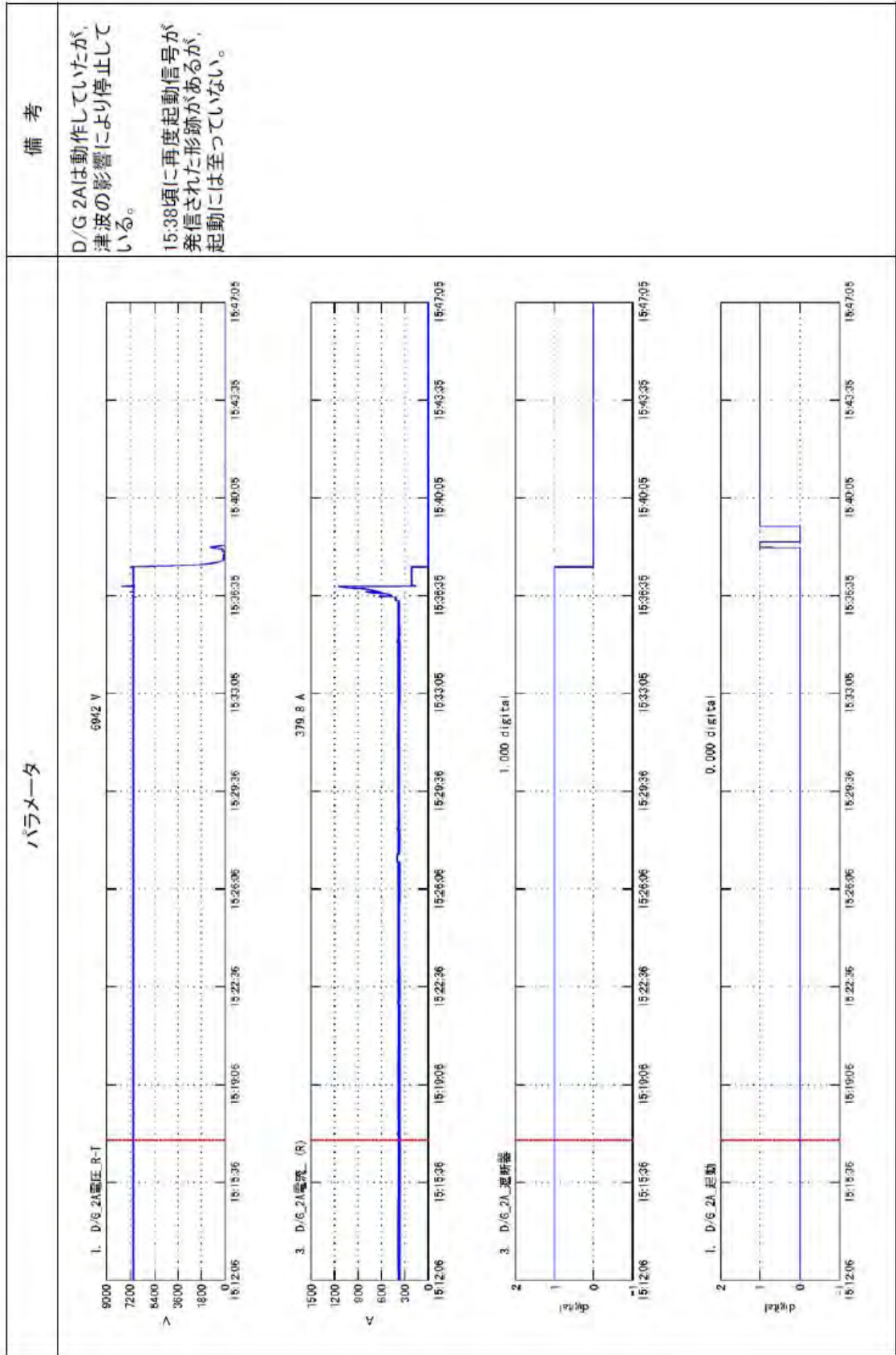
【2号機 SRNM、APRM】



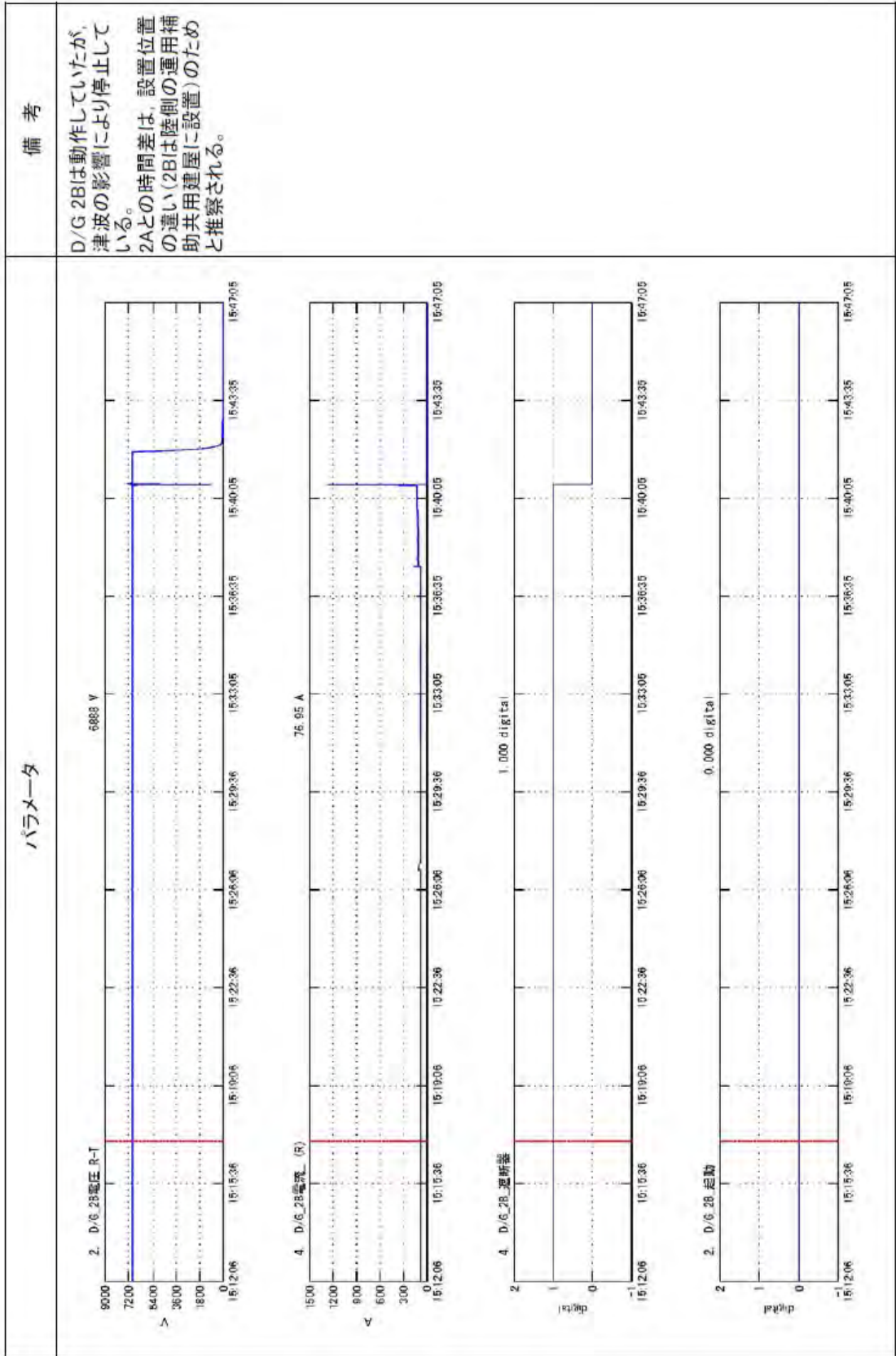
- ① 14時47分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと起動領域モニタ (SRNM) への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

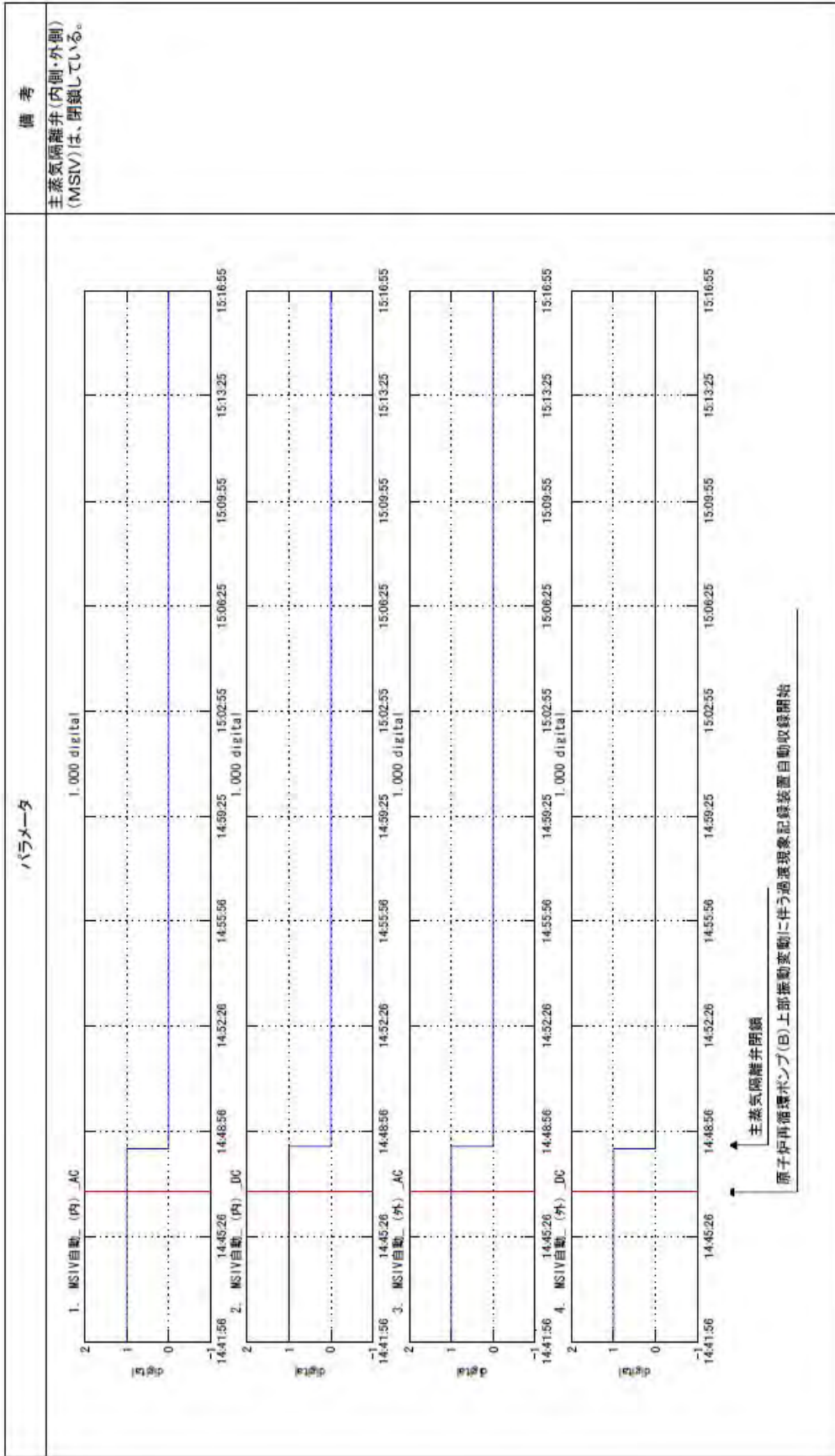


2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

【2号機 アラームタイプ MS I V閉】

2011/3/11 14:48	A574	第1主蒸気隔離弁 A	閉	= ON	} MS I V閉
2011/3/11 14:48	A575	第1主蒸気隔離弁 B	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A576	第1主蒸気隔離弁 C	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A577	第1主蒸気隔離弁 D	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A582	第2主蒸気隔離弁 A	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A583	第2主蒸気隔離弁 B	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A584	第2主蒸気隔離弁 C	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A585	第2主蒸気隔離弁 D	閉	= ON	

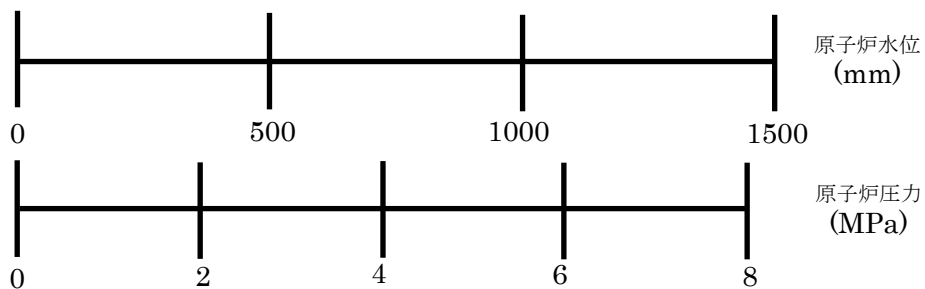
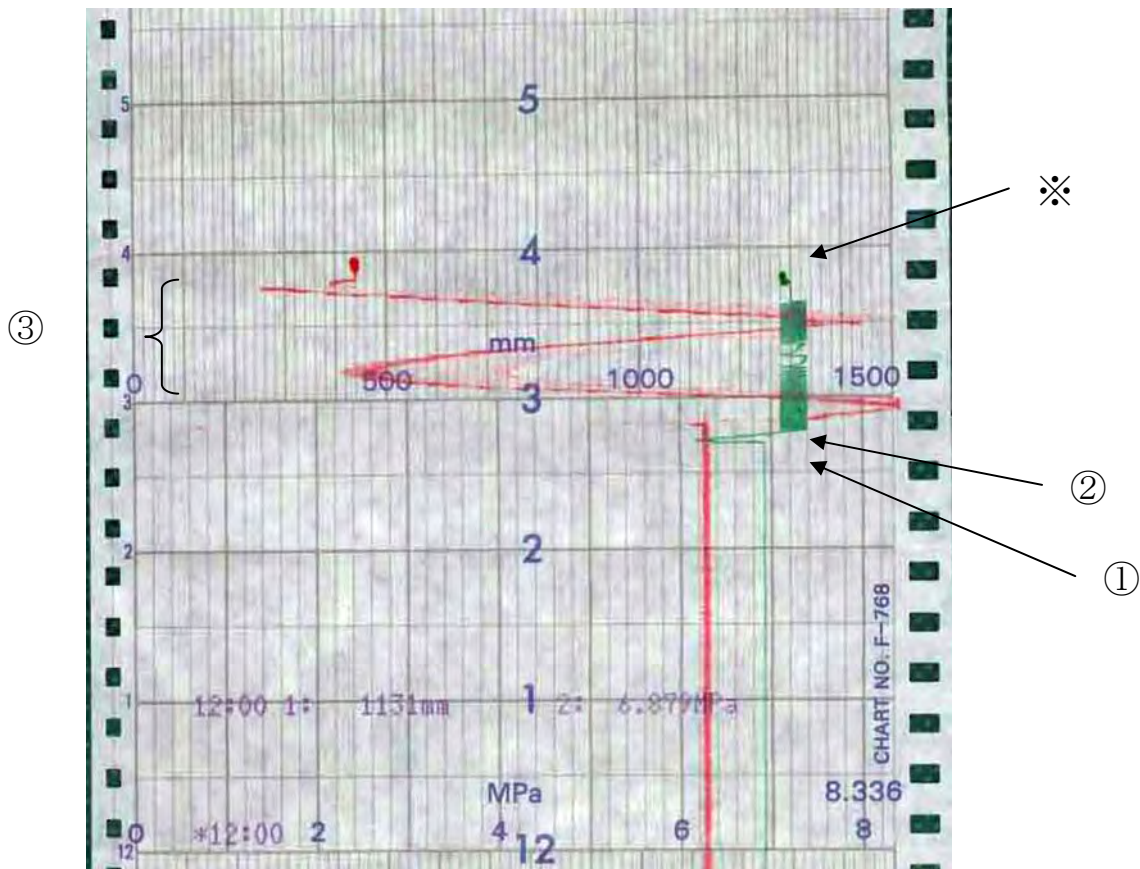
(注記) MS I V閉に前後して破断検出等の各種異常信号が打ち出されているが、これは地震による外部電源喪失の影響によってこれら計器への電源が失われたことから、フェールセーフで異常信号が発生したものと考えられる。MS I V閉止の過程で蒸気流量の増大等、異常の兆候は見られていない。



備考

主蒸気隔離弁(内側・外側)
(MSIV)は、閉鎖している。

【2号機 原子炉水位、原子炉圧力】



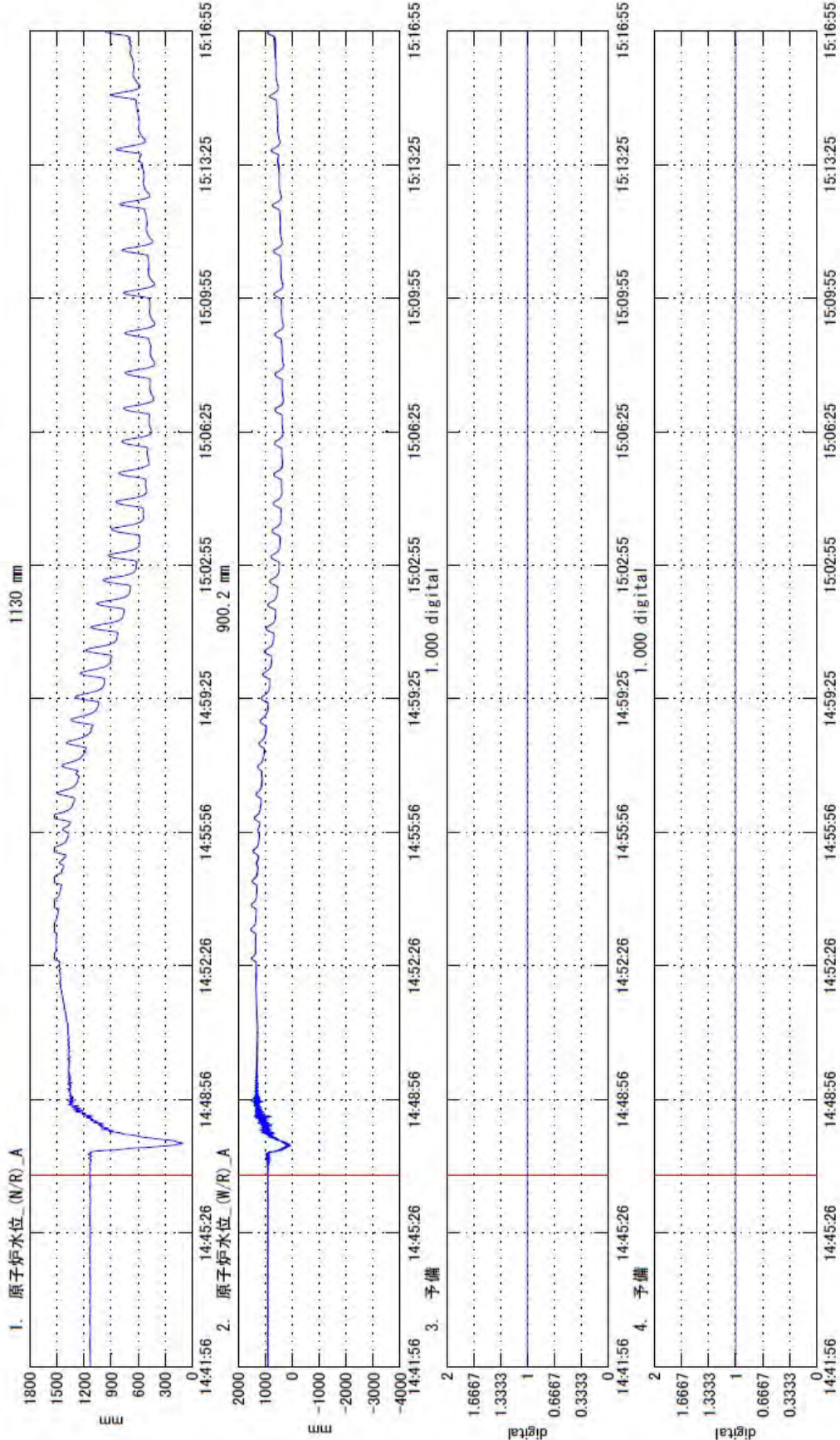
LR/PR-6-97

赤 原子炉水位

緑 原子炉圧力

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② MSIV閉止に伴う圧力上昇とその後のSRV開閉による圧力制御
- ③ RCI Cの起動、停止による水位調整
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
 データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒~2011年03月11日15時16分55秒
 ファイル名 1F2_Oy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat データ周期 0.01秒
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒
 グループ名称: 1F-2 (1) 原子炉水位



【2号機 アラームタイパ RCIC作動状況】

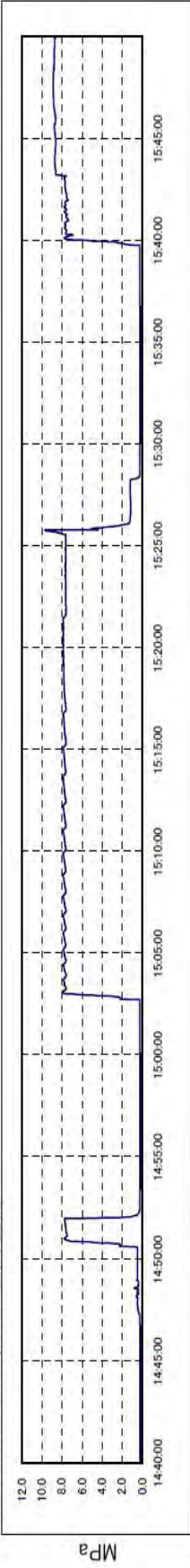
1F2プロセス計算機アラームプリンタ出力

時間	PID	名称	値	単位	状態
* 2011/3/11 14:50	P418	PLRポンプB 上部振動	= 157.2899933	μm	不良
2011/3/11 14:50	P418	PLRポンプB 上部振動	= 127.4175034	μm	正常
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -64.6875	mm	低
* 2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 186.2774963	μm	不良
* 2011/3/11 14:50	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
2011/3/11 14:50	D703	RCIC 注入弁 開	= ON		正常
2011/3/11 14:50	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 152.53125	mm	正常
2011/3/11 14:50	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 40.9375	mm	正常
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.625	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 25.625	mm	正常
2011/3/11 14:51	D648	RCIC タービン 起動	= OFF		正常
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -51.25	mm	低
2011/3/11 15:02	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
* 2011/3/11 15:02	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
2011/3/11 15:02	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
2011/3/11 15:02	R708	RHSW Cポンプ遮断器	= リセット		正常
* 2011/3/11 15:28	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 64.43157196	℃	高高
* 2011/3/11 15:28	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 15:28	D648	RCIC タービン 起動	= OFF		正常
2011/3/11 15:28	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	正常
* 2011/3/11 15:39	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
* 2011/3/11 15:39	D672	発電機 モータリング トリップ	= ON		警報
2011/3/11 15:39	D703	RCIC 注入弁 開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:39	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 66.72718811	℃	L3高
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	低
2011/3/11 15:39	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	RL下限逸脱

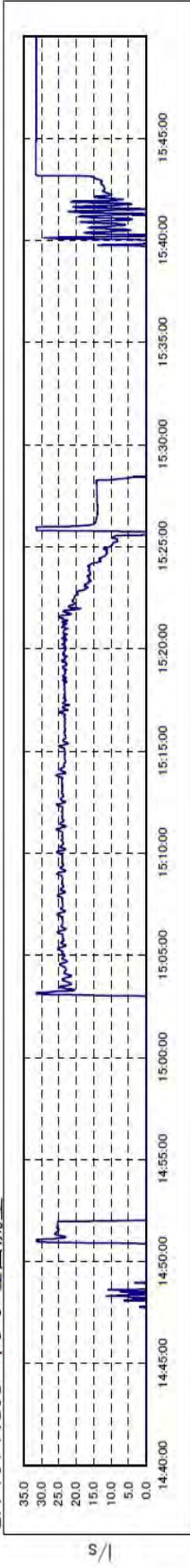
- ① 14時50分にRCICを手動起動、その後、14時51分に原子炉水位高により停止
- ② 15時02分にRCICを手動起動、その後、15時28分に原子炉水位高により停止
- ③ 15時39分にRCICを手動起動

福島第一原子力発電所 2号機プロセス計算機履歴データ
 データ表示期間 2011年3月11日 14:40:00 ~ 2011年3月11日 15:50:00
 データ周期 1秒

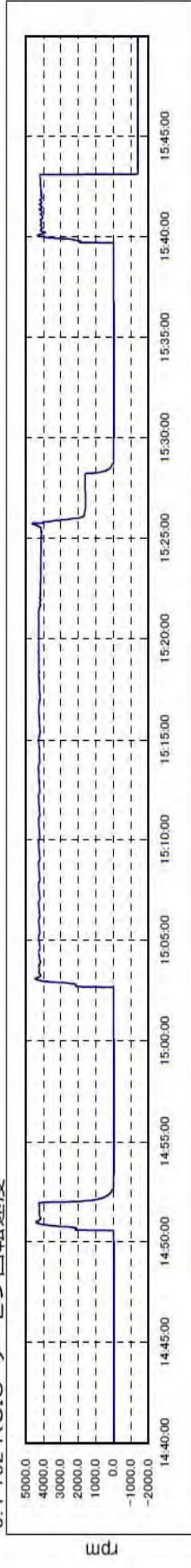
1. P.750 RCIC ポンプ吐出圧力



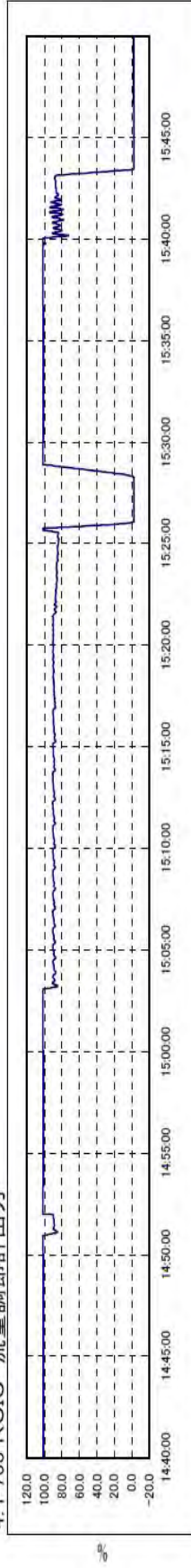
2. P.751 RCIC ポンプ吐出流量



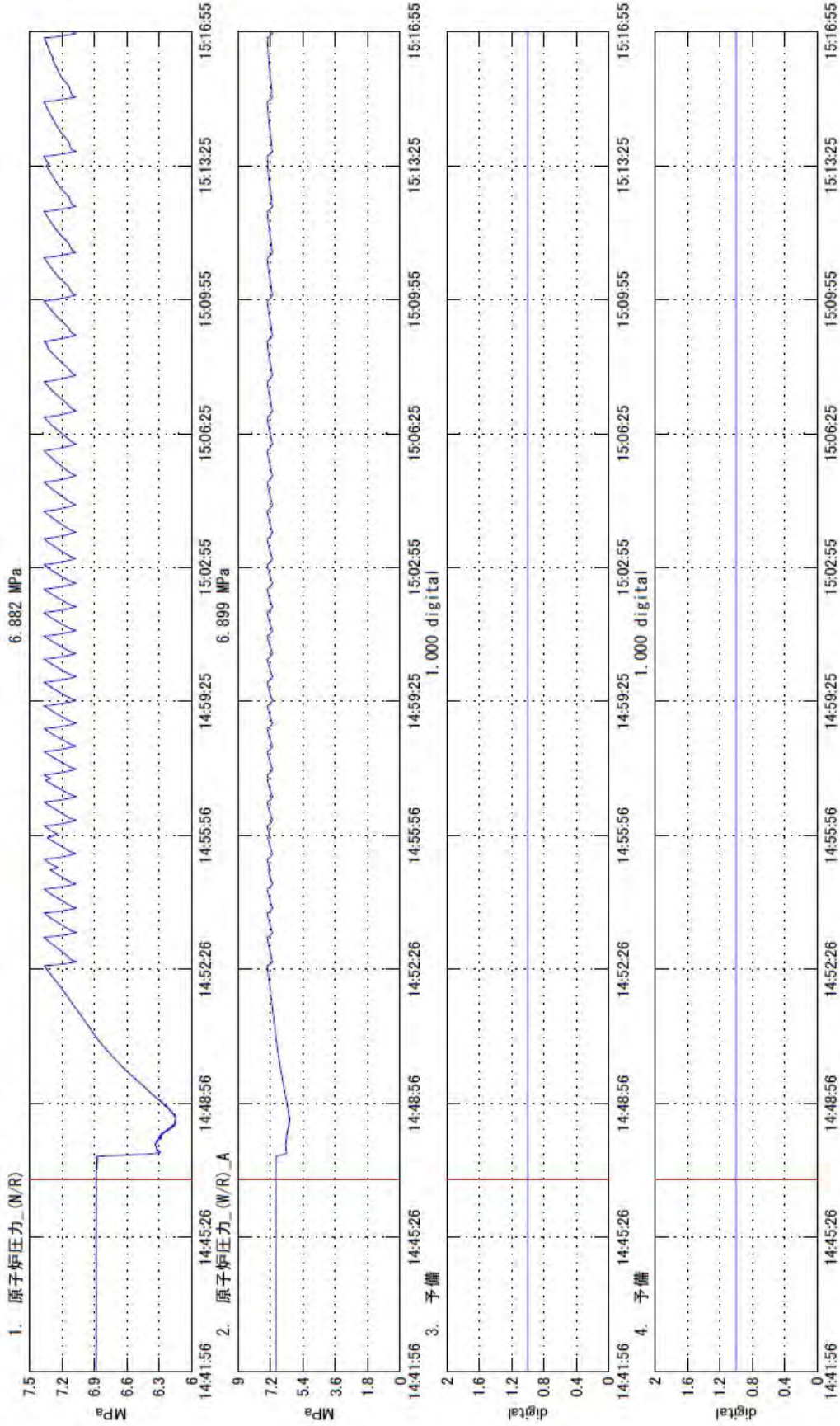
3. P.752 RCIC タービン回転速度



4. P.753 RCIC 流量調節計出力

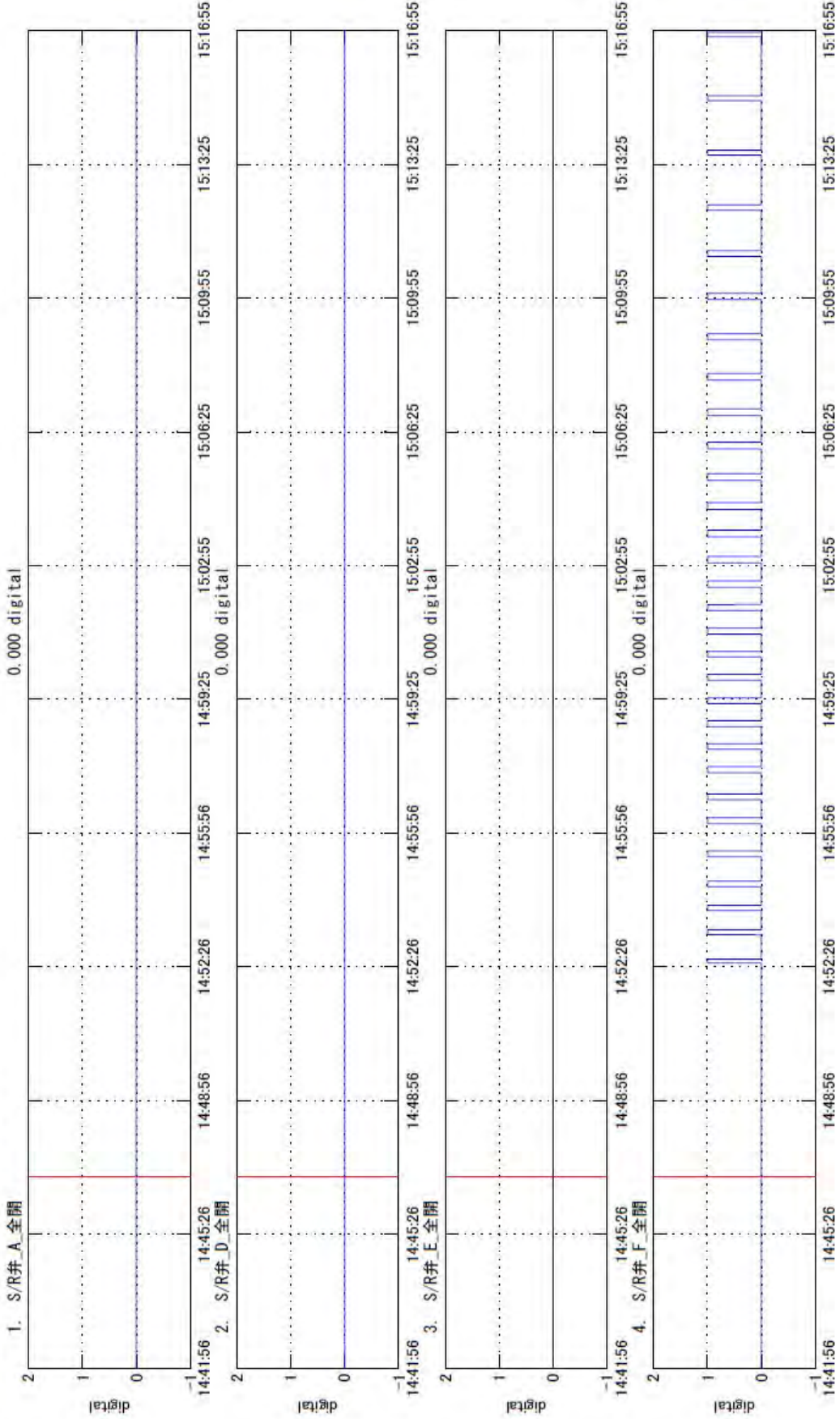


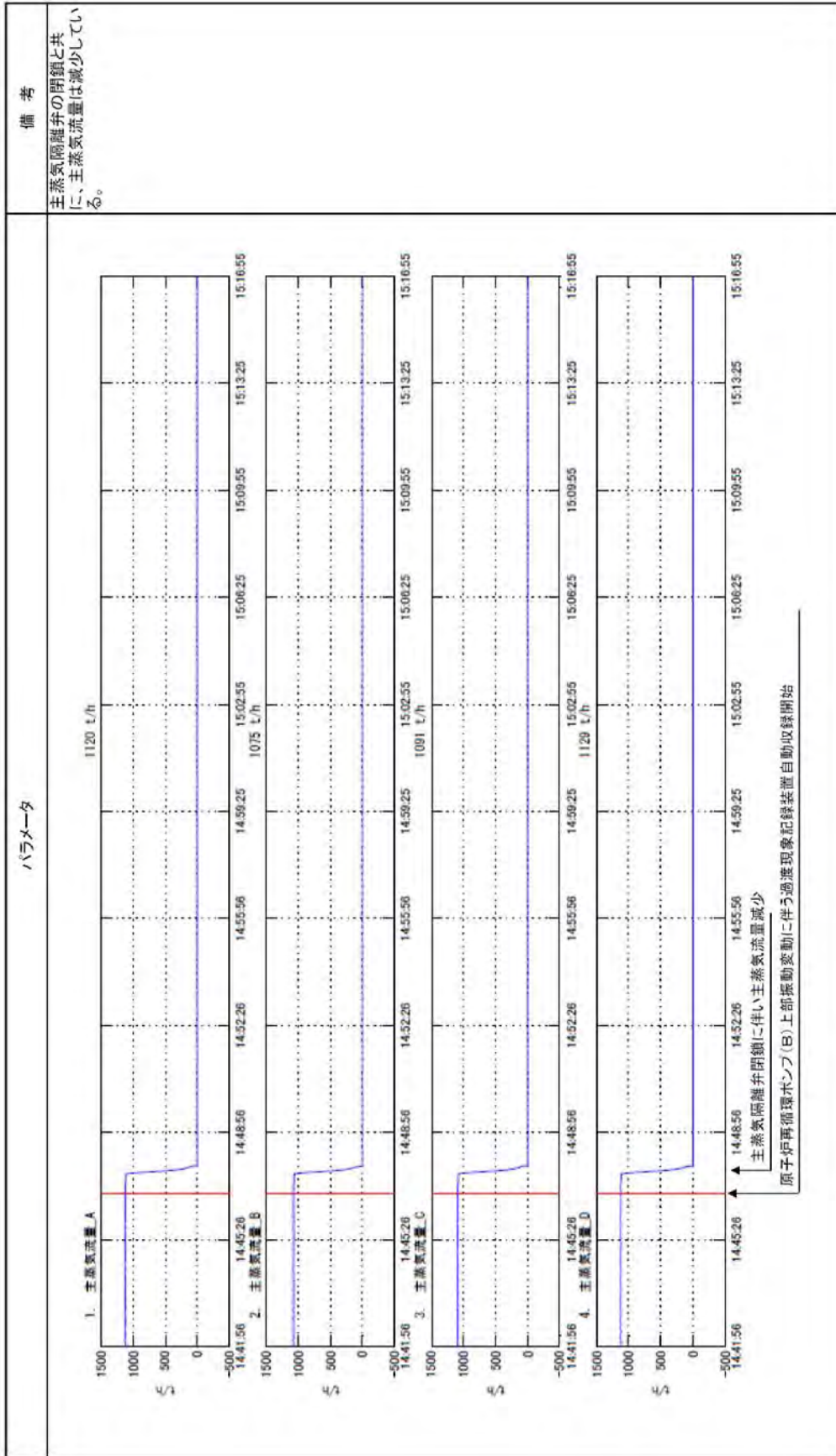
福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
 データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒~2011年03月11日15時16分55秒
 グループ名称 : 1F-2 (1) 原子炉圧力 (1) ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒 データ周期 0.01秒



福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
 データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒~2011年03月11日15時16分55秒
 グループ名称: 1F-2 (1) 原子炉圧力 (2)

ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒
 データ周期 0.01秒

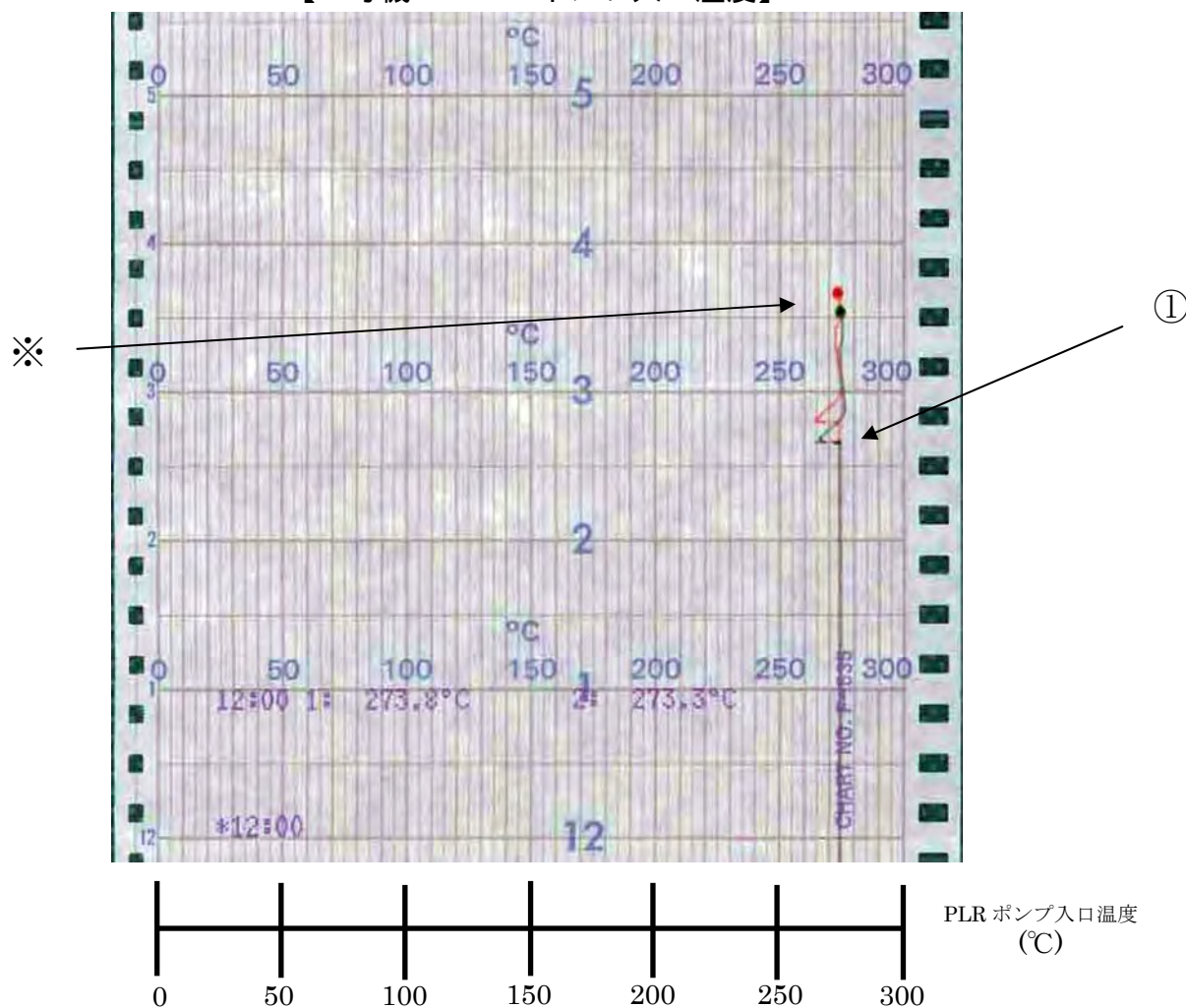




備考

主蒸気隔離弁の閉鎖と共に、主蒸気流量は減少している。

【2号機 PLRポンプ入口温度】



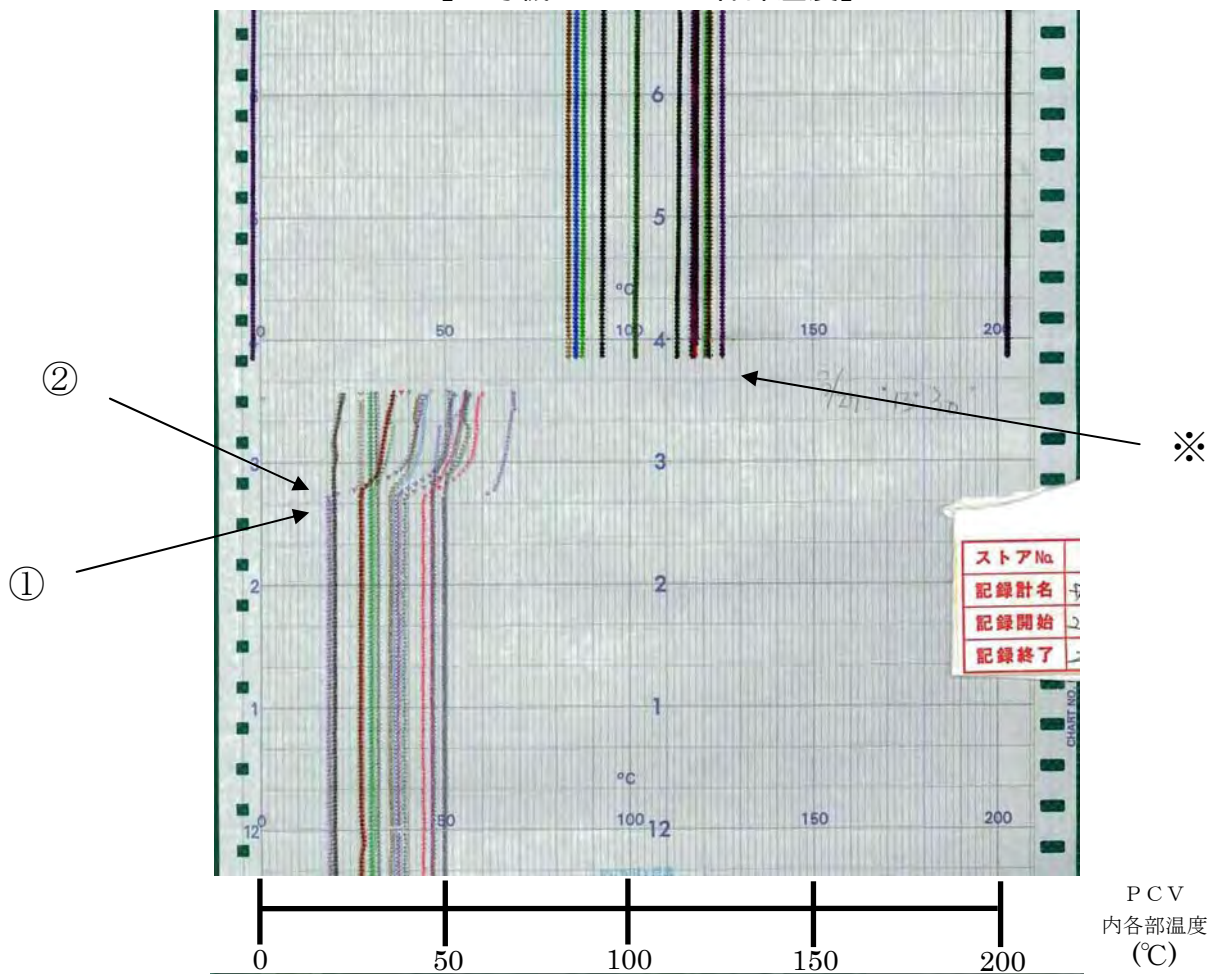
TR-2-165

赤 PLR PUMP A SUCTION TEMP

緑 PLR PUMP B SUCTION TEMP

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【2号機 PCV内各部温度】



TRIS-16-115	測定箇所	Object of Measurement	設定値 set point
● 1	戻り空気ドライフェルクターHVH-16A	戻り空気ドライフェルクターHVH-16A	66.0°C
● 2	戻り空気ドライフェルクターHVH-16B	戻り空気ドライフェルクターHVH-16B	66.0°C
○ 3	戻り空気ドライフェルクターHVH-16C	戻り空気ドライフェルクターHVH-16C	66.0°C
○ 4	戻り空気ドライフェルクターHVH-16D	戻り空気ドライフェルクターHVH-16D	66.0°C
+	戻り空気ドライフェルクターHVH-16E	戻り空気ドライフェルクターHVH-16E	66.0°C
+	供給空気ドライフェルクターHVH-16A	供給空気ドライフェルクターHVH-16A	66.0°C
Y	供給空気ドライフェルクターHVH-16B	供給空気ドライフェルクターHVH-16B	66.0°C
Y	供給空気ドライフェルクターHVH-16C	供給空気ドライフェルクターHVH-16C	66.0°C
● 9	供給空気ドライフェルクターHVH-16D	供給空気ドライフェルクターHVH-16D	66.0°C
● 10	供給空気ドライフェルクターHVH-16E	供給空気ドライフェルクターHVH-16E	66.0°C
○ 11	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
○ 12	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
+	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
+	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
Y	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
Y	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	原子炉圧力容器ベロ-シャルエリア	66.0°C
Y	圧力抑制室ガス温度	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
● 17	圧力抑制室ガス温度	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
● 18	圧力抑制室ガス温度	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
● 19	圧力抑制室ガス温度	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
○ 20	不	不	
+	電気ペネトレーション温度	電気ペネトレーション温度	
+	電気ペネトレーション温度	電気ペネトレーション温度	
Y	電気ペネトレーション温度	電気ペネトレーション温度	
Y	電気ペネトレーション温度	電気ペネトレーション温度	

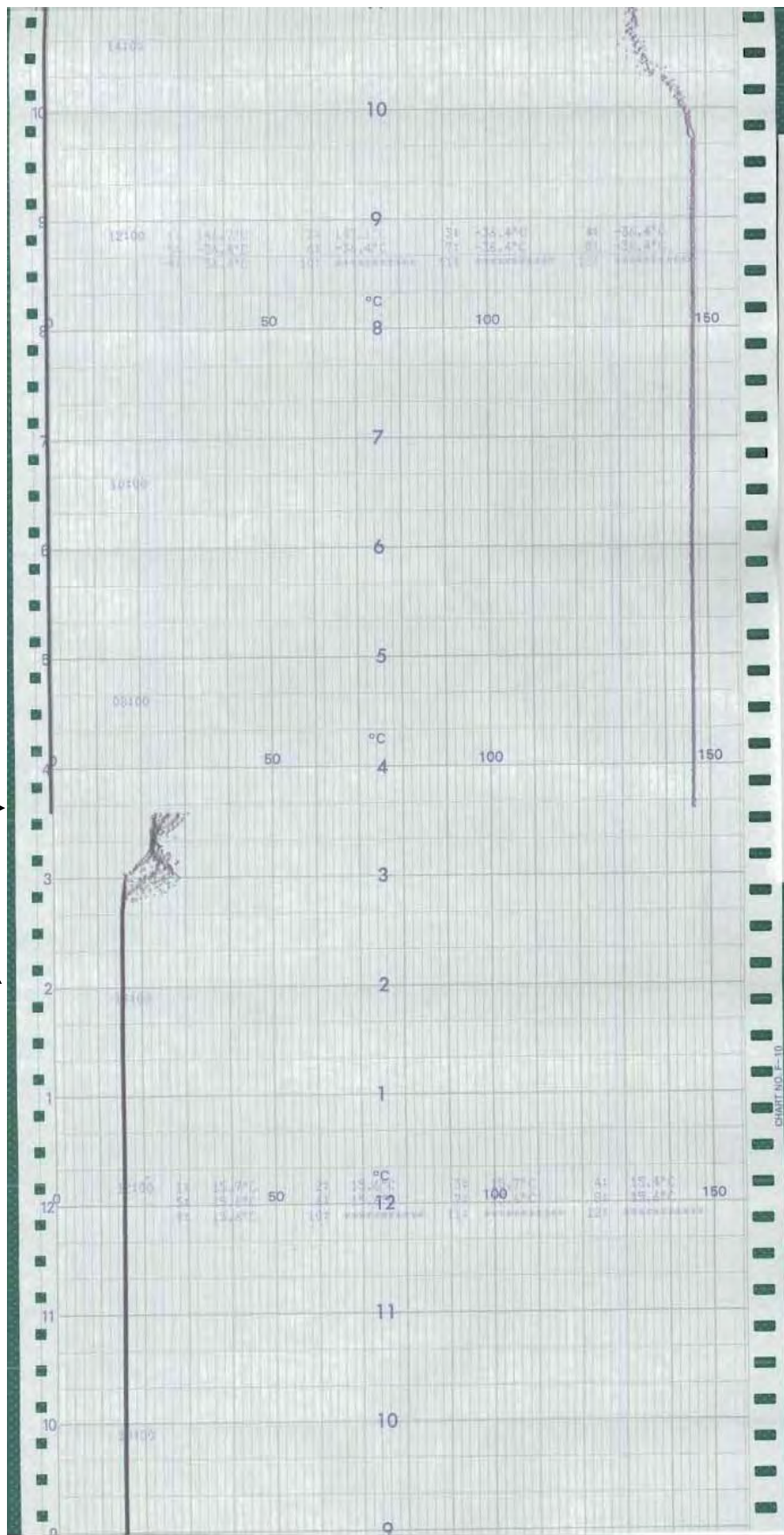
- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴うPCVの温度上昇（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。ただし、記録計は直流電源があったことからその後も暫く記録を続けた。

【2号機 サプレッションプール水温度】

記録計、
一回停止後、
再稼働



時間



2011/3/11 12:00

0 50 100 150 (圧力抑制室温度) (°C)

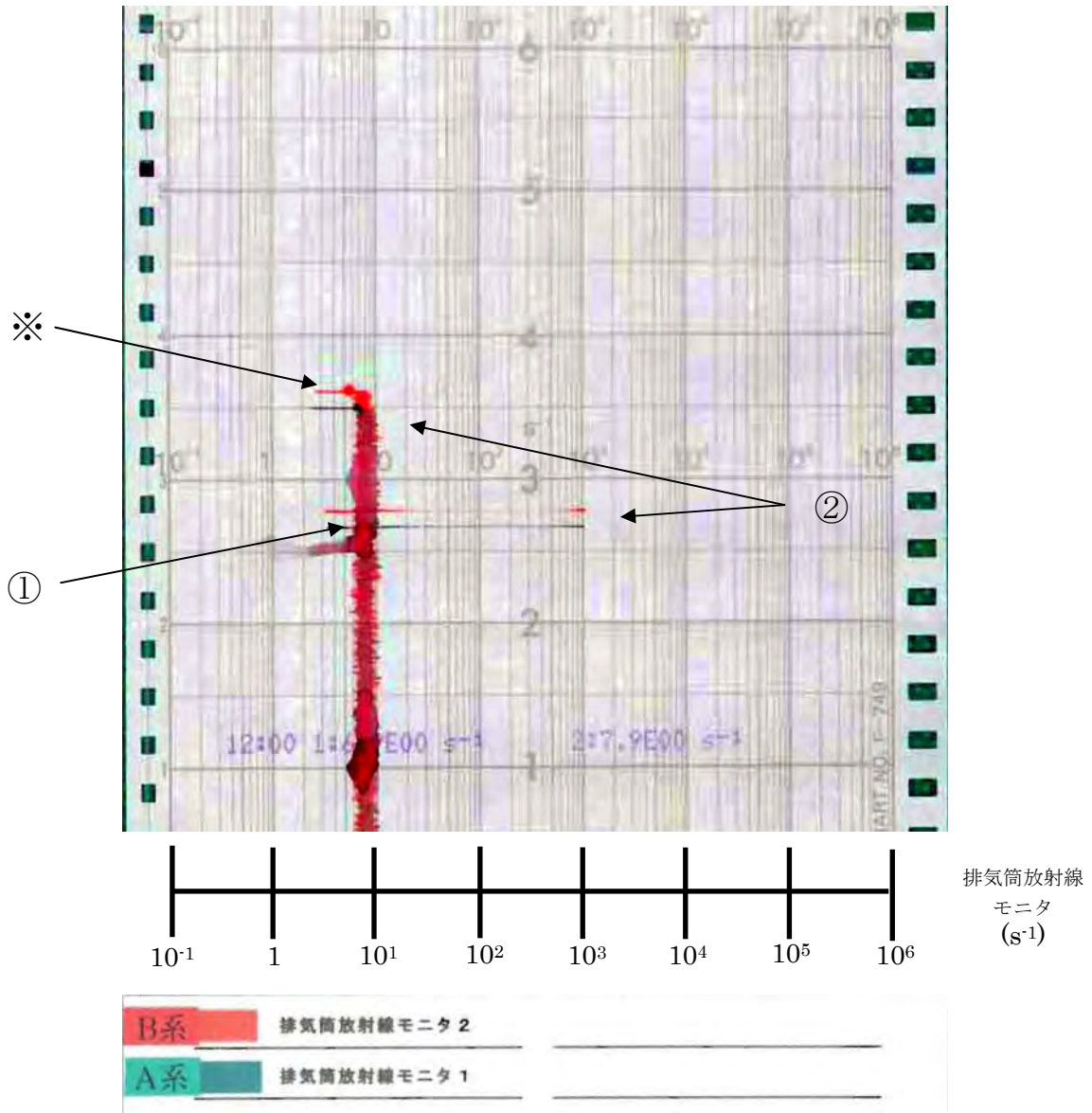
TR-16-720A					
No.	色切	測定名称	No.	色切	測定名称
1	■	MV/1-16-708A サプレッションプール水温度(31°)	7	□	MV/1-16-714A サプレッションプール水温度(301°)
2	■	MV/1-16-709A サプレッションプール水温度(76°)	8	□	MV/1-16-715A サプレッションプール水温度(346°)
3	■	MV/1-16-710A サプレッションプール水温度(121°)	9	□	TS-16-718A サプレッションプール水温度(平均)
4	■	MV/1-16-711A サプレッションプール水温度(165°)	10	□	
5	■	MV/1-16-712A サプレッションプール水温度(211°)	11	□	
6	■	MV/1-16-713A サプレッションプール水温度(256°)	12	□	

ハラメータ		備考
<p>1. RHR_A_ポンプ遮断器</p> <p>0.000 digital</p> <p>14:41:56 14:45:26 14:48:56 14:52:26 14:55:56 14:59:25 15:02:55 15:06:25 15:09:55 15:13:25 15:16:55</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部駆動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時04分頃、残留熱除去系(RHR)ポンプAを起動したものと推定される。</p>	
<p>3. RHR_C_ポンプ遮断器</p> <p>0.000 digital</p> <p>14:41:56 14:45:26 14:48:56 14:52:26 14:55:56 14:59:25 15:02:55 15:06:25 15:09:55 15:13:25 15:16:55</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部駆動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時07分頃、残留熱除去系(RHR)ポンプCを起動したものと推定される。</p>	
<p>1. RHRW_A_ポンプ遮断器</p> <p>0.000 digital</p> <p>14:41:56 14:45:26 14:48:56 14:52:26 14:55:56 14:59:25 15:02:55 15:06:25 15:09:55 15:13:25 15:16:55</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部駆動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時00分頃、残留熱除去系ポンプAを起動したものと推定される。</p>	

【2号機 アラームタイプ SGTS作動】

* 2011/3/11 14:47	D520	原子炉 水位 A	= 低域	
* 2011/3/11 14:47	D521	原子炉 水位 B	= 低域	
* 2011/3/11 14:47	D522	原子炉 水位 C	= 低域	
* 2011/3/11 14:47	D523	原子炉 水位 D	= 低域	
2011/3/11 14:47	D708	SGTS A 起動信号	= ON	非常用ガス処理系 (A) 起動
2011/3/11 14:47	Z558	TIPパージ隔離 弁 開	= OFF	
2011/3/11 14:47	Z559	TIPパージ隔離 弁 閉	= ON	
2011/3/11 14:47	Z593	TIP制御盤 正常	= OFF	

【1号機 排気筒放射線モニタ】
 (排気筒放射線モニタは1-2号共通)



① 14時46分 地震によるスクラム

② ノイズと思われる信号

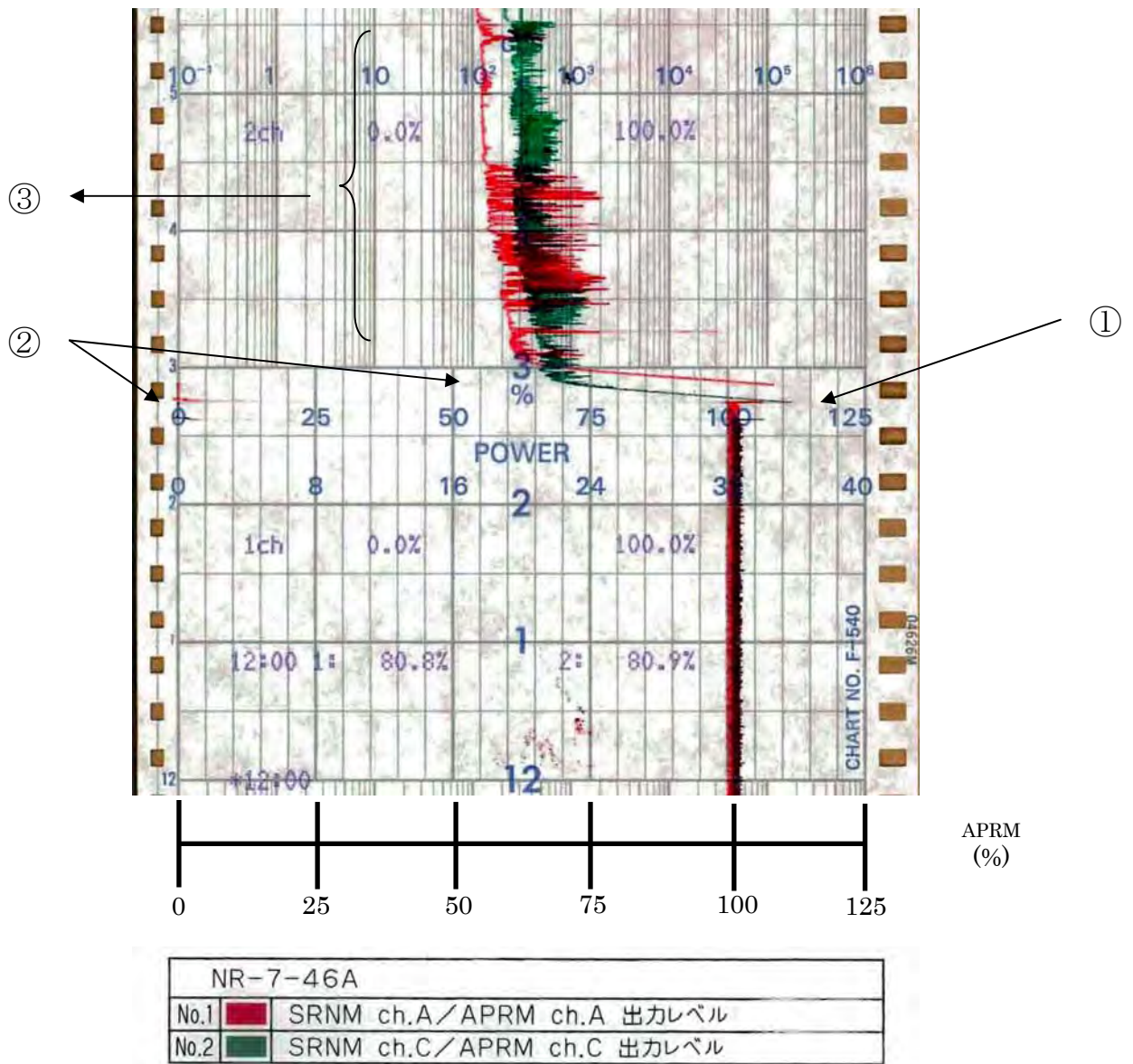
※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

福島第一3号機 プラントデータ

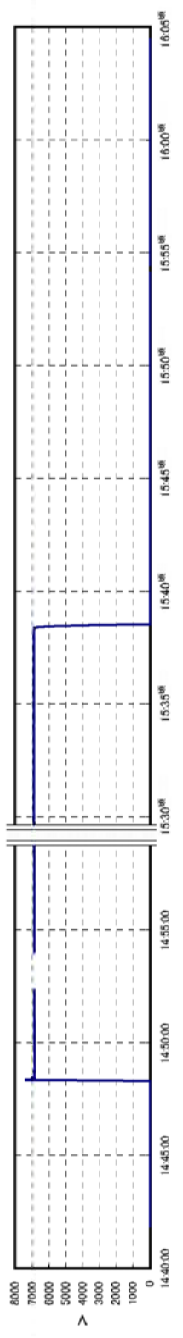
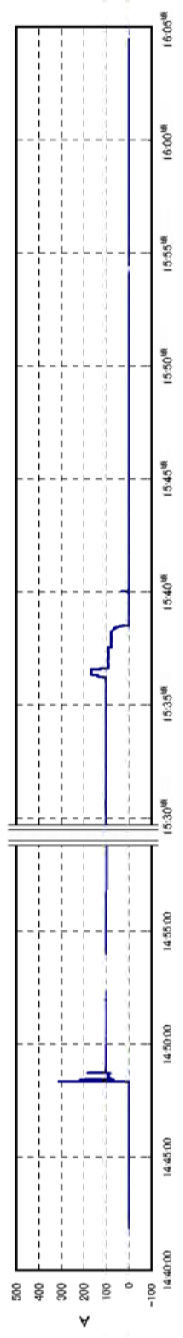
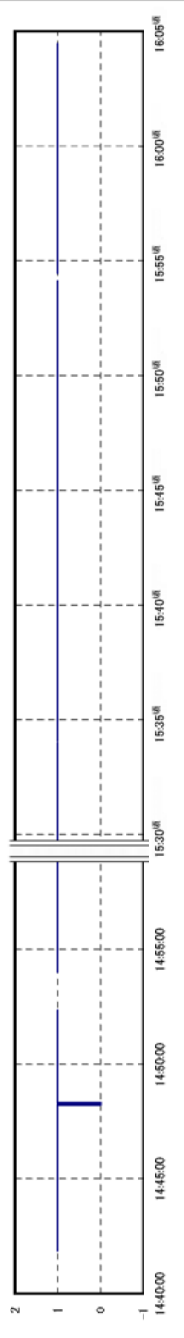
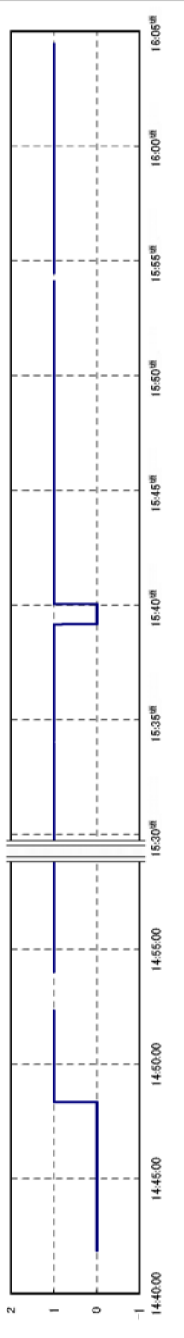
【3号機 アラームタイパ スクラム・全制御棒全挿入】

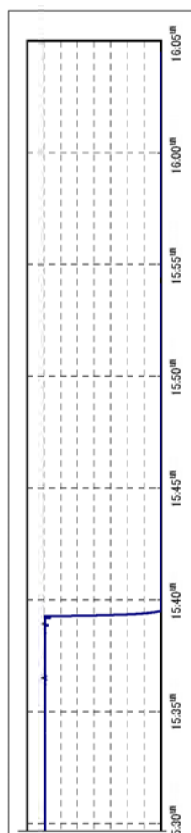
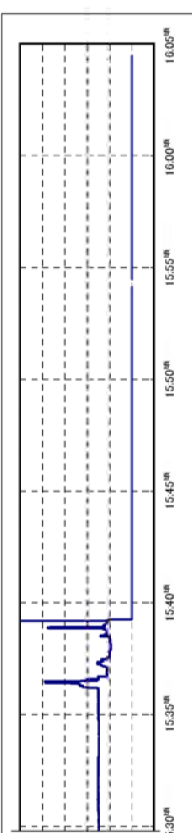
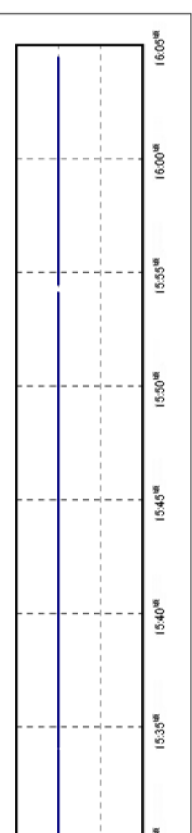
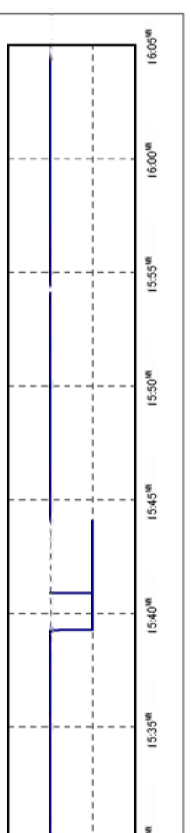
*1447	A524	APRM	中性子束 高			高		
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	B	運転	オン		
14	47	00	750	D564*	地震トリップ CH-C			トリップ
14	47	00	760	D534	原子炉 自動スクラム A			トリップ
1447	A524	APRM	中性子束 高			正常	復帰	
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	B	運転	オフ		
*1447	A539	制御棒引抜阻止				オン		
*1447	A524	APRM	中性子束 高			高		
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	A	運転	オフ		
14	47	04	240	D565	地震トリップ CH-D			トリップ
14	47	04	250	D535	原子炉 自動スクラム B			トリップ
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	B	運転	オフ		
*1447	A539	制御棒引抜阻止				オン		
*1447	C190	給水流量	A	CTP計算用		判定	不能	
*1447	C191	給水流量	B	CTP計算用		判定	不能	
→	1447	A639	全制御棒	全挿入		オン		← 全制御棒全挿入
*1447	C000	原子炉 水位				836<	1002 MM	
*1447	C000	制御棒駆動水流量				オーバー		
*1447	G001	発電機無効電力				498>	390 MVAR	
1447	G001	発電機無効電力				165	MVAR	正常 復帰

【3号機 SRNM、APRM】



- ① 14時47分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと起動領域モニタ (SRNM) への切替
- ③ ノイズによる指示の変動

パラメータ	備考
<p>21. アナログPIDA754 D/G 3A 電圧 R-T</p> 	<p>ディーゼル発電機(3A)については、15時35分~40分の間において、津波による影響で停止したものと推定される。</p>
<p>23. アナログPIDA757 D/G 3A 電流 (R)</p> 	
<p>12. D717 D/G 3A 起動</p> 	
<p>14. D720 D/G 3A 遮断器</p> 	





パラメータ	備考
<p>22. アナログPIDA755 D/G. 3B電圧 R-T</p>  <p>24. アナログPIDA758 D/G. 3B電流 (R)</p>  <p>13. D716 D/G. 3B 起動</p>  <p>15. D719 D/G. 3B 遮断器</p> 	<p>ディーゼル発電機(3B)については、15時35分～40分の間において、津波による影響で停止したものと推定される。</p>

【3号機 アラームタイプ MSIV閉】

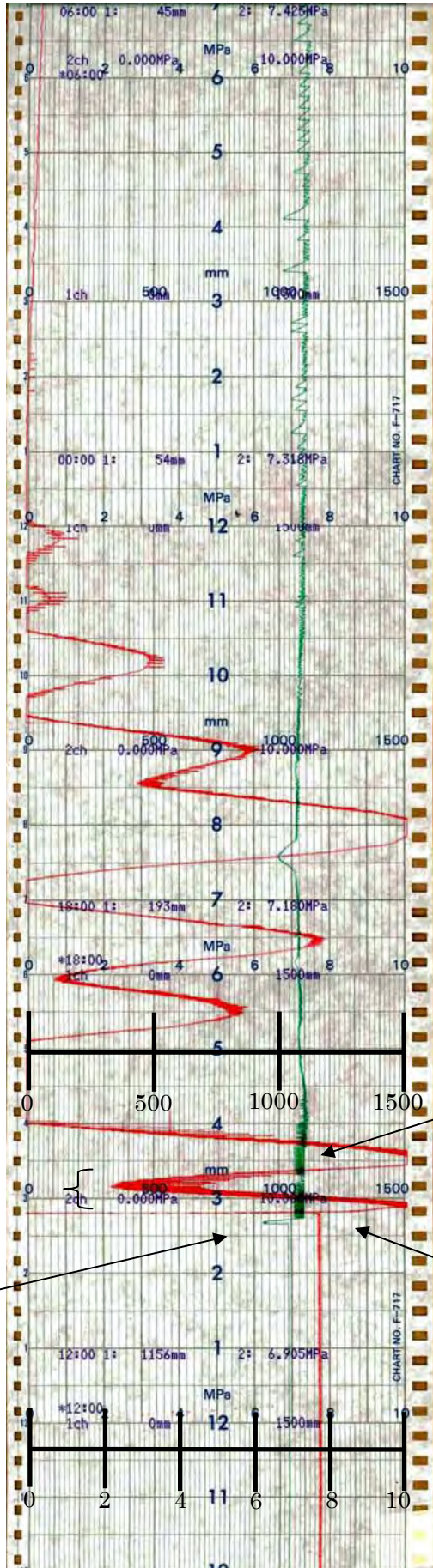
1448	A572	KRM	バイパス	CH-B		オン	
1448	A621	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉	オン	
14	47	22	660	D577	タービン手動トリップ	オン	
1448	A637	主蒸気隔離弁	外側	C	全閉	オン	
1448	A624	主蒸気隔離弁	内側	D	全閉	オン	
1448	A632	主蒸気隔離弁	外側	D	全閉	オン	
1448	A629	主蒸気隔離弁	外側	A	全閉	オン	
1448	A622	主蒸気隔離弁	内側	B	全閉	オン	
1448	A630	主蒸気隔離弁	外側	B	全閉	オン	
1448	A623	主蒸気隔離弁	内側	C	全閉	オン	
1448	L008	CC	濃度			38.72	% 正常 復帰
1448	B013	S/C	水位			5.5	CM 正常 復帰

← 主蒸気隔離弁 閉

(注記) MSIV閉に前後して破断検出等の各種異常信号が打ち出されているが、これは地震による外部電源喪失の影響によってこれら計器への電源が失われたことから、フェールセーフで異常信号が発生したものと考えられる。MSIV閉止の過程で蒸気流量の増大等、異常の兆候は見られていない。

パラメータ	備考
<p>27. D762 MSIV自動(内) AC</p> 	<p>主蒸気隔離弁については、内側弁、外側弁の閉鎖信号が出ている。</p>
<p>28. D753 MSIV自動(内) DC</p> 	
<p>29. D764 MSIV自動(外) AC</p> 	
<p>30. D765 MSIV自動(外) DC</p> 	

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (1/3)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 出力低下による炉圧低下とそれに続く主蒸気隔離弁閉による炉圧増加
- ③ 主蒸気逃し安全弁による炉圧制御
- ④ 主蒸気逃し安全弁開閉、原子炉隔離時冷却系の起動・停止に伴う水位変動

15時05分；

原子炉隔離時冷却系起動

15時25分；

同系トリップ (水位高)

- ⑤ 原子炉隔離時冷却系の起動に伴う水位変動

16時03分；

原子炉隔離時冷却系起動

- ⑥ 炉圧7MPa程度、炉水位は狭帯域 (有効燃料頂部から約4m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域) レンジに維持され、安定的に推移

⑥

⑤

④

②

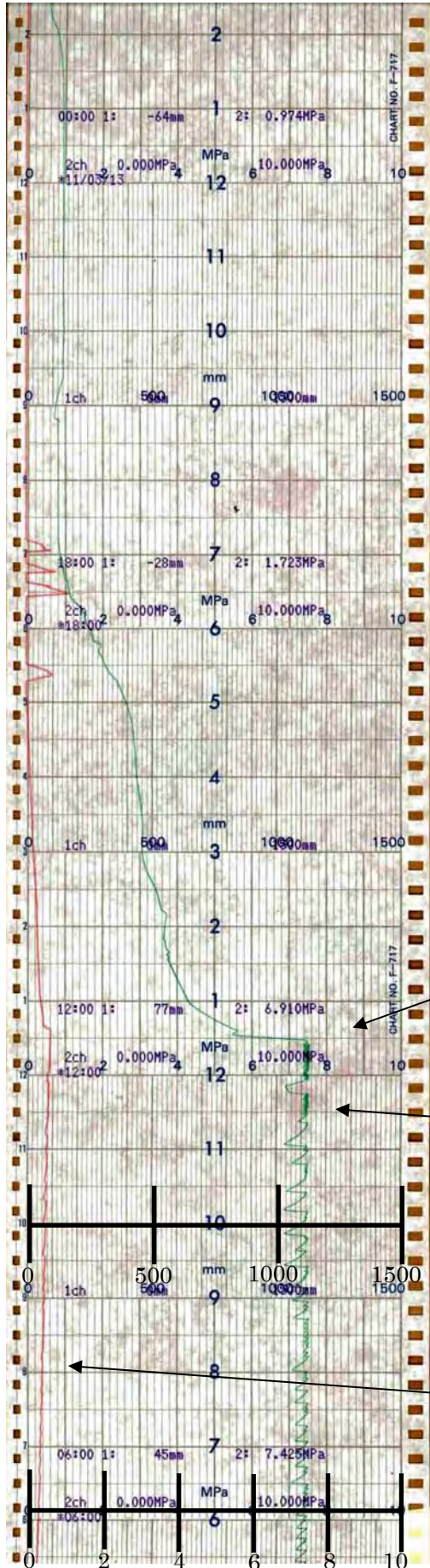
③

①

原子炉水位 (mm)

原子炉圧力 (MPa)

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (2/3)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ⑦ 炉水位は狭帯域（有効燃料頂部から約4 m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域）レンジに維持され、安定的に推移。
- ⑧ 3月12日11時30分頃より、圧力制御の様相変化（11時30分頃より小刻みな変動）
11時36分；
原子炉隔離時冷却系停止
- ⑨ 3月12日12時頃より、6時間程度かけて炉圧の低下

⑨

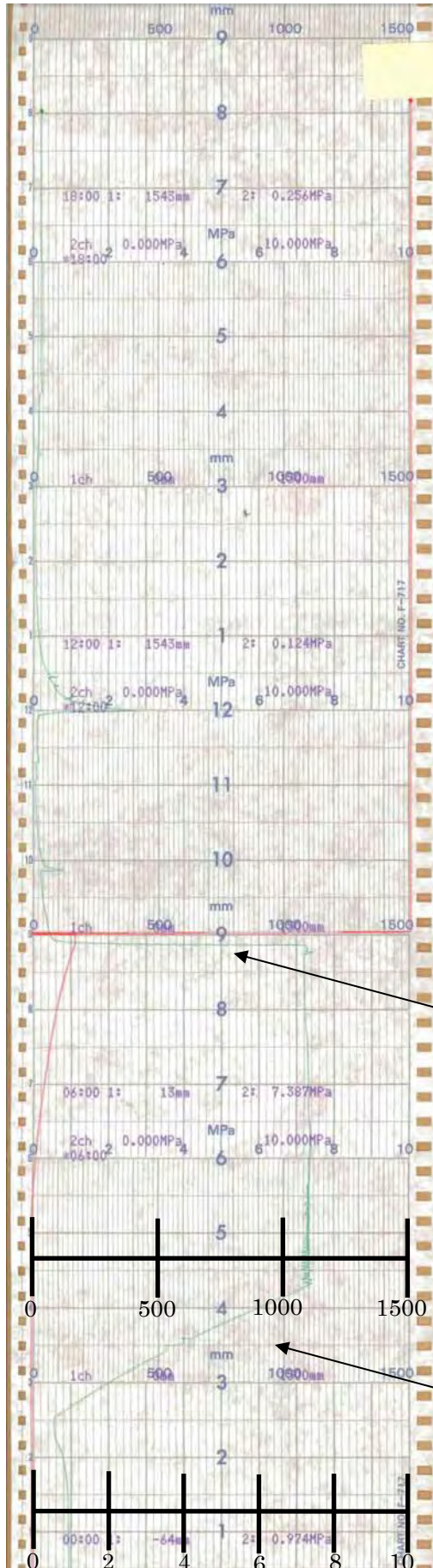
⑧

⑦

原子炉水位
(mm)

原子炉圧力
(MPa)

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (3/3)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

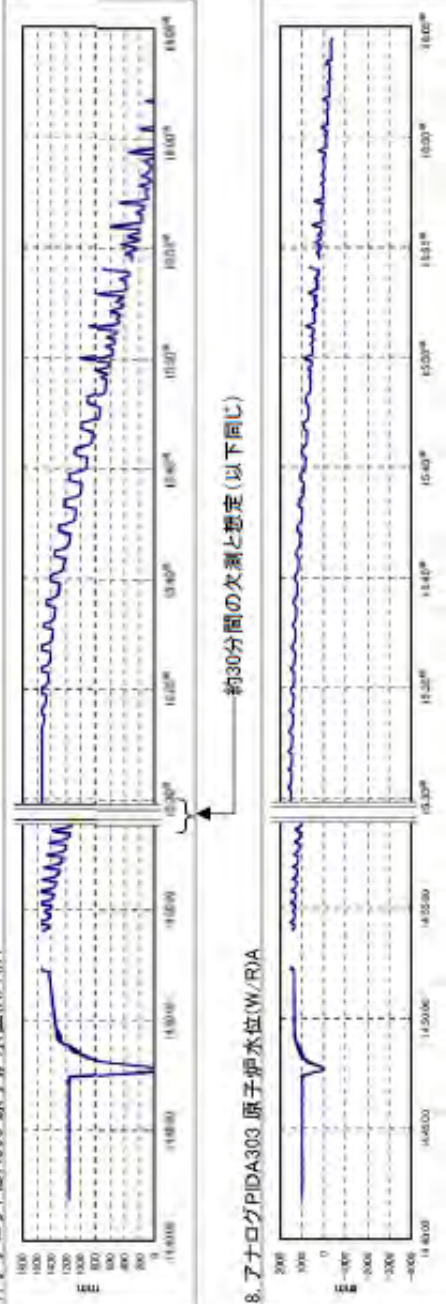
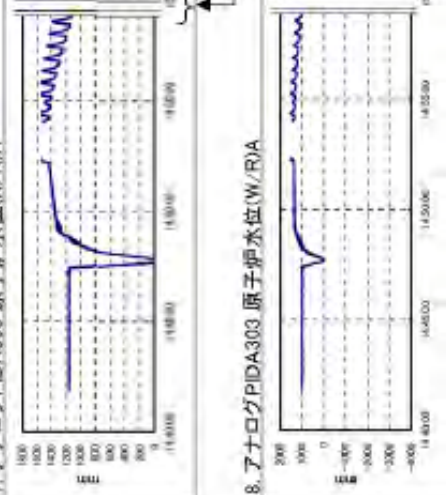

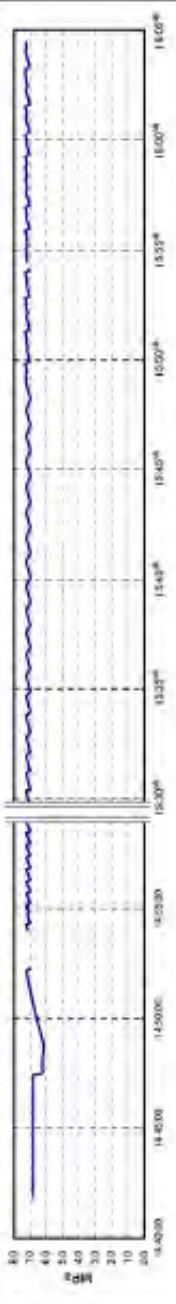
- ⑩ 3月13日2時頃より炉圧上昇
- ⑪ 3月13日9時頃より炉圧減圧

⑪

⑩

原子炉水位
(mm)

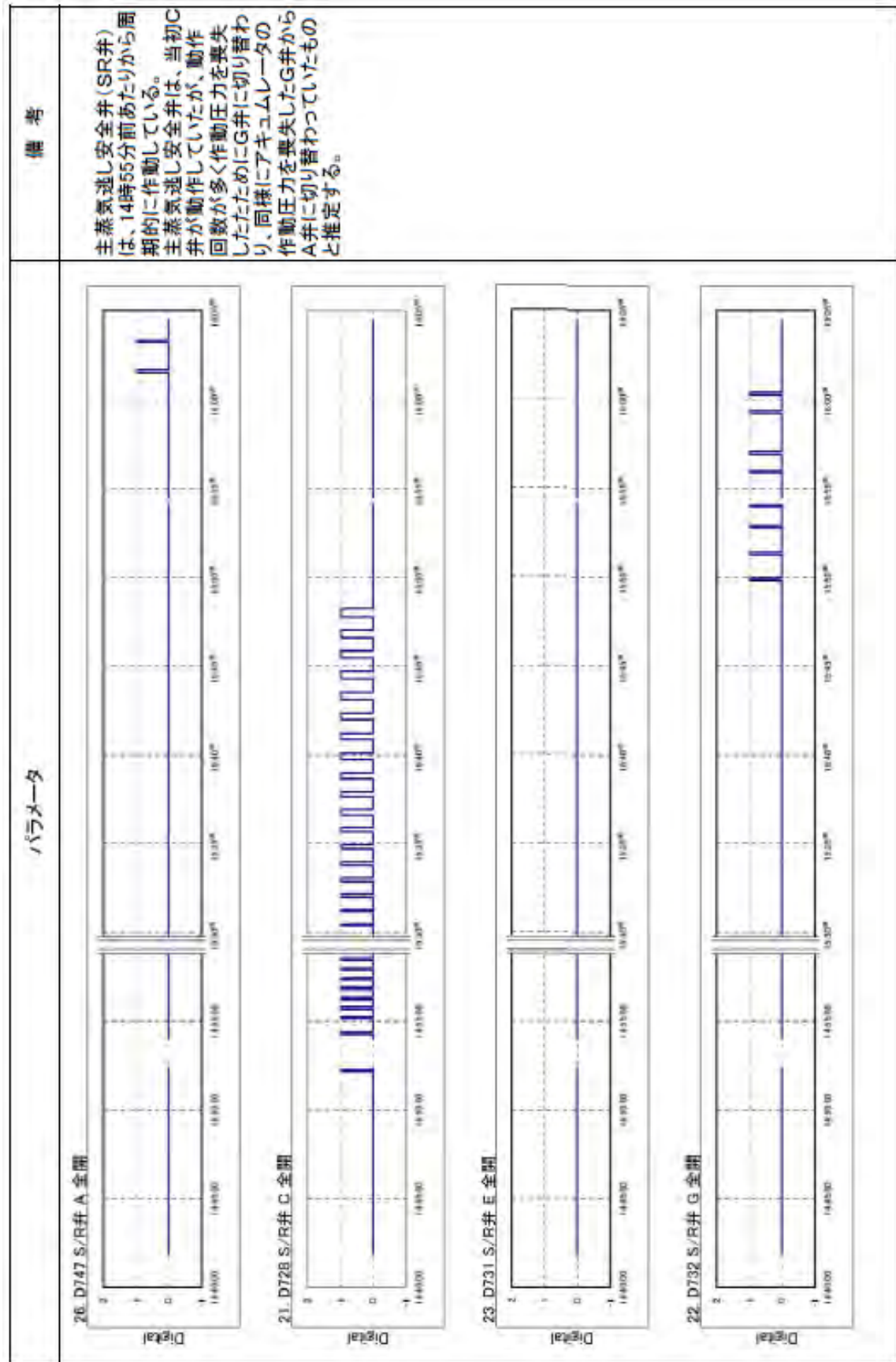
原子炉圧力
(MPa)

パラメータ		備考
<p>7. アナログPIDA300 原子炉水位(N/R/A)</p>  <p>約30分間の欠測と想定(以下同じ)</p> <p>8. アナログPIDA303 原子炉水位(W/R/A)</p> 	<p>原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位に復帰している。14時55分前あたりから、主蒸気逃し安全弁の開閉動作に伴い原子炉水位は周期的に変動している。また、水位は徐々に低下している。</p>	
<p>25. アナログPIDA600 原子炉圧力(N/R)</p>  <p>26. アナログPIDA601 原子炉圧力(W/R/A)</p> 	<p>原子炉圧力は、スクラム直後に低下し、その後主蒸気隔離弁が閉鎖することで、崩壊熱により上昇するものの主蒸気逃し安全弁の開閉動作により周期的に変動している。</p>	

【3号機 アラームタイプ RCIC作動状況】

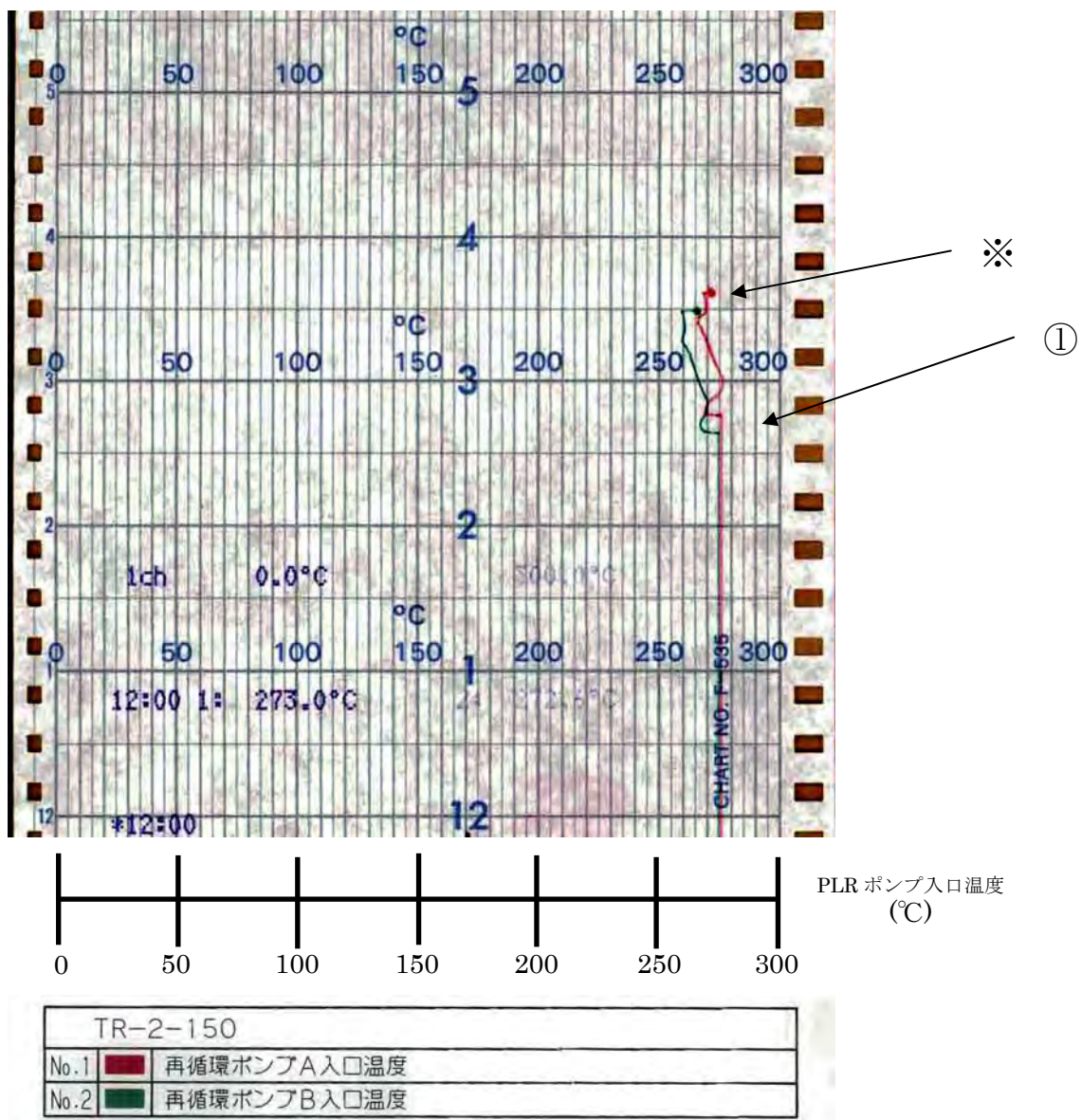
15	05	38	210	D626	蒸気全弁 C 開	オフ
15	05	39	020	D648	RCICタービン 起動	オン
15	05	39	020	D648	RCICタービン 起動	オン
15	05	39	020	D648	RCICタービン 起動	オン
15	05	39	020	D648	RCICタービン 起動	オン
15	25	01	000	D648*	RCICタービン 起動	オフ
15	25	02	880	D685	原子炉水位高 トリップ	トリップ
15	25	02	880	D685	原子炉水位高 トリップ	トリップ
15	25	02	880	D685	原子炉水位高 トリップ	トリップ

- ① 15時05分にRCICを手動起動、その後、15時25分に原子炉水位高により停止。



パラメータ		備考
<p>27. アナログPIDA309 主蒸気流量 A</p>	<p>28. アナログPIDA310 主蒸気流量 B</p>	<p>主蒸気流量については、主蒸気隔離弁が閉鎖し、流量は0（ゼロ）となっており、その過程で蒸気流量の増大等はなく、主蒸気の漏えいの兆候は認められない。</p>
<p>29. アナログPIDA311 主蒸気流量 C</p>	<p>30. アナログPIDA312 主蒸気流量 D</p>	

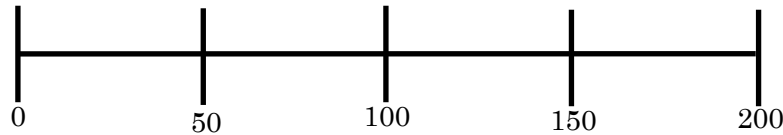
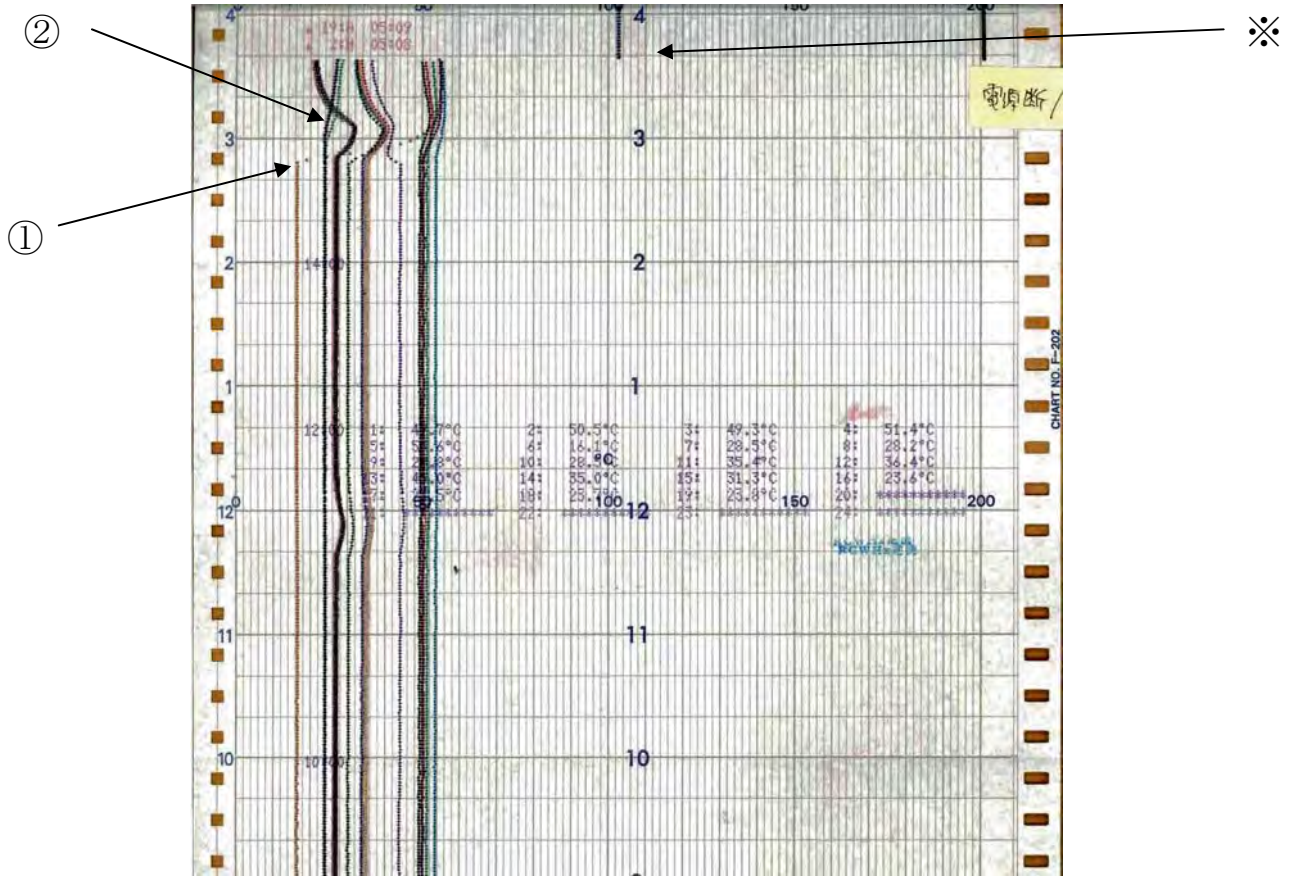
【3号機 PLRポンプ入口温度】



① 14時47分 地震によるスクラム

※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【3号機 PCV内各部温度】



原子炉格納容器
内各部温度
(°C)

TRC-16-115		ストアNo. 3号機-19							
入力番号	色	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値	入力番号	色	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値
1	●	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	13	+	TE-16-114N	原子炉ベロー シール部温度	65.6℃
2	●	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	14	+	TE-16-114P	原子炉ベロー シール部温度	65.6℃
3	●	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	15	+	TE-16-114R	原子炉ベロー シール部温度	65.6℃
4	●	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	16	+	TE-16-114I	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
5	●	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	17	+	TE-16-114J	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
6	●	TE-16-114F	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	18	+	TE-16-114V	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
7	○	TE-16-114G	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	19	Y	TE-16-114W	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
8	○	TE-16-114H	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	20	Y			
9	○	TE-16-114I	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	21	Y			
10	○	TE-16-114K	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	22	Y			
11	○	TE-16-114L	原子炉ベロー シール部温度	65.6℃	23	Y			
12	○	TE-16-114M	原子炉ベロー シール部温度	65.6℃	24	Y			

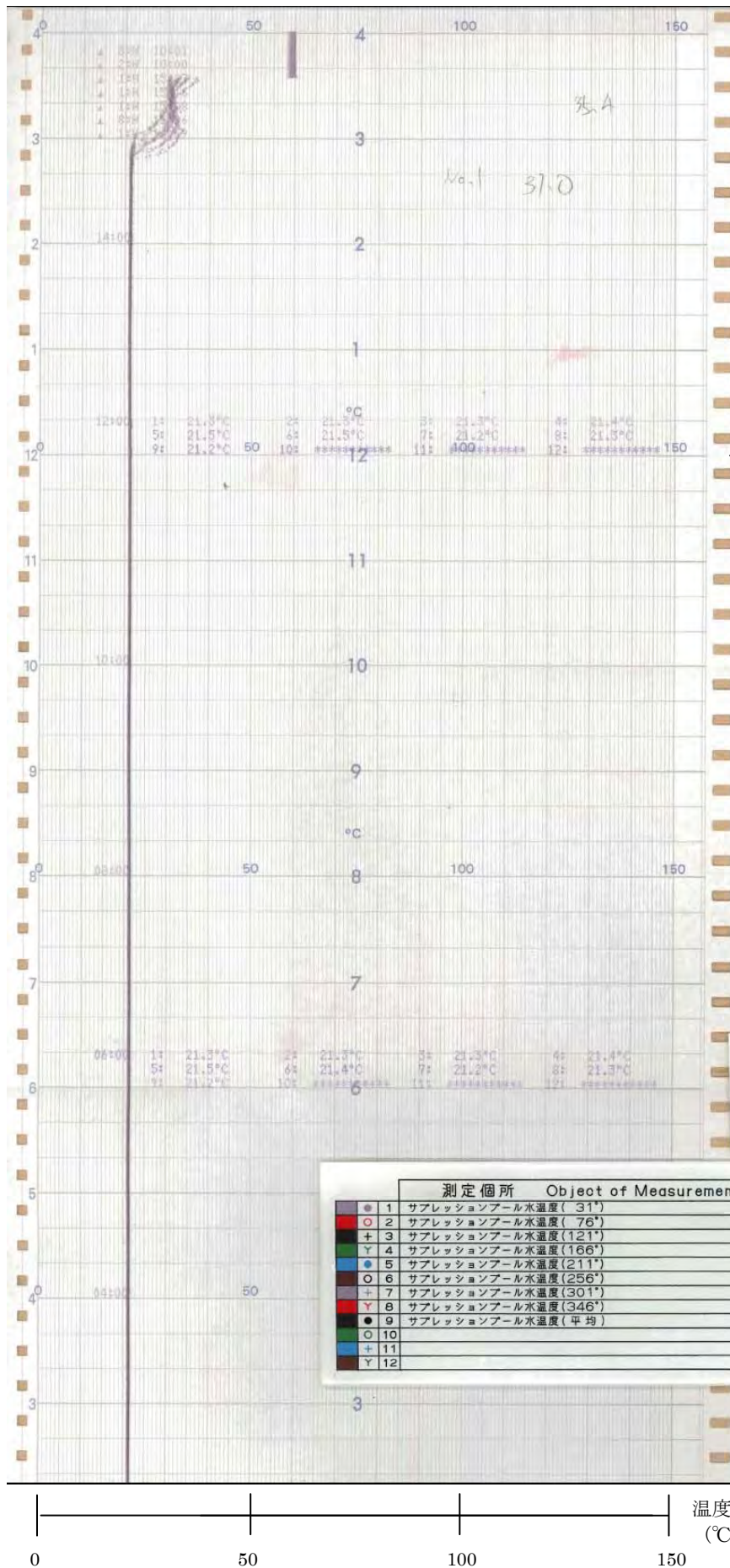
- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止、スクラムによる出力低下等に伴う格納容器内温度変化（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し、記録計が一旦停止したものと考えられる。

【3号機 サプレッションプール水温度】

記録計停止→



時間



2011/3/11 12:00

2011/3/11 3:00

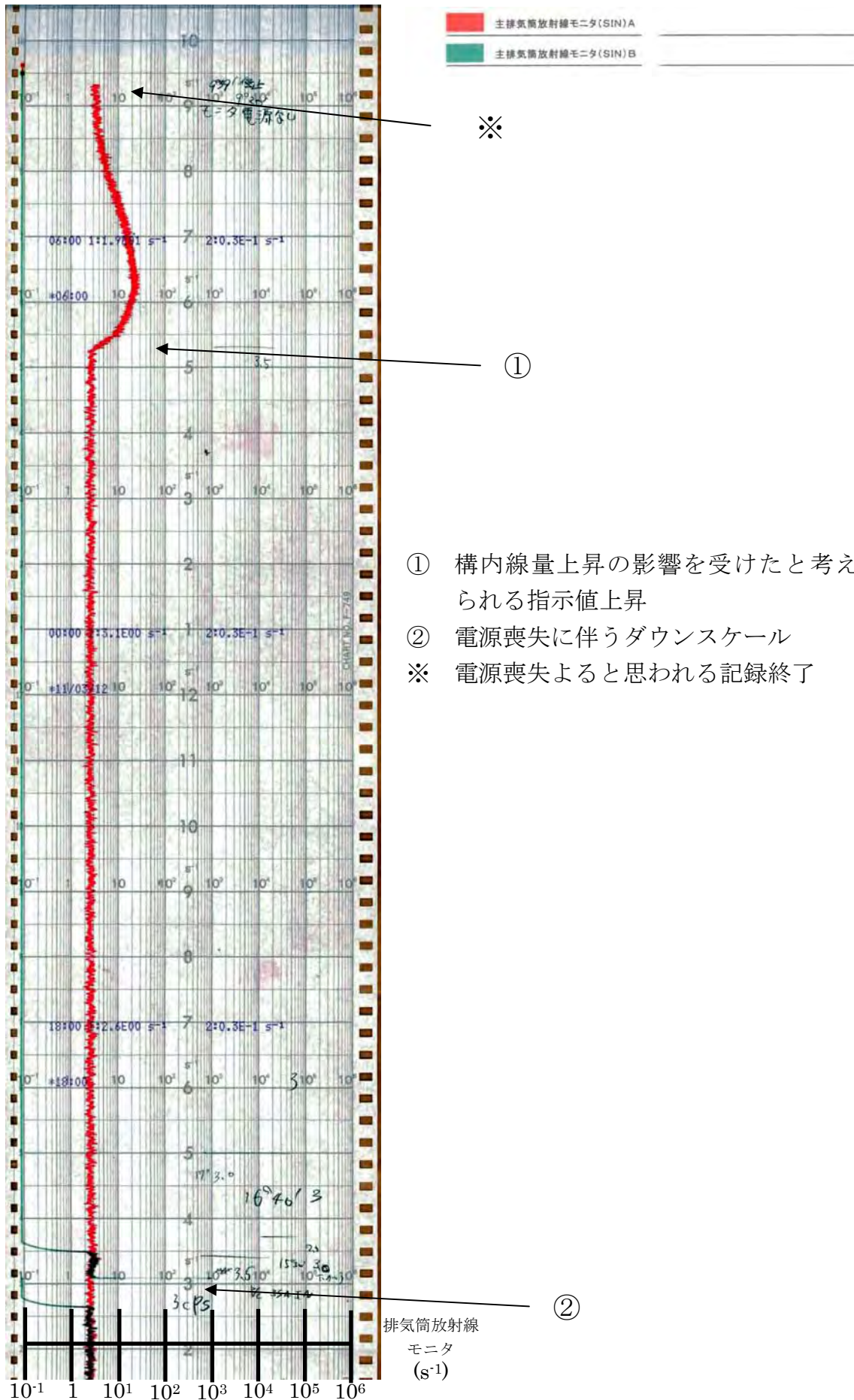
温度 (°C)

0 50 100 150

【3号機 アラームタイプ SGTS作動】

*1447	C183	総ガス	総水流量 (TOTAL)	判定	正常	4.5以下	CM	正常	復帰
1447	A549	負荷	警報点			4.5以下			
1447	B013	S/C	水位			オン			
1447	A600	PCIS	隔離信号 内側	トリップ		オン			
1447	47	12	520	D570	高圧復水ポンプ A	運転			オン
1447	L600	SGTS	A	運転		オン			← 非常用ガス処理系 (A) 起動
*1447	S646	TIP	盤 正常			オフ			
1447	47	12	630	D567	モーター駆動給水ポンプ B	運転			オン
1447	A601	PCIS	隔離信号 外側	トリップ		オン			

【3号機 主排気筒放射線モニタ】



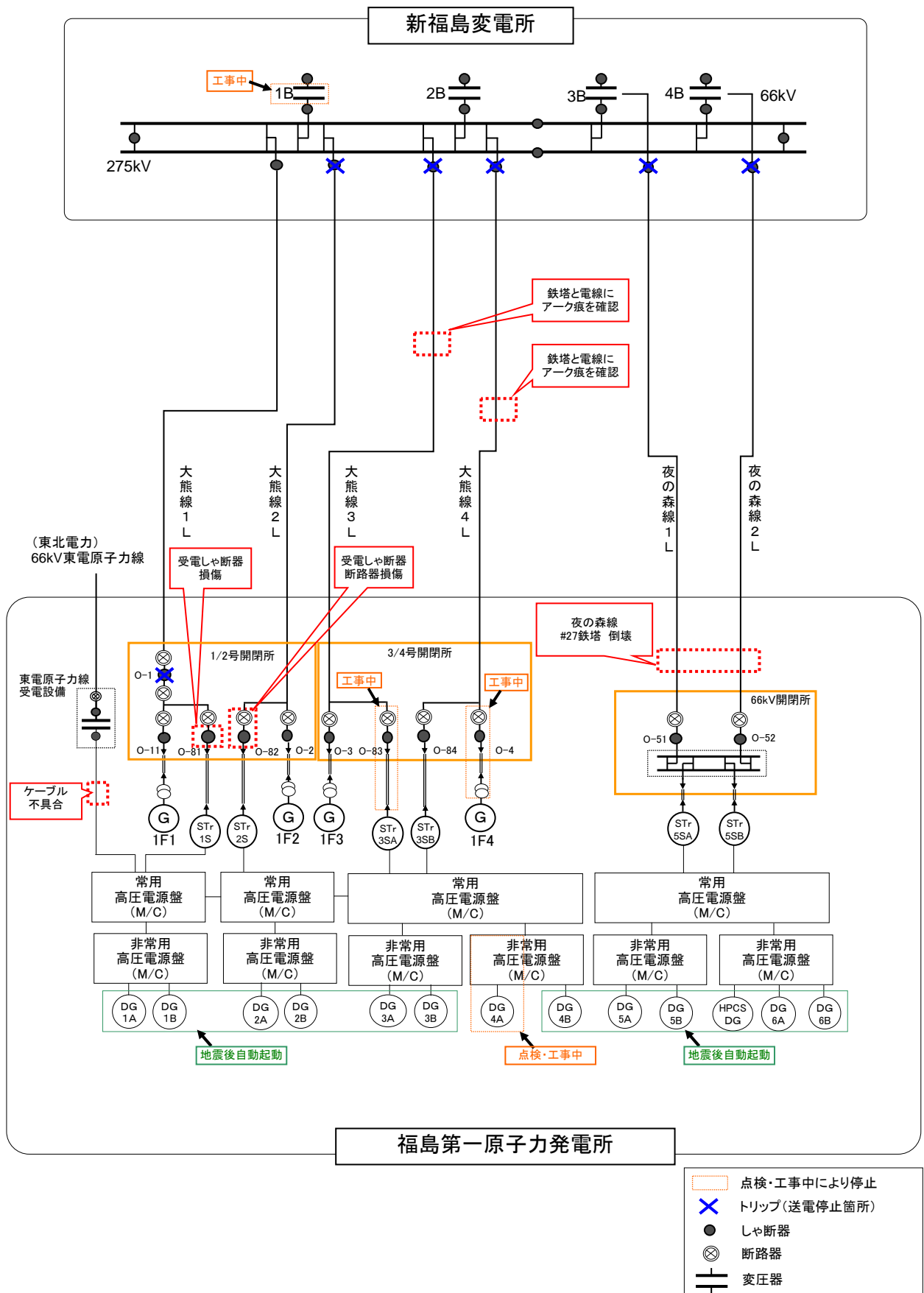
- ① 構内線量上昇の影響を受けたと考えられる指示値上昇
- ② 電源喪失に伴うダウンスケール
- ※ 電源喪失よると思われる記録終了

福島第一原子力発電所 外部電源受電状況一覧表

		地震スクラム前	地震スクラム～ 津波到達直前まで	津波到達以降	備 考
外部電源	大熊線 1 L	○	×	×	地震時、受電遮断器損傷により使用不可
	大熊線 2 L	○	×	×	地震時、受電遮断器・断路器損傷により使用不可
	大熊線 3 L	— (工事中)	— (工事中)	— (工事中)	GIS化・CVケーブル化工事につき、受電不可
	大熊線 4 L	○	×	×	電線が鉄塔と接触または接近したことにより送電停止したものと推定
	夜の森線 1 L	○	×	×	鉄塔が一部倒壊、仮設置し 3/22 に 3/4 号機受電
	夜の森線 2 L	○	×	×	鉄塔が一部倒壊、仮設置し 3/22 に 5/6 号機受電
予備電源	東電原子力線	— (停止中)	— (停止中)	×	予備運用。健全性確認し 3/20 1/2号機仮設電源受電
送電設備	双葉線 1 L	—	—	—	※双葉線は外部電源設備ではない (送電のみ)
	双葉線 2 L	—	—	—	※双葉線は外部電源設備ではない (送電のみ)

(凡例) ○ : 受電 × : 停止

福島第一原子力発電所 外部電源系統概略図(地震後、津波前の状態)

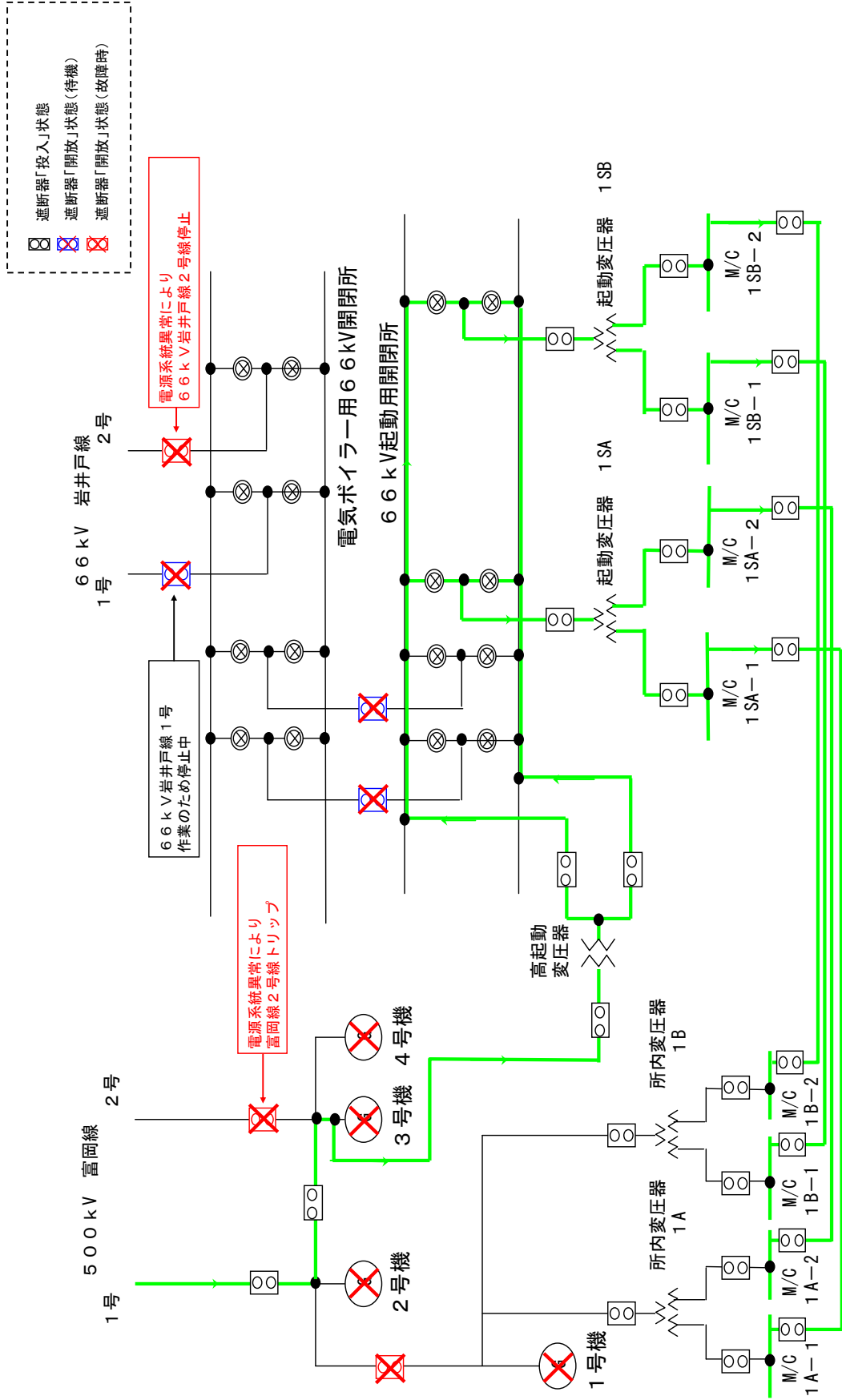


福島第二原子力発電所 外部電源受電状況一覧表

		地震スクラム前	地震スクラム～ 津波到達直前まで	津波到達以降	備 考
外部電源	富岡線1号	○	○	○	—
	富岡線2号	○	×	×	・新福島変電所の断路器碍子破損により受電停止 ・4/15受電
	岩井戸線1号	×	×	×	・3/13受電
	岩井戸線2号	○	○	×	・3/11新福島変電所の避雷器損傷により受電停止 ・3/12受電

(凡例) ○:受電 ×:停止

福島第二原子力発電所 外部電源系統概略図 (地震後、津波前の状態)



外部電源設備の被災状況

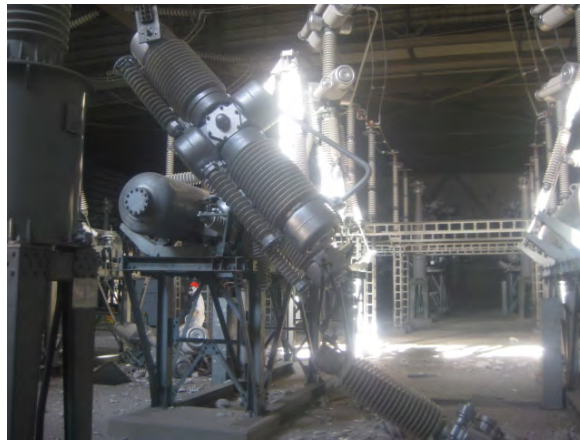


図 1 福島第一原子力発電所
大熊線 1 L 遮断器



図 2 夜の森線No.27 鉄塔



図 3 新福島変電所
大熊線 3 L 断路器

福島第一原子力発電所1号機
平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第一原子力発電所1号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成23年7月28日に報告している。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成23・05・16 原院第6号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所1号機R/Bの平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図1)を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} (南北方向、1階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。(図2、3)

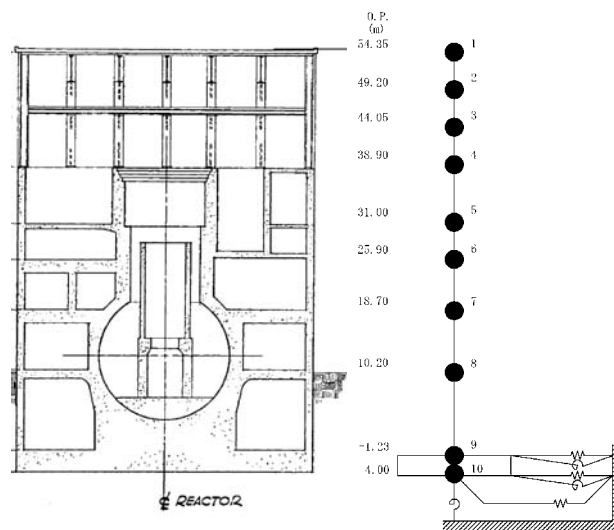


図1 1号機原子炉建屋（モデル図）

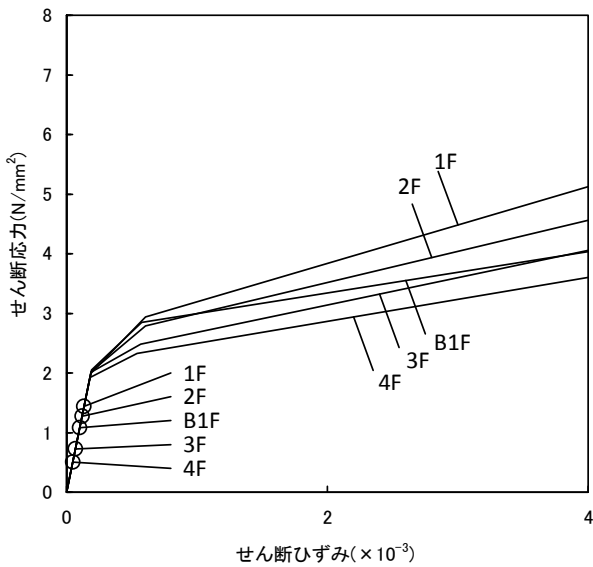


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

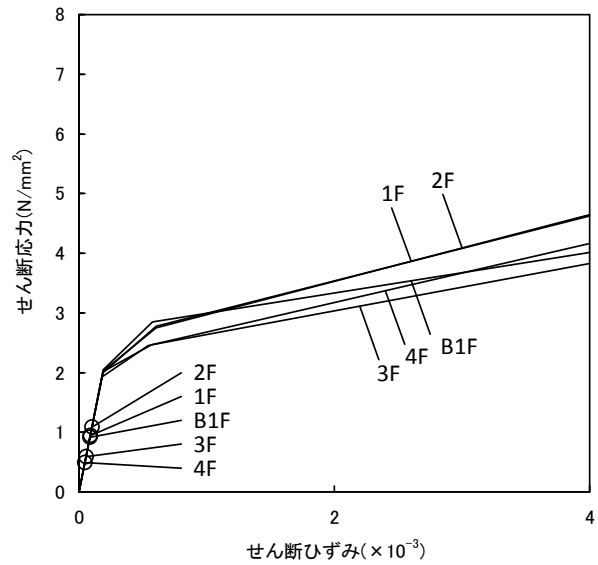


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所1号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した(表1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

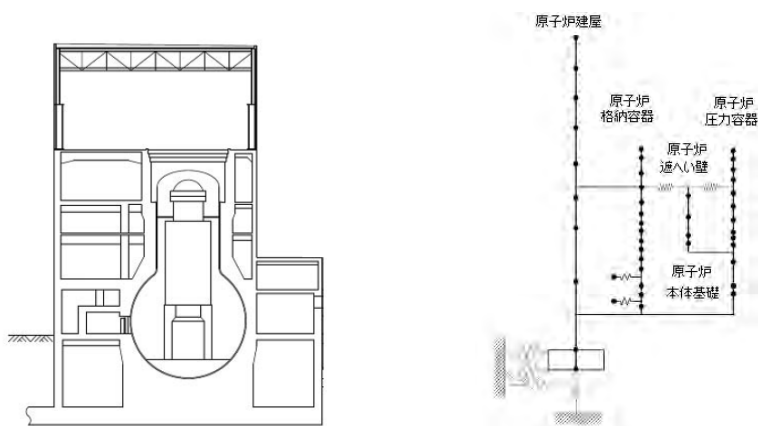
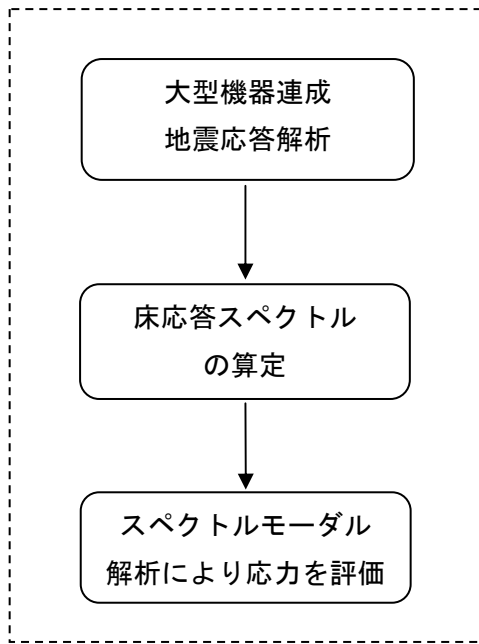


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

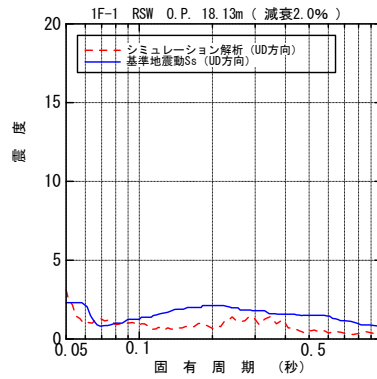
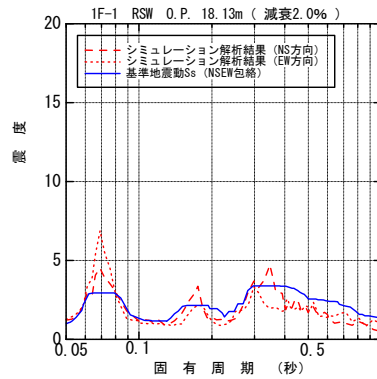
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所1号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4730	6110	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：93MPa 評価基準値：222MPa	
		モーメント (kN・m)	45900	62200		
		軸力 (kN)	5250	3890		
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	4270	5080	原子炉格納容器 (ドライウェル) 計算値：98MPa 評価基準値：411MPa	
		モーメント (kN・m)	55900	64200		
		軸力 (kN)	2070	1560		
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	3060	3370	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：103MPa 評価基準値：196MPa	
		モーメント (kN・m)	15300	16600		
		軸力 (kN)	1020	792		
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	21.2	26.4	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm	
	評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	1.29	原子炉停止時冷却系ポンプ (基礎ボルト) 計算値：8MPa 評価基準値：127MPa
			震度 (鉛直) (G)	0.58	0.54	
基礎版		震度 (水平) (G)	0.60	0.57		
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.32		
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<原子炉建屋 (O.P. 18.70m) >				主蒸気系配管 計算値：269MPa 評価基準値：374MPa 原子炉停止時冷却系配管 計算値：228MPa 評価基準値：414MPa	
	<p>(水平)</p>	<p>(鉛直)</p>				
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<原子炉遮へい壁 (O.P. 16.14m) >					
	<p>(水平)</p>	<p>(鉛直)</p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

主蒸気系配管モデル

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	287 [※]	374	詳細	一次	269 [※]	374	詳細

※：水平方向の床応答スペクトルは、一部周期帯で今回地震が基準地震動 Ss を上回るものの、鉛直方向の床応答スペクトルでは今回地震が概ね基準地震動 Ss の床応答スペクトルを下回っていることから、今回地震の計算値が基準地震動 Ss の計算値を下回ったと考えられる。

以上

福島第一原子力発電所2号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られた。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所2号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成23年6月17日に報告している。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について(指示)」(平成23・05・16 原院第6号)

2. 原子炉建屋 (R/B)

福島第一原子力発電所2号機R/Bの平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図1)を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.43×10^{-3} (東西方向、5階)であり、東西方向の5階を除く全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。(図2、3)

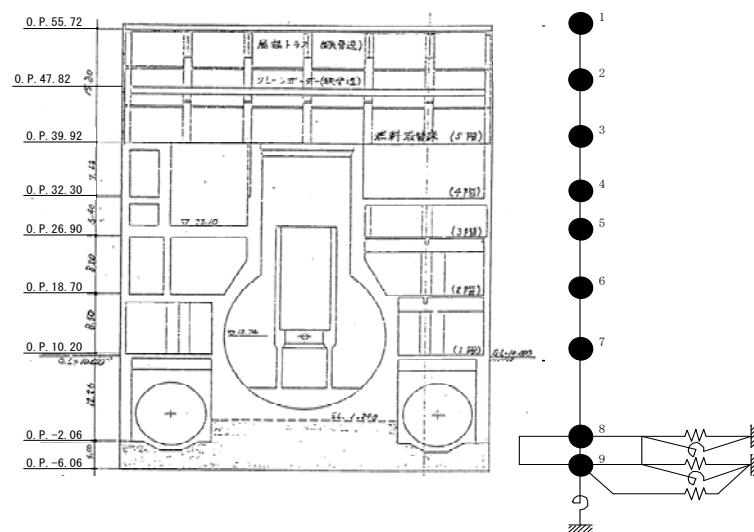


図1 2号機原子炉建屋(モデル図)

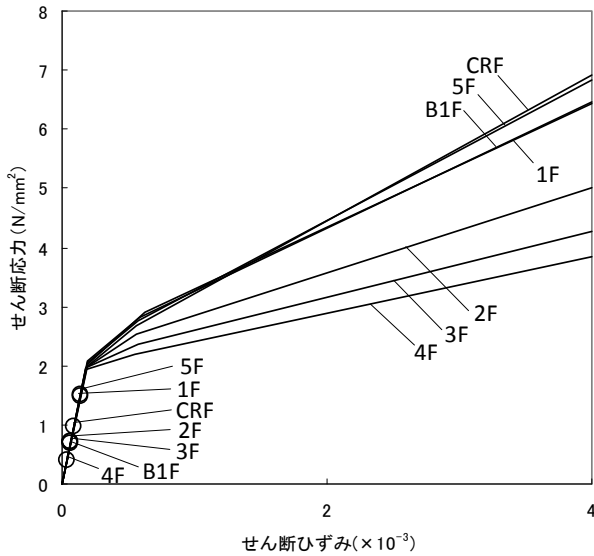


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

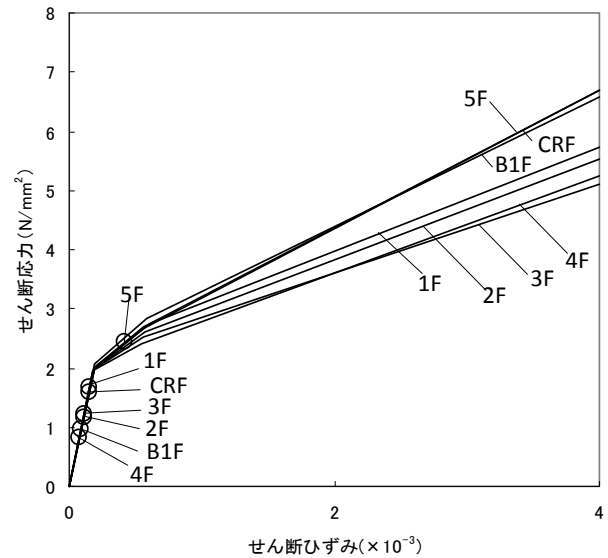


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所2号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した(表5-5-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

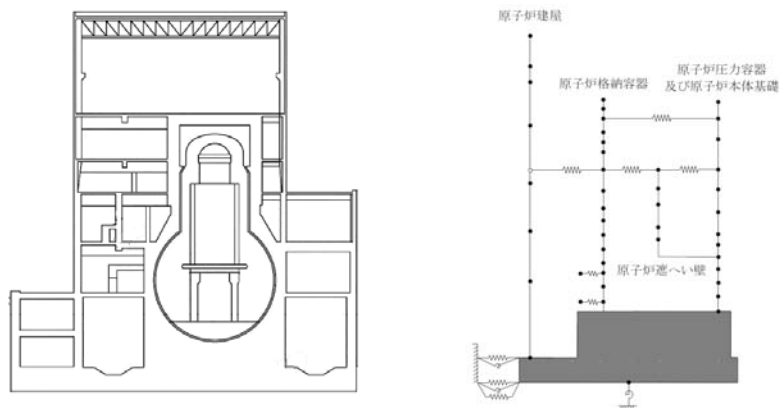
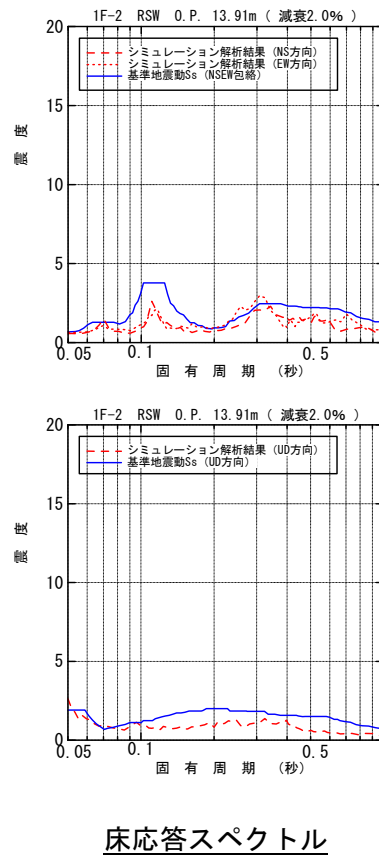
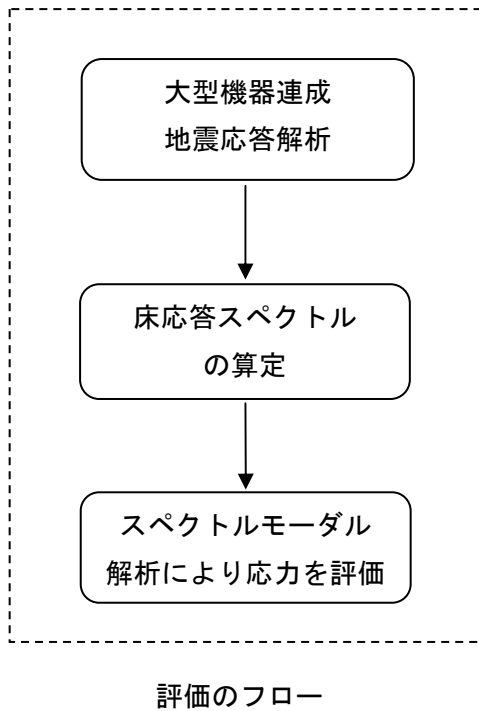


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

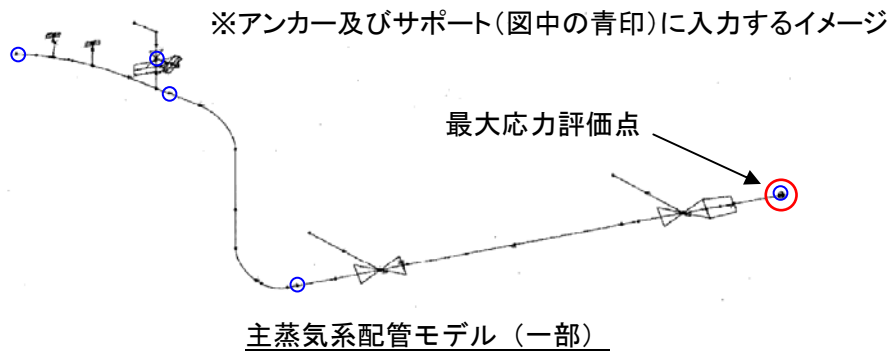
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所2号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 S _s	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4960	5110	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：29MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	22500	25600	
		軸力 (kN)	5710	4110	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7270	8290	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：87MPa 評価基準値：278MPa
		モーメント (kN・m)	124000	153000	
		軸力 (kN)	3110	2350	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2590	3950	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：122MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	13800	21100	
		軸力 (kN)	760	579	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	16.5	33.2	制御棒(挿入性) 評価基準値：40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	0.97	1.21	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：45MPa 評価基準値：185MPa
		震度(鉛直) (G)	0.56	0.70	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.54	0.68	
		震度(鉛直) (G)	0.52	0.37	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><中間階 (O.P. 18.70m) ></p>			<p>主蒸気系配管 計算値：208MPa 評価基準値：360MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：87MPa 評価基準値：315MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁基部 (O.P. 13.91m) ></p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



概ね今回地震が基準地震動Ssを下回り、今回地震が上回る部分は一部



構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	288	360	詳細	一次	208	360	詳細

以上

福島第一原子力発電所 3号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第一原子力発電所 3号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 7 月 28 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所 3号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図 1)を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.17×10^{-3} (東西方向、5 階) であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。(図 2、3)

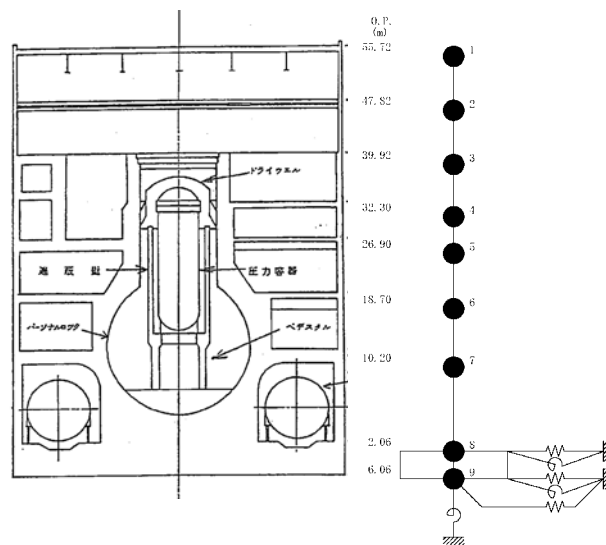


図 1 3号機原子炉建屋（モデル図）

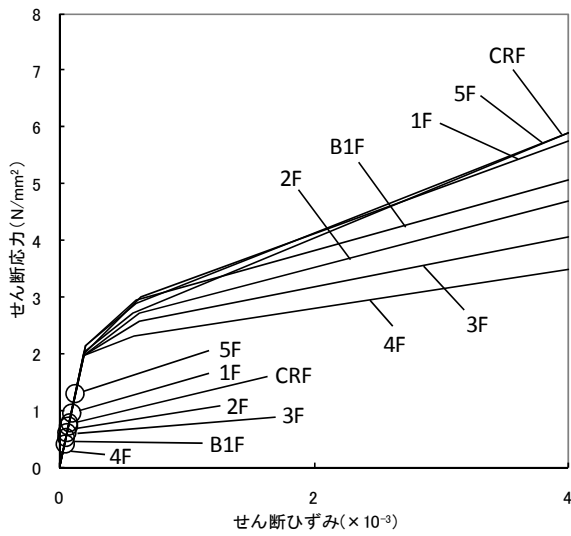


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

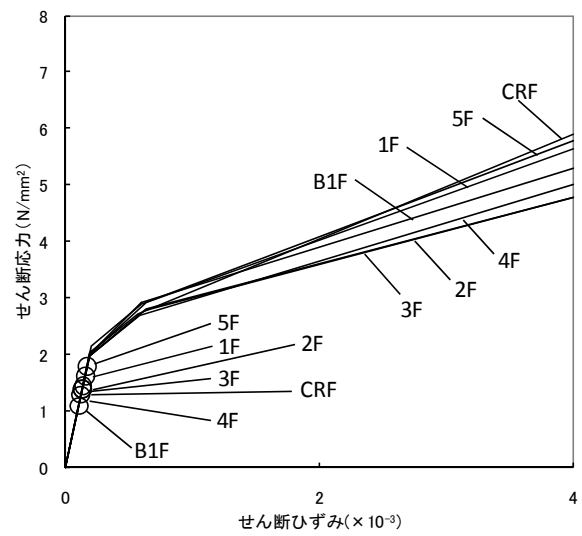


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所3号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認しました(表1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

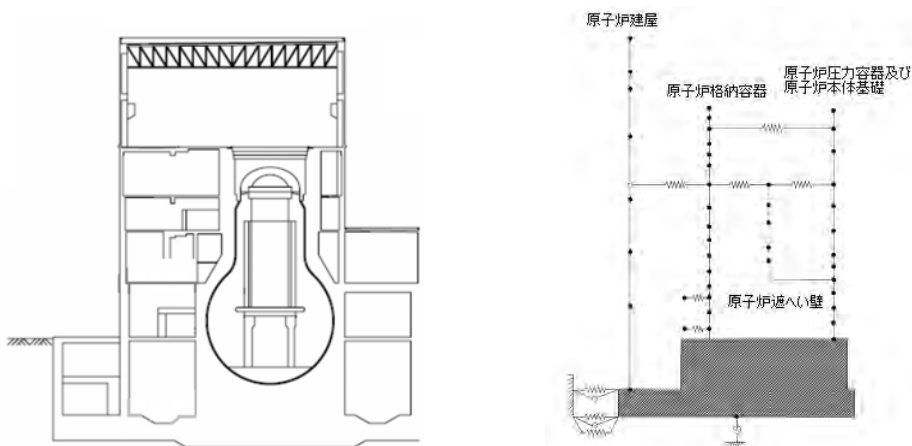
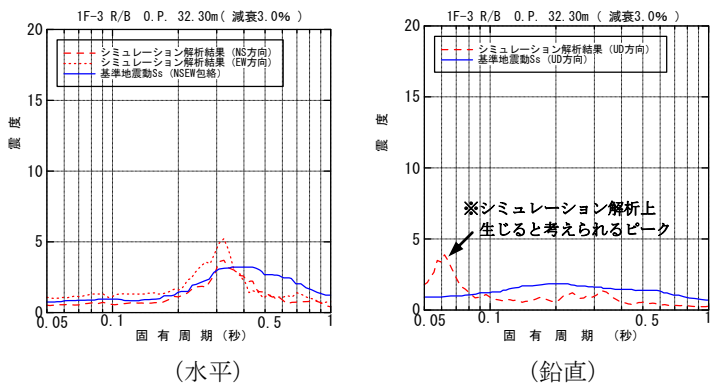
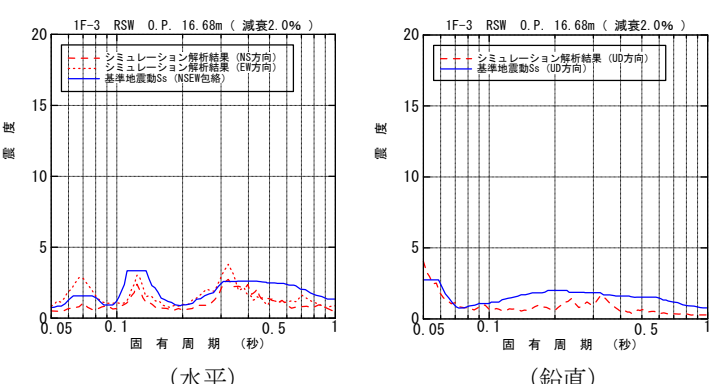
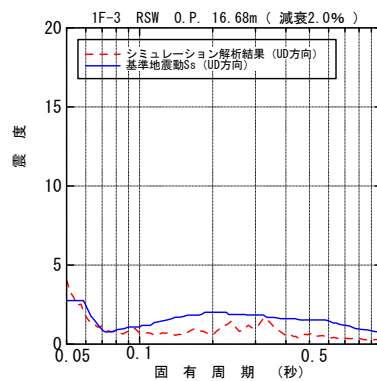
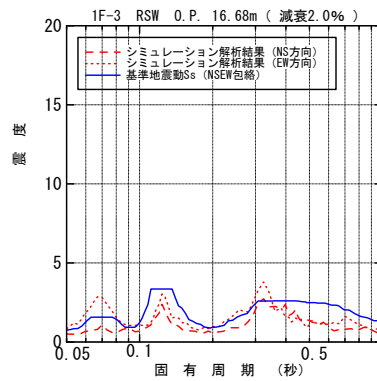
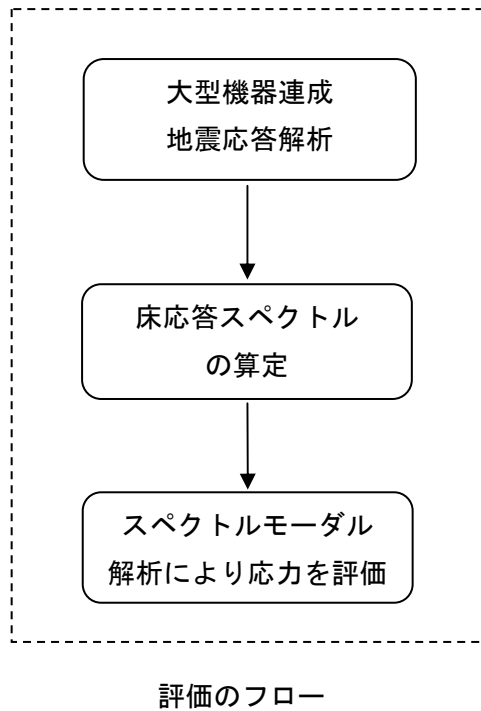


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所3号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4970	5750	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：50MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	30400	41700	
		軸力 (kN)	5780	4900	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7070	8150	原子炉格納容器 (ドライウェル) 計算値：158MPa 評価基準値：278MPa
		モーメント (kN・m)	123000	153000	
		軸力 (kN)	2930	2080	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2440	3010	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：100MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	13600	16600	
		軸力 (kN)	783	681	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.8	24.1	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.95	1.34	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：42MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.57	0.81	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.61	
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.29	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 32.30m) ></p> 			<p>主蒸気系配管 計算値：151MPa 評価基準値：378MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：269MPa 評価基準値：363MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 16.68m) ></p> 				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



床応答スペクトル



主蒸気系配管モデル (一部)

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	183	417 [※]	詳細	一次	151	378 [※]	詳細

※：基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点（裕度最小の箇所）における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

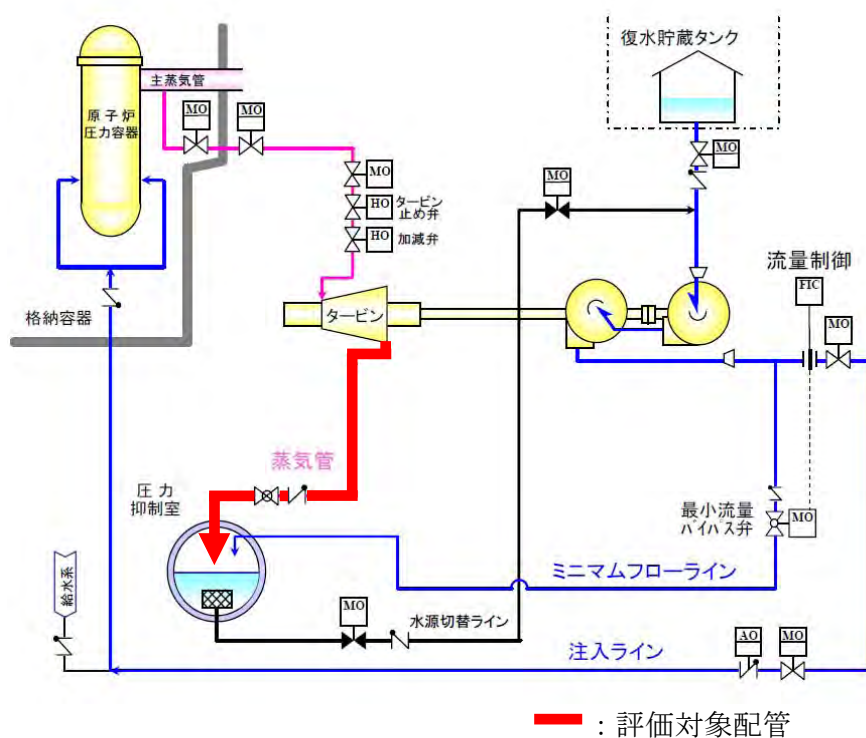
参考：高圧注水系（HPCI系）配管の耐震性評価について

3号機の高圧注水系配管（蒸気配管）について、今回の原子炉建屋のシミュレーション解析に基づき策定した床応答スペクトルを用いて耐震性評価を実施した。

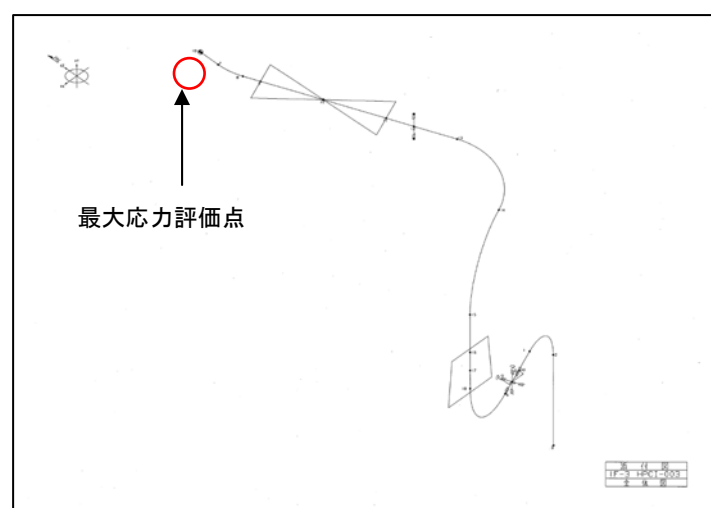
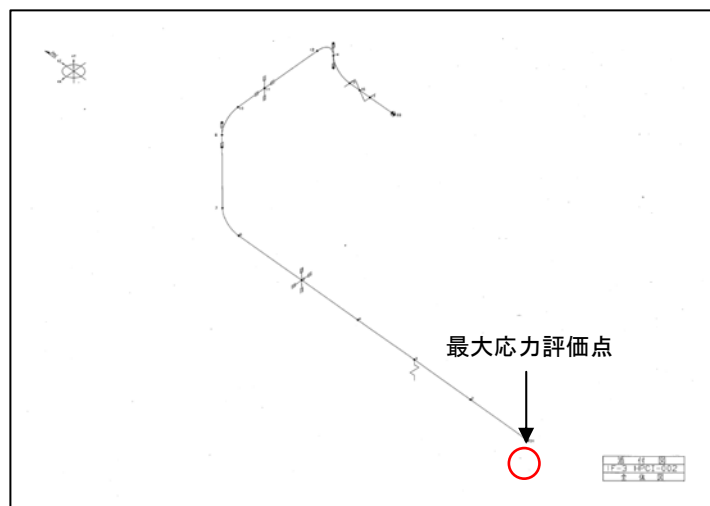
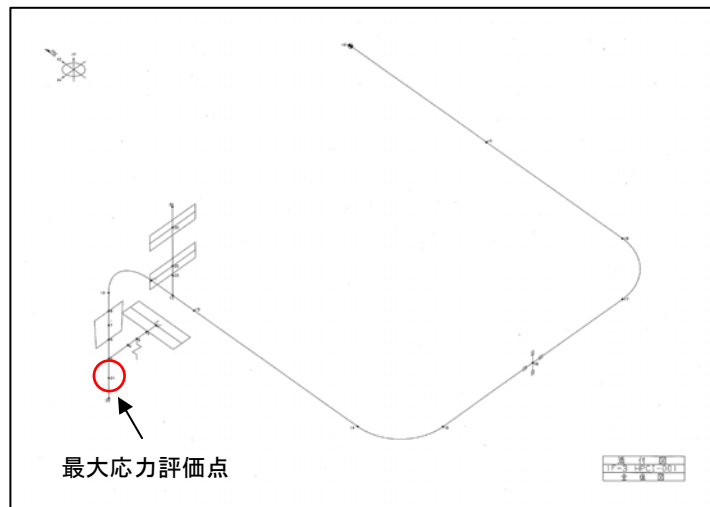
その結果、今回の地震に対して、当該配管の計算値は評価基準値を十分下回ることを確認した。

高圧注水系配管の耐震性評価結果

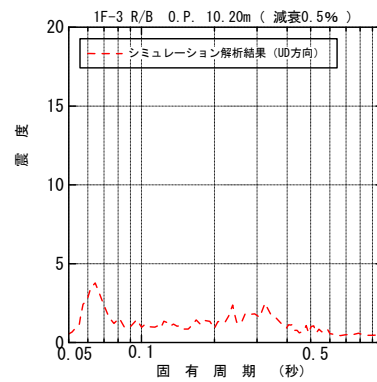
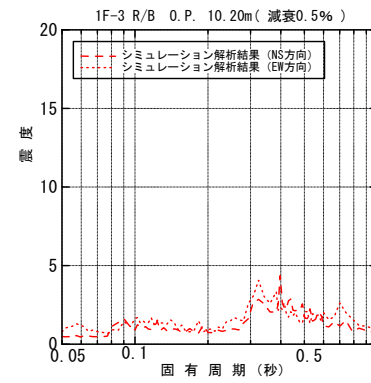
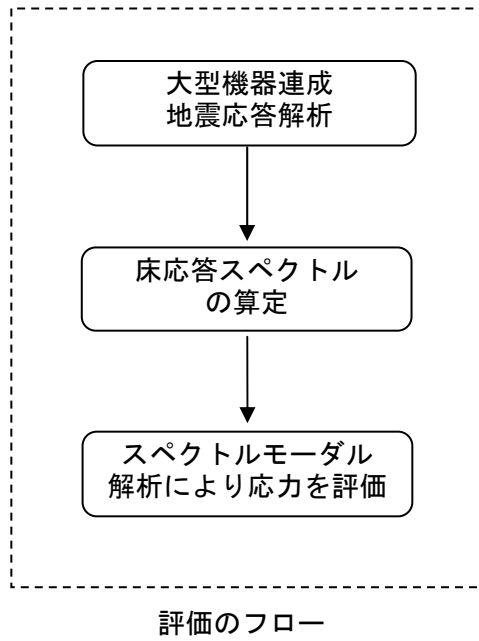
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22



高圧注水系概略系統図



高圧注水系配管解析モデル
(上から HPCI-001、HPCI-002、HPCI-003)



高压注水系配管の耐震性評価の概要

以上

福島第一原子力発電所4号機
平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所4号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成23年6月17日に報告している。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について(指示)」(平成23・05・16 原院第6号)

2. 原子炉建屋

福島第一原子力発電所4号機R/Bの平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図1)を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.15×10^{-3} (東西方向、5階)であり、全ての耐震壁は第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。(図2、3)

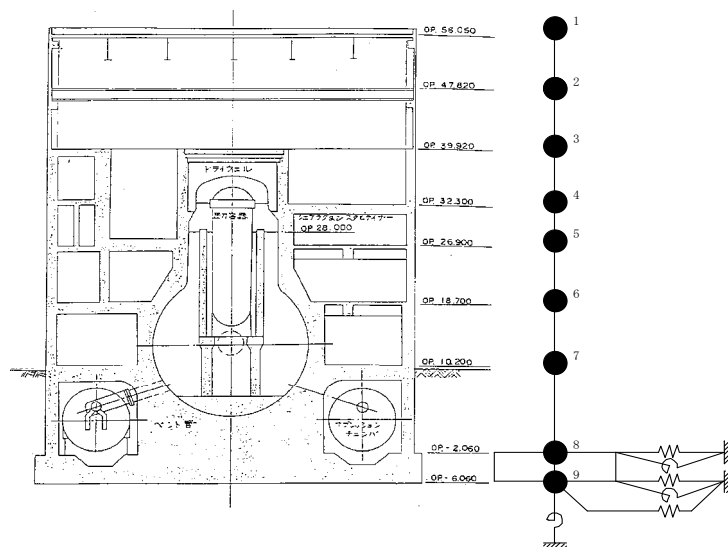


図1 4号機原子炉建屋(モデル図)

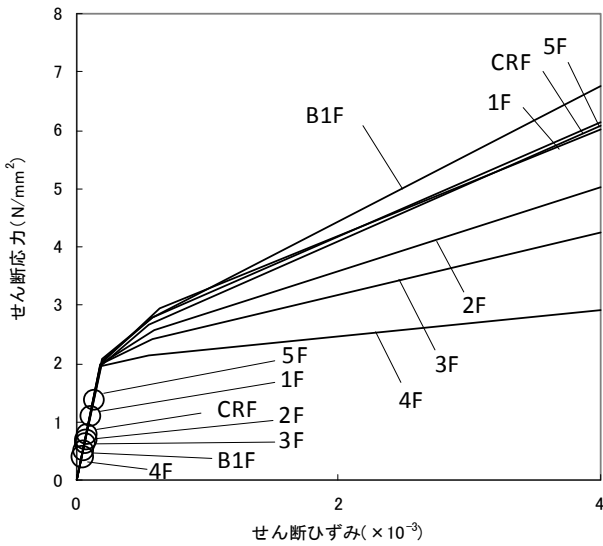


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

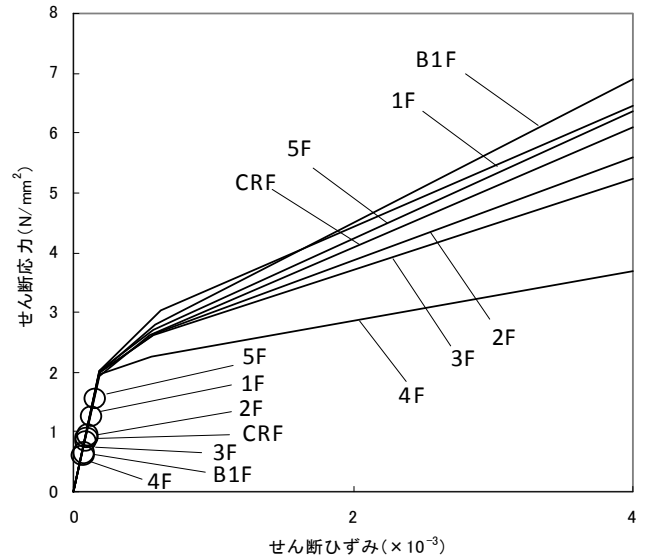


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所4号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認した。また、残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した(表1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

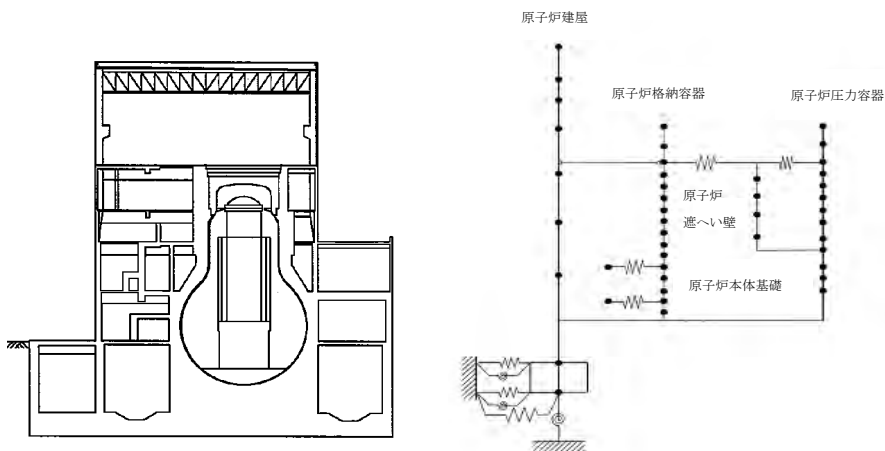
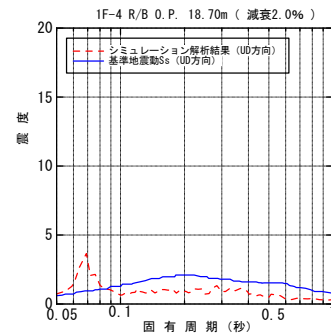
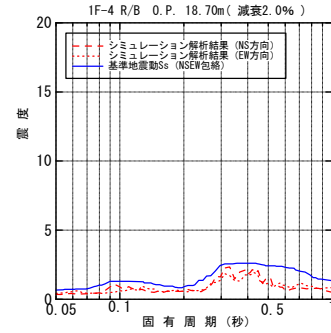
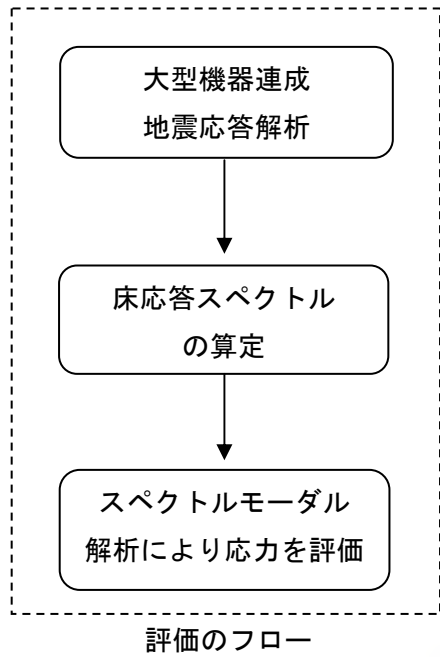


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所4号機)

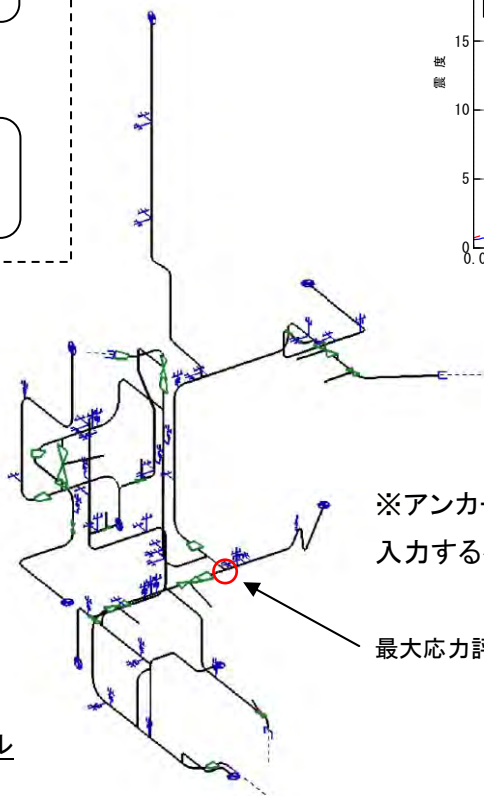
設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4790	4000	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	38900	28000	
		軸力 (kN)	6660	6020	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	6840	4910	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	113000	79900	
		軸力 (kN)	2460	1170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	地震時炉心シュラウドの取替工事中で 炉心シュラウド無し		-
モーメント (kN・m)					
軸力 (kN)					
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 燃料集合体全取出し中		-	
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	0.68	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		震度 (鉛直) (G)	0.58	0.71	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.39	-
		震度 (鉛直) (G)	0.52	0.25	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><中間階 (O.P. 18.70m) ></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>1F-4 R/B O.P. 18.70m (減衰2.0%)</p> <p>(水平)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>1F-4 R/B O.P. 18.70m (減衰2.0%)</p> <p>(鉛直)</p> </div> </div>				<p>主蒸気系配管 <u>シュラウド取替工事に伴う 安全処置にて隔離中につき 評価不要</u></p> <p>残留熱除去系配管 計算値：124MPa 評価基準値：335MPa</p>
	床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<p><原子炉遮へい壁中央 (O.P. 19.43m) ></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>1F-4 RSW O.P. 19.43m (減衰2.0%)</p> <p>(水平)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>1F-4 RSW O.P. 19.43m (減衰2.0%)</p> <p>(鉛直)</p> </div> </div>			

参考：耐震性評価の概要（残留熱除去系配管の例）



床応答スペクトル

残留熱除去系配管モデル



※アンカー及びサポート(図中の青印)に
入力するイメージ

最大応力評価点

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法	応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法
残留熱除去系配管	配管本体	一次	137※	335※	詳細	一次	124※	335※	詳細

※今回地震時には、中間報告書で評価した部位が安全処置により機能を停止していたため、今回は異なる配管モデルで評価を実施しており、評価結果の対比は参考

以上

福島第一原子力発電所5号機
平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所5号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成23年8月18日に報告している。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成23・05・16原院第6号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所5号機R/Bの平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図1）を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.36×10^{-3} （東西方向、5階）であり、東西方向のクレーン階および5階を除く全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図2、3）

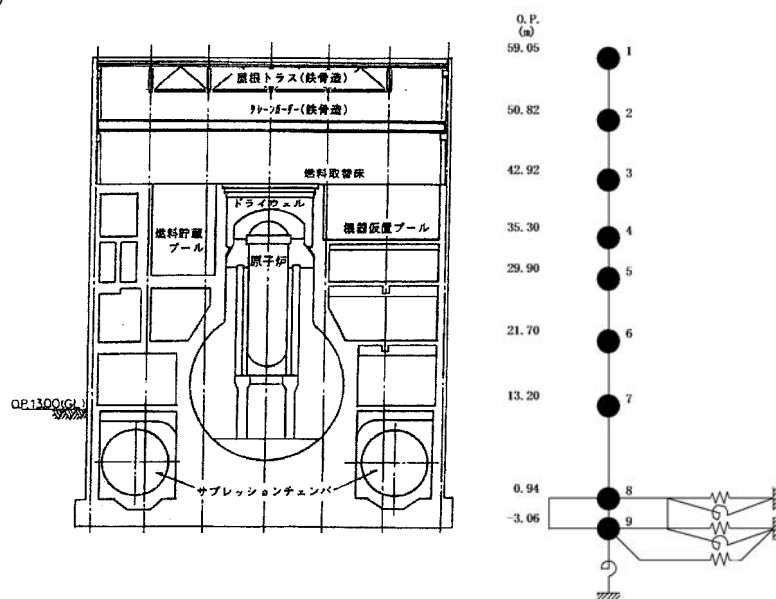


図1 5号機原子炉建屋（モデル図）

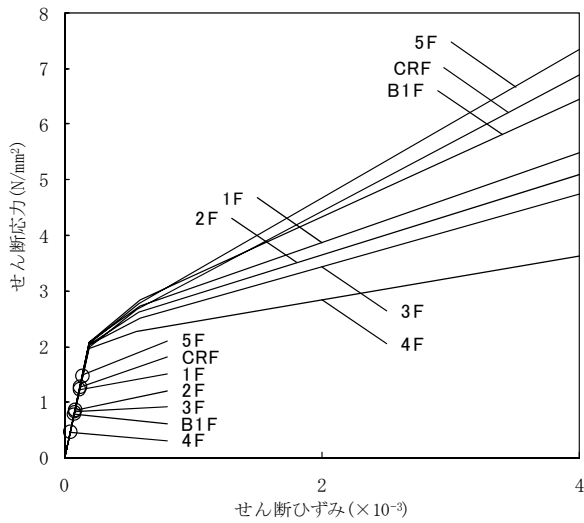


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

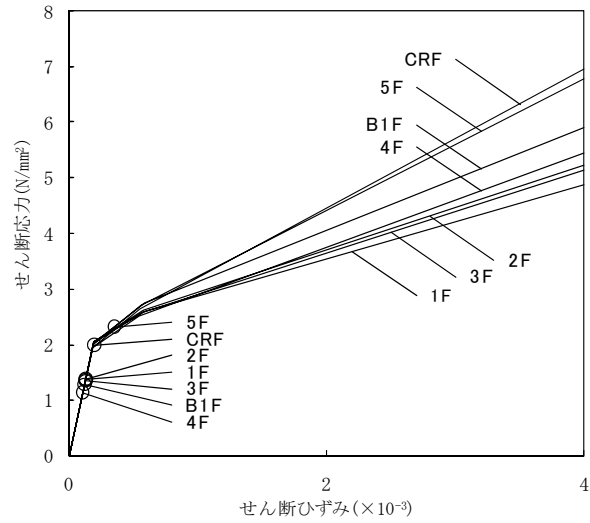


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所5号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した(表1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

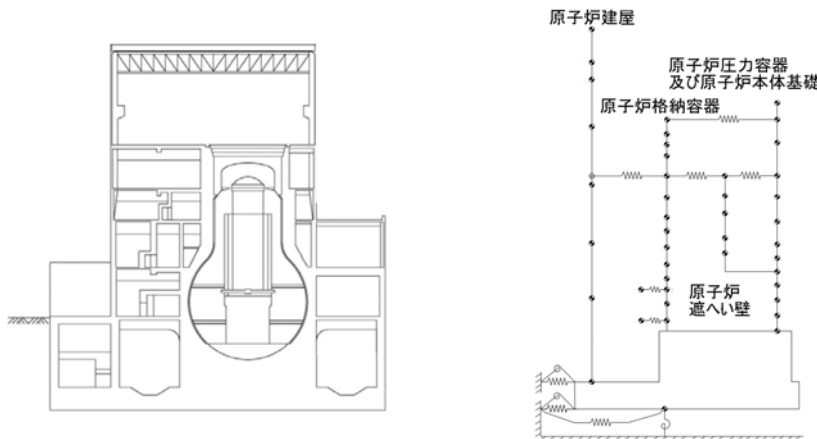
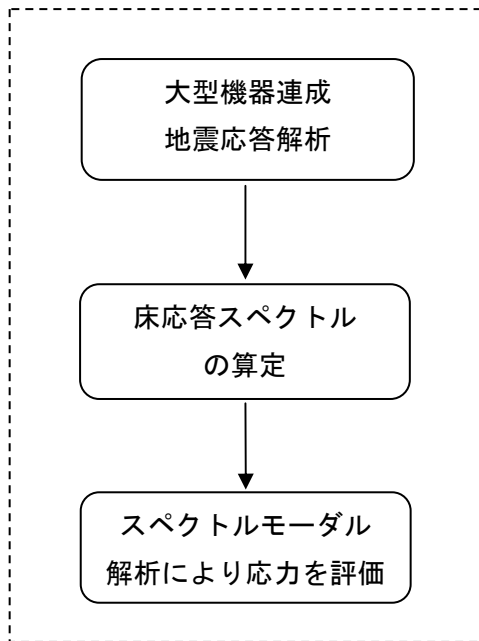


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

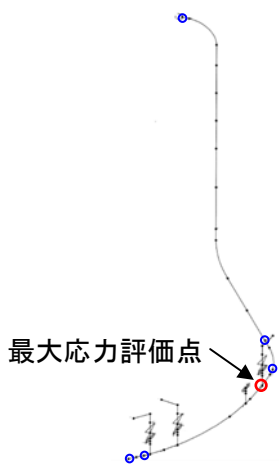
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所5号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5200	6830	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値: 53MPa 評価基準値: 222MPa
		モーメント (kN・m)	32200	43500	
		軸力 (kN)	5940	5060	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	8290	8830	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>原子炉格納容器バウンダリ</u> <u>は、容器が開放中につき、</u> <u>機能維持不要</u>
		モーメント (kN・m)	150000	169000	
		軸力 (kN)	3320	1820	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2640	2820	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値: 84MPa 評価基準値: 300MPa
		モーメント (kN・m)	16600	15700	
		軸力 (kN)	754	842	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.94	1.17	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値: 44MPa 評価基準値: 185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.55	0.68	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.56	0.67	
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.32	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 21.70m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>			<p>主蒸気系配管 計算値: 244MPa 評価基準値: 417MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値: 189MPa 評価基準値: 364MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 19.68m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

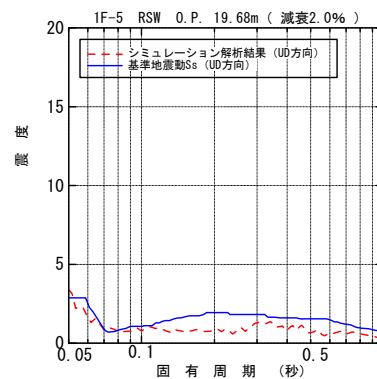
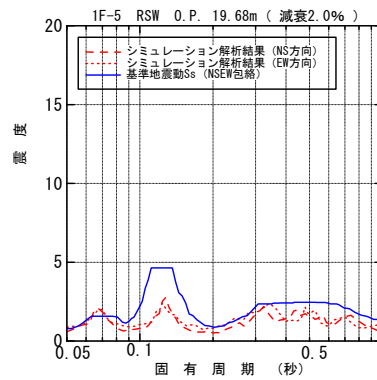
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



主蒸気系配管モデル（一部）



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)
に入力するイメージ

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法	応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	356	417	詳細	一次	244	417	詳細

以上

福島第一原子力発電所 6号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所 6 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 8 月 18 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋

福島第一原子力発電所 6 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図 1）を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、 0.16×10^{-3} （東西方向、4 階）であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図 2、3）

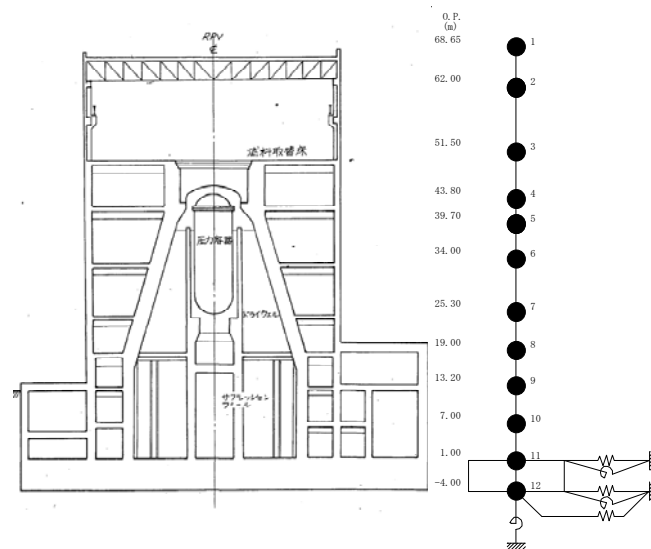


図 1 6号機原子炉建屋（モデル図）

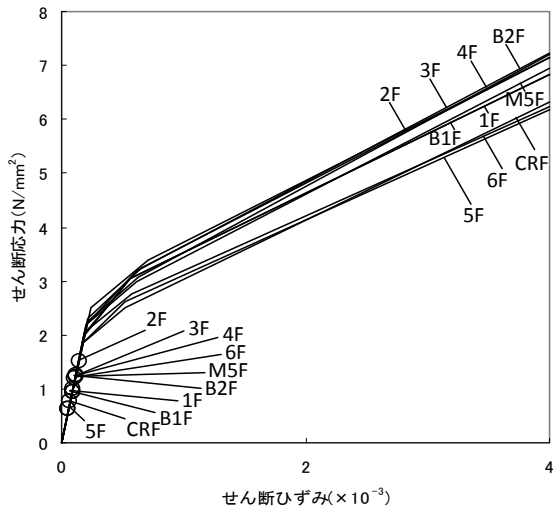


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

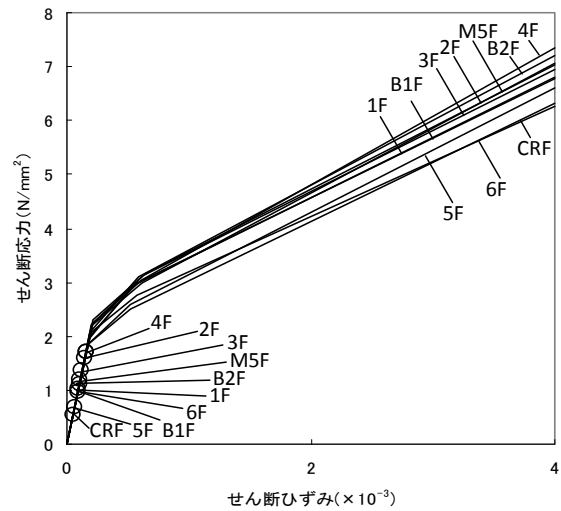


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所6号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認した。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。(表1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

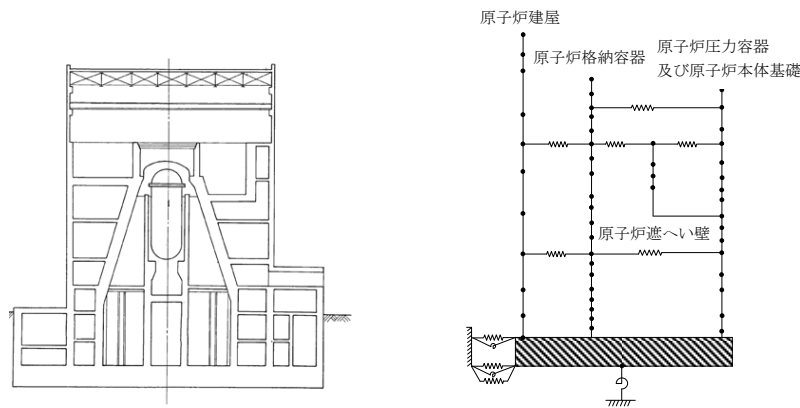
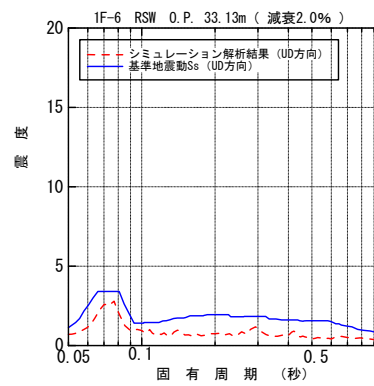
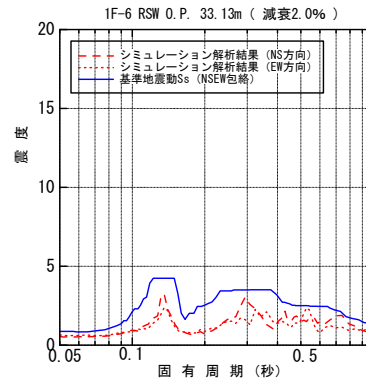
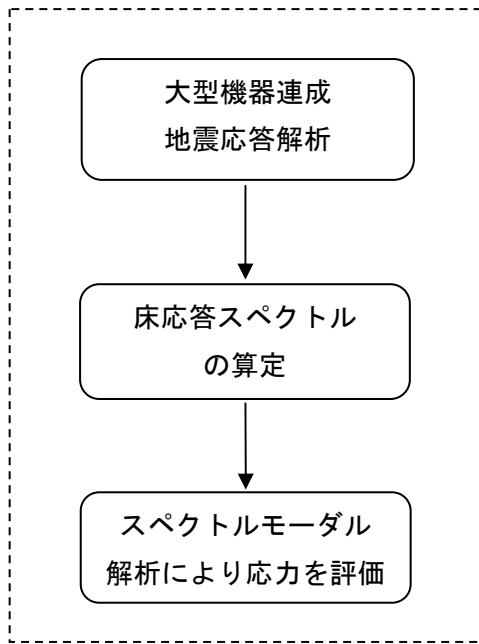


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所6号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5260	3950	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	18500	11700	
		軸力 (kN)	9470	5930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	21400	17700	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>原子炉格納容器バウンダリ は、容器が開放中につき、 機能維持不要</u>
		モーメント (kN・m)	403000	314000	
		軸力 (kN)	5570	3200	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	6110	3880	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	36000	23800	
		軸力 (kN)	1190	882	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—	
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	1.14	0.71	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		震度 (鉛直) (G)	0.67	0.41	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.53	
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.20	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O. P. 13. 20m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>			<p>主蒸気系配管 計算値：211MPa 評価基準値 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：88MPa 評価基準値 335MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O. P. 33. 13m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



床応答スペクトル



※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

主蒸気系配管モデル(一部)

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	292	375	詳細	一次	211	375	詳細

以上

福島第二原子力発電所 第1号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書(概要)

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られました。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第二原子力発電所の第1号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果がまとまったので報告するものです。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について(指示)」(平成23・05・16 原院第6号)

2. 原子炉建屋

福島第二原子力発電所第1号機原子炉建屋の平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施しました。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図-1)を設定しております。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.09×10^{-3} (南北方向、6階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることが確認できました。(図-2、3)

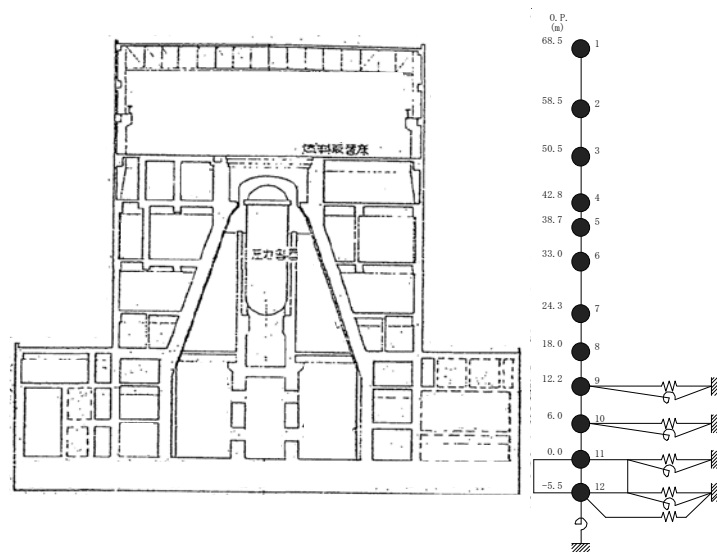


図-1 1号機原子炉建屋(モデル図)

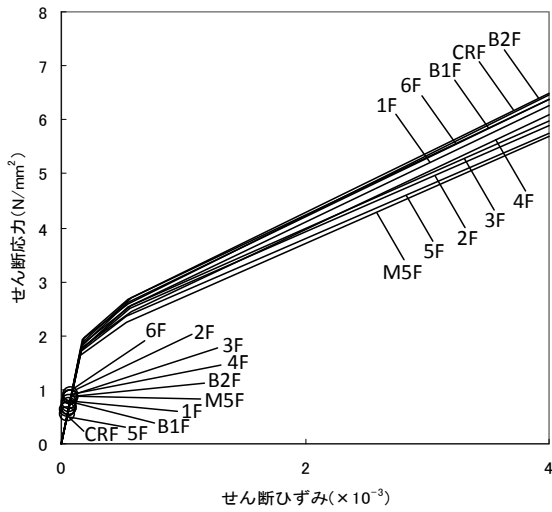


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

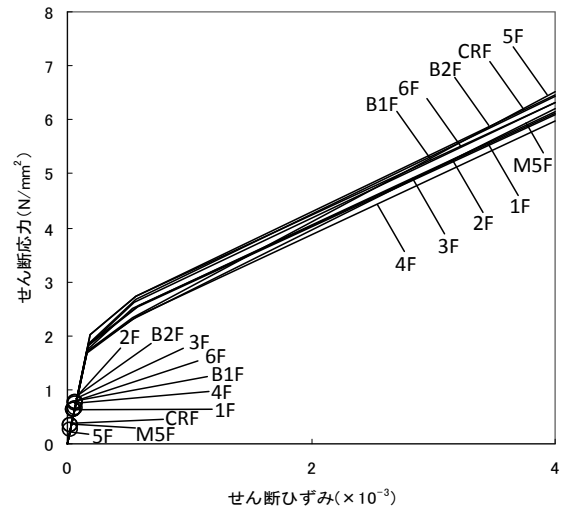


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第二原子力発電所1号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこないました。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認しました。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認しました。(表-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されます。

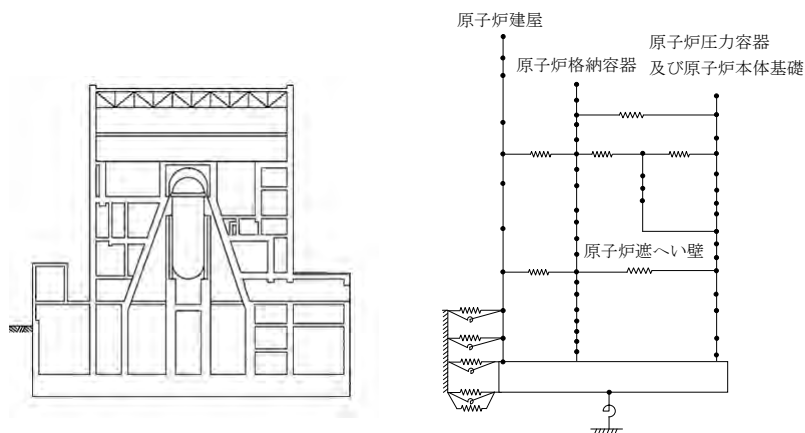
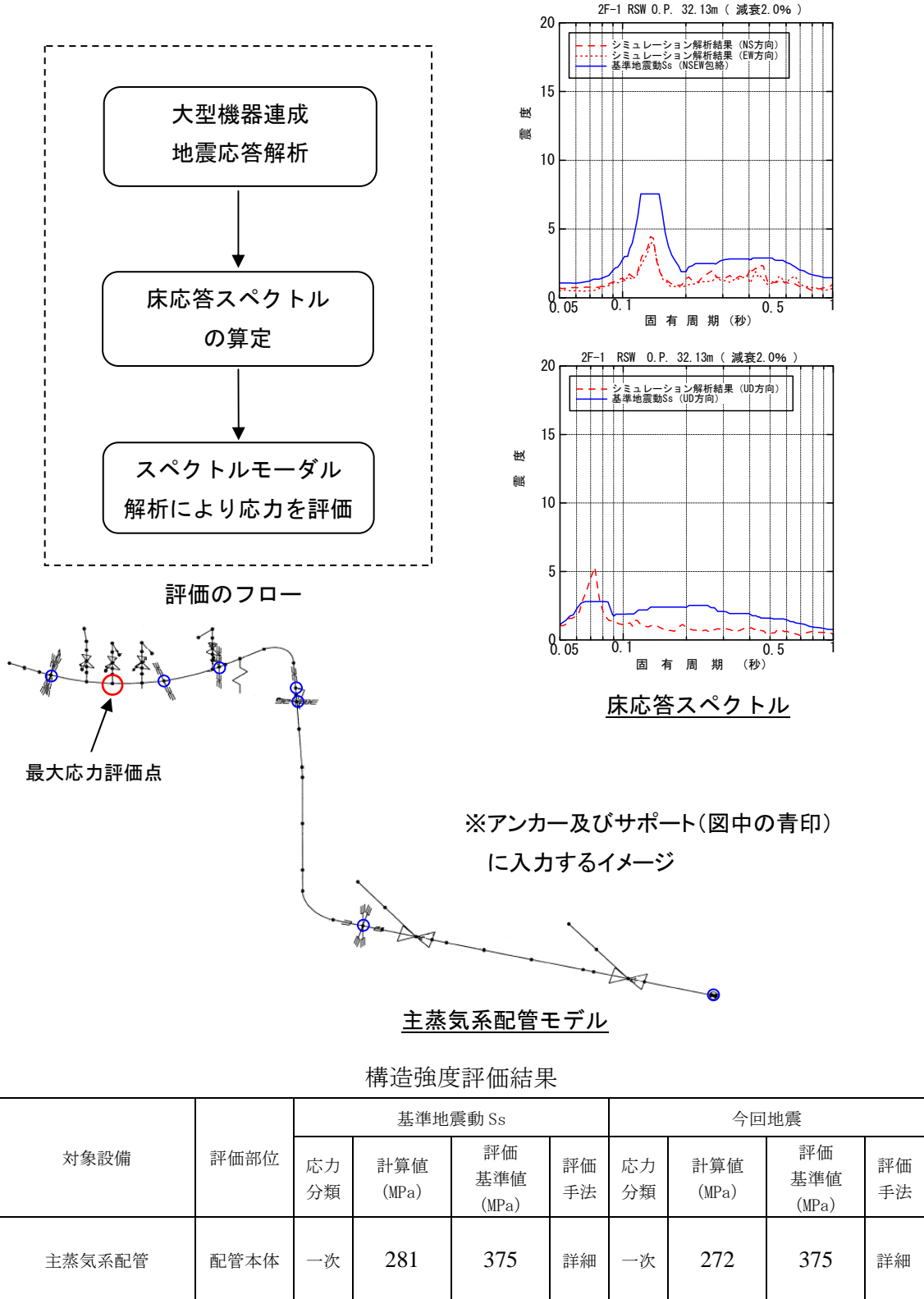


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所1号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5340	3860	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	15000	11000	
		軸力 (kN)	9410	7930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	20300	11800	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	341000	185000	
		軸力 (kN)	6460	3170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	6550	4740	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	41800	29800	
		軸力 (kN)	1180	1110	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.2	9.1	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	1.02	0.66	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		震度(鉛直) (G)	0.80	0.48	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.54	0.32	
		震度(鉛直) (G)	0.63	0.24	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 38.70m) ></p>			<p>主蒸気系配管 計算値: 272MPa 評価基準値: 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値: 161MPa 評価基準値: 335MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 32.13m) ></p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



以上

福島第二原子力発電所 第2号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書(概要)

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られました。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第二原子力発電所の第2号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果がまとまったので報告するものです。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について(指示)」(平成23・05・16 原院第6号)

2. 原子炉建屋

福島第二原子力発電所第2号機原子炉建屋の平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施しました。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図-1)を設定しております。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.10×10^{-3} (南北方向、6階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることが確認できました。(図-2、3)

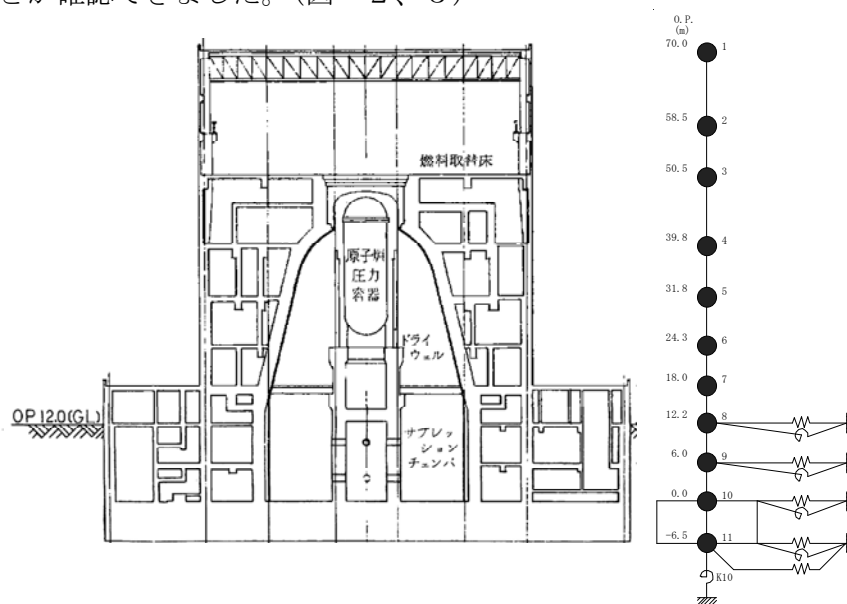


図-1 2号機原子炉建屋(モデル図)

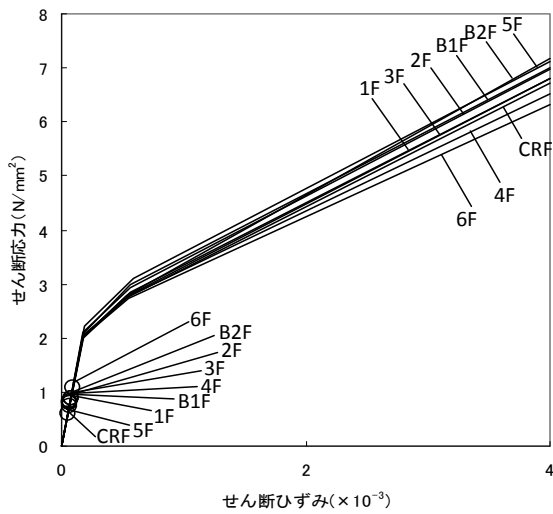


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

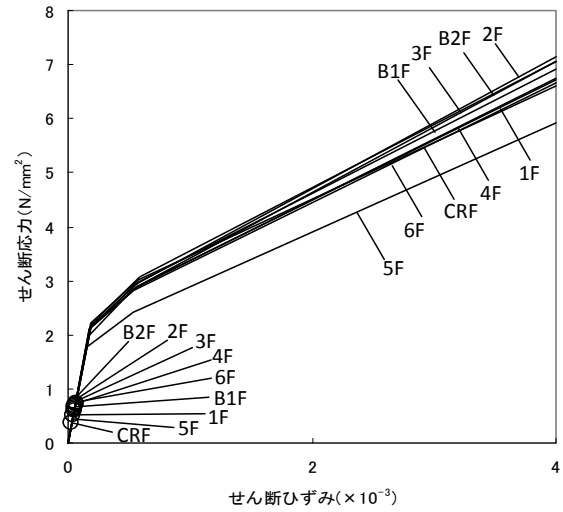


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第二原子力発電所2号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこないました。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認しました。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認しました。(表-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されます。

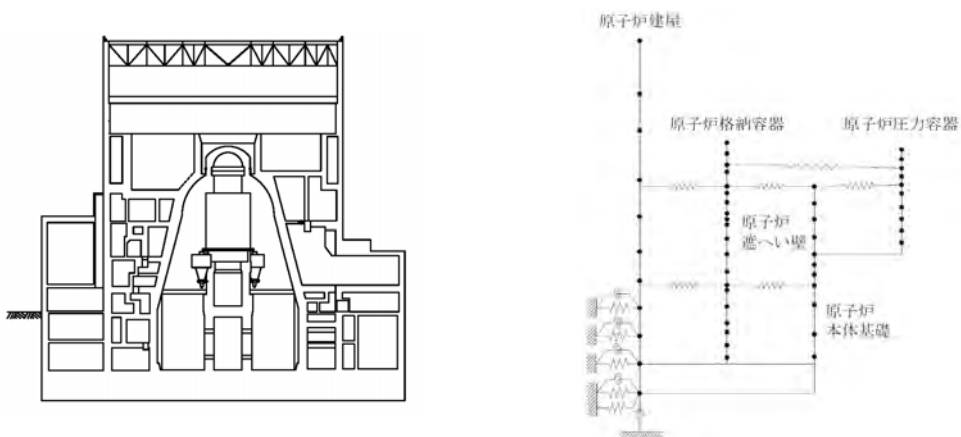
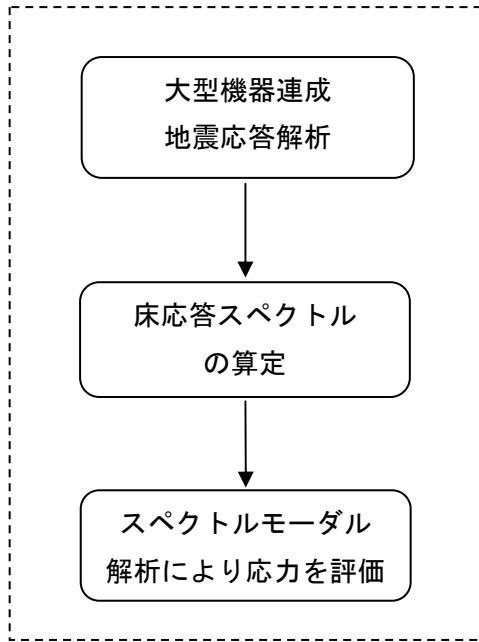


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

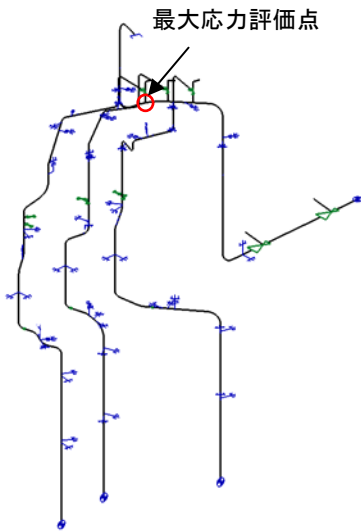
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所2号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4730	2420	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	15200	12100	
		軸力 (kN)	8440	5280	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	25000	15100	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	381000	228000	
		軸力 (kN)	13800	8410	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	3420	2760	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	21000	19400	
		軸力 (kN)	1310	819	
燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.4	7.2	制御棒(挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
評価用震度	燃料 交換床	震度(水平) (G)	0.92	0.75	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
		震度(鉛直) (G)	0.70	0.43	
	基礎版	震度(水平) (G)	0.53	0.30	
		震度(鉛直) (G)	0.62	0.28	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 18.00m) ></p>			<p>主蒸気系配管 計算値: 164MPa 評価基準値: 374MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値: 104MPa 評価基準値: 364MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 31.24m) ></p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）

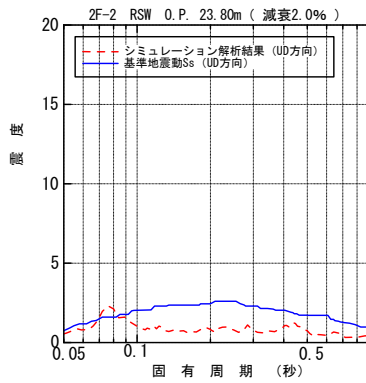
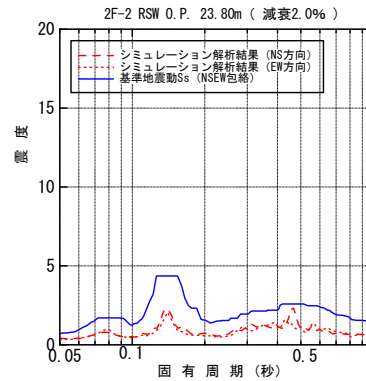


評価のフロー



最大応力評価点

主蒸気系配管モデル



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	217	309 [※]	詳細	一次	164	374 [※]	詳細

※：基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点（裕度最小の箇所）における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

以上

福島第二原子力発電所 第3号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書(概要)

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られました。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第二原子力発電所の第3号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果がまとまったので報告するものです。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について(指示)」(平成23・05・16 原院第6号)

2. 原子炉建屋

福島第二原子力発電所第3号機原子炉建屋の平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施しました。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図-1)を設定しております。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.11×10^{-3} (南北方向、4階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることが確認できました。(図-2、3)

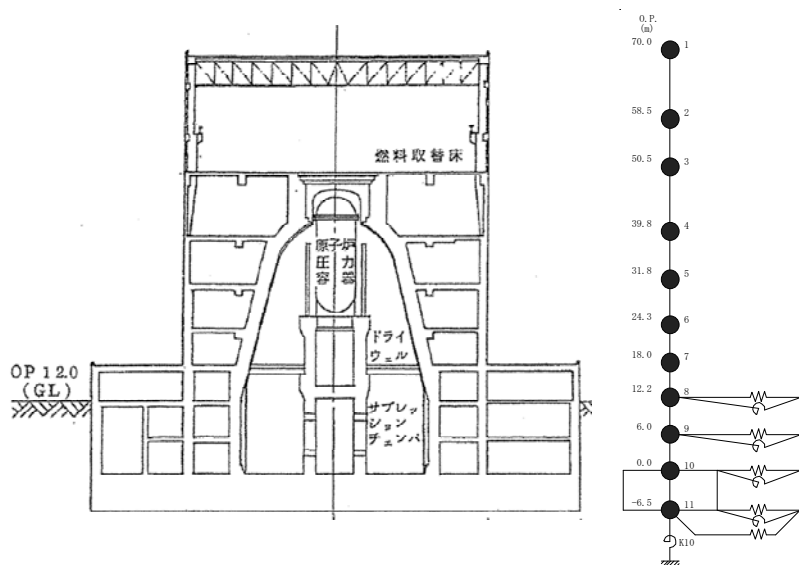


図-1 3号機原子炉建屋(モデル図)

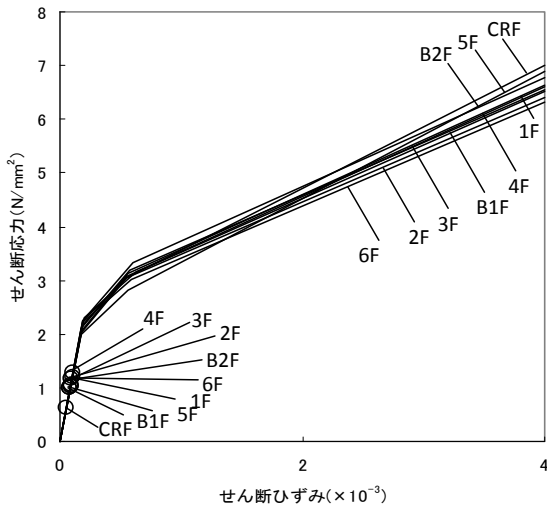


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

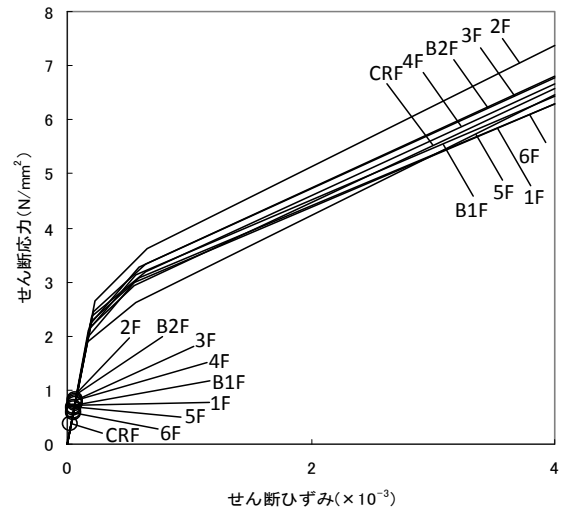


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第二原子力発電所3号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこないました。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認しました。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認しました。(表-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されます。

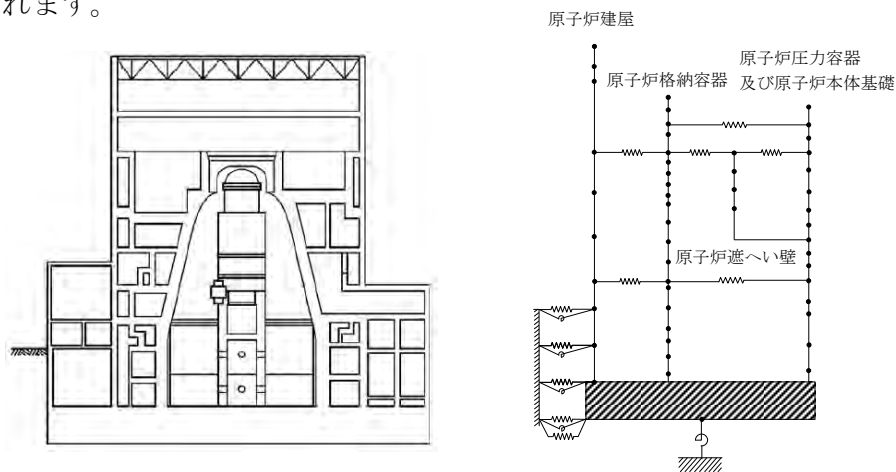
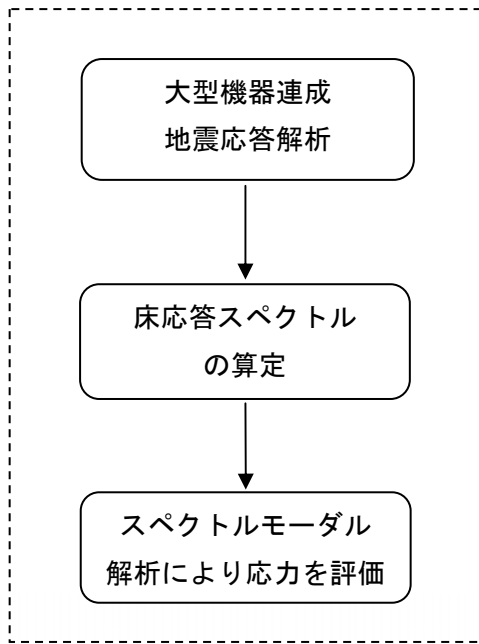


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

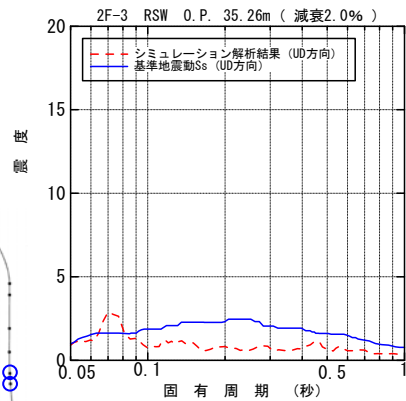
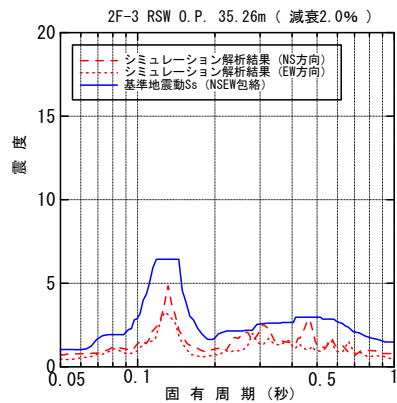
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所3号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5220	4060	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	17900	11800	
		軸力 (kN)	8700	6120	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	26700	16400	原子炉格納容器 (ドライウェル) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	433000	325000	
		軸力 (kN)	9740	6420	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	4990	2980	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	31800	19000	
		軸力 (kN)	1080	787	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	15.5	9.9	制御棒 (挿入性) 評価基準値: 40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.91	0.72	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要
		震度 (鉛直) (G)	0.70	0.56	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.53	0.34	
		震度 (鉛直) (G)	0.62	0.26	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 18.00m) ></p>			<p>主蒸気系配管 計算値: 319MPa 評価基準値: 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値: 111MPa 評価基準値: 327MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 35.26m) ></p>				

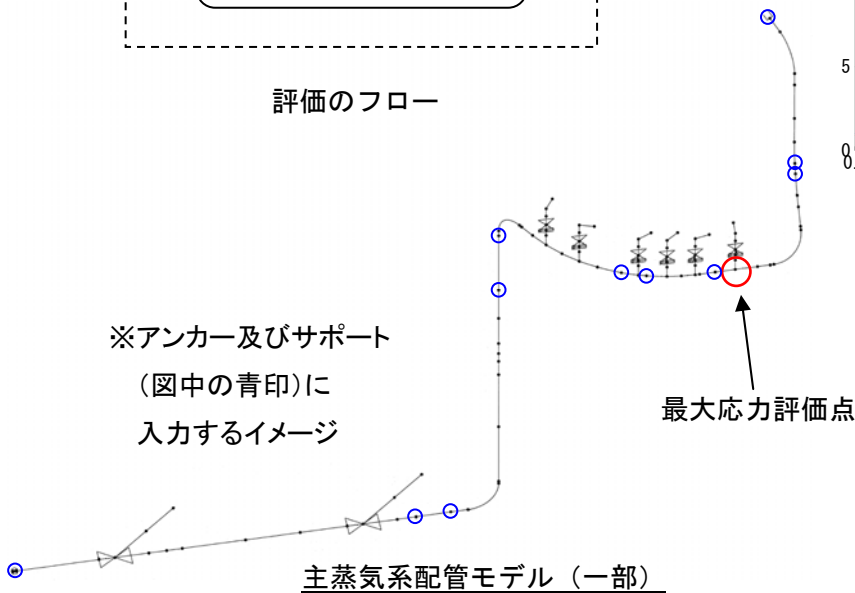
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



床応答スペクトル



構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法	応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	316	375	詳細	一次	319	375	詳細

以上

福島第二原子力発電所 第4号機

平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書（概要）

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られました。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第二原子力発電所の第4号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果がまとまったので報告するものです。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成23・05・16 原院第6号）

2. 原子炉建屋

福島第二原子力発電所第4号機原子炉建屋の平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施しました。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図-1)を設定しております。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.09×10^{-3} (南北方向、6階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることが確認できました。(図-2、3)

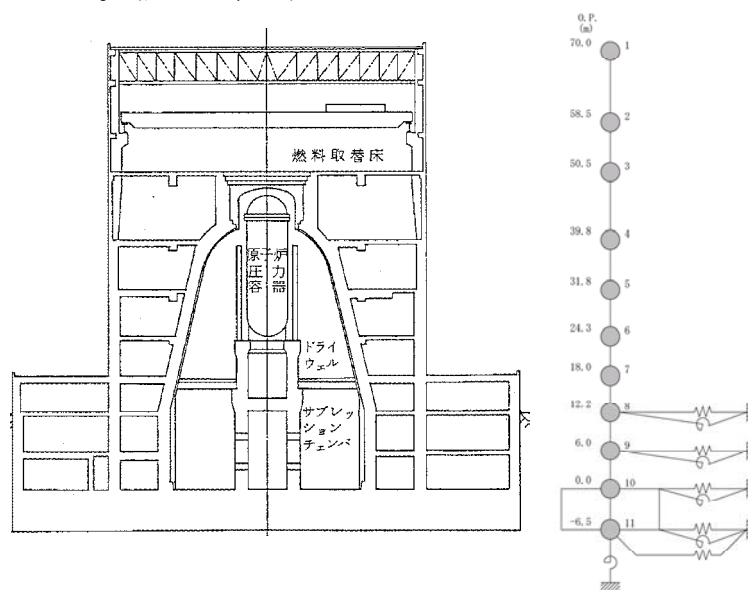


図-1 4号機原子炉建屋（モデル図）

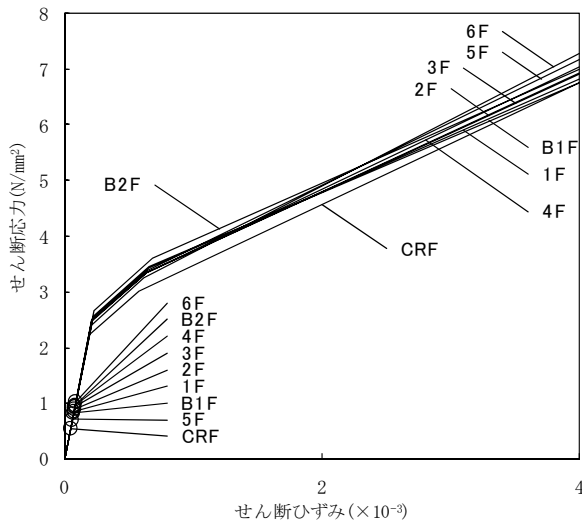


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

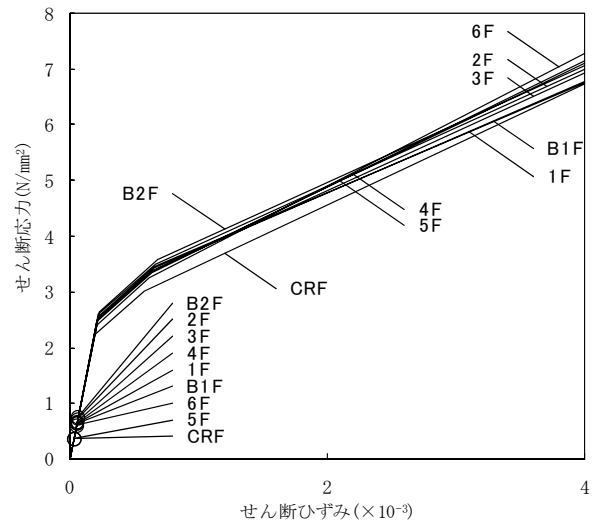


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第二原子力発電所4号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこないました。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認しました。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認しました。(表-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されます。

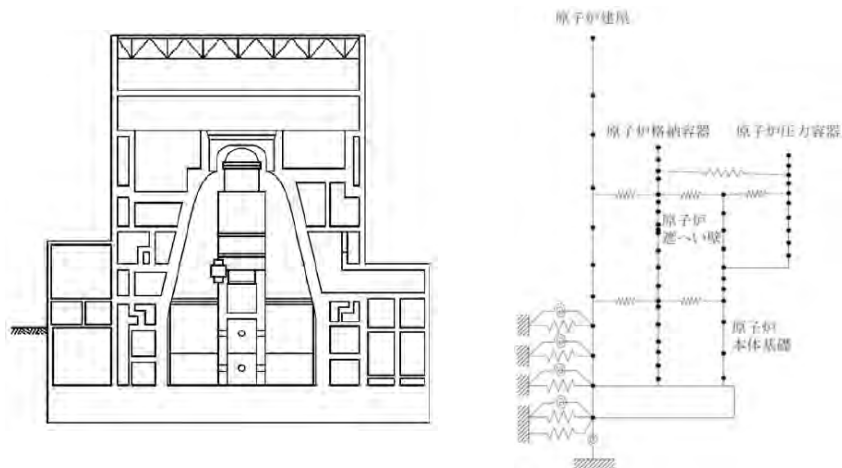
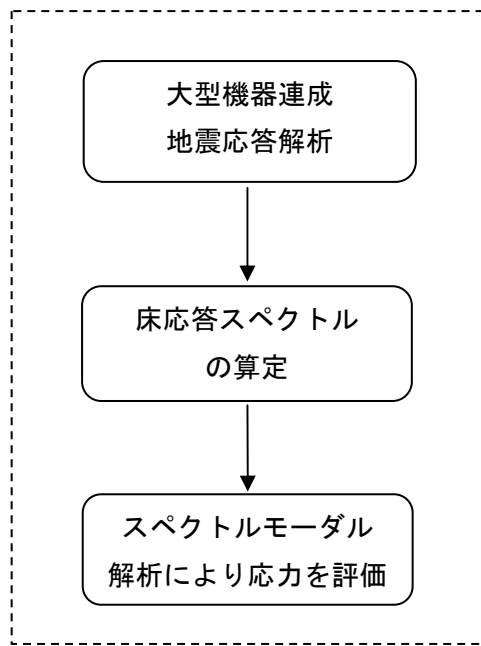


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

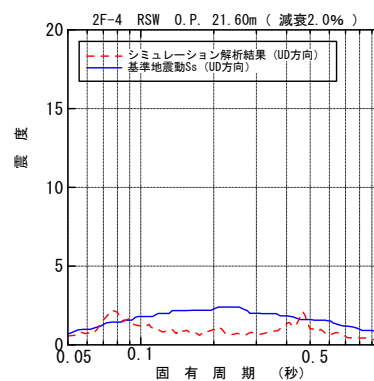
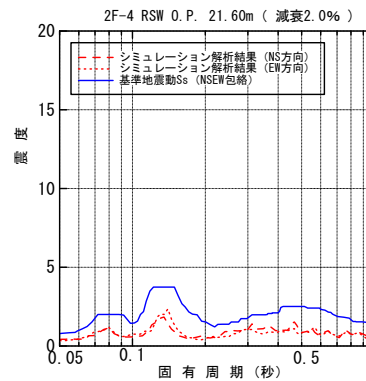
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所4号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション解析結果	耐震性評価結果		
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	4360	2980	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		モーメント (kN・m)	16200	9640		
		軸力 (kN)	8420	5980		
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	25400	14000	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		モーメント (kN・m)	396000	236000		
		軸力 (kN)	13700	9670		
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	5270	4660	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		モーメント (kN・m)	34300	28800		
		軸力 (kN)	1330	930		
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.1	7.3	制御棒 (挿入性) 評価基準値: 40.0mm	
	評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.91	0.57	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) <u>基準地震動Ssによる荷重を 下回るため評価不要</u>
			震度 (鉛直) (G)	0.68	0.51	
基礎版		震度 (水平) (G)	0.51	0.26		
		震度 (鉛直) (G)	0.62	0.36		
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<原子炉建屋 (O.P. 18.00m) >			主蒸気系配管 計算値: 140MPa 評価基準値: 374MPa 残留熱除去系配管 計算値: 123MPa 評価基準値: 321MPa		
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<原子炉遮へい壁 (O.P. 21.60m) >					

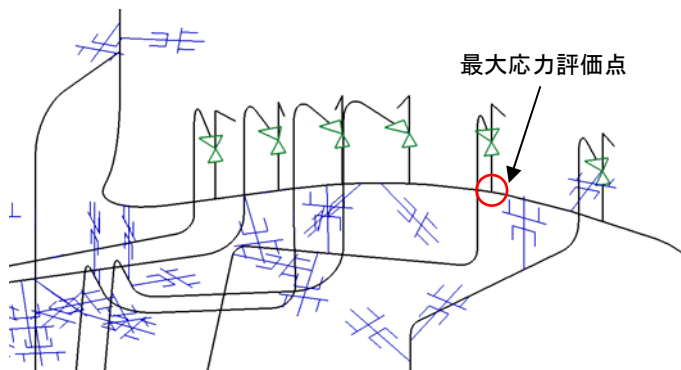
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



床応答スペクトル



※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

主蒸気系配管モデル (一部)

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	157	309 [※]	詳細	一次	140	374 [※]	詳細

※：基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点（裕度最小の箇所）における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)」の概要について

【位置付け】

本報告書は、「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67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」(平成23年4月13日)に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。この度、1号機及び4号機について、評価が終了したことから、本報告書にて結果をとりまとめ、本日(5月28日)経済産業省原子力安全・保安院に提出した。なお、その他の号機については評価結果がまとまった時点で改めて報告する予定である。

【評価の概要】

○ 1号機原子炉建屋

- ・1号機原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震の翌日である3月12日に水素爆発とみられる事象により、5階のオペレーティングフロアより上部が破損した。この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて検討することとした(図1)。
- ・基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.12×10^{-3} (S_s-1 および S_s-2 、NS方向、1階)であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した(図2)。

○ 4号機原子炉建屋

- ・4号機原子炉建屋は、原因は特定されていないものの、3月15日に5階以上の柱と梁のフレーム構造と屋根トラスを残して、屋根スラブと壁の大半が失われており、さらに4階の壁の大部分と、3階の一部の壁が破損していることが確認された。4号機については、1号機と異なり5階以下の壁も破損しているため、この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした(図3)。その上で、使用済燃料プールを含めた3次元FEM解析により局部評価を行うこととし、質点系モデルによる時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。
- ・質点系モデルを対象とした、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3}

(Ss-1 およびSs-2、EW方向、1階) であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した (図4)。

- ・ 3次元FEM解析 (図5) による耐震安全性評価の結果として、基準地震動Ssによって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは 1230×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕があった。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 800 (N/mm) であり、評価基準値である 1150 (N/mm) に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。

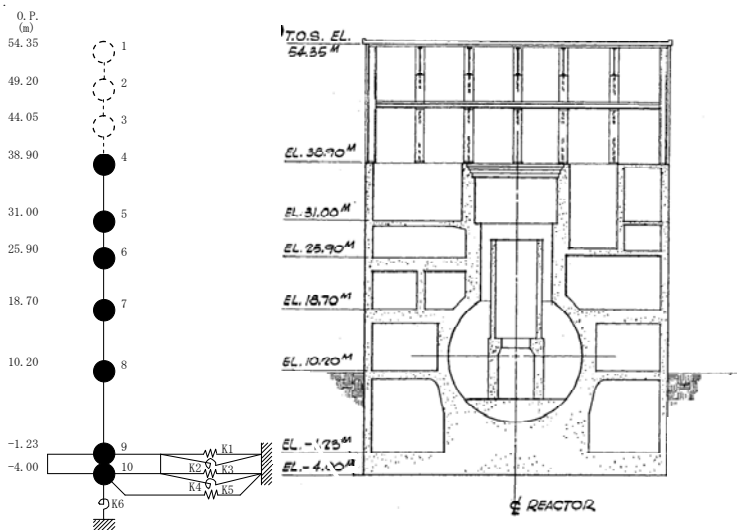


図1 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS方向)

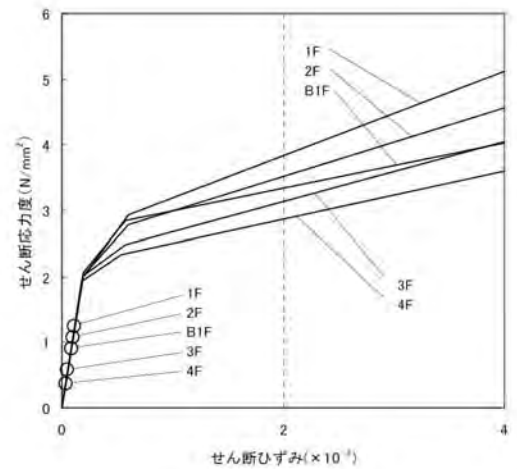


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (1号機、Ss-1、NS方向)

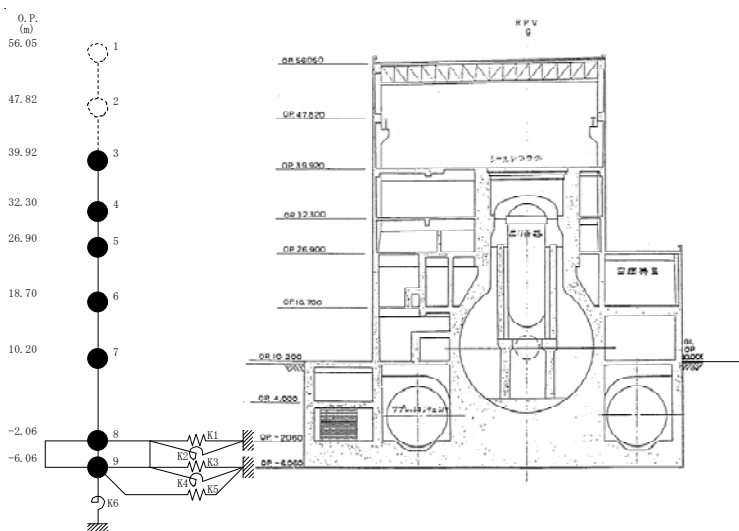


図3 4号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW方向)

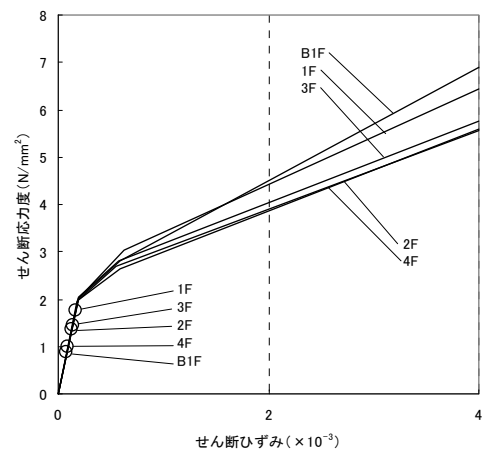


図4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (4号機、Ss-1、EW方向)

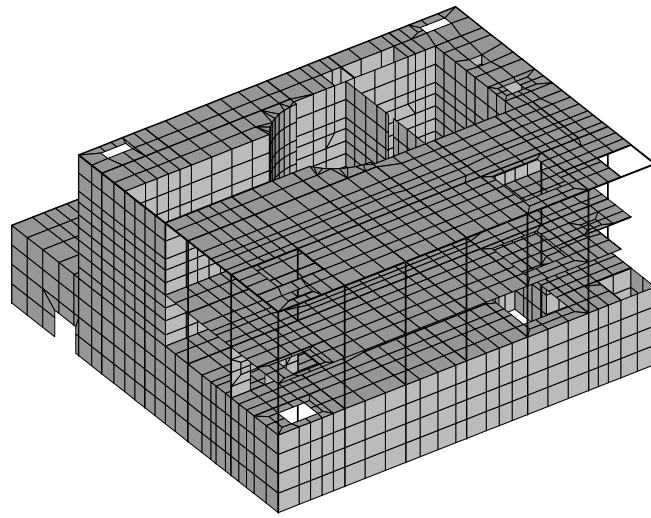


図5 3次元FEMによる局部評価モデル(4号機)

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」の概要について

【位置付け】

本報告書は、「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67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。先行して評価が完了した1号機及び4号機については、報告書（その1）として5月28日に経済産業省原子力安全・保安院に提出していたが、この度、破損状況が著しい3号機についての評価が終了したことから、本報告書にて結果をとりまとめ、本日（7月13日）経済産業省原子力安全・保安院に提出した。

【評価の概要】

- ・ 3号機の原子炉建屋については、3月14日に水素爆発とみられる事象により、5階のオペレーティングフロアより上部が破損した。5階以上の建屋の大部分は爆発後に崩落した鉄骨やコンクリート部材が積み重なったような状況である。また、5階の北西部の床が損傷し、崩落した鉄骨やコンクリート部材の一部は4階の床に積み重なっており、4階の壁のかなりの部分が損傷している。これらの情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。その上で、使用済燃料プールなどを含めた3次元FEM解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした（図1）。
- ・ 質点系モデルを対象とした、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.14×10^{-3} （ S_s-2 、NS方向、1階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した（図2）。
- ・ 3次元FEM解析（図3）による耐震安全性評価の結果として、基準地震動 S_s によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは 1303×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕があった。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は1689（N/mm）であり、評価基準値である3130（N/mm）に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。
- ・ 原子炉格納容器の外側にあるシェル壁についても同様の評価を行っており、鉄筋の最大ひずみは 469×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕がある。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は2475（N/mm）であり、評価基準値である3270（N/mm）に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。

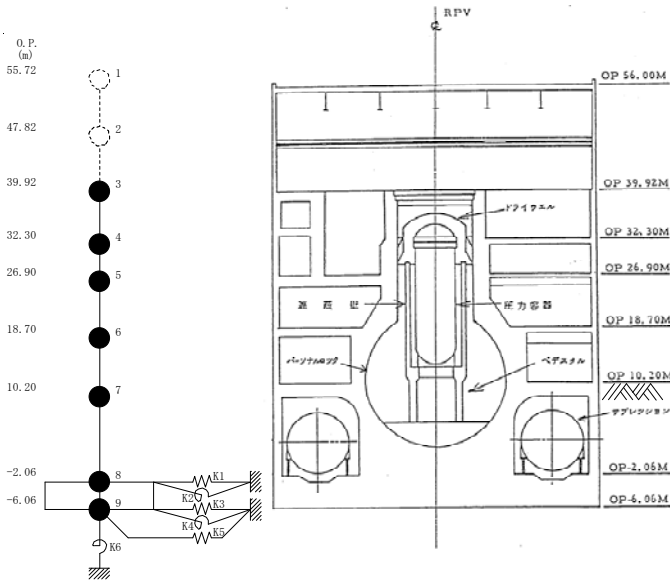


図1 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS方向)

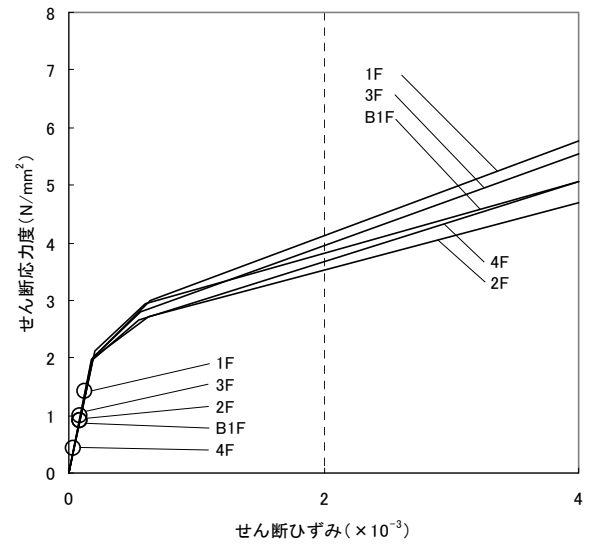


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (3号機、Ss-2、NS方向)

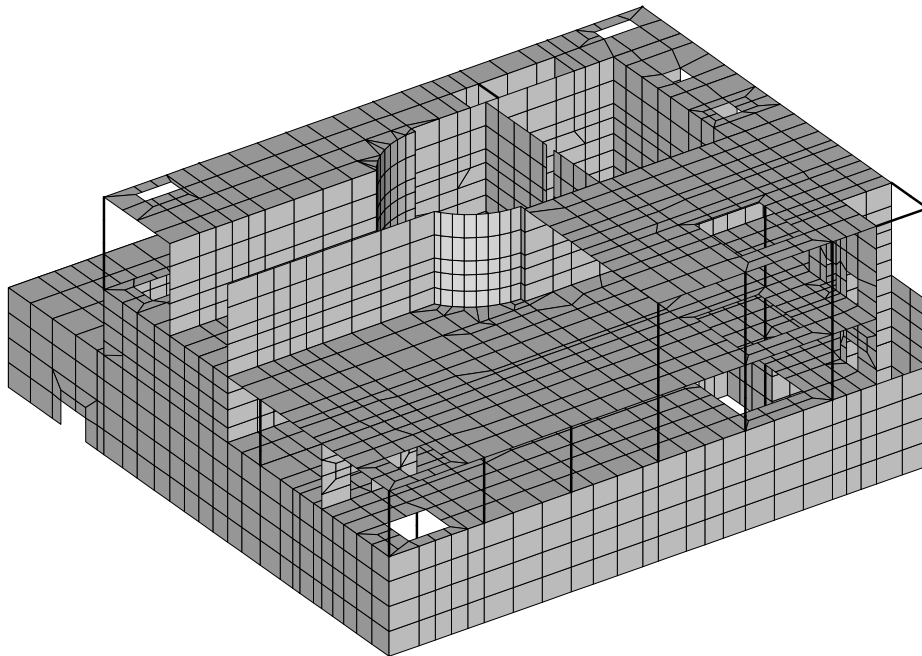


図3 3次元FEMによる局部評価モデル(3号機)

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その3）」の概要について

【位置付け】

本報告書は、「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67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。先行して評価が完了した1号機及び4号機については、報告書（その1）として5月28日に、3号機については、報告書（その2）として7月13日に経済産業省原子力安全・保安院に提出していたが、この度、2、5、6号機についての評価が終了したことから、本報告書にて結果をとりまとめ、本日（8月26日）経済産業省原子力安全・保安院に提出した。

【評価の概要】

○ 2号機の原子炉建屋

- ・2号機の原子炉建屋は、東側外壁のブローアウトパネルが開放しているものの、外見上損傷は見られない。建屋内部については線量が高く立ち入りが制限されているので分からないが、現時点では損傷が無いものと考えられる。このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）』平成22年4月19日）をそのまま適用し、評価を行うこととした。
- ・耐震バックチェックにおいて、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3} (S_s-1 、EW方向、5階)であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した。
- ・また、念のため、格納容器内が一時的に高温化した影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や3月15日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことを踏まえたパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した。

○ 5号機及び6号機の原子炉建屋

- ・5号機と6号機は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られず、内部についても詳細な点検は行っていないが、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、2号機同様に耐震バックチェックの解析結果をそのまま適用し、評価を行うこととした。

- ・耐震バックチェックにおいて、基準地震動Ssを用いた時刻歴応答解析を実施した結果、5号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.19×10^{-3} (Ss-1、EW方向、5階) であり、6号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.33×10^{-3} (Ss-1、NS方向、2階) であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した。

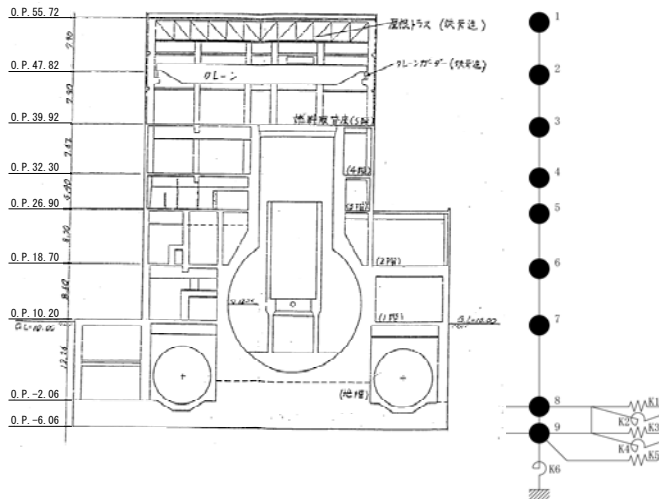


図1 地震応答解析モデル図 (2号機例示)

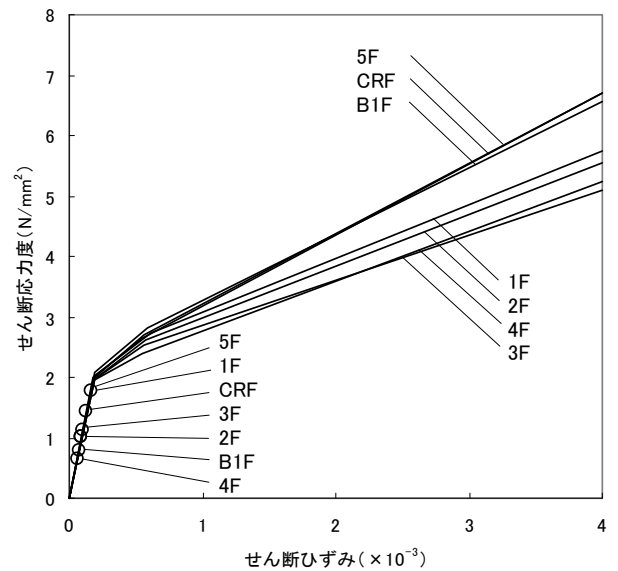


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (2号機、Ss-1、EW方向)

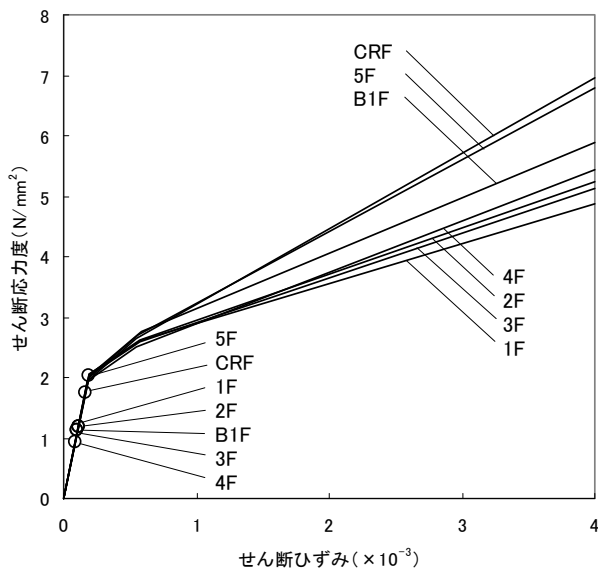


図3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (5号機、Ss-1、EW方向)

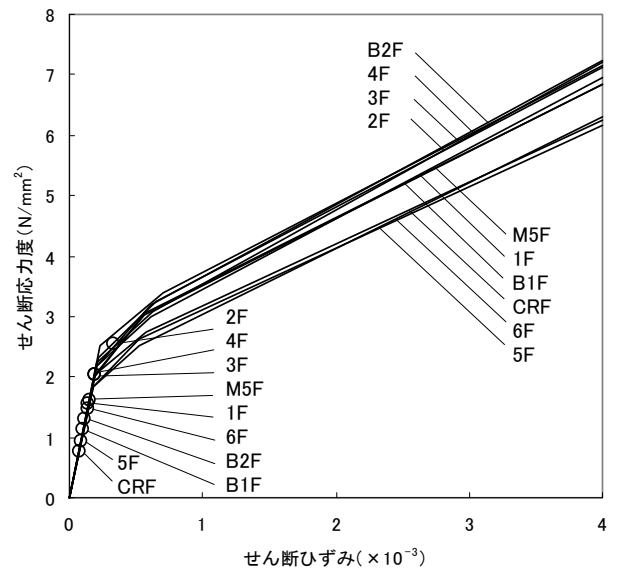


図4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (6号機、Ss-1、NS方向)

以上

原子炉建屋

タービン建屋

4階
3階



原子炉建屋補機冷却系ポンプ
・機器には外観上異常なし
(A)運転中 (B)(C)待機中



可燃性ガス濃度制御系
・機器には外観上異常なし

3階



燃料プール冷却浄化系ポンプ
・両号機腐食(発錆)が若干認められるものの、機器には外観上異常なし
(A)運転中、(B)待機中



ほう酸水注入系ポンプ
・機器には外観上異常なし

4階

2階



高圧タービン
・フロントスタンダード基礎ボルト近傍に亀裂あり



タービン駆動原子炉給水ポンプ
・機器には外観上異常なし

2階
1階



主蒸気隔離弁
・機器には外観上異常なし



水圧制御ユニット
・機器には外観上異常なし

1階



原子炉冷却材浄化系ポンプ
・機器には外観上異常なし



原子炉建屋補機冷却系熱交換器
・機器には外観上異常なし

2階

1階



計装用空気圧縮機
・機器には外観上異常なし
(A)待機中 (B)運転中



タービン建屋補機冷却系ポンプ
・機器には外観上異常なし
(A)電源水没により使用不可
(B)運転中 (C)待機中

地下



炉心スプレイ系ポンプ
・機器には外観上異常なし
・床面に滞留水あり
・同エリア壁面貫通部に漏洩痕



残留熱除去系ポンプ
・機器には外観上異常なし
・床面に滞留水あり



高圧注水系
・機器には外観上異常なし
・床面に滞留水あり



制御棒駆動水ポンプ
・機器には外観上異常なし



湿水分離器
・保温外れ、サポートずれ有り



湿水分離器回り配管
・No3湿水分離器ドレン配管から分岐する小口径配管が破損

格納
容器内



主蒸気隔離弁
・機器には外観上異常なし



逃し安全弁
・機器には外観上異常なし



ペDESTル内
・機器には外観上異常なし



原子炉圧力容器支持スカート部
・基礎ボルト部に錆があるものの、機器には外観上異常なし



スタビライザー(PCV側)
・機器には外観上異常なし



スタビライザー(RPV側)
・機器には外観上異常なし



原子炉再循環系ライザー管
・機器には外観上異常なし

地下



6.9kVメタクラ
・津波による浸水後に排水、溝設置、清掃等実施し受電中。



非常用ディーゼル発電機5A,5B
・機器には外観上異常なし



480Vパワーセンター
・P/C6B-1は盤全体被水し使用不可



電動駆動原子炉給水ポンプ
・機器には外観上異常なし

複合建屋(原子炉棟含む)

タービン建屋

6階
5階
4階



燃料プール冷却浄化系ポンプ
・機器には外観上異常なし

原子炉棟4階



可燃性ガス濃度制御系
・A系は機器には外観上異常なし
・B系(3階設置)は震災前よりB-2再結合器内冷却器に不具合あり

原子炉棟5階



ほう酸水注入系ポンプ
・機器には外観上異常なし



使用済燃料プール
・機器には外観上異常なし(結露対策のため養生中)

原子炉棟6階

2階



低圧タービン
・No.3軸受高圧側ローターに摺動痕あり
・No.3、NO.8軸受ローターに摺動痕あり
・NO.8軸受発電機側ローターに摺動痕あり



タービン駆動原子炉給水ポンプ
・機器には外観上異常なし

3階
2階



主蒸気隔離弁
・機器には外観上異常なし

原子炉棟2階



原子炉冷却材浄化系ポンプ
・機器には外観上異常なし



水圧制御ユニット
・機器には外観上異常なし

原子炉棟3階



非常用ガス処理系
・機器には外観上異常なし
A/B交互運転中

1階



原子炉建屋補機冷却系ポンプ
・機器には外観上異常なし



タービン建屋補機冷却系ポンプ
・機器には外観上異常なし

地下



制御棒駆動水ポンプ
・機器には外観上異常なし

原子炉棟地下1階



残留熱除去系熱交換器
・機器には外観上異常なし



非常用ディーゼル発電機6A
・機器には外観上異常なし
・待機中

地下



計装用空気圧縮機
・機器には外観上異常なし



給水加熱器
・給水加熱器5Bの固定脚基礎に若干の割れがあるが、機器にはその他外観上異常なし



残留熱除去系ポンプ
・機器には外観上異常なし



低圧炉心スプレイ系ポンプ
・機器には外観上異常なし

原子炉棟地下2階



高圧炉心スプレイ系ポンプ
・機器には外観上異常なし



非常用ディーゼル発電機(HPCS)
・機器には外観上異常なし

地下2階



低圧復水ポンプ
・機器には外観上異常なし



高圧復水ポンプ
・機器には外観上異常なし

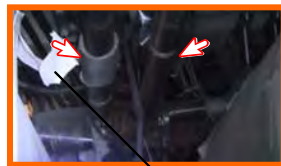
4階



IC(A)



IC(B)



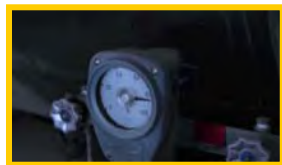
IC入口蒸気配管



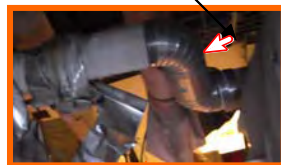
MO-1301-2A開度計



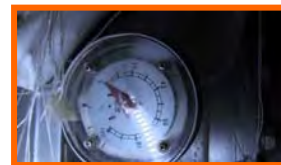
IC(A)水位計



IC(B)水位計



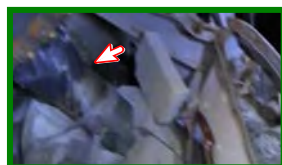
IC入口蒸気配管



MO-1301-2B開度計



IC凝縮水戻り配管



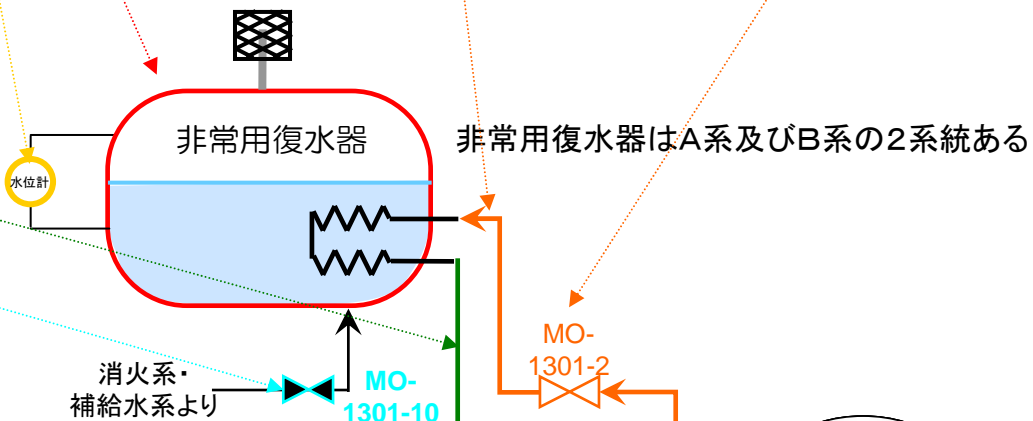
IC凝縮水戻り配管



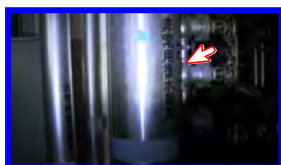
MO-1301-10A開度計



MO-1301-10B開度計



3階



IC(A)凝縮水戻り配管

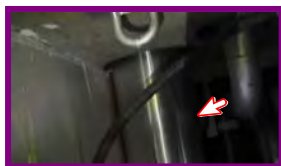


IC(B)凝縮水戻り配管

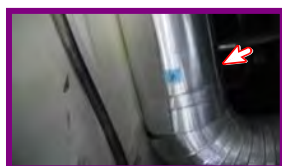


IC(B)凝縮水戻り配管

2階



IC(A)凝縮水戻り配管



IC(A)凝縮水戻り配管



MO-1301-3B

注) 弁の開閉表示はスタンバイ状態のもの

	1号機	2号機	3号機
2階	  <p>タービン建屋補機冷却系サージタンク ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>空調ダクト ・空調ダクトが膨らんでいる状況 ・上部ダクト部は破損している箇所有り</p>	  <p>ジブクレーン脚部 ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>励磁装置室 ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>タービン建屋補機冷却系サージタンク ・大きな機器損傷は外観上なし</p>
1階	  <p>6.9kV M/C1A ・津波の浸水痕あり ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>480V T/B MCC 1B ・津波の浸水痕あり ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>480Vパワーセンター2A ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>480V T/B MCC 2B-1 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>主タービン蒸気止弁 ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>主タービン蒸気加減弁 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>
	  <p>主タービンバイパス弁 ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>給水加熱器 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>復水器真空ポンプ ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>タービン建屋補機冷却系ポンプ ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>給水加熱器 ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>タービン建屋補機冷却系熱交換器 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>
	  <p>固定子冷却装置 ・津波の浸水痕あり ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>相分離母線冷却ファン ・津波の浸水痕あり ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>現場パネル ・大きな損傷は外観上なし</p> <p>発電機密封油装置 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>	  <p>タービン建屋補機冷却系ポンプ ・大きな機器損傷は外観上なし</p> <p>計装用空気圧縮機 ・大きな機器損傷は外観上なし</p>

福島第一原子力発電所 1~4号機 屋外設備状況

2011.8.24~8.26撮影



① 1号機海側ポンプ類



② 2号機海側ポンプ類



③ 3号機海側ポンプ類



④ 3号機海側ポンプ類



⑤ 4号機海側ポンプ類



⑥ 1号機バッチオイルタンク

防油堤含め外観上異常なし。



⑦ 重油タンク跡地

No.1,2重油タンク跡地。防油堤には割れが確認された。

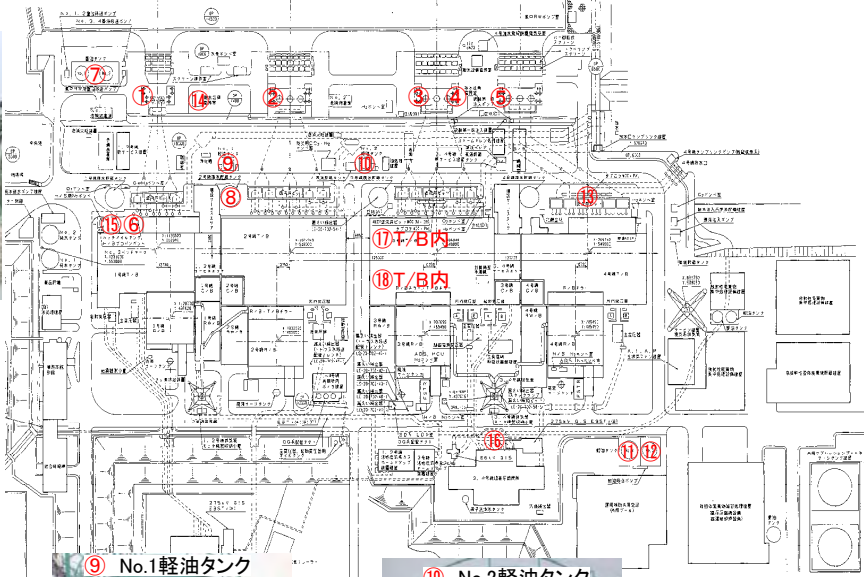


⑦ 重油タンク防油堤



⑧ 2号機復水貯蔵タンク下部

タンク下部地面が陥没。漏水はなし。



⑨ No.1軽油タンク



⑩ No.2軽油タンク



⑪ No.4軽油タンク防油堤



⑨ No.1軽油タンク基礎部



⑩ No.2軽油タンク基礎部



⑫ No.5軽油タンク防油堤



3号機残留熱除去系海水ポンプ(D)モーターカバー無し



⑬ 4号機逆洗弁ピット前MCC
MCCが倒れている状況



⑮ 1号機T/B東側瓦礫



⑭ 2号機取水設備電源室
2号機取水設備電源室倒壊



⑯ 共用ボイラー用トランス

外観上大きな損傷は無し



⑰ D/G3A デイタンク上部



⑱ D/G3B デイタンク上部



⑰ D/G3A デイタンク下部



⑱ D/G3B デイタンク下部

軽油タンク基礎部地面沈降は若干見られるが、漏洩は確認されず。D/G3A,3B燃料デイタンクは建屋内にあるが、外観上異常は確認されず。

⑬ 3号機タービン建屋内

福島第一原子力発電所 ろ過水タンク、純水タンク状況



タンク下部に座屈による歪みが発生

タンク下部に座屈による歪みが発生



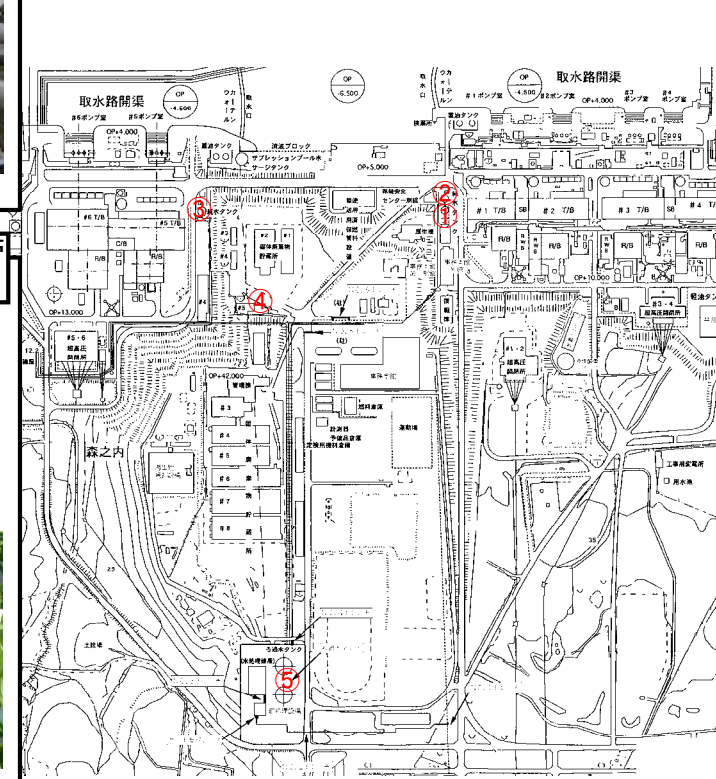
タンク底部より漏洩

① No.1純水タンク



地震後漏洩が発生し、タンク出口元弁閉後の状況

② No.2純水タンク



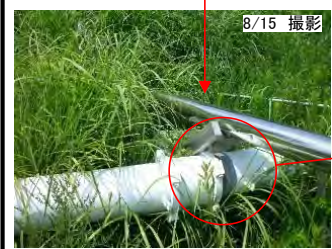
③ No.3純水タンク



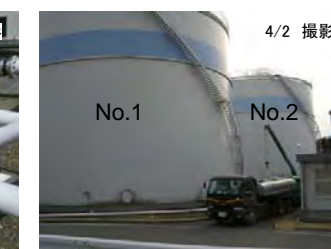
タンク下部に座屈による歪みが発生

④ 変圧器防災用配管漏水状況

変圧器防災配管(ろ過水タンク水源)連結部の脇にある別配管のサポートが斜面の崩れにより傾き、当該連結部に接触し漏水発生。



⑤ ろ過水タンク



タンク下部に座屈による歪みが発生

福島第一原子力発電所 屋外消火系配管状況

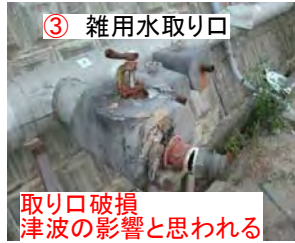
2011.8.24~8.26撮影



① 消火栓(FO-20)



② 消火栓(FS-4)



③ 雑用水取り口

取り口破損
津波の影響と思われる



④ 消火配管(FP-420)



⑤ 消火栓(F3-5)



⑥ 消火栓(FX-07)



⑦ 消火配管(FP-106)



⑧ 消火配管(FP-201)



⑨ 消火配管(FP-406)



消火系配管が変形
⑩ 消火配管(FP-407)



⑪ 消火栓(FS-10)



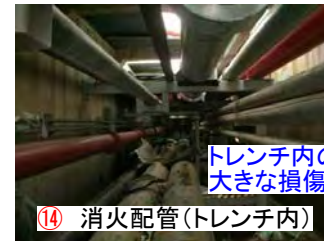
⑫ 消火配管他(FP-1,F3-9)

屋外消火系配管は津波の影響による海側、南東側の被害が大きく配管の脱落や変形が確認された。
トレンチ内の消火系配管には大きな損傷は見られない状況。



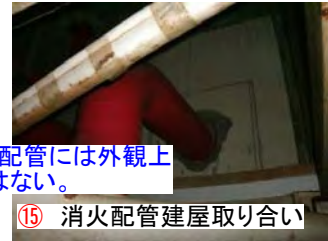
採水口基礎部が剥がされている。津波の影響と思われる。

⑬ 4号機採水口

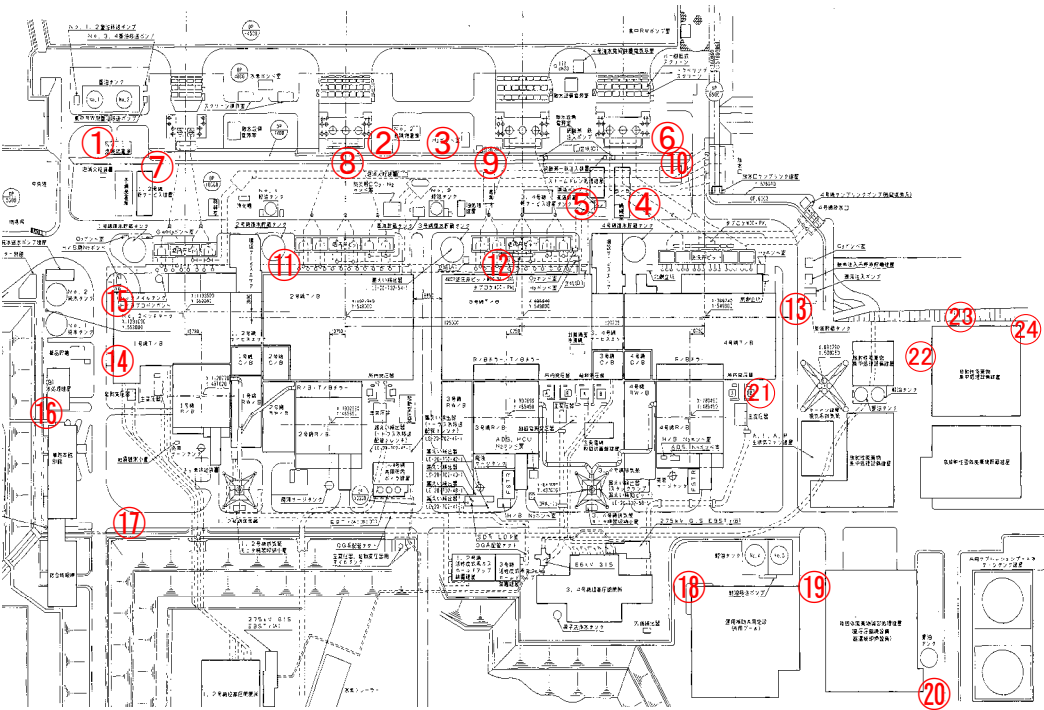


トレンチ内の配管には外観上大きな損傷はない。

⑭ 消火配管(トレンチ内)



⑮ 消火配管建屋取り合い



⑯ 消火配管他



⑰ 消火配管他



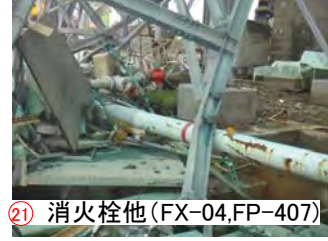
⑱ 消火配管(FP-8001)



⑲ 消火栓(G06)



⑳ 消火配管(FP-8001)



㉑ 消火栓他(FX-04,FP-407)



㉒ 消火配管(FP-8001)



㉓ 消火配管(FP-8001)

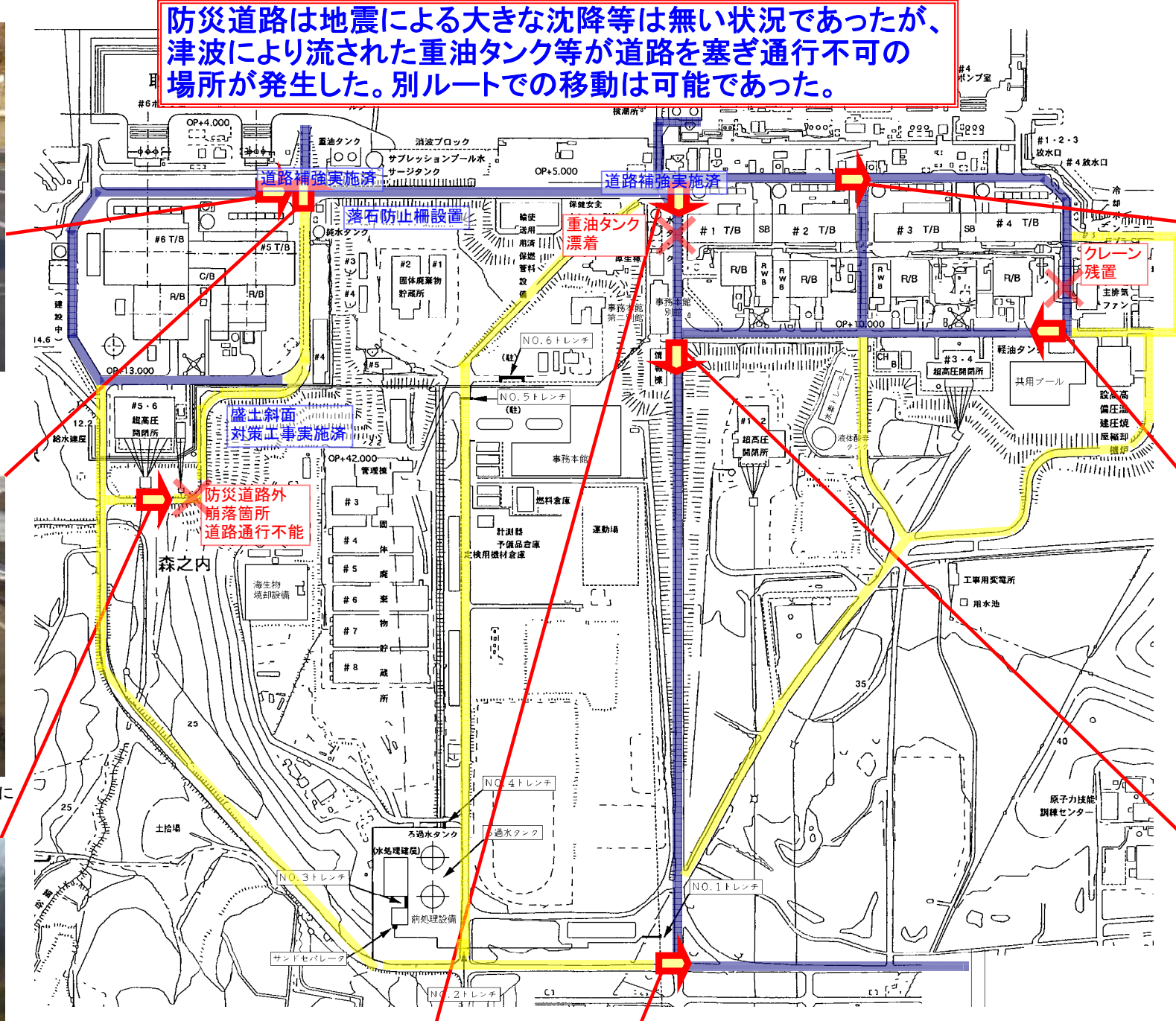
消火系配管がサポートから外れ、脱落
津波の影響と思われる



㉔ 消火配管(FP-8001)

福島第一原子力発電所 防災道路状況

防災道路は地震による大きな沈降等は無かったが、津波により流された重油タンク等が道路を塞ぎ通行不可の場所が発生した。別ルートでの移動は可能であった。



海側片車線が道路と平行に割れ段差が発生。西側の通行は可能。 3/17撮影



道路補強工事を実施した箇所であるが、補強していない道路両脇に割れ及び段差が発生。 3/17撮影



防災道路ではないが斜面崩落し道路が塞がれ通行不能。 3/20撮影



道路は大きな損傷はないが、津波で流された重油タンクが道路を塞ぎ、通り抜け不可能。 3/17撮影



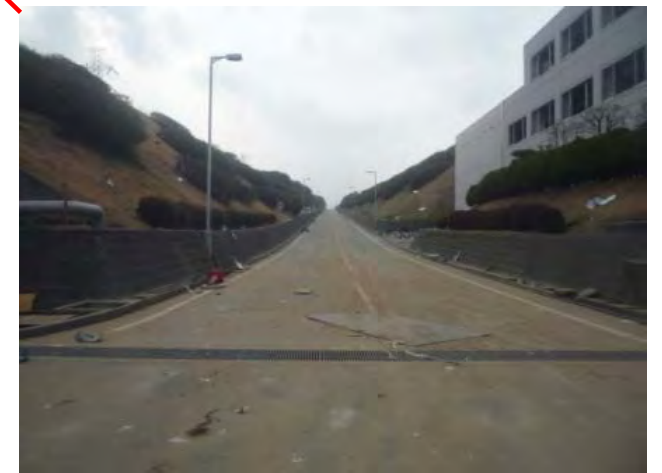
正門からの直線道路には特に異常なし。 8/26撮影



道路には特に異常がないが、瓦礫が散乱。 3/16撮影



1~4号機西側道路は特に異常なし。1,3,4号機R/B損壊時には瓦礫散乱があった。 3/20撮影



若干瓦礫の散乱があるが道路には特に異常なし。 3/20撮影

- 防災道路
- 防災道路外主要ルート
- ✕ 通行不可
- ➡ 写真撮影場所、方向

福島第一原子力発電所 5号機 主な設備状況一覧表

添付6-9(1)
H23. 10. 31現在

系統	設備	建屋	場所	設備状況	運転実績	備考
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	DG5A本体	T/B	地下1階	◎	6月27日	
	D/G 5A SW ポンプA	屋外	—	電動機損傷あり (クレーン転倒による)	—	
	D/G 5A SW ポンプB	屋外	—	◎	6月27日	電動機分解点検(軸受交換)後起動 (津波による砂混入のため)
	DG5B本体	T/B	地下1階	◎	6月28日	
	D/G 5B SW ポンプC	屋外	—	◎	6月28日	電動機分解点検(軸受交換)後起動 (津波による砂混入のため)
	D/G 5B SW ポンプD	屋外	—	○	—	
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	ポンプ・タービン	R/B	地下(RCIC室)	天井照明復旧後確認予定	—	9月中旬まで滞留水有り
	真空ポンプ	R/B	地下(RCIC室)	天井照明復旧後確認予定	—	9月中旬まで滞留水有り
	復水ポンプ	R/B	地下(RCIC室)	天井照明復旧後確認予定	—	9月中旬まで滞留水有り
高圧炉心注水系 (HPCI)	ポンプ・タービン	R/B	地下(HPCI室)	○	—	
	真空ポンプ	R/B	地下(HPCI室)	○	—	
	復水ポンプ	R/B	地下(HPCI室)	○	—	
	補助油ポンプ	R/B	地下(HPCI室)	○	—	
炉心スプレイ系 (GS)	ポンプA	R/B	地下(北東)	○	—	床面滞留水あり
	ポンプB	R/B	地下(南東)	○	—	
残留熱除去系A系 (RHR)	ポンプA	R/B	地下(北西)	○	—	
	ポンプC	R/B	地下(北西)	◎	3月19日	
残留熱除去海水A系 (RHRS)	ポンプA	屋外	—	潤滑油配管外れ変形	—	
	ポンプC	屋外	—	電動機損傷あり (クレーン転倒による)	—	
残留熱除去系B系 (RHR)	ポンプB	R/B	地下(南西)	○	—	
	ポンプD	R/B	地下(南西)	◎	7月15日	
残留熱除去海水B系 (RHRS)	ポンプB	屋外	—	○	—	
	ポンプD	屋外	—	◎	7月15日	電動機分解点検(軸受交換)、ポンプ簡易点検(グランド部交換)後起動(津波による砂混入のため)
原子炉建屋補機冷却系 (RCW)	ポンプA	R/B	3階	◎	6月4日	
	ポンプB	R/B	3階	◎	6月4日	
	ポンプC	R/B	3階	◎	6月4日	
タービン建屋補機冷却系 (TCW)	ポンプA	T/B	1階	○	—	使用不可(電源水没)
	ポンプB	T/B	1階	◎	5月23日	
	ポンプC	T/B	1階	◎	5月23日	
補助海水系 (ASW)	ポンプA	屋外	—	○	—	
	ポンプB	屋外	—	○	—	
	ポンプC	屋外	—	◎	6月24日	電動機分解点検(軸受交換)、ポンプ簡易点検(グランド部交換)後起動(津波による砂混入のため)
原子炉冷却材浄化系 (CUW)	再循環ポンプA	R/B	2階	○	—	
	再循環ポンプB	R/B	2階	○	—	
制御棒駆動水系 (CRD)	ポンプA	R/B	地下(南東)	○	—	
	ポンプB	R/B	地下(南東)	○	—	
ほう酸水注入系 (SLC)	ポンプA	R/B	4階	○	—	
	ポンプB	R/B	4階	○	—	
純水移送系 (MUWP)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	3月17日	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	8月24日	
復水移送系 (MUWC)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	3月13日	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	7月2日	
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプA	R/B	3階	◎	8月16日	
	ポンプB	R/B	3階	◎	6月24日	
非常用ガス処理系 (SGTS)	ファンA	T/B	2階	○	—	
	ファンB	T/B	2階	◎	7月2日	
所内用空気系(SA)	圧縮機	T/B	1階	◎	5月11日	
計装用空気系(IA)	圧縮機A	T/B	1階	◎	6月1日	
	圧縮機B	T/B	1階	◎	3月31日	

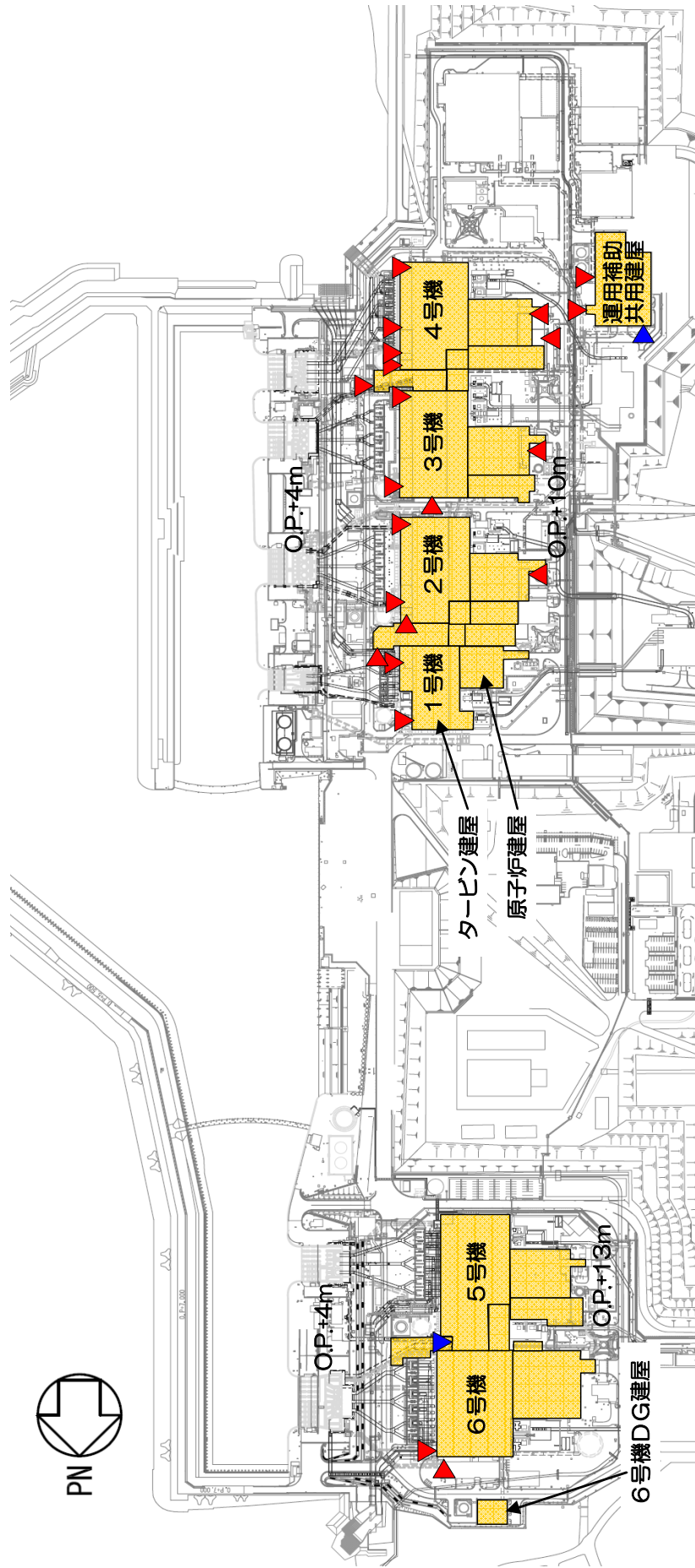
◎:運転中または待機中
○:外観上異常なし
—:実績無し

福島第一原子力発電所 6号機 主な設備状況一覧表

添付6-9(2)
H23.10.31現在

系統	設備	建屋	場所	設備状況	運転実績	備考
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	DG6A本体	C/S	地下1階	◎	3月18日	
	D/G 6A SW ポンプ	屋外	—	◎	3月18日	電動機分解点検(軸受交換)後起動(津波による砂混入のため)
	DG6B本体	DG/B	1階	◎	3月11日	
	EECWポンプ	DG/B	地下1階	◎	3月11日	
	DG HPCS本体	C/S	地下1階	○	—	
	HPCS D/G SW ポンプ	屋外	—	電動機損傷あり	—	
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	RCICタービン・ポンプ	R/B	地下2階	○	—	
	真空ポンプ	R/B	地下2階	○	—	
	復水ポンプ	R/B	地下2階	ポンプ底部浸水の可能性あり	—	
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	ポンプ	R/B	地下2階	○	—	
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	ポンプ	R/B	地下2階	○	—	
残留熱除去系A系 (RHR)	ポンプA	R/B	地下2階	◎	9月9日	
残留熱除去海水A系 (RHRS)	ポンプA	屋外	—	○	—	
	ポンプC	屋外	—	◎	9月9日	ポンプ簡易点検(グランド部交換)後起動(津波による砂混入のため)
残留熱除去系B系 (RHR)	ポンプB	R/B	地下2階	◎	3月19日	
残留熱除去海水B系 (RHRS)	ポンプB	屋外	—	電動機冷却水配管破損	—	
	ポンプD	屋外	—	○	—	
残留熱除去系C系 (RHR)	ポンプC	R/B	地下2階	○	—	
原子炉建屋補機冷却系 (RCW)	ポンプA	T/B	1階	◎	3月17日	
	ポンプB	T/B	1階	◎	3月17日	
	ポンプC	T/B	1階	◎	8月16日	
タービン建屋補機冷却系 (TCW)	ポンプA	T/B	1階	◎	7月29日	
	ポンプB	T/B	1階	◎	7月29日	
	ポンプC	T/B	1階	◎	7月29日	
補助海水系 (ASW)	ポンプA	屋外	—	◎	9月15日	ポンプ簡易点検(グランド部交換)後起動(津波による砂混入のため)
	ポンプB	屋外	—	○	—	
	ポンプC	屋外	—	○	—	
原子炉冷却材浄化系 (RWCU)	再循環ポンプA	R/B	2階	◎	10月7日	
	再循環ポンプB	R/B	2階	○	—	
制御棒駆動水系 (CRD)	ポンプA	R/B	地下1階	◎	10月7日	
	ポンプB	R/B	地下1階	○	—	
ほう酸水注入系 (SLC)	ポンプA	R/B	5階	○	—	
	ポンプB	R/B	5階	○	—	
純水移送系 (MUWP)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	7月27日	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	5月11日	
復水移送系 (MUWC)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	7月12日	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	3月13日	
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプA	R/B	4階	◎	3月16日	
	ポンプB	R/B	4階	◎	8月17日	
非常用ガス処理系 (SGTS)	ファンA	C/S	3階	◎	6月3日	
	ファンB	C/S	3階	◎	3月11日	
所内用空気系 (SA)	圧縮機A	T/B	地下1階	◎	9月21日	
	圧縮機B	T/B	地下1階	◎	9月21日	
計装用空気系 (IA)	圧縮機A	T/B	地下1階	◎	9月21日	
	圧縮機B	T/B	地下1階	◎	9月21日	

◎:運転中または待機中
○:外観上異常なし
—:実績無し



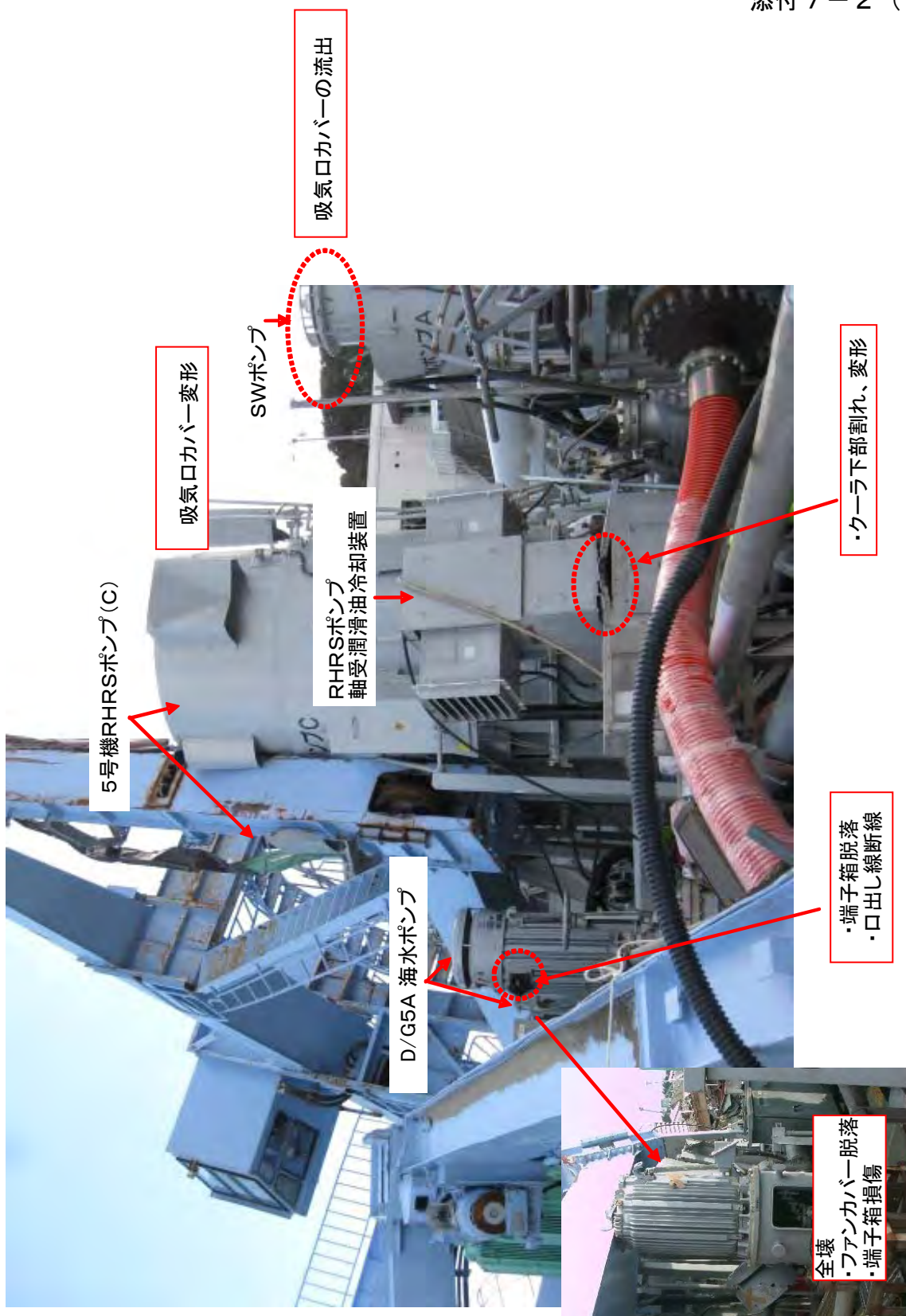
- ▲ : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地上の開口
- ▼ : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地下のトレンチ・ダクトへ接続する開口

福島第一原子力発電所 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置



設備配置例

() : 非常用海水系ポンプ設置箇所 福島第一原子力発電所 海側エリア、屋外海水設備 全体写真

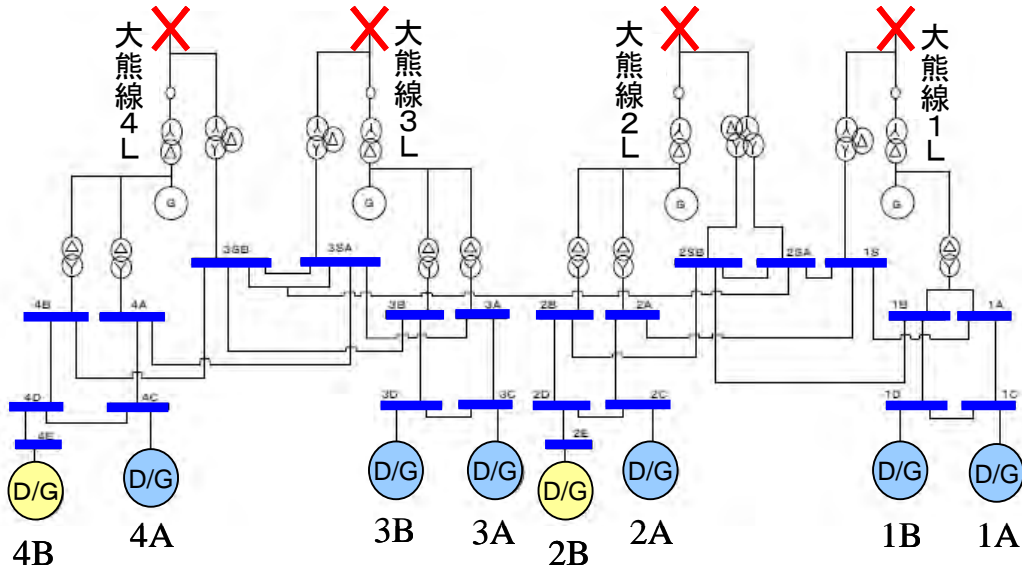


福島第一5、6号機スクリーン設備点検用クレーン転倒による海水ポンプの損傷状況

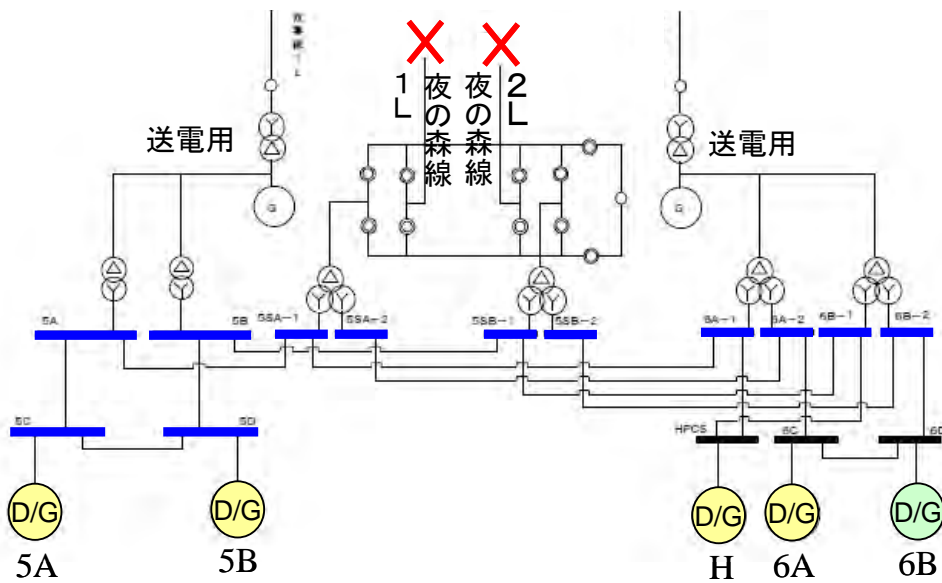


福島第一6号機 非常用海水冷却設備の状況

福島第一 1～4号機の電源系津波被害



福島第一 5, 6号機の電源系津波被害



- X : 地震の影響により停止
 — : 津波の影響により電源盤被水又は水没
- D/G : 津波の影響により本体水没

D/G : 津波の影響によりM/C,関連機器水没
- D/G : 津波後も運転可能

福島第一原子力発電所 所内電源設備の被害状況(津波後)

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて整理したものである。

1-2号機												3-4号機												5-6号機																																															
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況																																															
																									起動用変圧器	起動用変圧器	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル	起動用変圧器	ケーブル																															
STR(1S)	変圧器ヤード	地上	不明	被水	STR(2S)	変圧器ヤード	地上	不明	被水	STR(3SA)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可(注1)	STR(3SB)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可(注1)	STR(5SA)	変圧器ヤード	地上	○	-	STR(5SB)	変圧器ヤード	地上	○	-																																										
OFケーブル(開閉所~STR(1S))	-	地下	不明	一部外観良好	OFケーブル(開閉所~STR(2S))	-	地下	不明	確認不可(注2)	CVケーブル(開閉所~STR(3SA))	-	地下	-	工事中	OFケーブル(開閉所~STR(3SB))	-	地下	不明	確認不可(注2)	CVケーブル(開閉所~STR(5SA))	-	地下	○	-	CVケーブル(開閉所~STR(5SB))	-	地下	○	-																																										
1号機												2号機												3号機												4号機												5号機												6号機											
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況																																					
D G	DG 1A	T/B	×	水没	DG 2A	T/B	B1FL	×	水没	DG 3A	T/B	B1FL	×	水没	DG 4A	T/B	B1FL	×	水没(工事中)	DG 5A	T/B	B1FL	×	水没(励磁機器)	DG 6A	C/S	B1FL	×	水没(励磁機器)	DG 6B	DG建屋	1FL	○	-																																					
	DG 1B	T/B	×	水没	DG 2B	共用ケーブル	1FL	×	M/C水没使用不可	DG 3B	T/B	B1FL	×	水没	DG 4B	共用ケーブル	1FL	×	M/C水没使用不可	DG 5B	T/B	B1FL	×	水没(励磁機器)																																															
非常用高圧電源盤	M/C 1C	T/B	×	被水	M/C 2C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4C	T/B	B1FL	×	水没(点検中)	M/C 5C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6C	C/S	B2FL	○	-																																										
	M/C 1D	T/B	×	被水	M/C 2D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 5D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6D	C/S	B1FL	○	-																																										
非常用高圧電源盤	M/C 1A	T/B	×	被水	M/C 2A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 5A	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-1	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-2	T/B	B1FL	×	水没																																					
	M/C 1B	T/B	×	被水	M/C 2B	T/B	B1FL	×	水没	M/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4B	T/B	B1FL	×	水没	M/C 5B	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-1	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-2	T/B	B1FL	×	水没																																					
非常用高圧電源盤	M/C 1S	T/B	×	被水	M/C 2SA	M/C 2SA建屋	1FL	×	水没	M/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	M/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	M/C 5SA-1	C/B	B1FL	×	水没	M/C 5SA-2	C/B	B1FL	×	水没	M/C 5SB-1	C/B	B1FL	×	水没																																					
					M/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没	M/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	M/C 4SB	C/B	B1FL	×	水没	M/C 5SB-2	C/B	B1FL	×	水没																																															

使用可否: 当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水: 浸水の痕跡がある状態
 水没: 水がたまっている状態
 使用不可の機器
 上流側の給電元が使用不可のため受電不可
 D/G本体は被水していないが、M/C・関連機器等の水没により使用不可
 タービン建屋
 コントロール建屋
 原子炉複合建屋

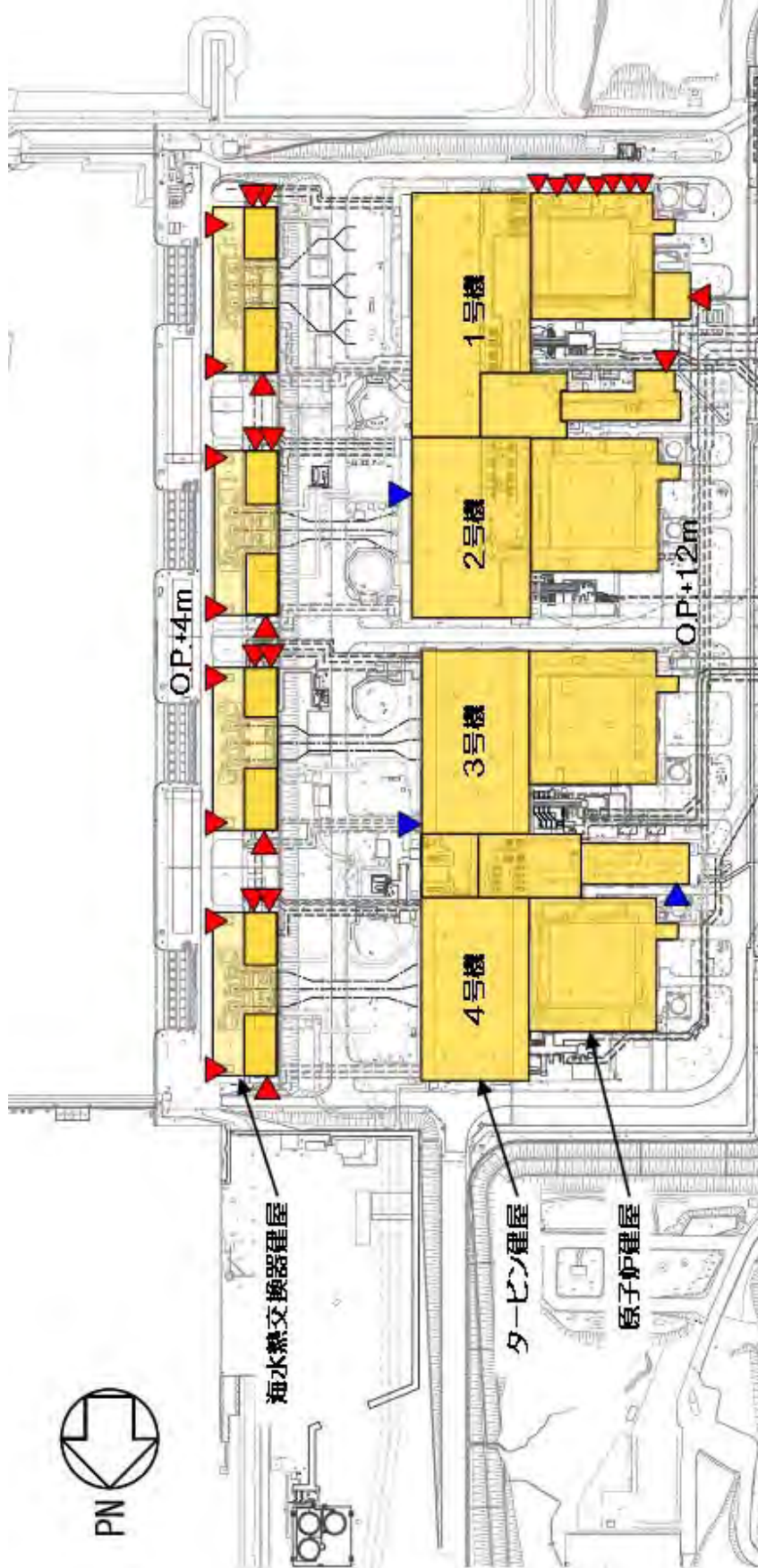
注1: 放射線量が高いため
 注2: 設置場所の水没が想定されるため

福島第一原子力発電所 所内電源設備の被害状況(津波後)

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて整理したものである。

1-2号機											3-4号機											5-6号機										
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況								
非常用(P/W/C)センタ	P/C 1C	C/B	B1FL	x	水没	P/C 2C	T/B	1FL	O	ハース部被水	P/C 3C	T/B	B1FL	x	水没	P/C 4C	T/B	1FL	-	工事中	P/C 5C	T/B	B1FL	x	被水							
	P/C 1D	C/B	B1FL	x	水没	P/C 2D	T/B	1FL	O	ハース部被水	P/C 3D	T/B	B1FL	x	水没	P/C 4D	T/B	1FL	O	-	-	P/C 5D	T/B	B1FL	x	被水						
	-	-	-	-	-	P/C 2E	共用7-ル	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-	P/C 4E	共用7-ル	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-							
非常用(P/W/C)センタ	P/C 1A	T/B	1FL	x	被水	P/C 2A	T/B	1FL	O	ハース部被水	P/C 3A	T/B	B1FL	x	水没	P/C 4A	T/B	1FL	-	工事中	P/C 5A	C/B	B1FL	x	被水							
	P/C 1B	T/B	1FL	x	被水	P/C 2B	T/B	1FL	O	ハース部被水	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	P/C 5A-1	T/B	2FL	O	-							
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	P/C 4B	T/B	1FL	O	-	-	-	-	-	-							
非常用(P/W/C)センタ	P/C 1S	T/B	1FL	x	被水	-	-	-	-	-	P/C 3SA	C/B	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-	P/C 5SA-1	T/B	B1FL	x	被水							
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							
	-	-	-	-	-	P/C 2SB	T/B	B1FL	x	水没	P/C 3SB	C/B	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-	P/C 5SB	C/B	B1FL	x	被水							
直流 1 2 5 V	125V DC BUS-1A	C/B	B1FL	x	水没	125V DC DIST CTR 2A	C/B	B1FL	x	水没	直流125V 主母線盤 3A	T/B	MB1FL	O	-	直流125V 主母線盤 4A	C/B	B1FL	x	水没	直流125V 主母線盤 5A	T/B	MB1FL	O	-							
	125V DC BUS-1B	C/B	B1FL	x	水没	125V DC DIST CTR 2B	C/B	B1FL	x	水没	直流125V 主母線盤 3B	T/B	MB1FL	O	-	直流125V 主母線盤 4B	C/B	B1FL	x	水没	直流125V 主母線盤 5B	T/B	MB1FL	O	-							
	-	-	-	-	-	直流125V 2D/G B 主母線盤	共用7-ル	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-	直流125V 4D/G B 主母線盤	共用7-ル	B1FL	x	水没	-	-	-	-	-							
直流 1 2 5 V	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-							

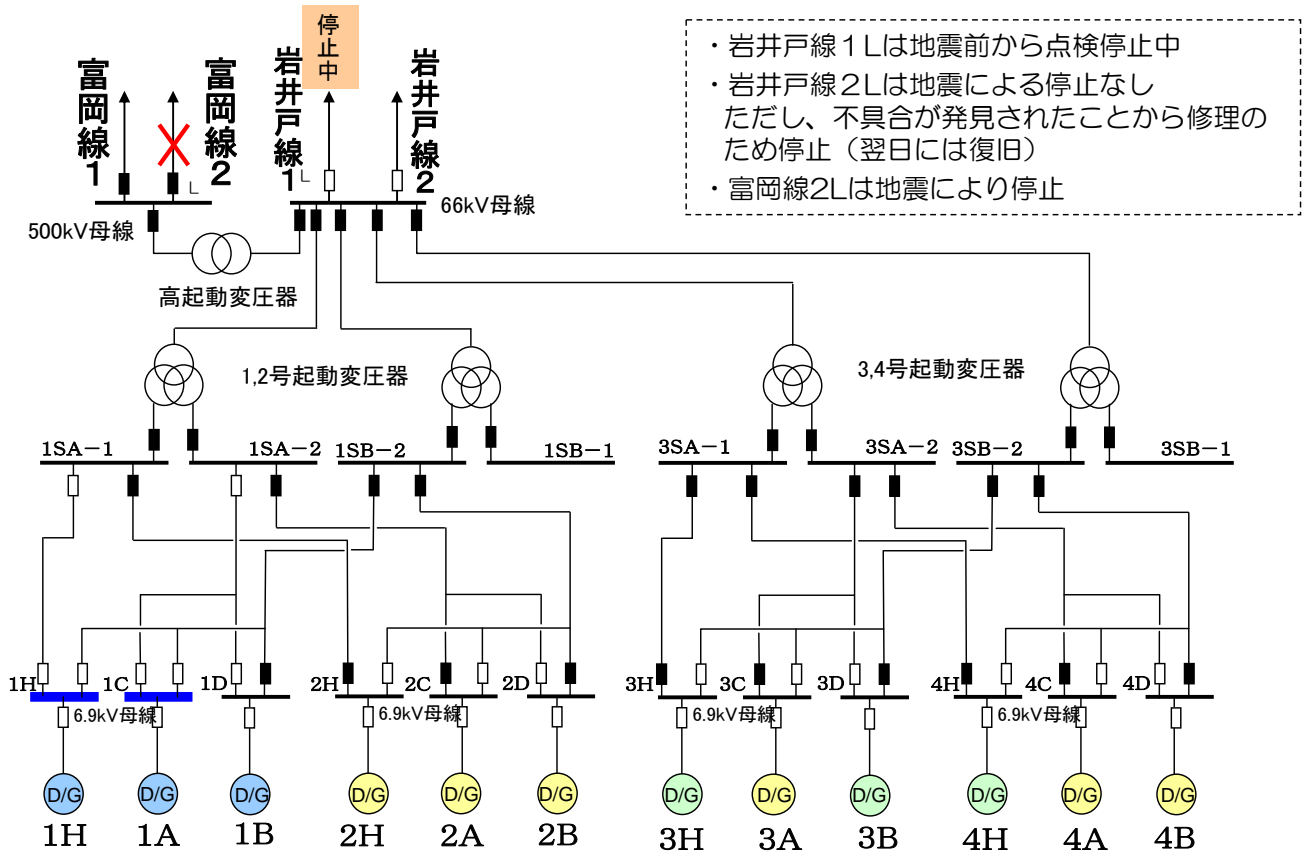
使用可否 : 当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水 : 浸水の痕跡がある状態
 水没 : 水がたまった状態
 使用不可の機器 : 使用不可の機器
 給電元のM/Cが使用不可のため受電不可
 T/B : タービン建屋
 C/B : コントロール建屋
 C/S : 原子炉複合建屋



▲：主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地上の開口
▼：主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地下のトレンチ・ダクトへ接続する開口

福島第二原子力発電所 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置

福島第二 1～4号機の電源系津波被害



・岩井戸線 1Lは地震前から点検停止中
 ・岩井戸線 2Lは地震による停止なし
 ただし、不具合が発見されたことから修理のため停止（翌日には復旧）
 ・富岡線 2Lは地震により停止

- ✕ :地震の影響により停止
- :津波の影響により電源盤被水又は水没
- (D/G) :津波の影響により本体水没
- (D/G) :津波の影響によりM/C,関連機器水没
- (D/G) :津波後も運転可能

福島第二原子力発電所 所内電源設備の被害状況（津波後）

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて整理したものである。

	1-2号機						3-4号機																	
	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況									
起動用 変圧器	STr(1SA)	変圧器ヤード	地上	○	-	STr(1SB)	変圧器ヤード	地上	○	-	STr(3SA)	変圧器ヤード	地上	○	-									
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	HSTr	変圧器ヤード	地上	○	油配管損傷により漏油									
	CVケーブル(GIS~)STr(1SA)	-	地下	○	-	CVケーブル(GIS~)STr(1SB)	-	地下	○	-	CVケーブル(GIS~)STr(3SA)	-	地下	○	-									
ケーブル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	CVケーブル(HSTr~)GIS)	-	地下	○	-									
	CVケーブル(GIS~)STr(1SA)	-	地下	○	-	CVケーブル(GIS~)STr(1SB)	-	地下	○	-	CVケーブル(GIS~)STr(3SA)	-	地下	○	-									
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	CVケーブル(GIS~)STr(3SB)	-	地下	○	-									
	1号機						2号機						3号機						4号機					
	機器	設置建屋	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況				
D G	DG 1A	C/S	B2FL	×	水没	DG 2A	C/S	B2FL	×	関連機器(海水ポンプ)被水	DG 3A	C/S	B2FL	×	関連機器(海水ポンプ)被水	DG 4A	C/S	B2FL	×	関連機器(海水ポンプ)被水				
	DG 1B	C/S	B2FL	×	水没	DG 2B	C/S	B2FL	×	関連機器(海水系電源)被水	DG 3B	C/S	B2FL	○	-	DG 4B	C/S	B2FL	×	関連機器(海水系電源)被水				
	DG 1H	C/S	B2FL	×	水没	DG 2H	C/S	B2FL	×	関連機器(海水ポンプ)被水	DG 3H	C/S	B2FL	○	-	DG 4H	C/S	B2FL	○	-				
非常用 高圧電源盤	M/C 1C	C/S	B1FL	×	水没	M/C 2C	C/S	B1FL	○	-	M/C 3C	C/S	B1FL	○	-	M/C 4C	C/S	B1FL	○	-				
	M/C 1D	C/S	B1FL	○	-	M/C 2D	C/S	B1FL	○	-	M/C 3D	C/S	B1FL	○	-	M/C 4D	C/S	B1FL	○	-				
	M/C 1H	C/S	B1FL	×	水没	M/C 2H	C/S	B1FL	○	-	M/C 3H	C/S	B1FL	○	-	M/C 4H	C/S	B1FL	○	-				
常用 高圧電源盤	M/C 1A-1	C/B	B1F	○	-	M/C 2A-1	C/B	B1FL	○	-	M/C 3A-1	C/B	B2FL	○	-	M/C 4A-1	C/B	B2FL	○	-				
	M/C 1A-2	C/B	B1F	○	-	M/C 2A-2	C/B	B1FL	○	-	M/C 3A-2	C/B	B2FL	○	-	M/C 4A-2	C/B	B2FL	○	-				
	M/C 1B-1	C/B	B1F	○	-	M/C 2B-1	C/B	B1FL	○	-	M/C 3B-1	C/B	B2FL	○	-	M/C 4B-1	C/B	B2FL	○	-				
	M/C 1B-2	C/B	B1F	○	-	M/C 2B-2	C/B	B1FL	○	-	M/C 3B-2	C/B	B2FL	○	-	M/C 4B-2	C/B	B2FL	○	-				
	M/C 1SA-1	C/B	B1F	○	-	-	-	-	-	-	M/C 3SA-1	C/B	B2FL	○	-	-	-	-	-	-				
	M/C 1SA-2	C/B	B1F	○	-	-	-	-	-	-	M/C 3SA-2	C/B	B2FL	○	-	-	-	-	-	-				
	M/C 1SB-1	C/B	B1F	○	-	-	-	-	-	-	M/C 3SB-1	C/B	B2FL	○	-	-	-	-	-	-				
	M/C 1SB-2	C/B	B1F	○	-	-	-	-	-	-	M/C 3SB-2	C/B	B2FL	○	-	-	-	-	-	-				

使用可否：当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水：浸水の痕跡がある状態
 水没：水がたまった状態
 使用不可の機器
 D/G本体は被水していないが、M/C・関連機器等の水没により使用不可
 C/S：原子炉複合建屋
 C/B：コントロール建屋

福島第二原子力発電所 所内電源設備の被害状況(津波後)

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて整理したものである。

	1-2号機						3-4号機								
	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況
非常用 ハ P ワ I C セ ン タ	P/C 1C-1	C/S	B1F	×	水没	P/C 2C-1	C/S	B1FL	○	-	P/C 3C-1	C/S	B1FL	○	-
	P/C 1C-2	Hx/B	1FL	×	水没	P/C 2C-2	Hx/B	1FL	×	水没	P/C 3C-2	Hx/B	1FL	×	水没
	P/C 1D-1	C/S	B1F	○	-	P/C 2D-1	C/S	B1FL	○	-	P/C 3D-1	C/S	B1FL	○	-
	P/C 1D-2	Hx/B	1FL	×	水没	P/C 2D-2	Hx/B	1FL	×	水没	P/C 3D-2	Hx/B	1FL	○	-
常 用 ハ P ワ I C セ ン タ	P/C 1A-1	C/B	1FL	○	-	P/C 2A-1	C/B	1FL	○	-	P/C 3A-1	C/B	1FL	○	-
	P/C 1A-2	C/B	1FL	○	-	P/C 2A-2	C/B	1FL	○	-	P/C 3A-2	C/B	1FL	○	-
	P/C 1B-1	C/B	1FL	○	-	P/C 2B-1	C/B	1FL	○	-	P/C 3B-1	C/B	1FL	○	-
	P/C 1B-2	C/B	1FL	○	-	P/C 2B-2	C/B	1FL	○	-	P/C 3B-2	C/B	1FL	○	-
	P/C 1SA	C/B	1FL	○	-	-	-	-	-	-	P/C 3SA	C/B	B2FL	○	-
	P/C 1SB	C/B	1FL	○	-	-	-	-	-	-	P/C 3SB	C/B	B2FL	○	-
	DC125V 主母線盤A	C/B	1FL	○	-	DC125V 主母線盤A	C/B	2FL	○	-	DC125V 主母線盤A	C/B	1FL	○	-
	DC125V 主母線盤B	C/B	1FL	○	-	DC125V 主母線盤B	C/B	2FL	○	-	DC125V 主母線盤B	C/B	1FL	○	-
直 流 1 2 5 V	DC125V HPCS 主母線盤	C/S	B2FL	×	水没	DC125V HPCS 主母線盤	C/S	B2FL	○	-	DC125V HPCS 主母線盤	C/S	B2FL	○	-
	DC250V 主母線盤	C/S	1FL	○	-	DC250V 主母線盤	C/S	1FL	○	-	DC250V 主母線盤	C/S	B2FL	○	-

使用可否：当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果

被水：浸水の痕跡がある状態

水没：水がたまっている状態

：使用不可の機器

C/S：原子炉複合建屋

C/B：コントロール建屋

Hx/B：海水熱交換器建屋

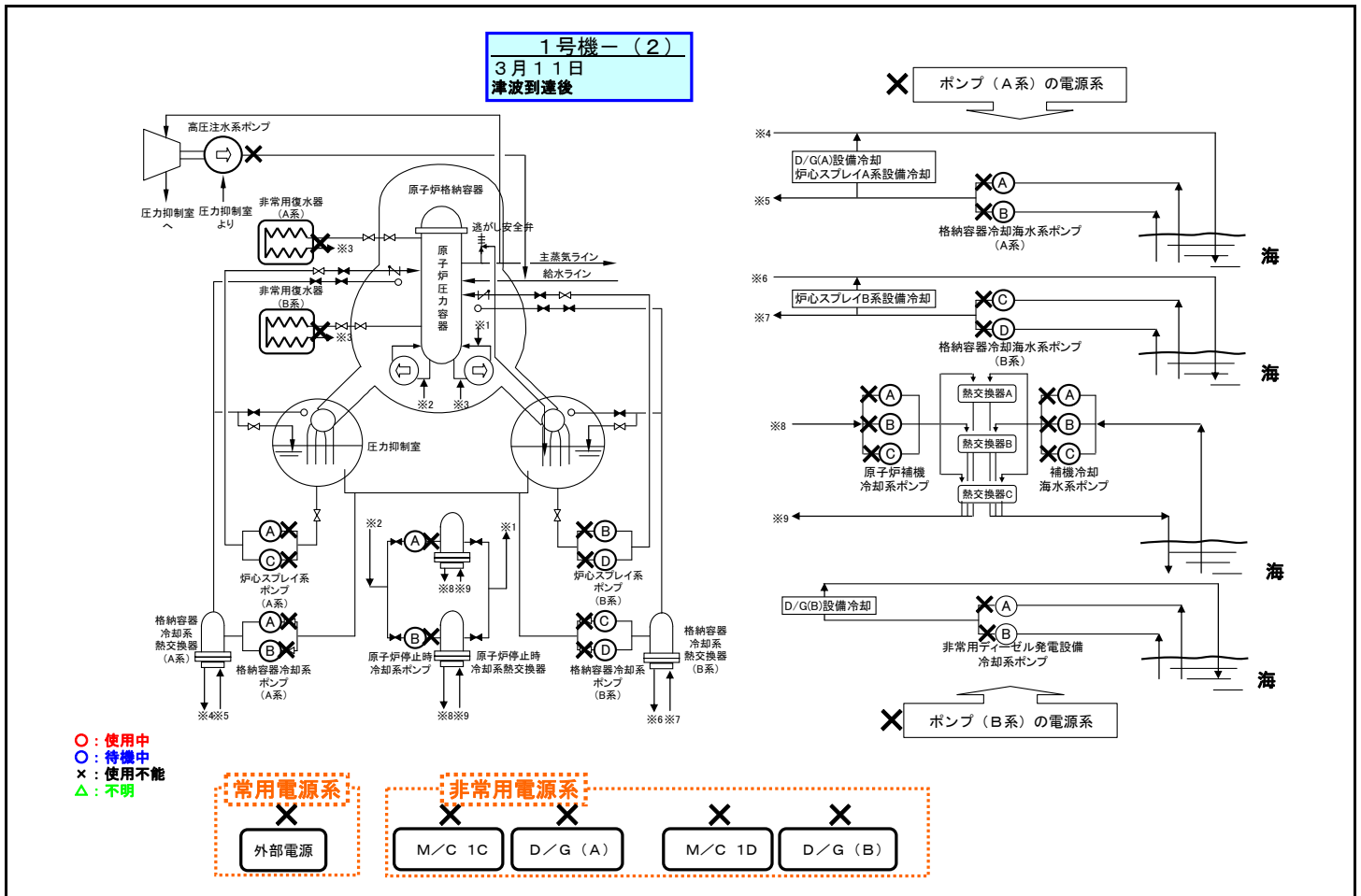
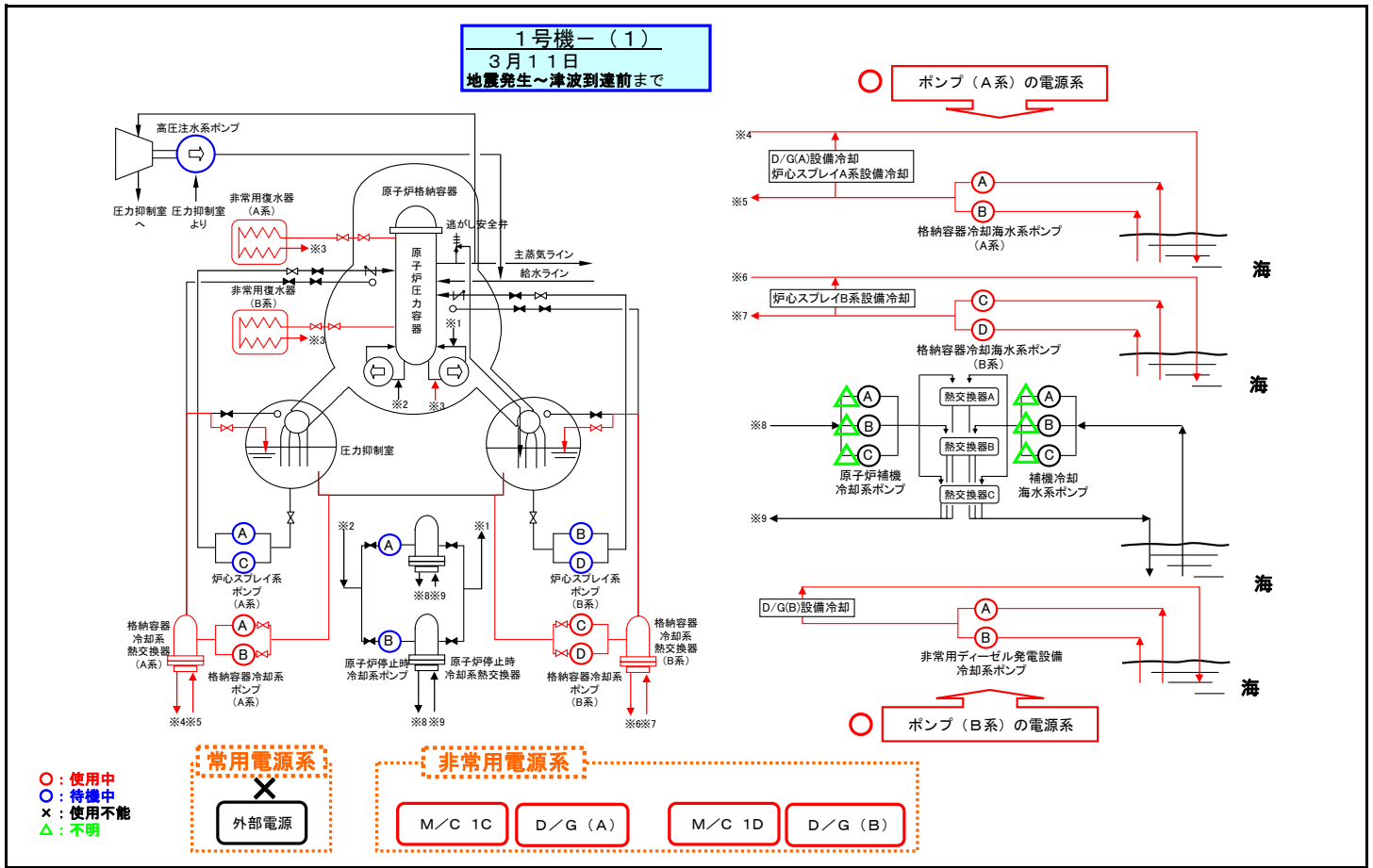
福島第一1号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	E C C S 系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源喪失 (油ポンプ)
	IC (A)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	×	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず	
	IC (B)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	×	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず	
炉注水	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 3200)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 25900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (SHC系)	R/B1階 (OP. 10200)	A	○	○	×	津波後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	◎	◎	×	スクラムまでは通常空調系、スクラム後津波まではSGTSが作動し負圧維持が果たされた。その後、水素ガスによると思われる爆発により破損
		原子炉格納容器	/	A	○	○	×	津波到達前、格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず

(凡例) ◎ : 運転 ○ : 待機 △ : 通常電源断による停止 × : 機能喪失又は待機除外

注1 : 本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認済加速度^{*}を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

福島第一1号機 プラント状況概略図



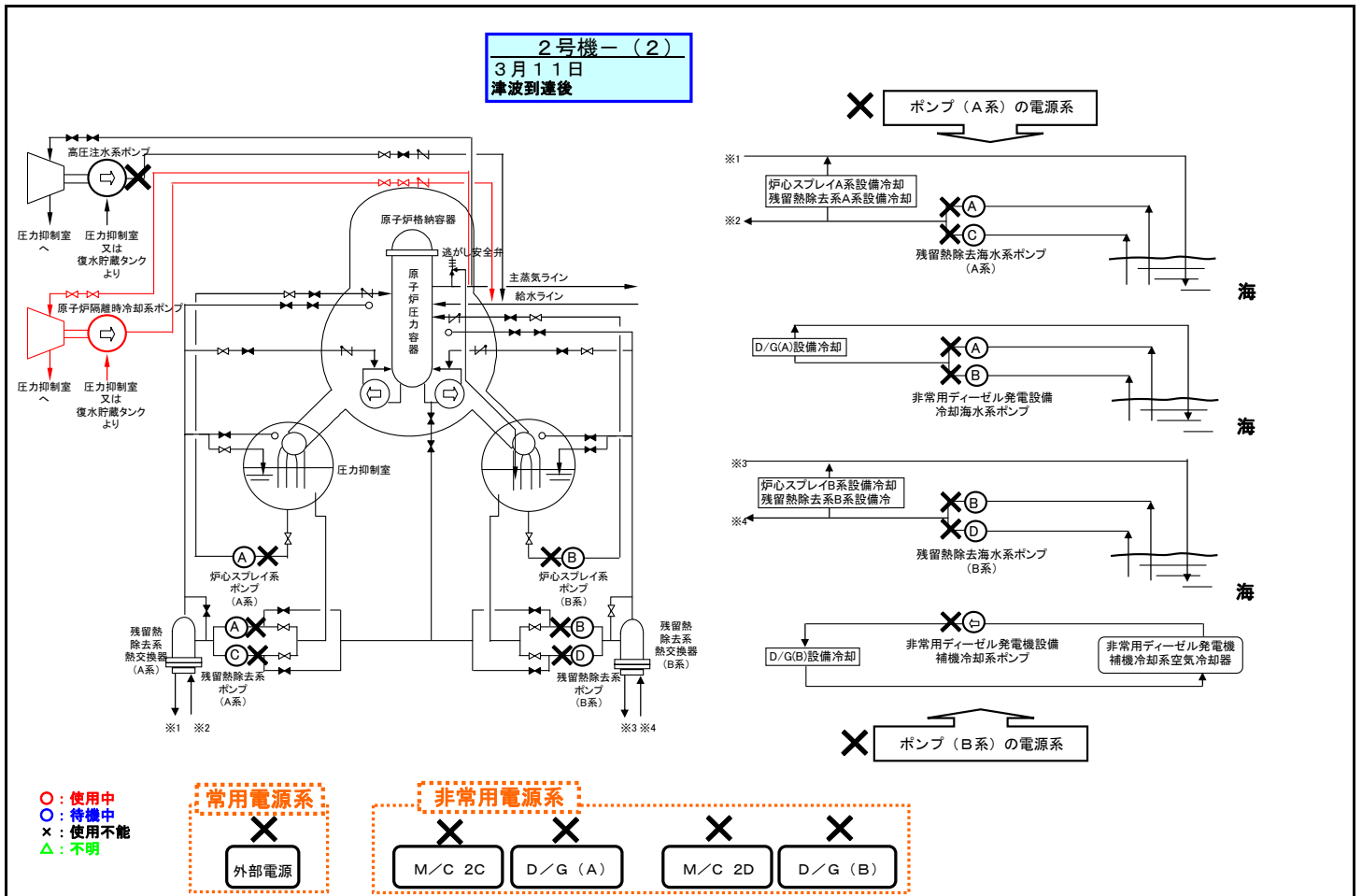
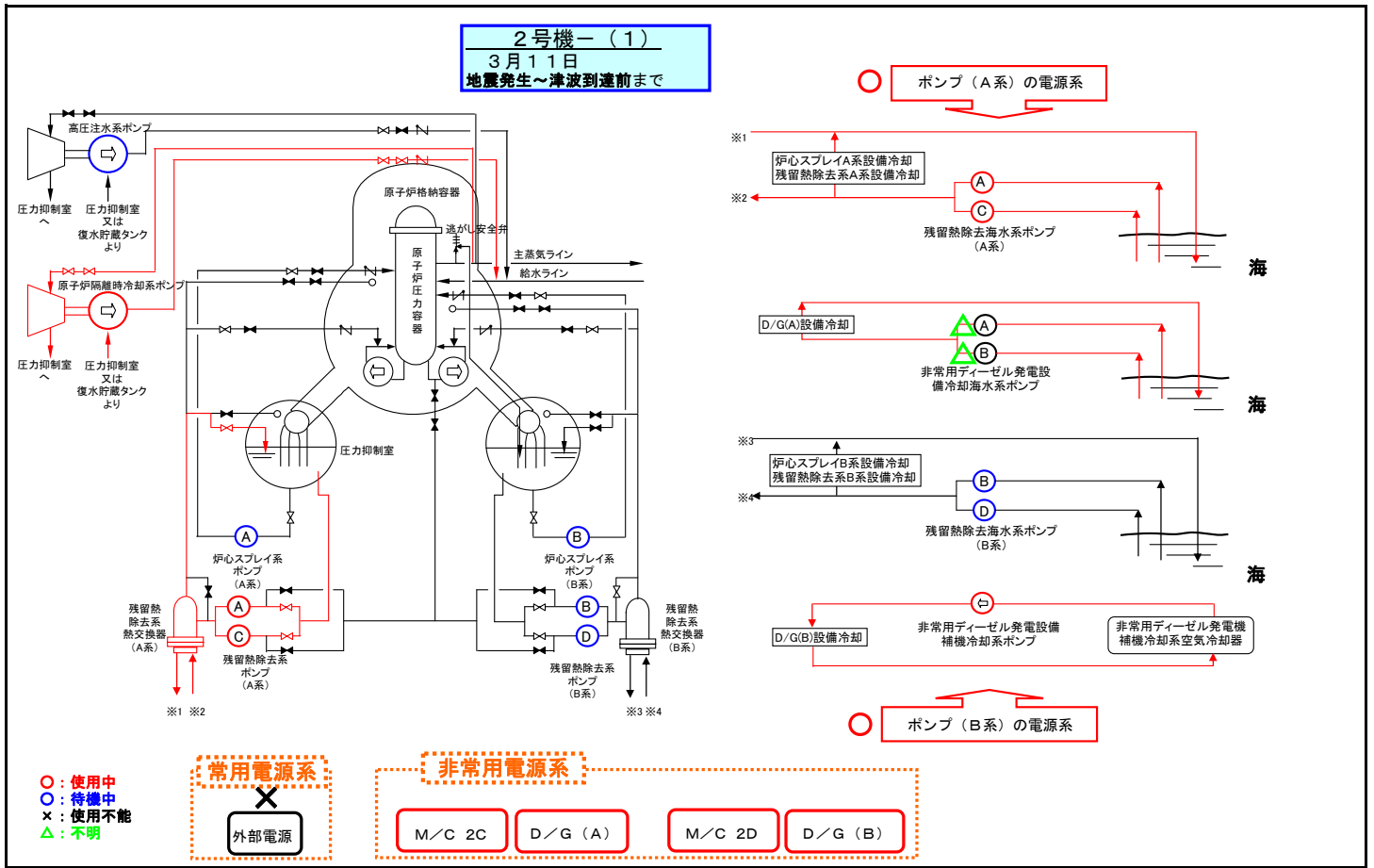
福島第一2号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

		設置場所	耐震 クラス	地震 スクラム時	地震スクラム～ 津波到達直前 まで	津波到達 以降	備 考	
冷やす機能	E C S系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Cクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系(RHRS A/C) とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系(RHRS B/D) とも喪失
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Cクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系(RHRS A/C) とも喪失
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系(RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Cクーリング)で作動を確認 津波時、本体津波による海水冠水し、かつ電 源喪失
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○ 注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Cクーリング)で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○ 注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (A)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系(RHRS A/C) とも喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系(RHRS B/D) とも喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源喪失(補助油ポンプ)
炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	◎	◎	地震後、津波後に手動起動。暫くして停止 (原因不明)	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プ ール 冷 却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 26900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系(S W)喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系とも喪失	
閉 じ 込 め る 機 能	格 納 施 設	原子炉建屋	/	A	○	○ 注1	×	ブローアウトパネル開放
		原子炉格納容 器	/	A	○	○	×	津波到達前、格納容器圧力に破損を示す徴候 は認められず

(凡例) ◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外

注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認許容加速度[※]を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
[※]JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

福島第一2号機 プラント状況概略図



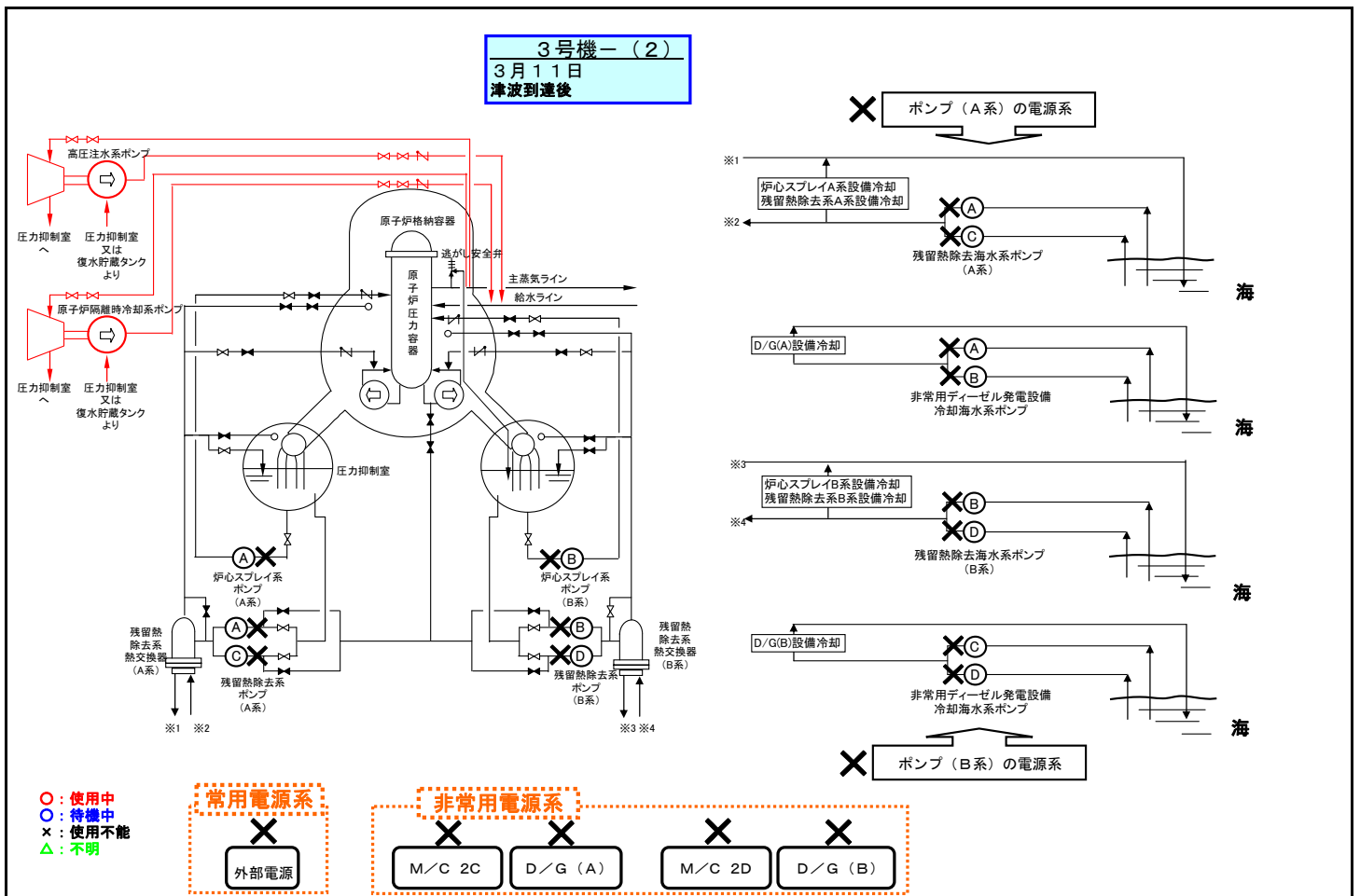
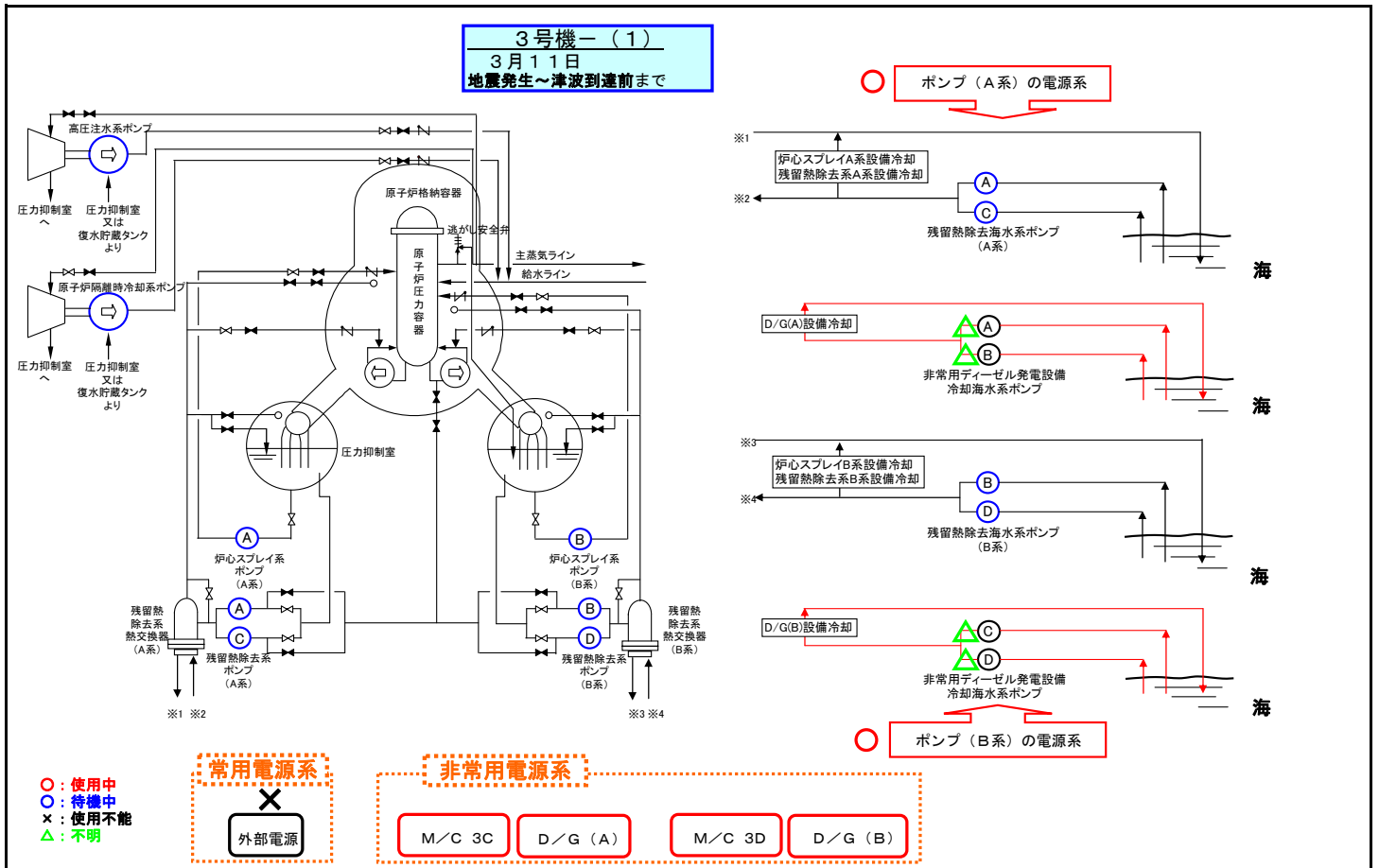
福島第一3号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体津波による海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (A)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	○	◎	津波後、原子炉水位低下時に自動起動。暫くして停止 (原因不明)
炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	○	◎	津波後に起動、暫くしてトリップ、再起動不能 (原因不明)	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 2420)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 26900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系とも喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	A	○	○注1	×	水素ガスによると思われる爆発により破損	
		原子炉格納容器	A	○	○	×	津波到達前、格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず	

(凡例) ◎ : 運転 ○ : 待機 △ : 通常電源断による停止 × : 機能喪失又は待機除外

注1 : 本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
 また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認済加速度*を十分下回っている。
 このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
 ※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

福島第一3号機 プラント状況概略図



福島第一4号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

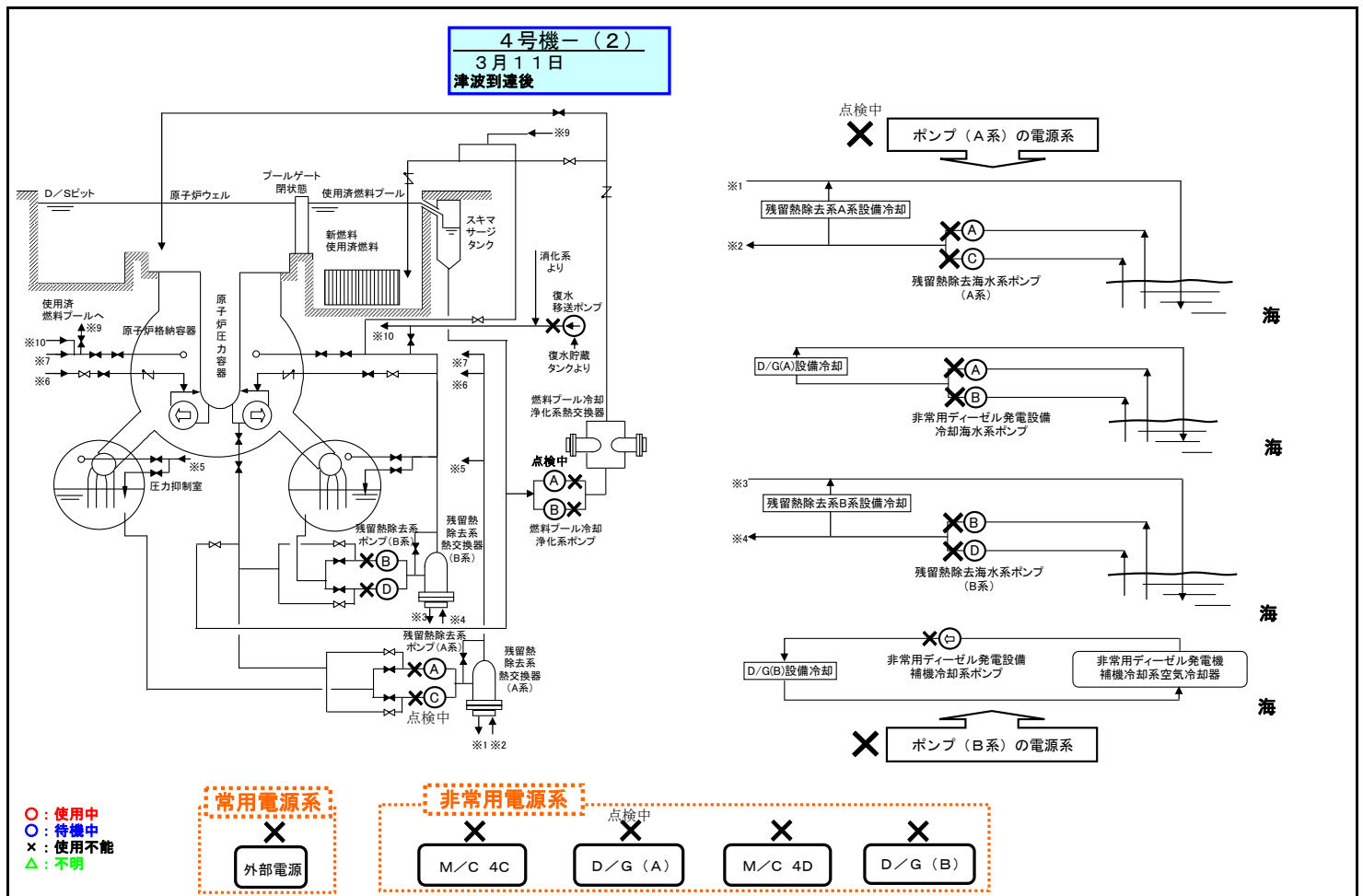
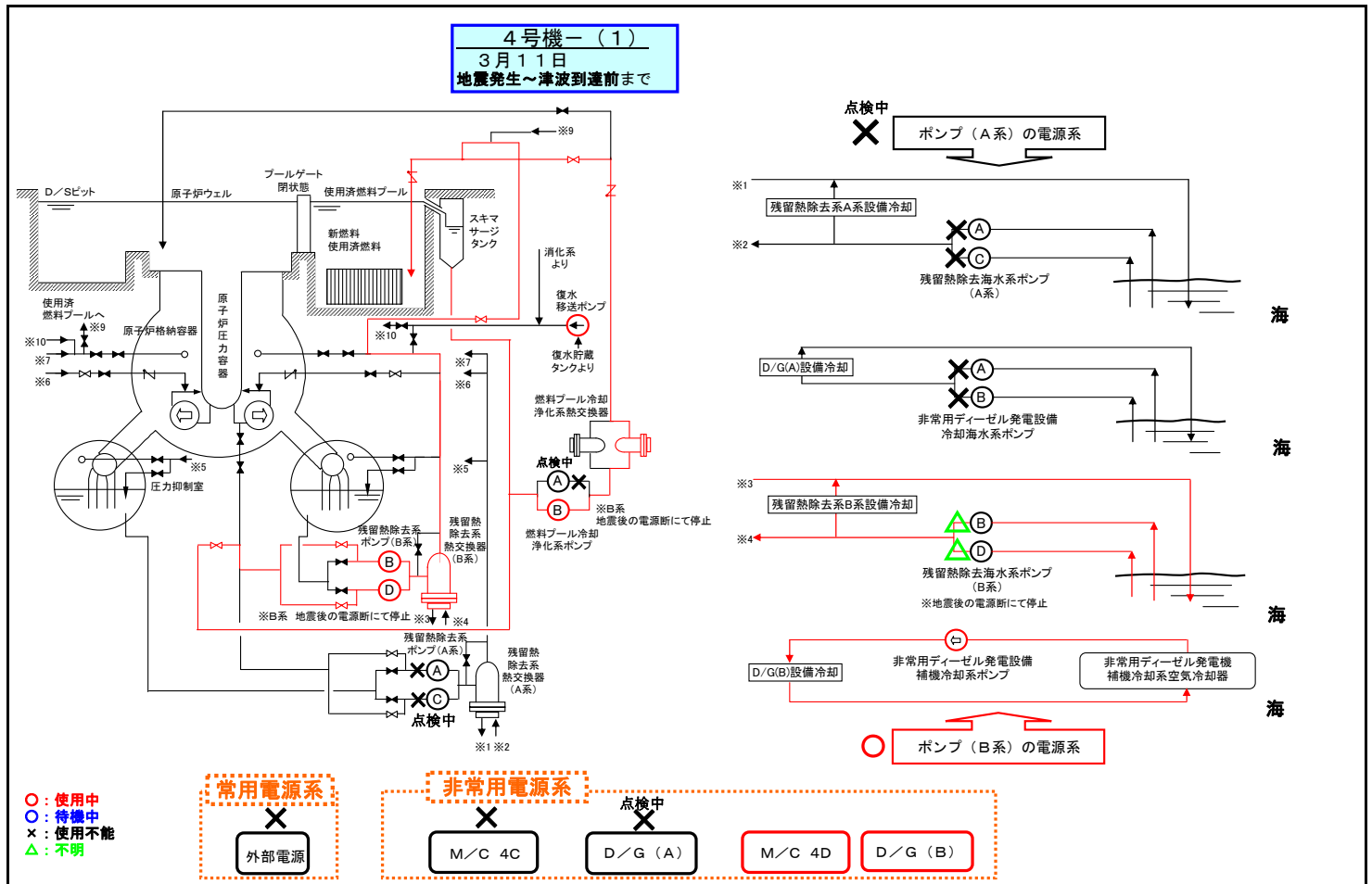
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECS系	RHR (A)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	
		RHR (B)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHR (C)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	
		RHR (D)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	—	—	—	
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	—	—	×	
		RHRS (D)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		CS (A)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	
		CS (B)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	
	HPCI	R/B地下階 (O.P-2060)	A	—	—	—		
炉注水	RCIC	R/B地下階 (O.P-2060)	A	—	—	—		
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 26900)	B	◎	△	×	1台は点検中、1台は地震前に運転中。地震後通常電源断により停止。	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	◎	○注1	×	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○注1	×	爆発により破損
		原子炉格納容器		A	—	—	—	定検中につき全燃料取り出し、MSIV閉、及びウエル満水。

(凡例) ◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外 —：定検停止中 (機能要求なし)

注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認加速度※を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての残留熱除去系ポンプの再起動については、使用済みプールの水位は地震前には満水 (オーバーフロー水位付近)、プール水温は27℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

福島第一4号機 プラント状況概略図



福島第一5号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

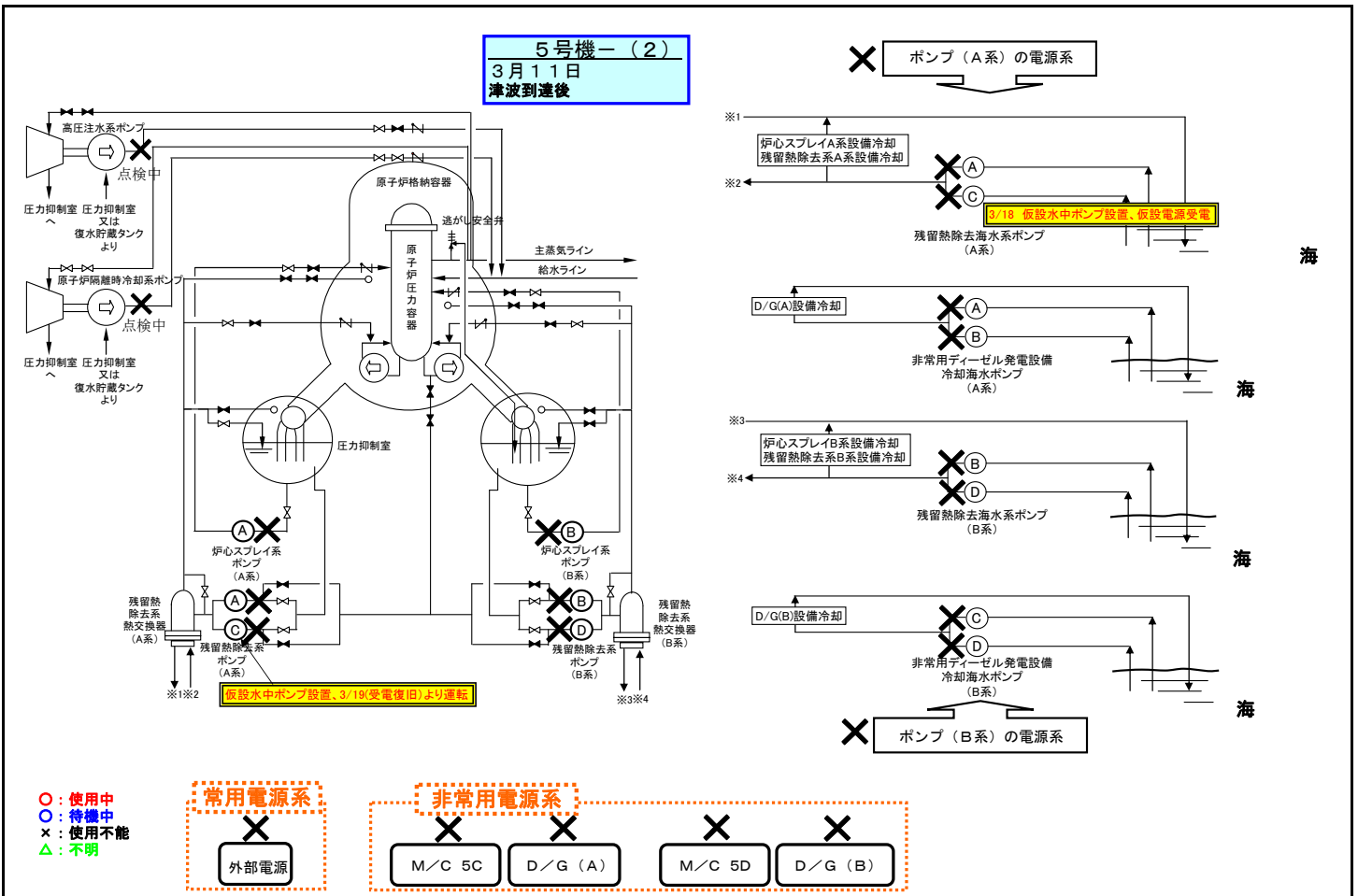
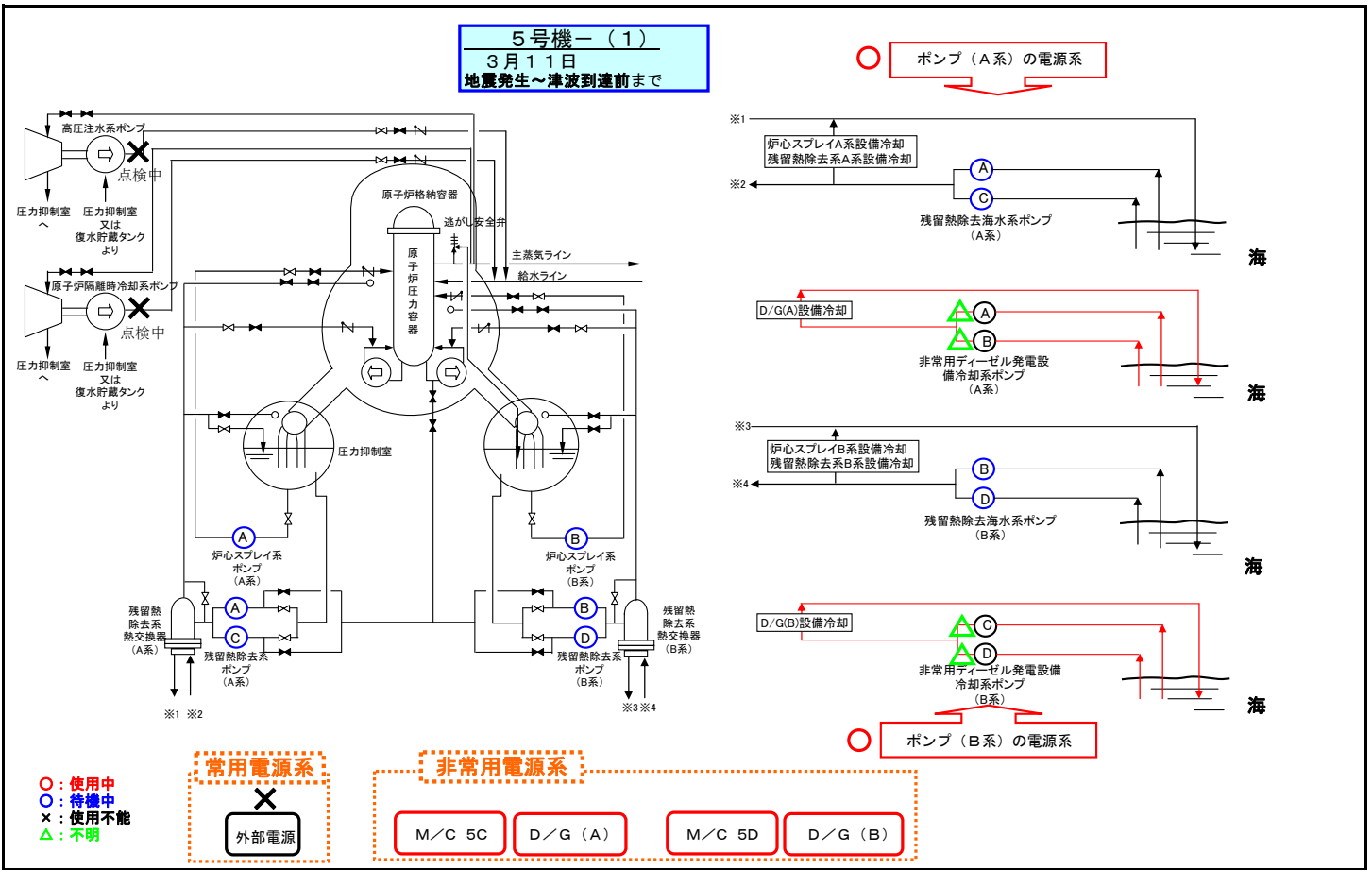
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失。
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置3/19 (電源復旧) より運転* S H Cと非常時熱負荷モード交互運転中
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○	◎注2	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRS A/Cで1台)
		RHRS (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (A)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
	HPCI	R/B地下階 (OP. 940)	A	-	-	-	定検停止中	
	炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. 940)	A	-	-	-	定検停止中
MUWC (代替注水)		T/B地下階 (OP. 4900)	B	◎	◎	◎注2	地震発生後、運転。津波後電源喪失。仮設電源により運転	
プールの冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 32700)	B	◎	△	○注2	地震発生後通常電源断により停止。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置3/19 (電源復旧) より運転* S H Cと非常時熱負荷モード交互運転中	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	○	○注1	×	津波後、3/18屋上に孔開け実施 (水素滞留防止：予防保全)
		原子炉格納容器	/	A	○	○	○	格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず

(凡例) ◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外 -：定検停止中 (機能要求なし)

注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認加速度*を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：津波後、電源・海水系の両方または一方を喪失し一時的に系統の機能喪失に至ったが、その後仮設機器により機能が復旧した。

福島第一5号機 プラント状況概略図



福島第一6号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

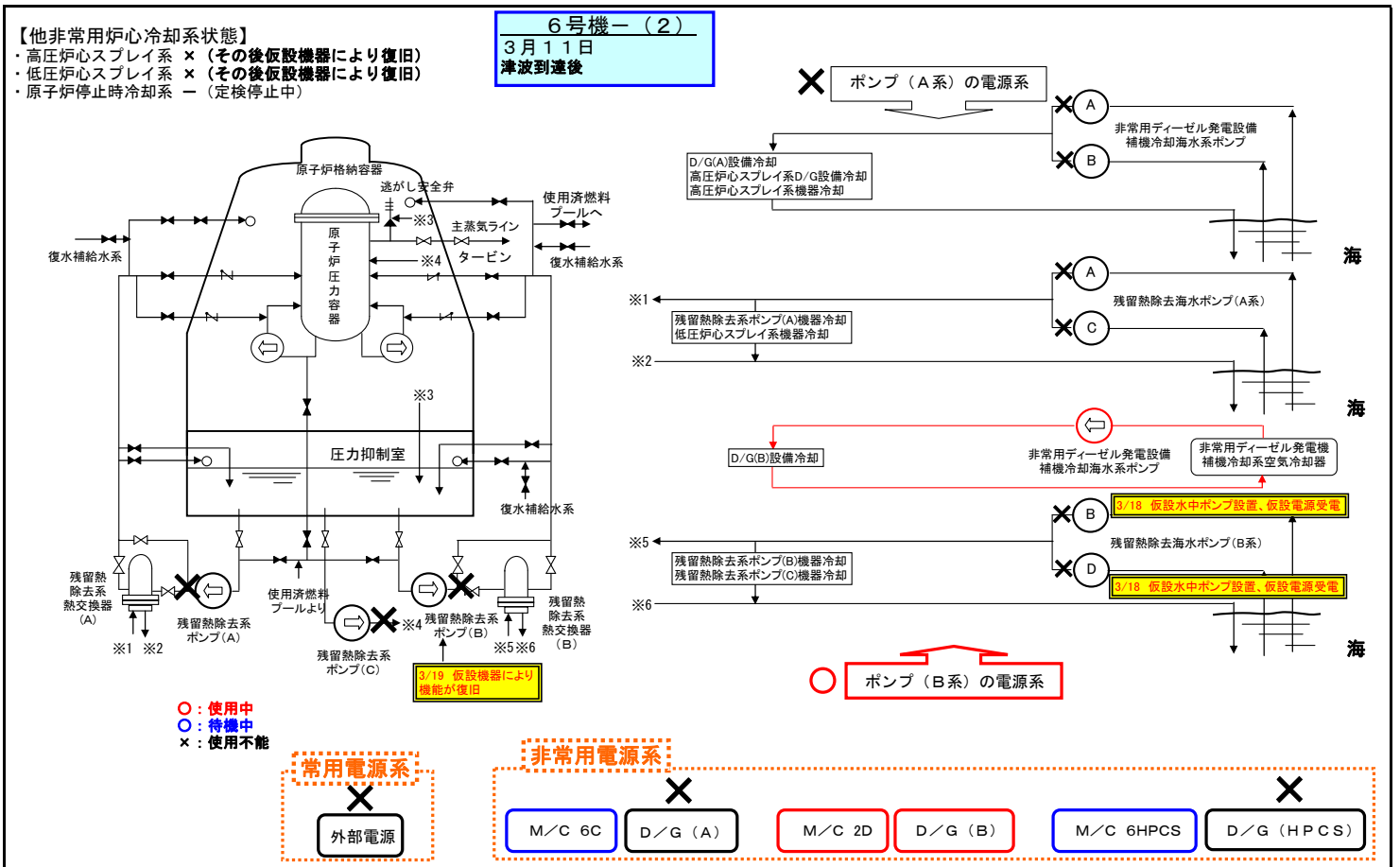
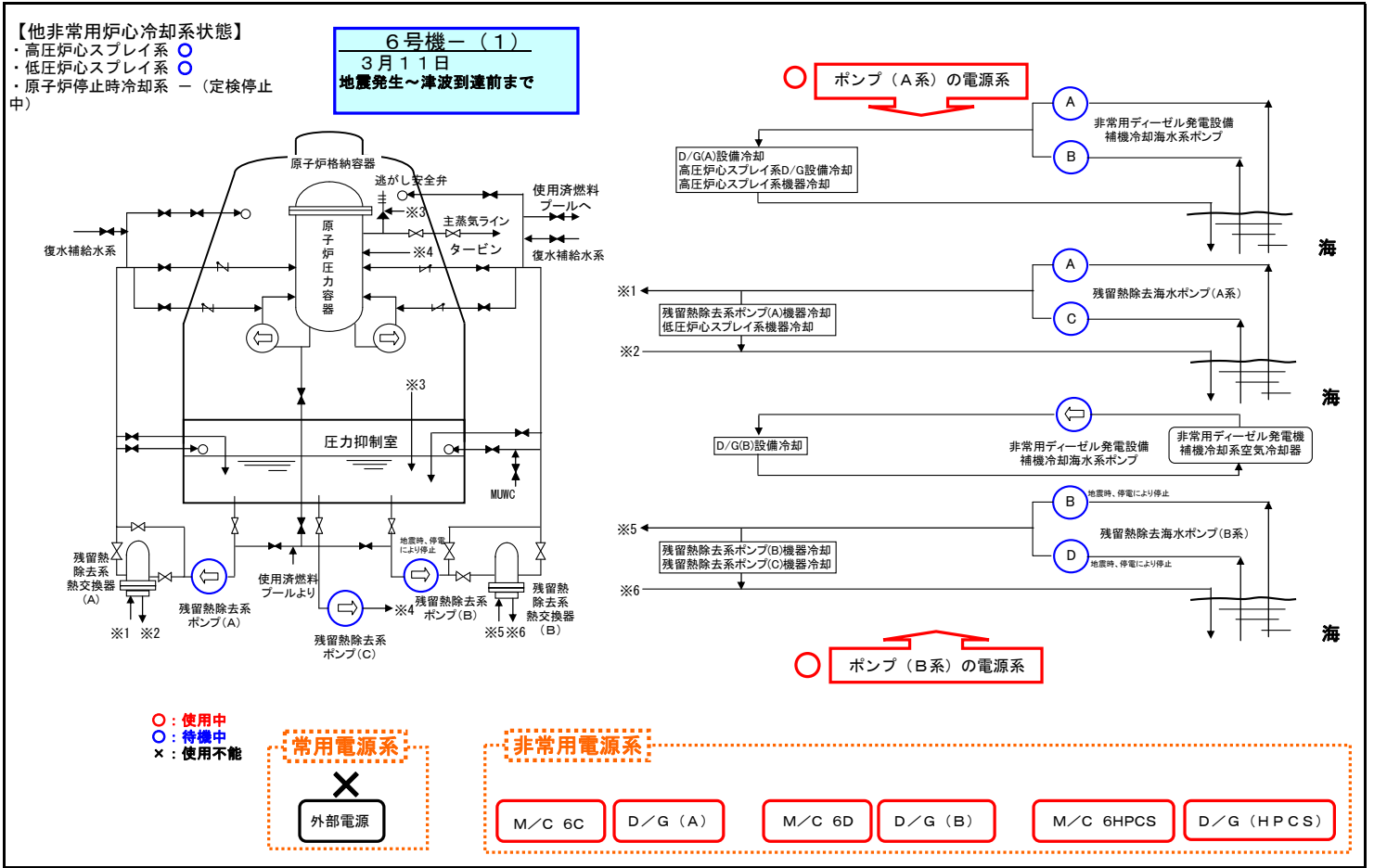
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	RHR (A)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○	津波後、海水系 (RHRs A/C) が喪失
		RHR (B)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	◎ (定例試験のため運転中)	○	◎	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、海水系 (RHRs B/D) が喪失。仮設水中ポンプ設置、3/19 (電源復旧) より運転※SHCと非常時熱負荷モード交互運転中
		RHR (C)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○	津波後、海水系 (RHRs B/D) が喪失。仮設水中ポンプ設置により運転可
		RHRs (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRs (B)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (定例試験のため運転中)	○	◎	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs B/Dで2台)
		RHRs (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。
		RHRs (D)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (定例試験のため運転中)	○	◎	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs B/Dで2台)
		LPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○	津波後、電源・海水系 (RHRs A/C) とも喪失
	HPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○	津波後、海水系 (DG (H) SW) が喪失	
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	-	-	-	定検停止中
MUWC (代替注水)		T/B地下階 (OP. 3400)	B	◎	◎	◎	B系はD/G B系起動、電源D系受電により運転	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B4階 (OP. 34000)	B	◎	△	○	地震発生後通常電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	×	3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs A/Cで1台) ※SHCと非常時熱負荷モード交互運転中	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	○	○注1	×	津波後、3/18屋上に孔開け実施 (水素滞留防止：予防保全)
		原子炉格納容器	/	A	○	○	○	格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず
その他設備								

(凡例) ◎：運転 ○：待機 ×：機能喪失又は待機除外 -：定検停止中 (機能要求なし)

注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認加速度※を十分下回っている。このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての原子炉停止時冷却及びプール冷却については、原子炉は地震前に冷温停止状態であること及び使用済燃料プールの水位は地震前には満水 (オーバーフロー水位付近)、プール水温は27℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

福島第一6号機 プラント状況概略図

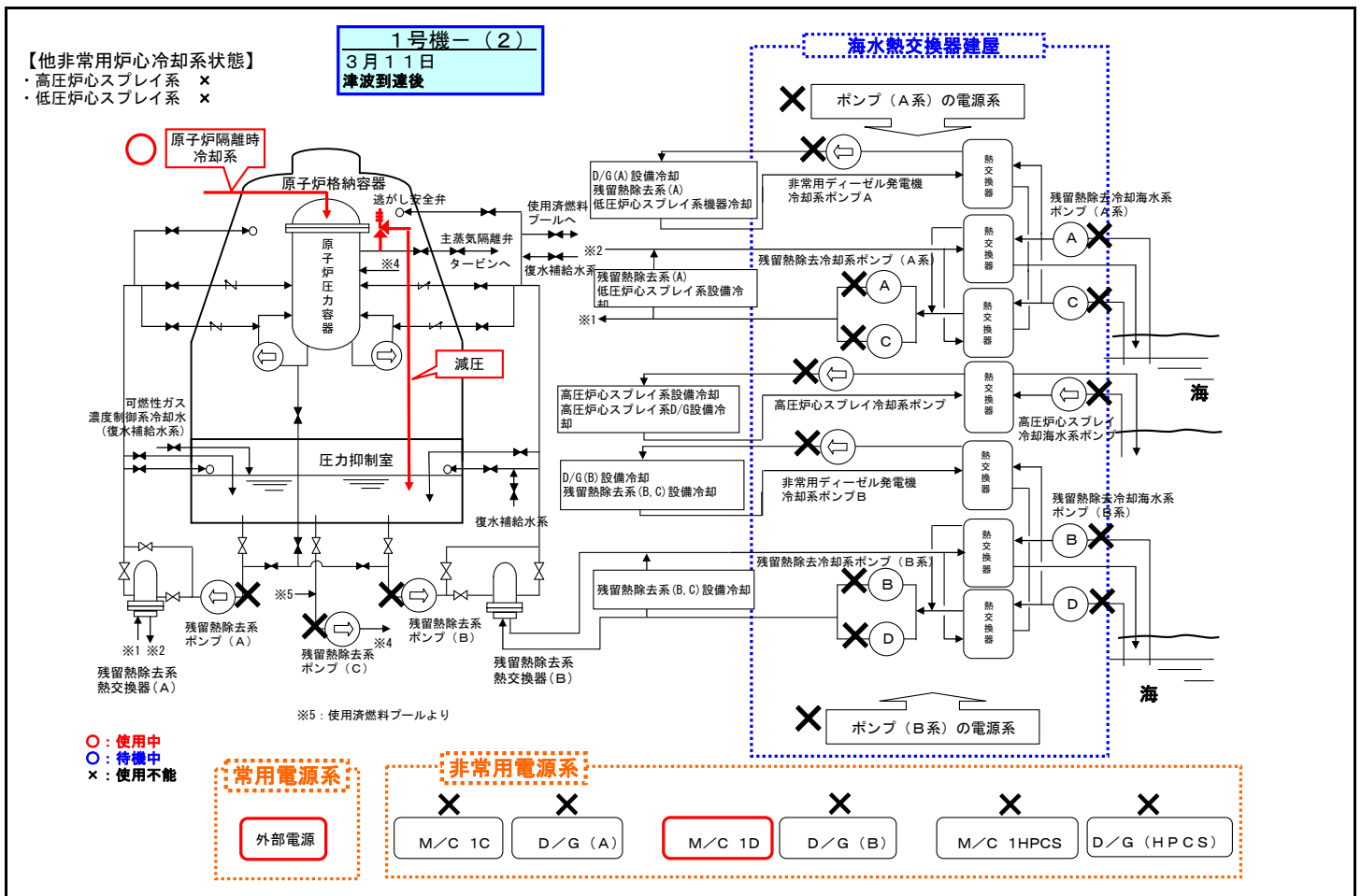
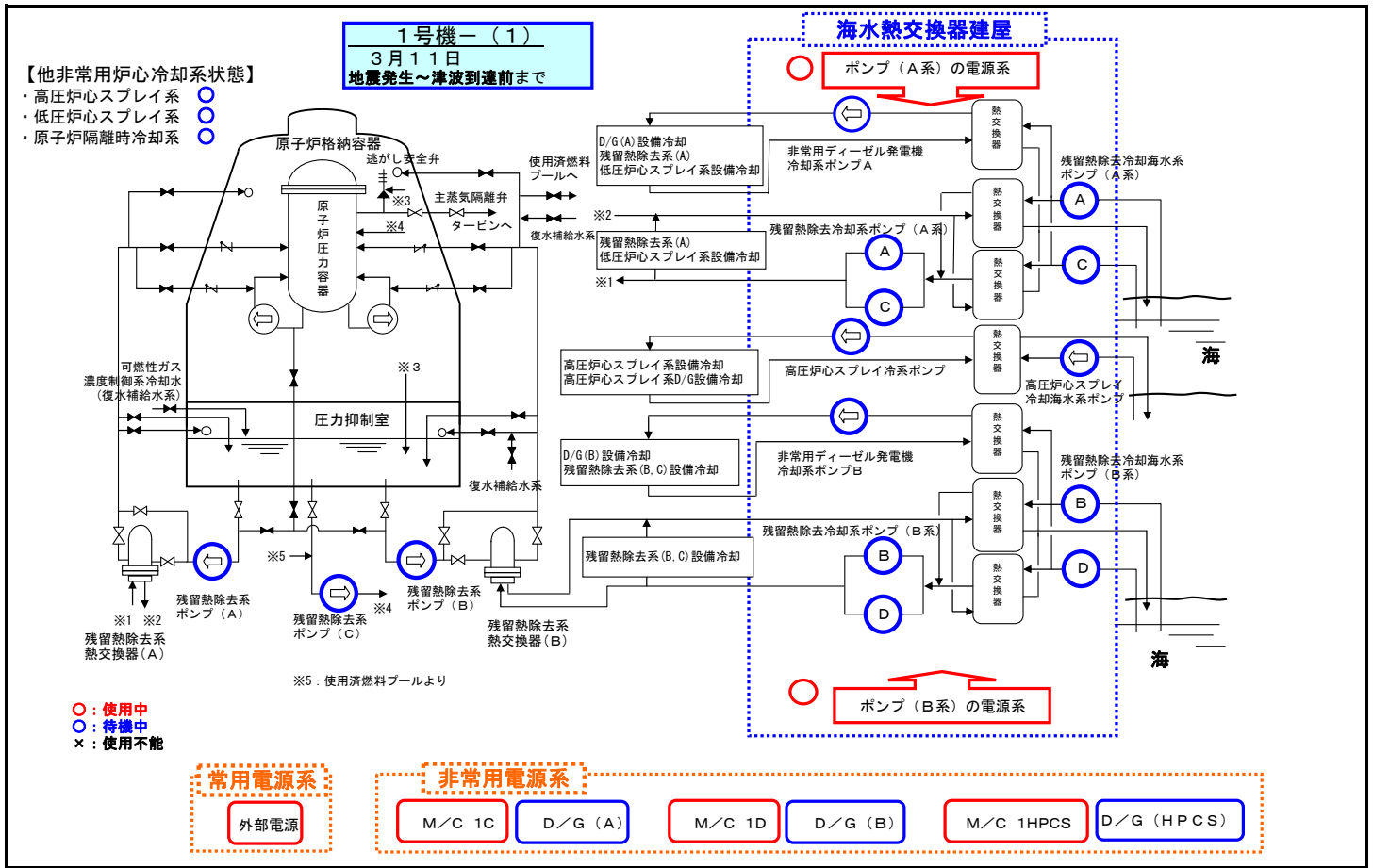


福島第二1号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

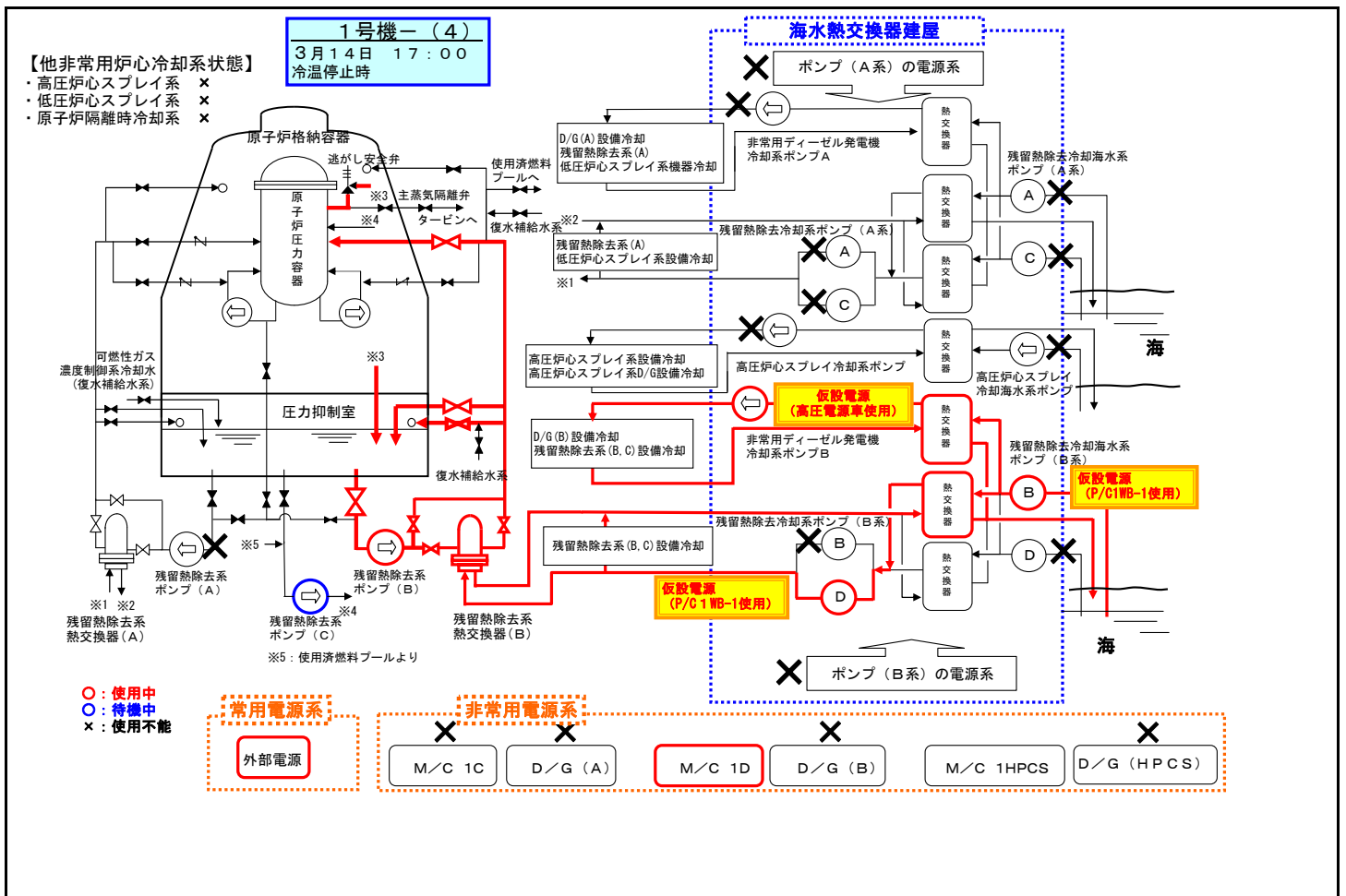
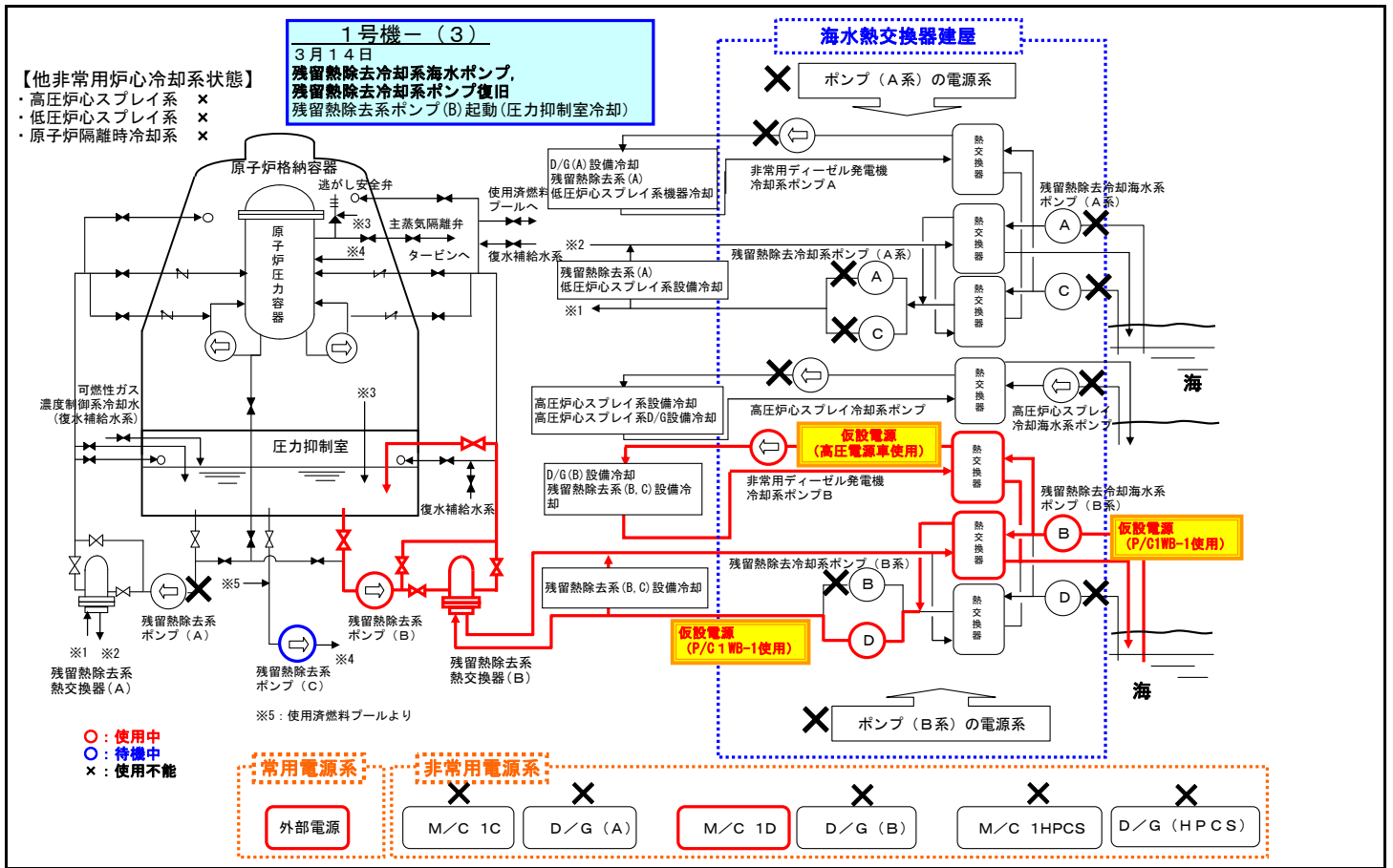
		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時	原子炉自動停止～津波到達直前まで	津波到達以降～冷温停止まで	備考	
冷やす機能	ECCS等	RHR(A)	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	×	津波により電源被水およびRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		LPCS	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	×	津波により電源被水およびRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRC(A)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	○	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRC(C)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	○	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(A)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRS(C)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		EECW(A)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHR(B)	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	×→◎	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/14起動
		RHR(C)	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	×→○	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/14待機
		RHRC(B)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRC(D)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源、電動機被水のため使用不能 RW建屋より仮設ケーブル布設により給電、電動機交換後、3/13起動
		RHRS(B)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RW建屋より仮設ケーブル布設により給電後、3/13起動
		RHRS(D)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		EECW(B)	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源、電動機被水のため使用不能 高圧電源車より仮設ケーブル布設により給電、電動機交換後、3/14起動
		HPCS	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	○	×
	HPCSC	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	○	○	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
	HPCSS	Hx/B1階 (O.P. 4200)	A	○	○	○	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	◎	◎→○	津波後に起動し、3/12炉圧低下のため停止
MUWC (代替注水)		T/B地下1階 (O.P. 2400)	B	○	○	○→◎→○	3/12運転、3/14待機 なお、(A)(C)については津波による電源被水のため使用不能	
プール冷却	SFP冷却 (FPC)	R/B4階 (O.P. 33000)	B	◎	×	×	地震によるトリップ及び津波によりRCW運転不能のため使用不能 3/14 FPMUWポンプによる注水及びFPCポンプによるプール循環開始(3/16 RHRによるSFPによる冷却開始まで)	
	SFP冷却 (RHR)	R/B地下2階 (O.P. 0000)	A	○	○	×→◎	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/16起動(FPC補助冷却モード)	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	A	○	○	○	負圧を維持しており破損を示す徴候は認められず	
	原子炉格納容器	As	○	○	○	○	格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず	

(凡例) ◎: 運転 ○: 待機 ×: 機能喪失又は待機除外

福島第二1号機 プラント状況概略図



福島第二 1号機 プラント状況概略図

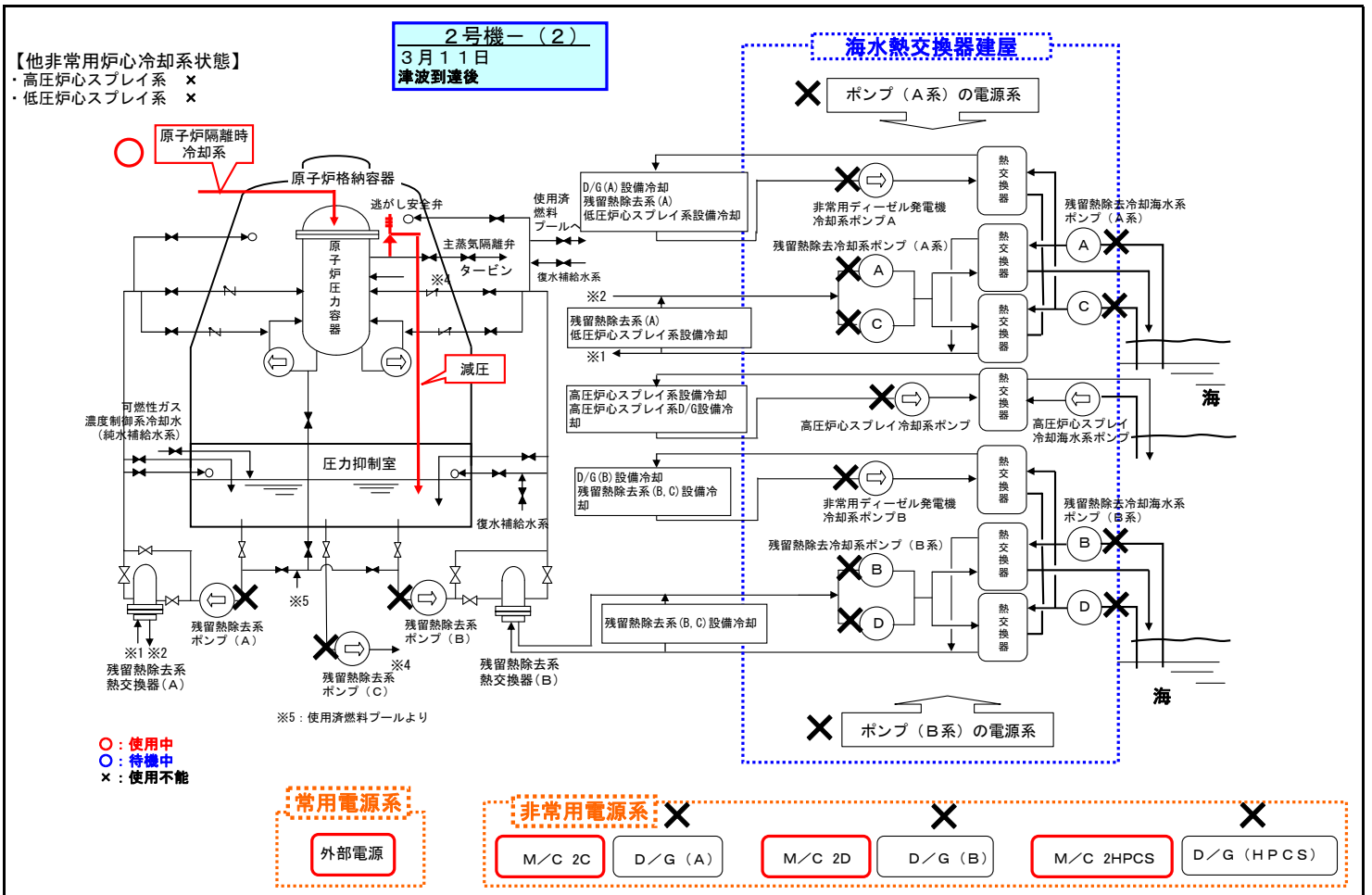
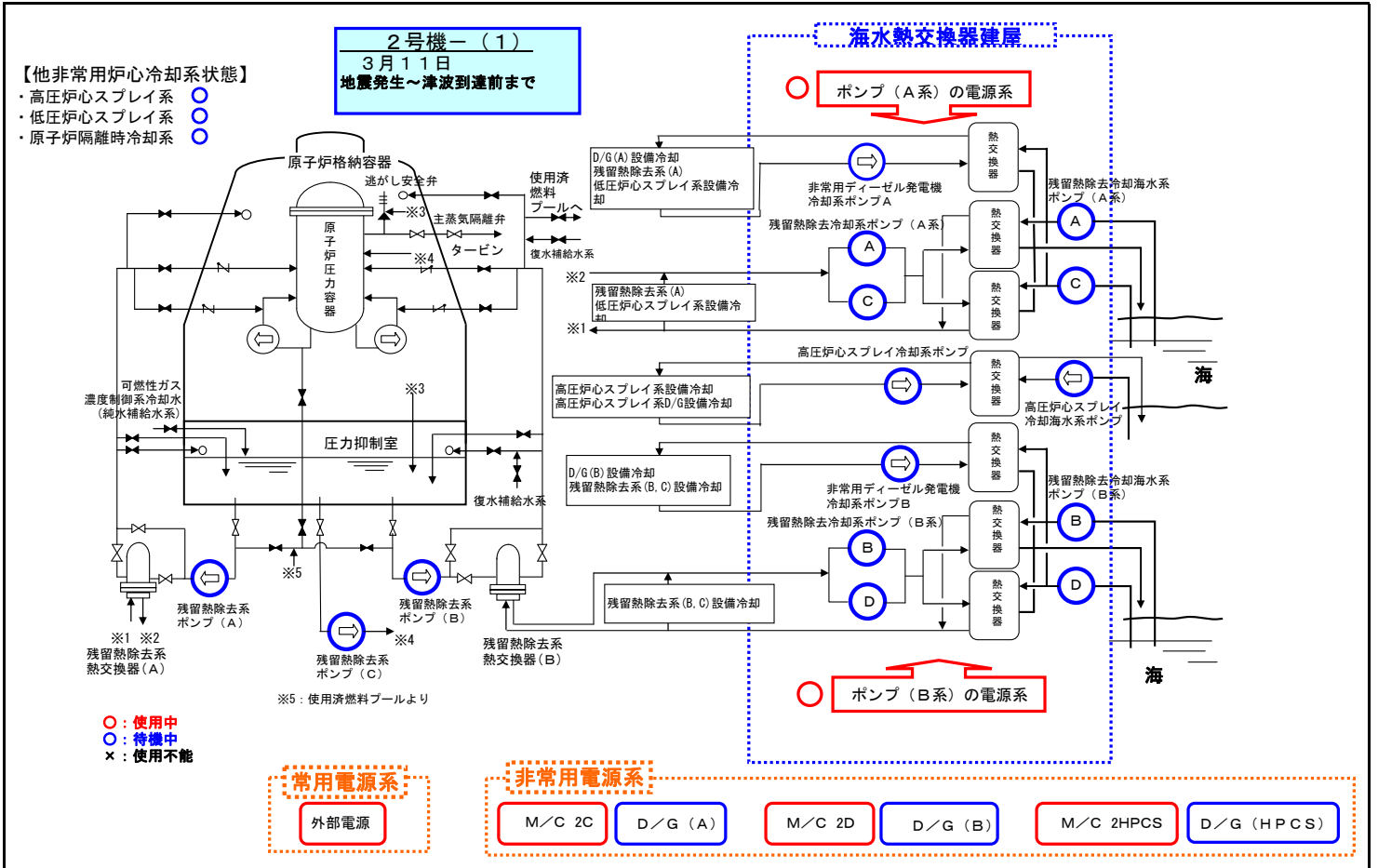


福島第二2号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

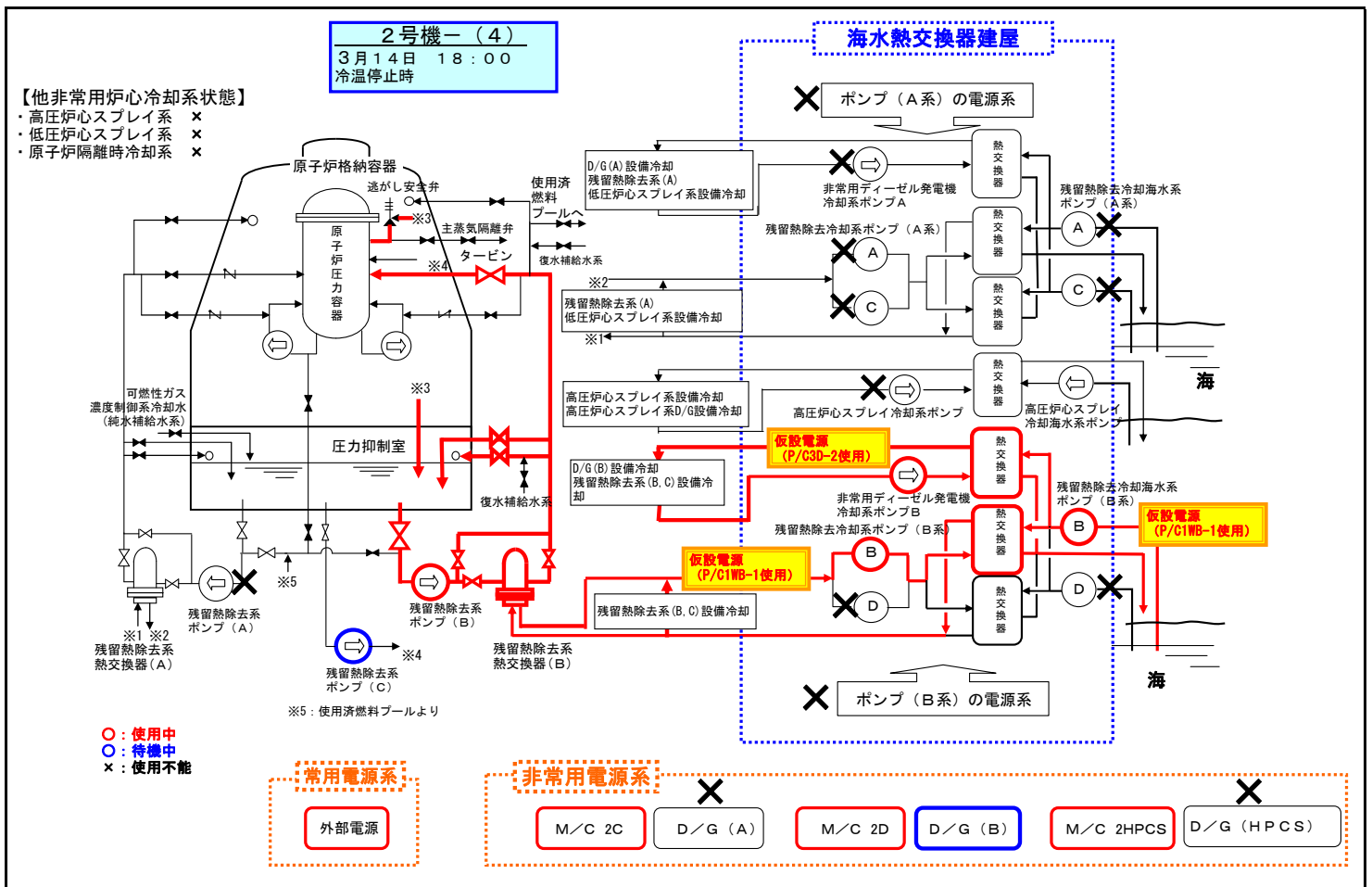
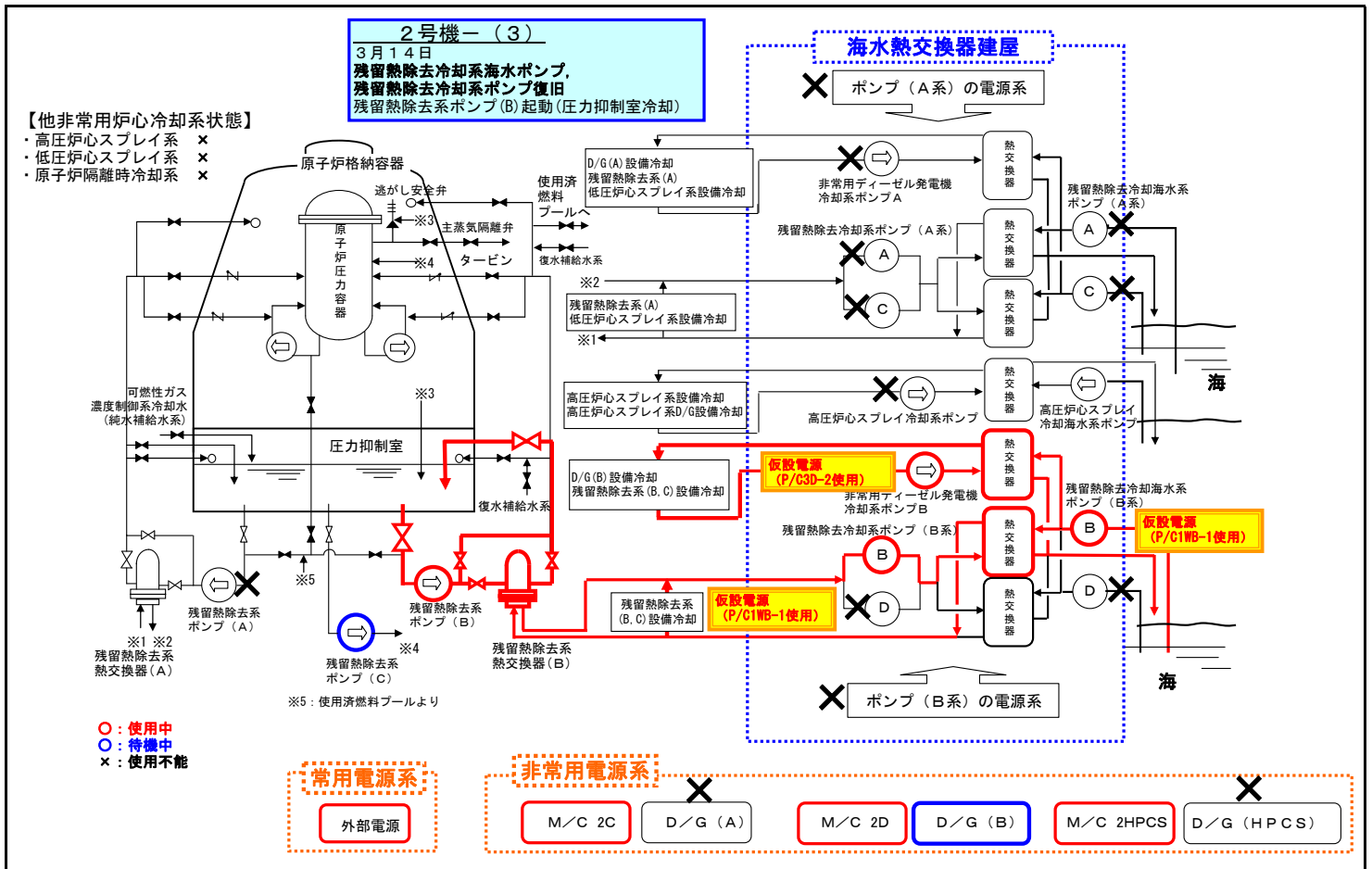
		設置場所	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達以降 ～冷温停止まで	備 考	
冷やす機能	ECCS等	RHR(A)	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	○	×	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		LPCS	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	○	×	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRC(A)	Hx/B2階 (O.P.11200)	A	○	○	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRC(C)	Hx/B2階 (O.P.11200)	A	○	○	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRS(A)	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	○	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(C)	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	○	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		EECW(A)	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHR(B)	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	◎	×→◎	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHR、RHRC、EECW復旧後、3/14起動
		RHR(C)	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	○	×→○	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHR、RHRC、EECW復旧後、3/14待機
		RHRC(B)	Hx/B2階 (O.P.11200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RW建屋より仮設ケーブル布設により給電後、3/14起動
		RHRC(D)	Hx/B2階 (O.P.11200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRS(B)	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RW建屋より仮設ケーブル布設により給電後、3/14起動
		RHRS(D)	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		EECW(B)	Hx/B2階 (O.P.11200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 3号機Hx/Bより仮設ケーブル布設により給電後、3/14起 動
	HPCS	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	○	×	津波によりHPCSC運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし	
	HPCSC	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	◎	×	津波により電動機被水のため使用不能	
	HPCSS	Hx/B1階 (O.P.4200)	A	○	◎	○		
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	◎	◎→○	津波後に起動し、3/12炉圧低下のため停止
MUWC (代替注水)		T/B地下1階 (O.P.2400)	B	○	○	○→◎→○	3/12運転、3/14待機	
プール冷却	SFP冷却 (FPC)	R/B4階 (O.P.31800)	B	◎	×	×	地震によるトリップ及び津波によりRCW運転不能のため使用不能	
	SFP冷却 (RHR)	R/B地下2階 (O.P.0000)	A	○	○	×→◎	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 RHR、RHRC、EECW復旧後、3/16起動(FPC補助冷却モード)	
閉じ込める機能	格納施設							
	原子炉建屋		A	○	○	○	負圧を維持しており破損を示す徴候は認められず	
	原子炉格納容器		As	○	○	○	格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず	

(凡例) ◎：運転 ○：待機 ×：機能喪失又は待機除外

福島第二2号機 プラント状況概略図



福島第二2号機 プラント状況概略図

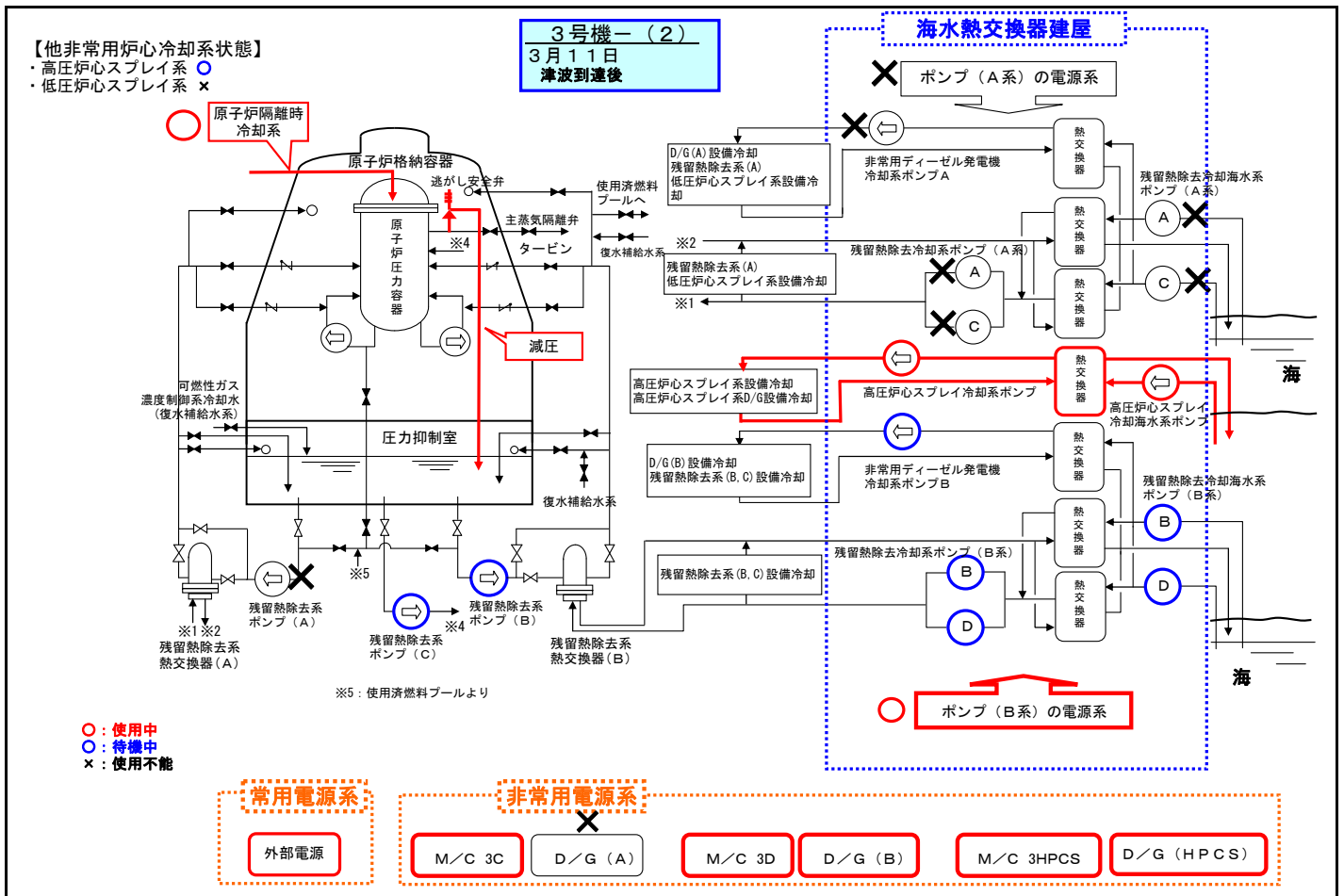
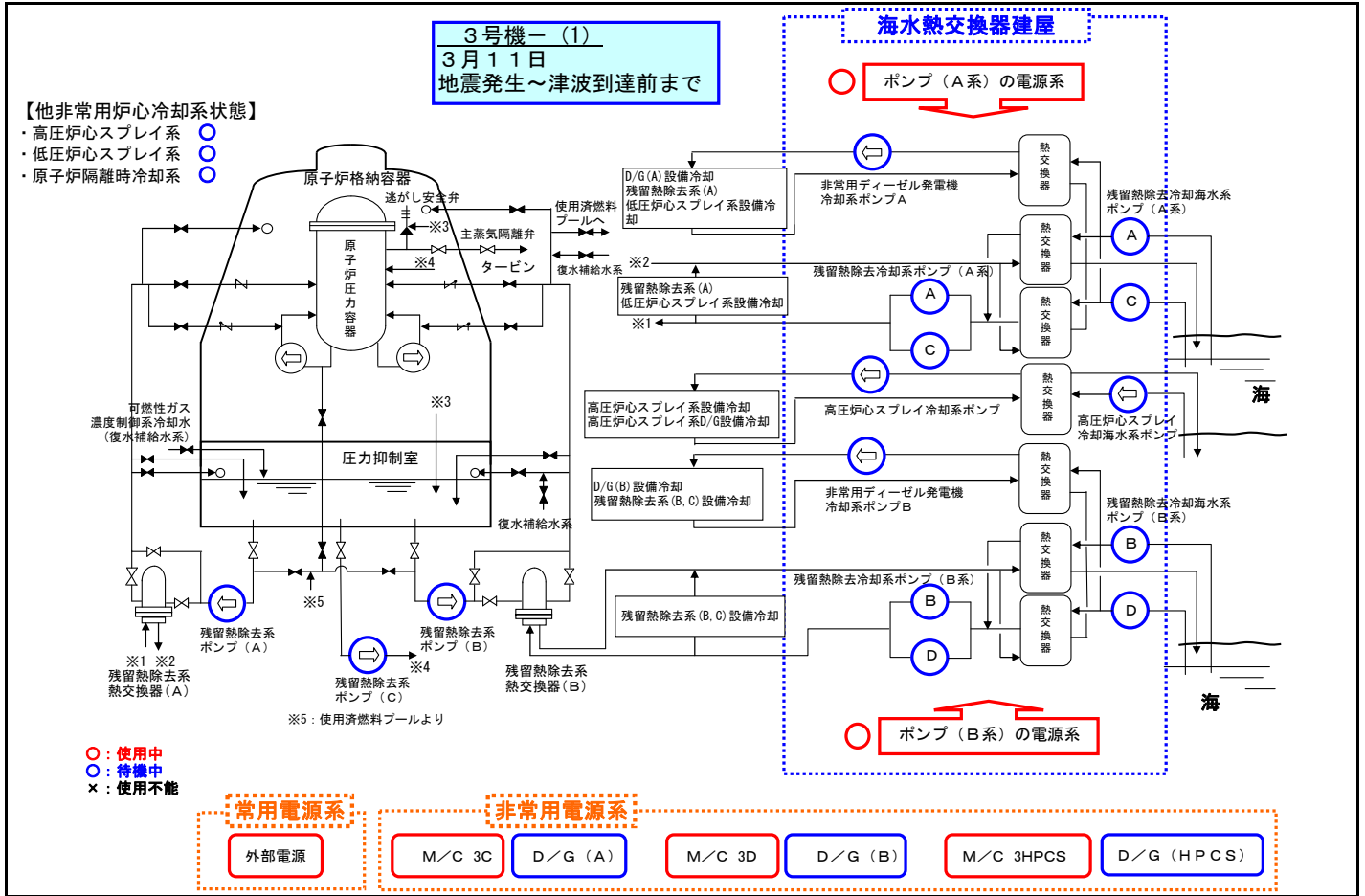


福島第二 3号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

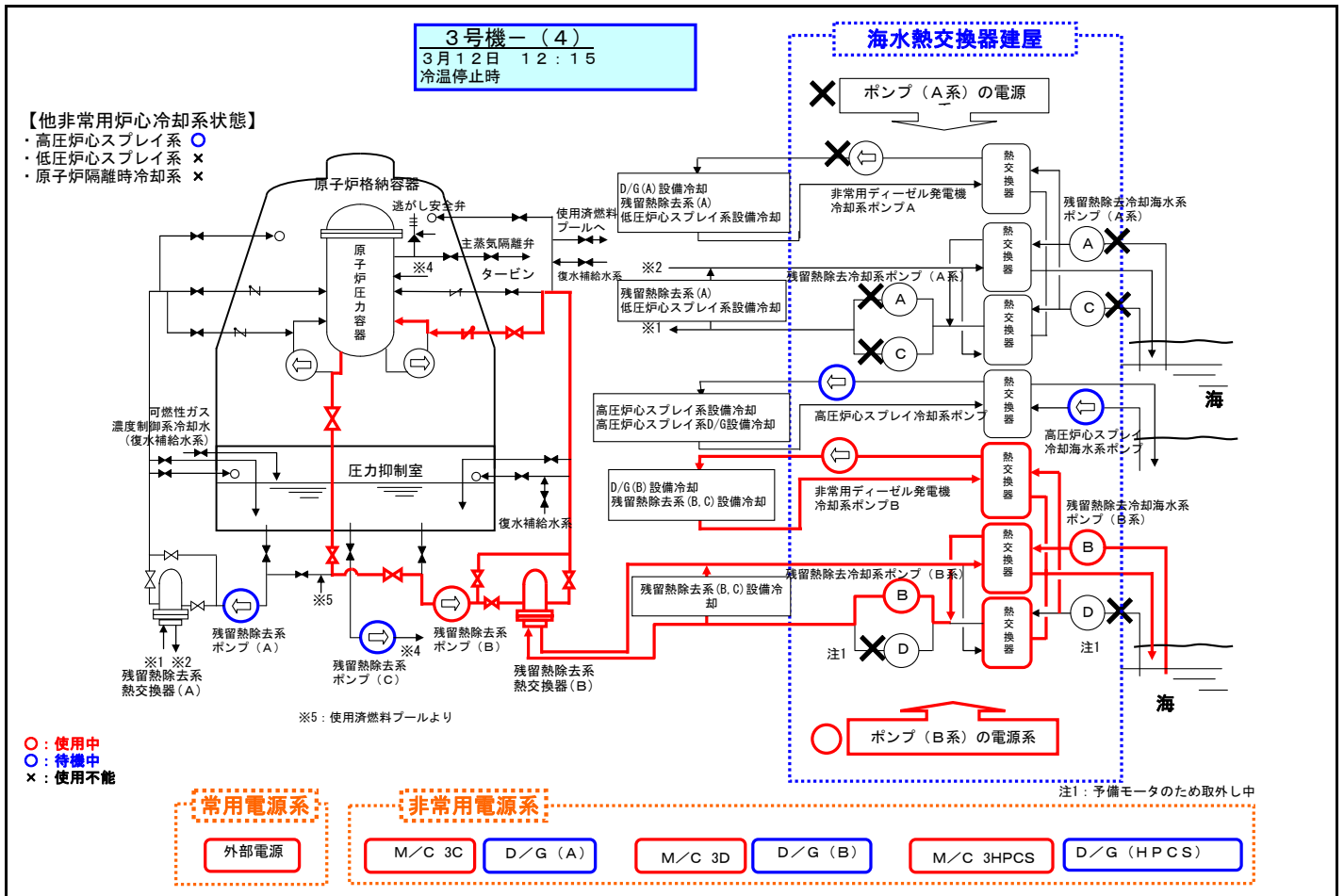
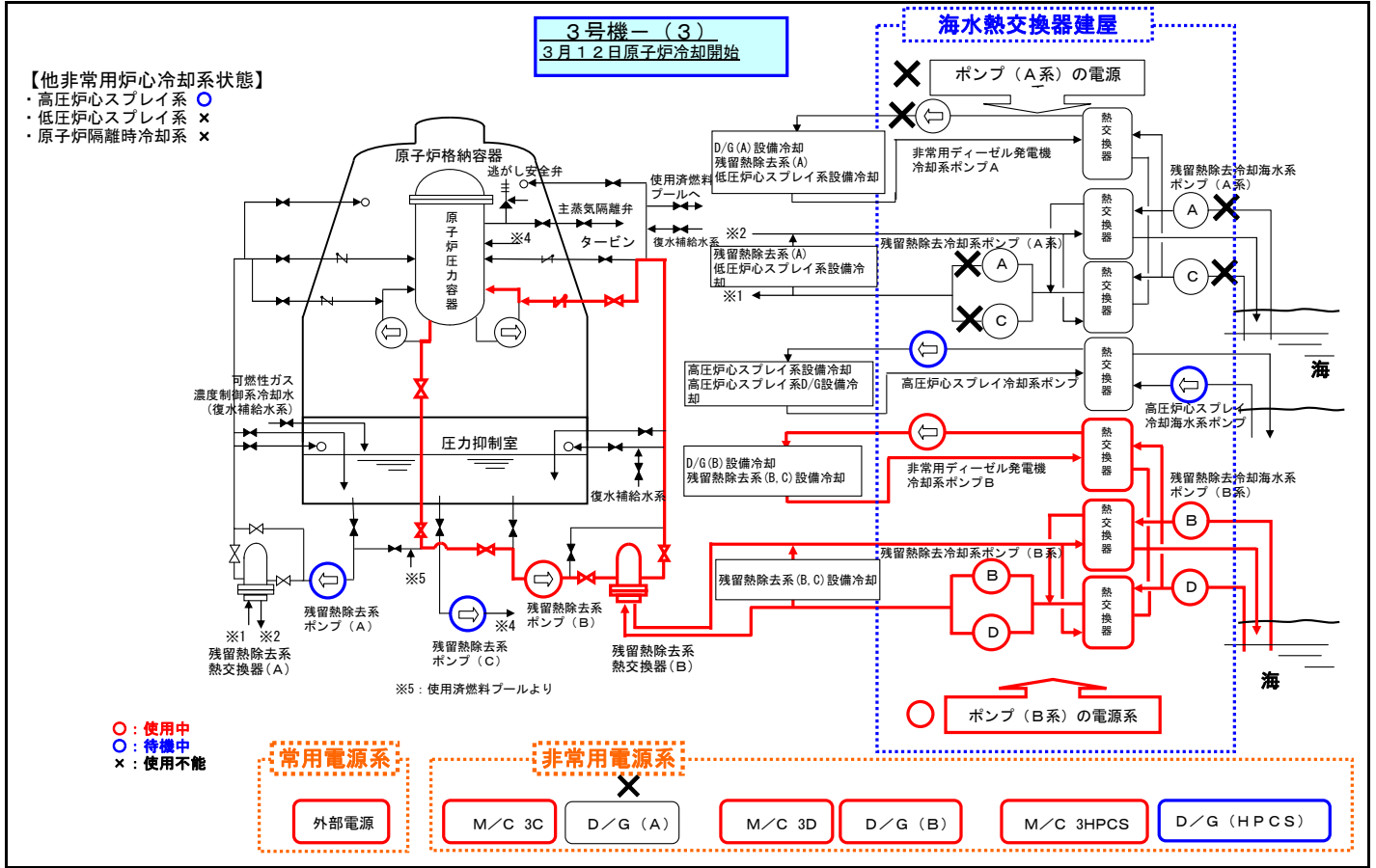
		設置場所	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達以降 ～冷温停止まで	備 考	
冷やす機能	ECCS等	RHR (A)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		LPCS	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRC (A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源, 電動機被水のため使用不能
		RHRC (C)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源, 電動機被水のため使用不能
		RHRS (A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRS (C)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		EECW (A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源, 電動機被水のため使用不能
		RHR (B)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	◎	3/11起動 (S/C冷却モード), 3/12停止時冷却モードに 切替
		RHR (C)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○	
		RHRC (B)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	3/11起動
		RHRC (D)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	3/11起動
		RHRS (B)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	3/11起動
		RHRS (D)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	3/11起動
		EECW (B)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	3/11起動
	HPCS	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○		
	HPCSC	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎		
	HPCSS	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎		
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	◎→○	津波後に起動し, 3/11炉圧低下のため停止
MUWC (代替注水)		T/B地下2階 (O. P. -2000)	B	○	○	○→◎→○	3/11運転, 3/12待機	
プールの冷却	SFP冷却 (FPC)	R/B4階 (O. P. 31800)	B	◎	×	×→◎	地震によるトリップ及び津波によりRCW運転不能のため 使用不能 3/15起動 (FPC熱交換器の冷却水はRHRC) RCW復旧後, 6/13に冷却水をRCWIに切替	
	SFP冷却 (RHR)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○		
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○	○	負圧を維持しており破損を示す徴候は認められず
		原子炉格納容器		As	○	○	○	○

(凡例) ◎: 運転 ○: 待機 ×: 機能喪失又は待機除外

福島第二3号機 プラント状況概略図



福島第二3号機 プラント状況概略図

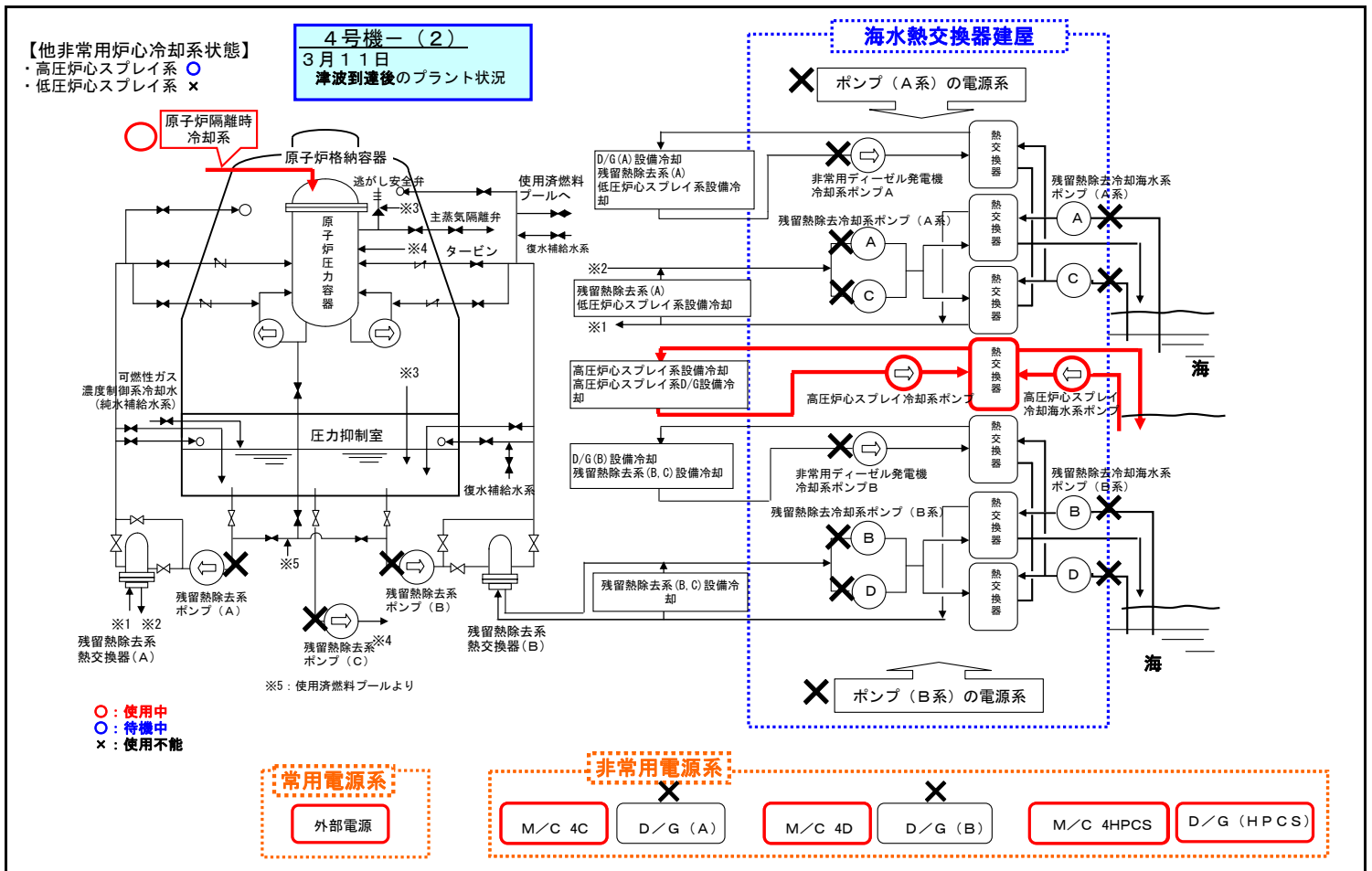
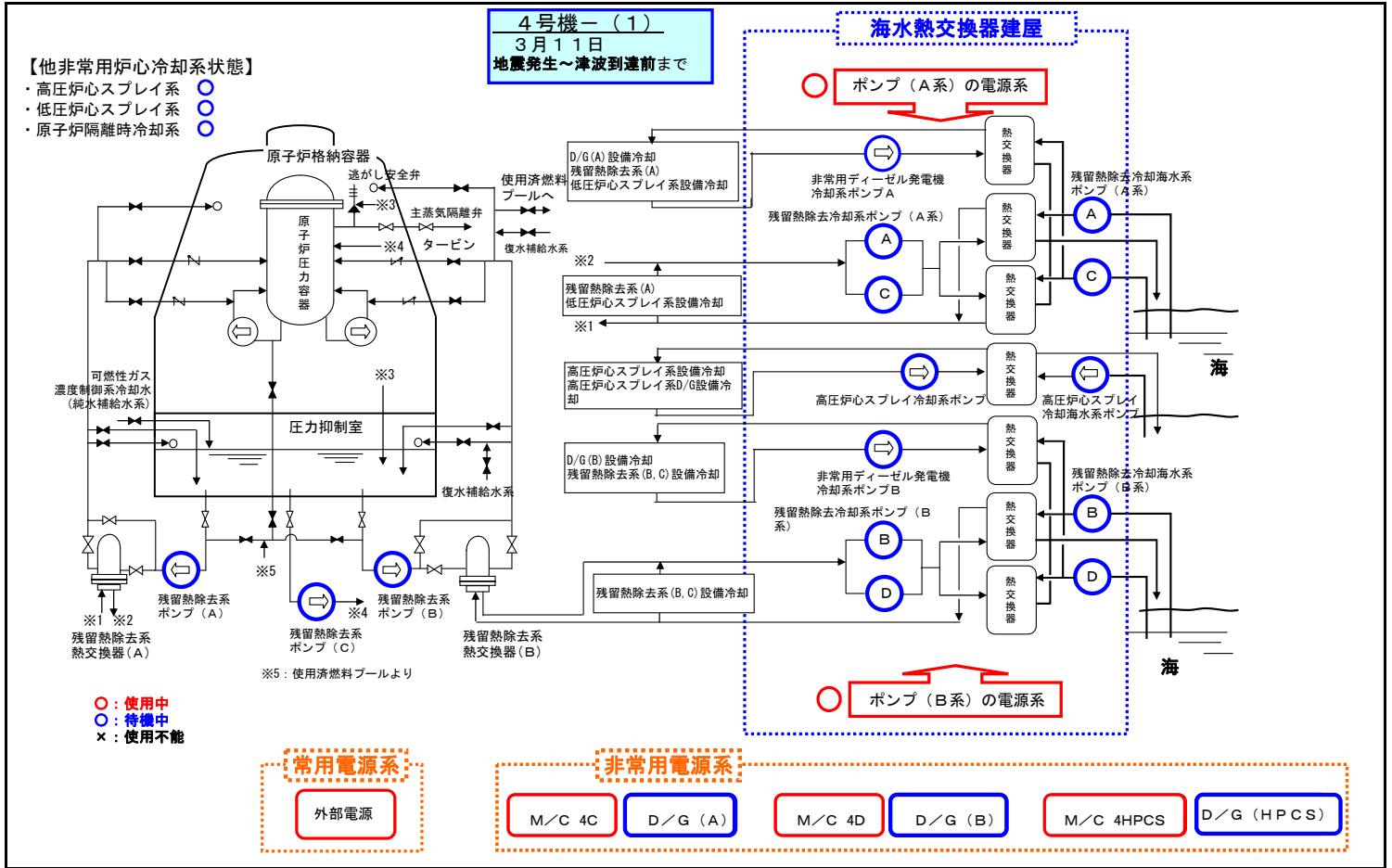


福島第二4号機 非常用炉心冷却系機器等の状況

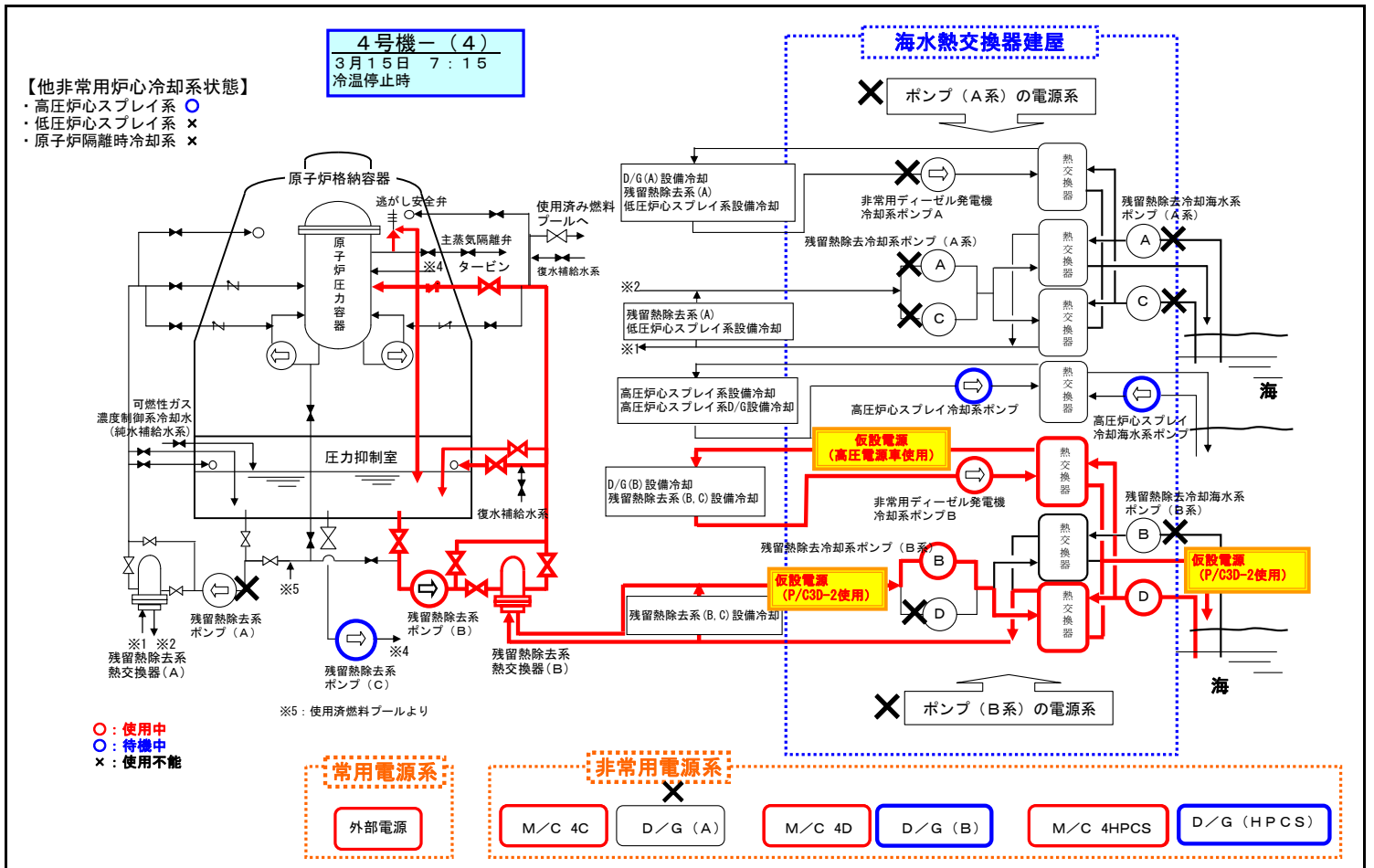
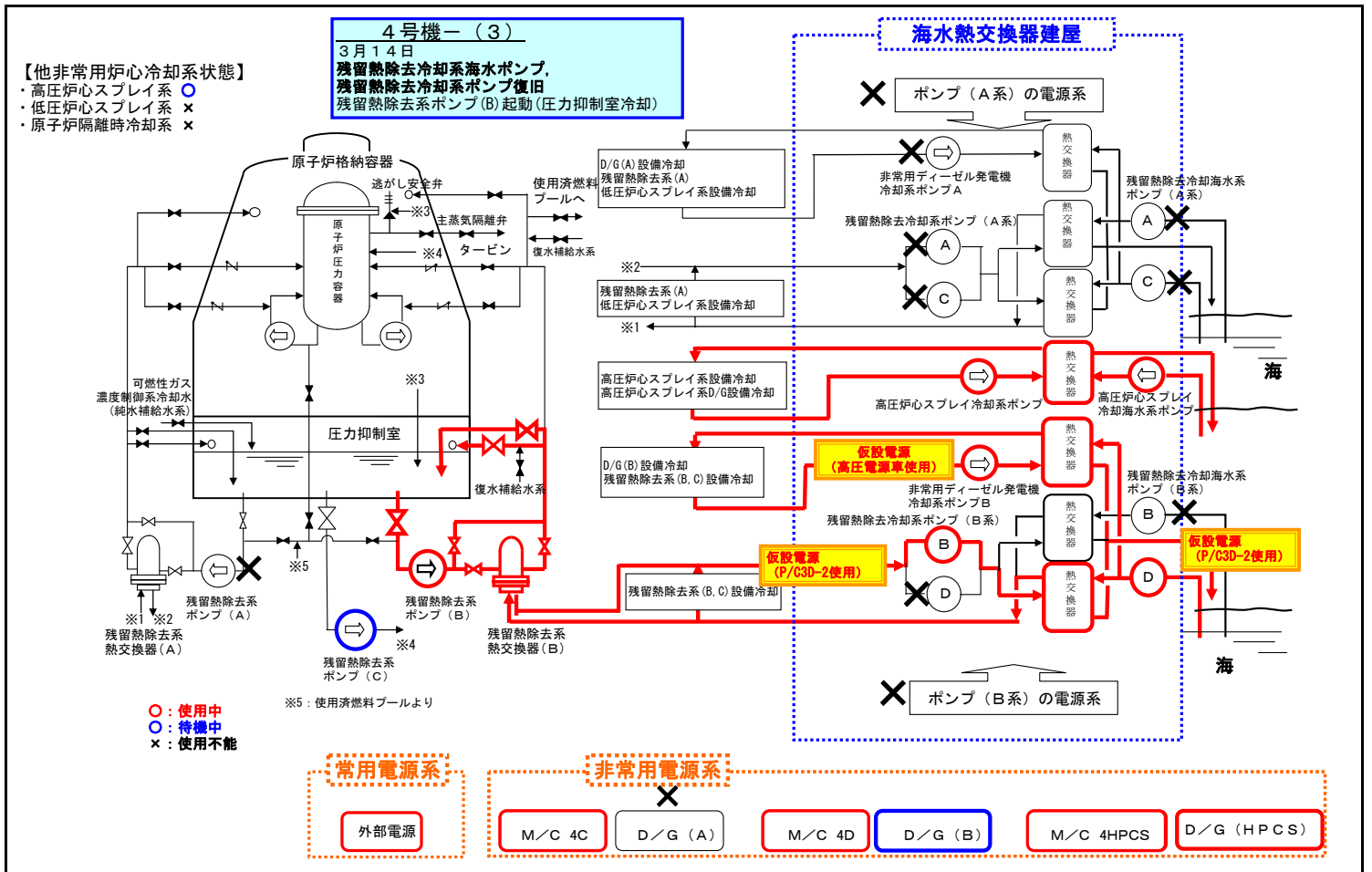
		設置場所	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達以降 ～冷温停止まで	備 考	
冷やす機能	ECCS等	RHR(A)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	×	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		LPCS	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし
		RHRC(A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRC(C)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(C)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		EECW(A)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHR(B)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	×→◎	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/14起動
		RHR(C)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×→○	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/14待機
		RHRC(B)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源、電動機被水のため使用不能 3号機Hx/Bより仮設ケーブル布設により給電、電動機交換後、3/14起動
		RHRC(D)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(B)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	津波により電源、電動機被水のため使用不能
		RHRS(D)	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 3号機Hx/Bより仮設ケーブル布設により給電後、3/14起動
		EECW(B)	Hx/B2階 (O. P. 11200)	A	○	◎	×→◎	津波により電源被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 高圧電源車より仮設ケーブル布設により給電後、3/14起動
		HPCS	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	○→◎→○	3/12より適宜炉注水し、3/14待機
	HPCSC	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎		
	HPCSS	Hx/B1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎		
	炉注水	RC1C	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	◎	◎→○	津波後に起動し、3/12炉圧低下のため停止
MUWC (代替注水)		T/B地下2階 (O. P. -2000)	B	○	○	○→◎→○	3/12起動、3/14待機	
プールの冷却	SFP冷却 (FPC)	R/B4階 (O. P. 31800)	B	◎	×	×→◎→○→◎	地震によるトリップ及び津波によりRCW運転不能のため使用不能 3/15起動 (FPC熱交換器の冷却水はRHRC) 3/16待機	
	SFP冷却 (RHR)	R/B地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×→○→◎→○	津波によりRHRS, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 RHRS, RHRC, EECW復旧後、3/16起動 (FPC補助冷却モード)、6/5待機	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○	○	負圧を維持しており破損を示す徴候は認められず
		原子炉格納容器		As	○	○	○	○

(凡例) ◎：運転 ○：待機 ×：機能喪失又は待機除外

福島第二4号機 プラント状況概略図

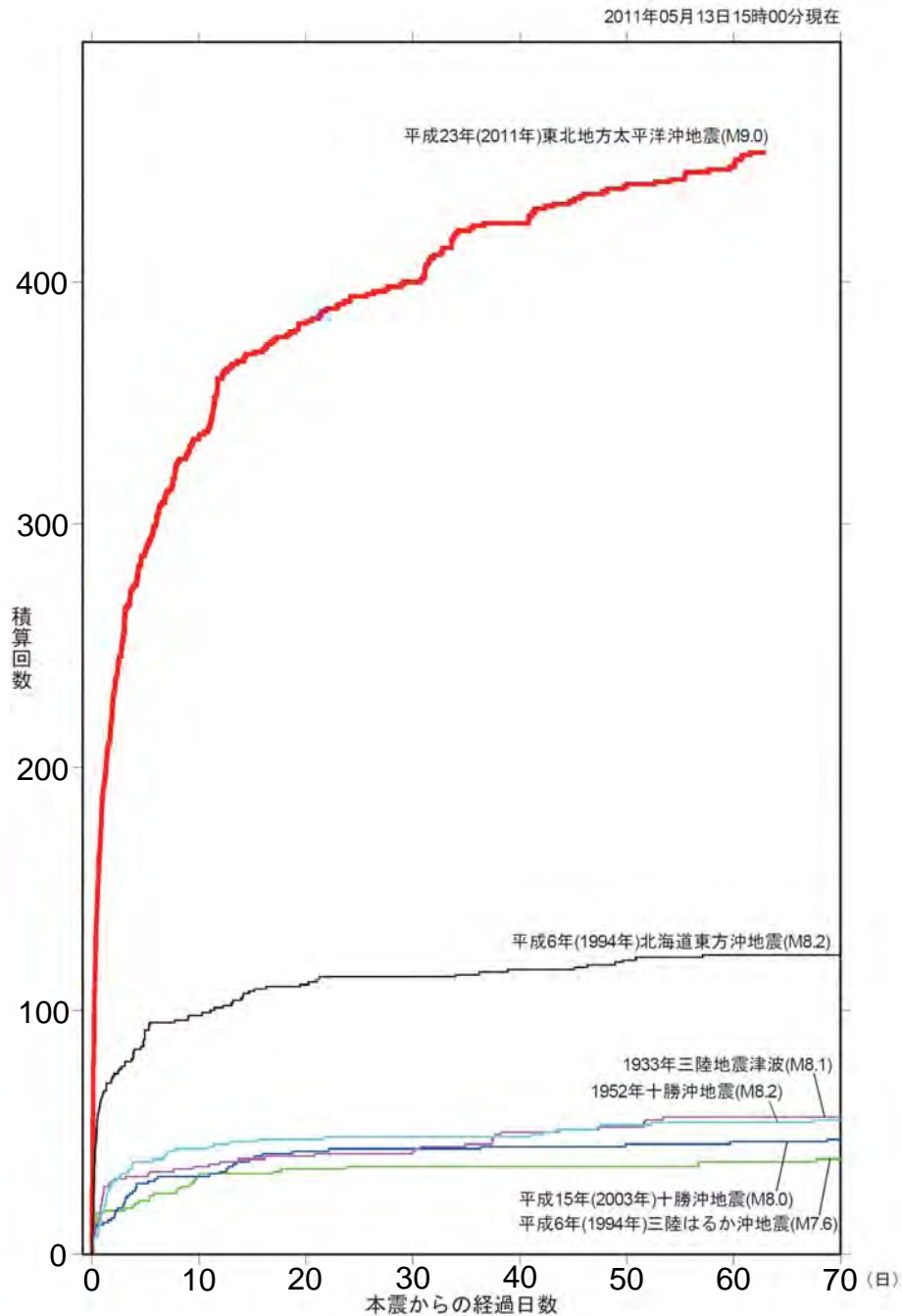


福島第二4号機 プラント状況概略図

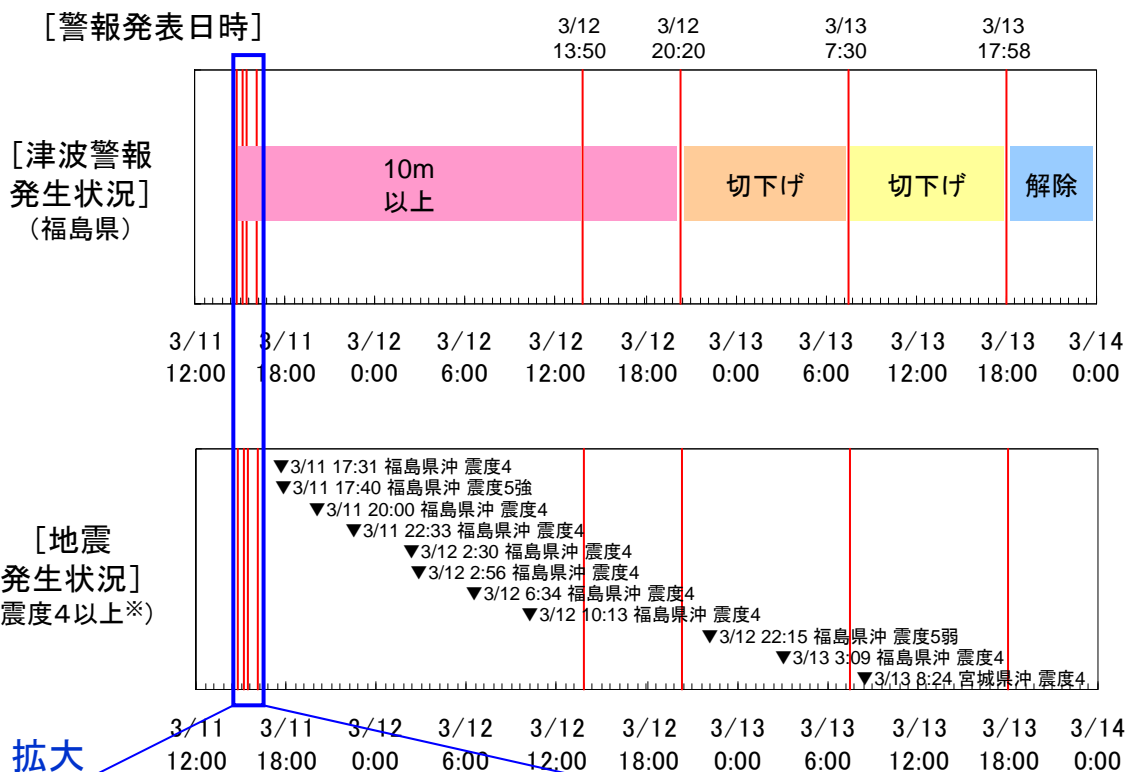


余震の状況

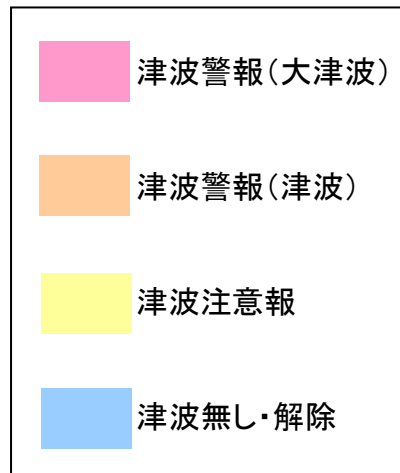
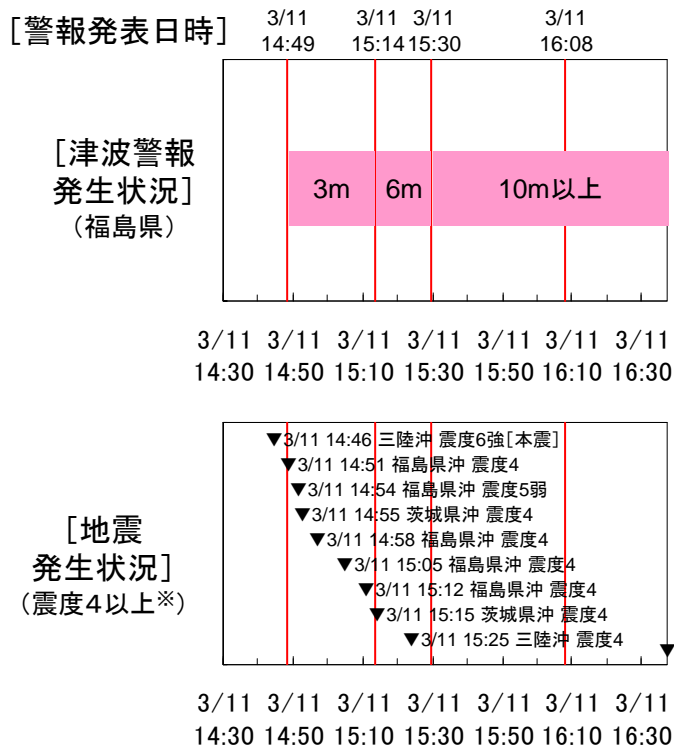
(海域で発生した主な地震の余震発生回数比較
(マグニチュード5.0以上))



余震の状況 (福島県の津波警報の発表実績)



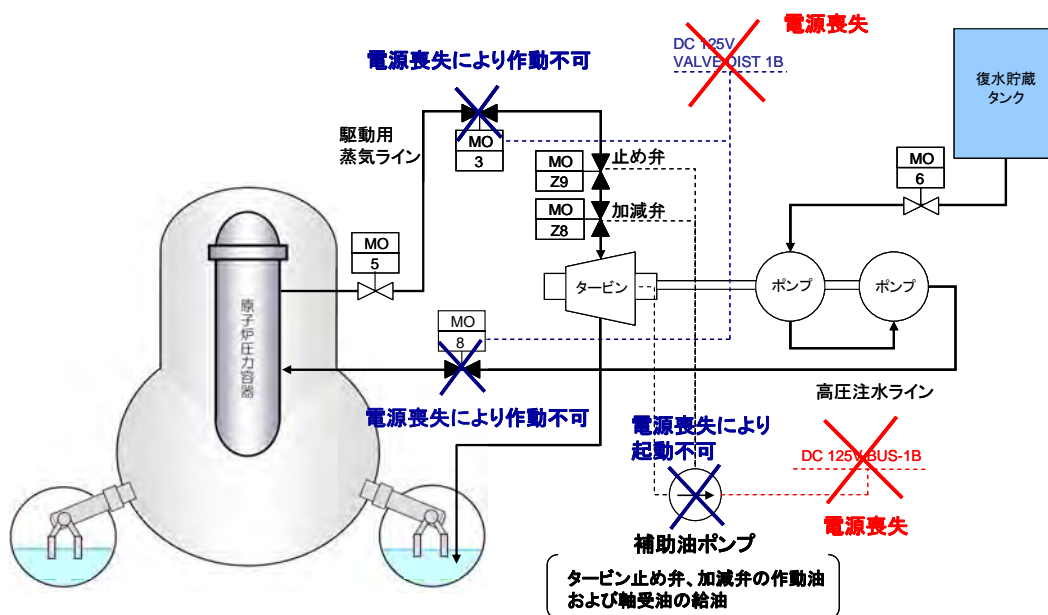
拡大



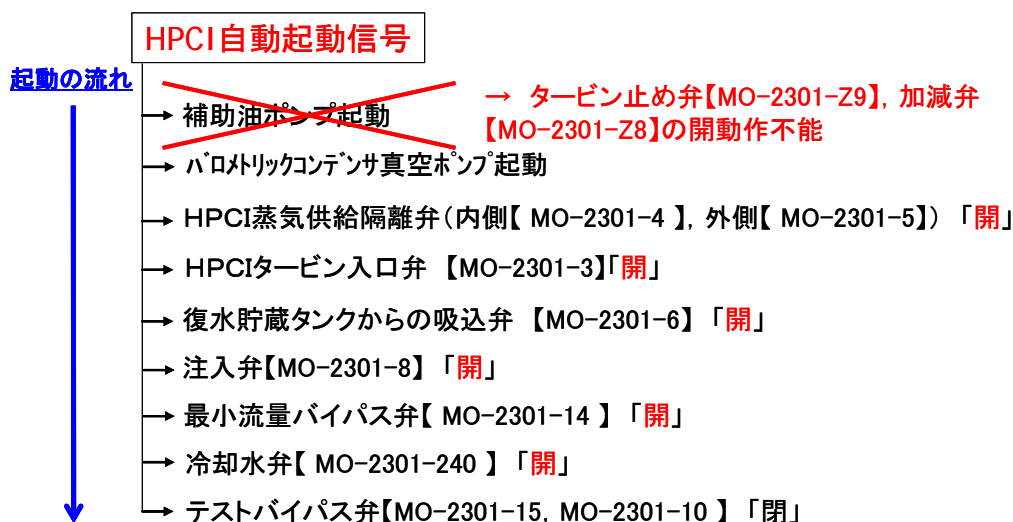
※観測点 大熊町下野上、双葉町新山、浪江町幾世橋、楡葉町北田、富岡町本岡における震度

福島第一 1号機の高圧注水系について

高圧注水系（HPCI）起動時、最初に補助油ポンプが起動し、タービン止め弁と加減弁の作動油が供給されることで、HPCIタービンが起動する。しかしながら、補助油ポンプは、直流電源喪失により起動しない状態となり、結果としてHPCIが作動不能となった。



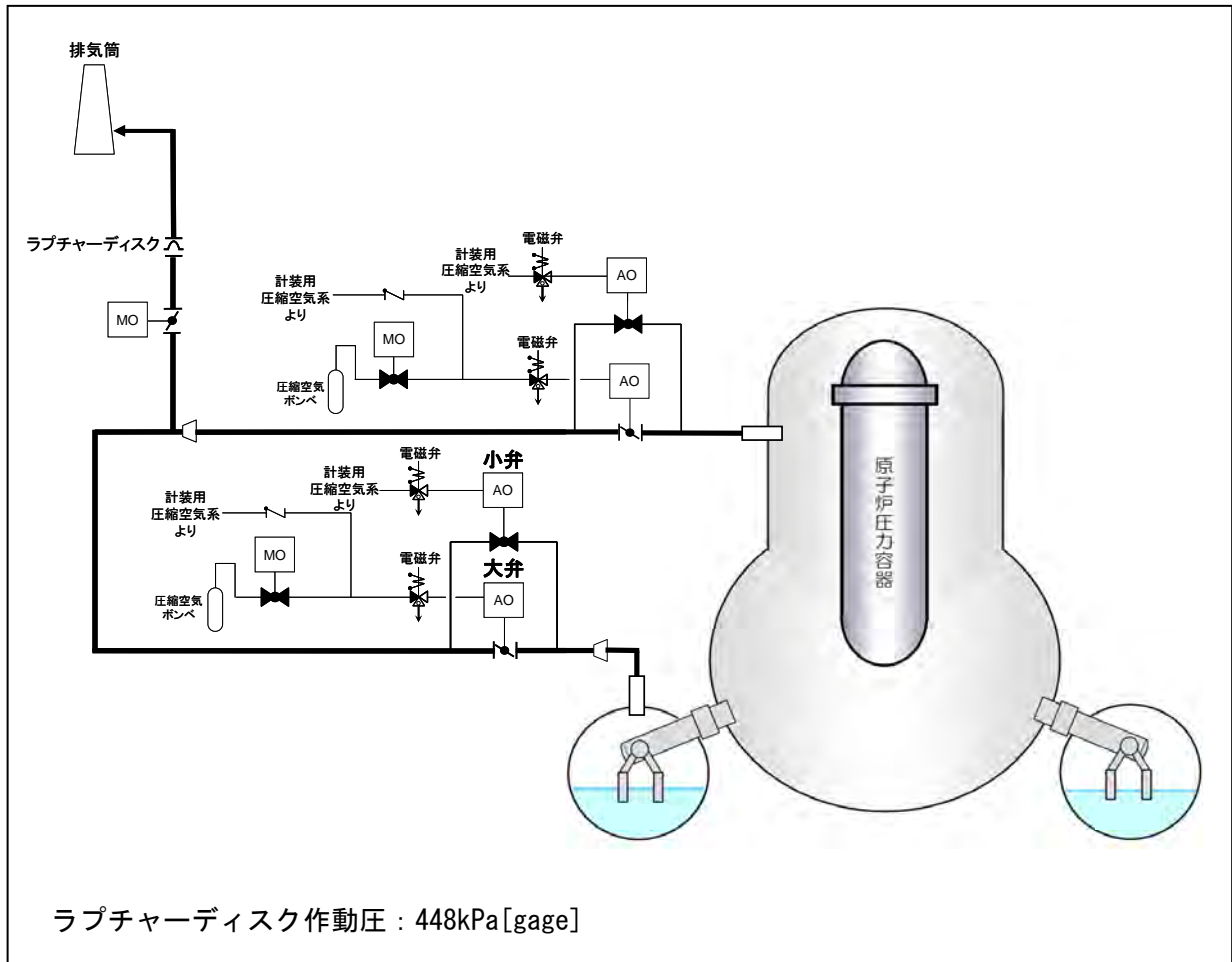
H P C I 機器状況



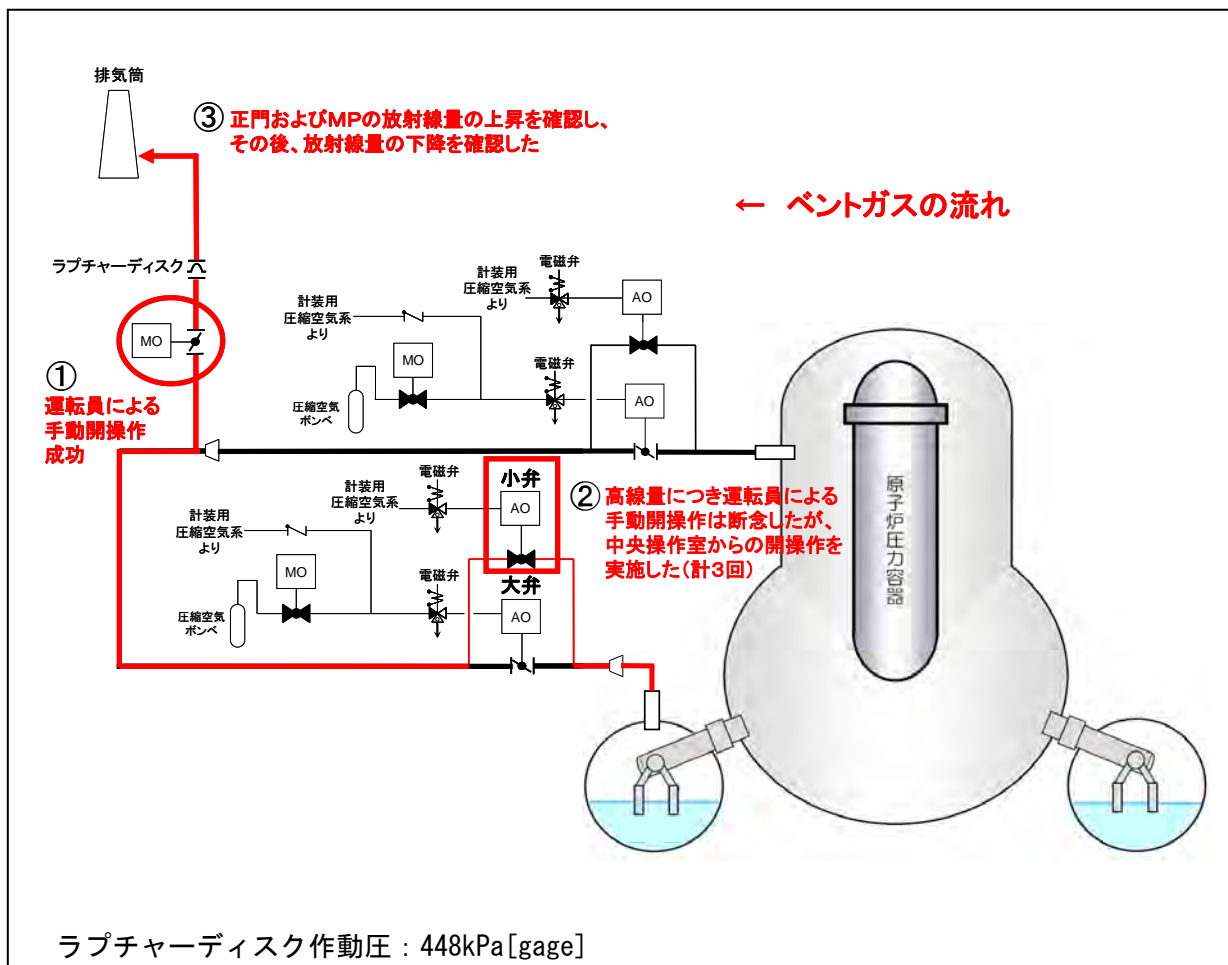
H P C I 起動の流れ

福島第一 1号機の格納容器ベントについて

3月11日地震発生前



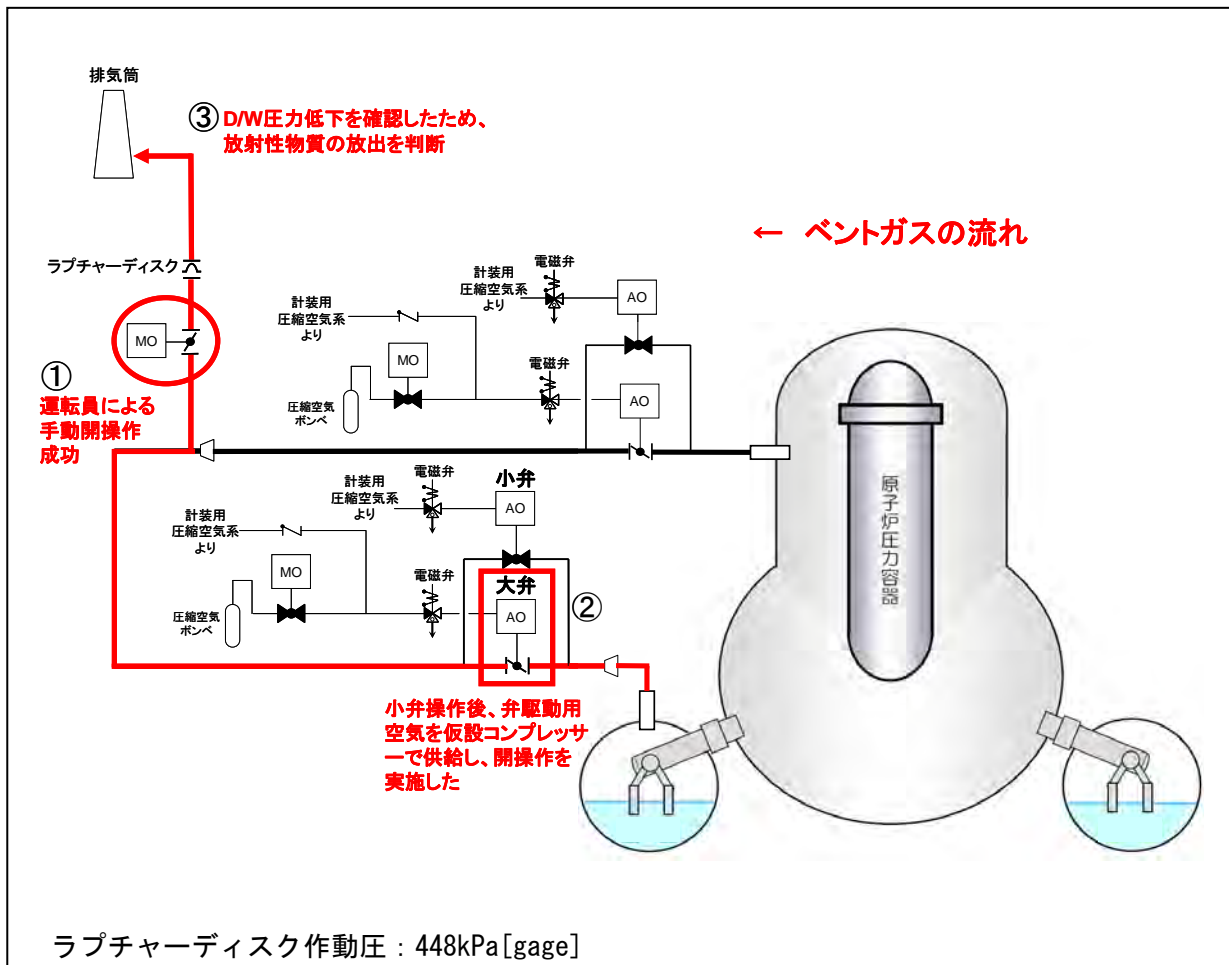
3月12日 10時40分頃 小弁使用時



【S/Cベント弁（AO弁）小弁の遠隔開操作、MP指示上昇】

- ① 3月12日9時15分頃
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日10時17分（1回目）、10時23分（2回目）、10時24分（3回目）
中操にてS/CからのベントラインにあるAO弁（小弁）の開操作（計3回）。なお、3回の操作において当該弁が開となったかは、確認できず。
- ③ 3月12日10時40分
正門付近およびMPの放射線量が上昇していることが確認されたことから、PCVベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断したが、同日11時15分放射線量が下がっていることから、PCVベントが十分効いていない可能性があることを確認。

3月12日 14時30分頃 大弁使用時

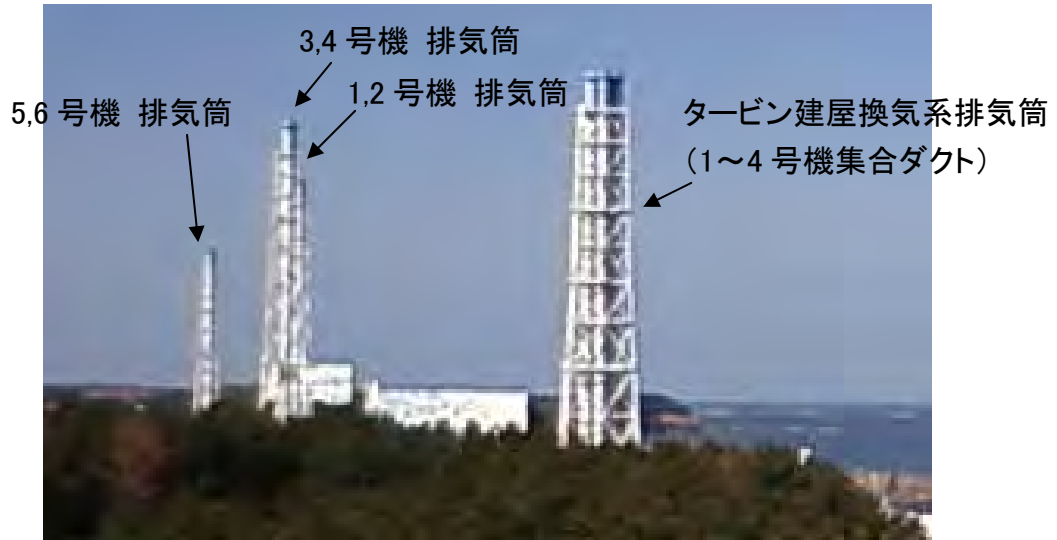


【S/Cベント弁（AO弁）大弁開操作の実施】

- ① 3月12日9時15分頃
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日14時00分頃
S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）を動作させるため、仮設コンプレッサーをIAに接続し加圧。
- ③ 3月12日14時30分
D/W圧力が低下（D/W圧力0.75MPa→同日14時50分0.58MPa）していることを確認し、「放射性物質の放出」と判断。同日15時18分に官庁等に連絡。

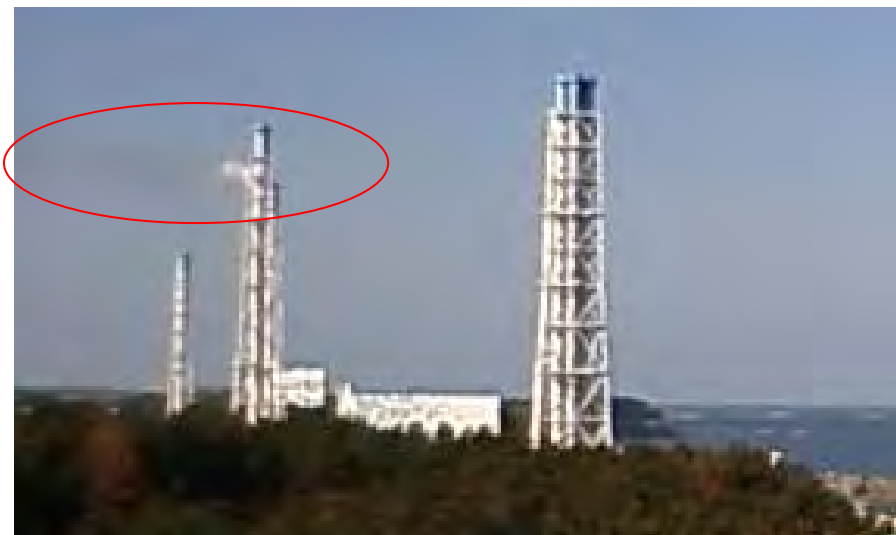
ふくいちライブカメラ写真による
福島第一 1号機の格納容器ベントの排気について

◆ 3月12日 14:00 撮影



14:00頃 S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を動作させるため、仮設の空気圧縮機を設置
14:30 D/W 圧力が低下していることを確認

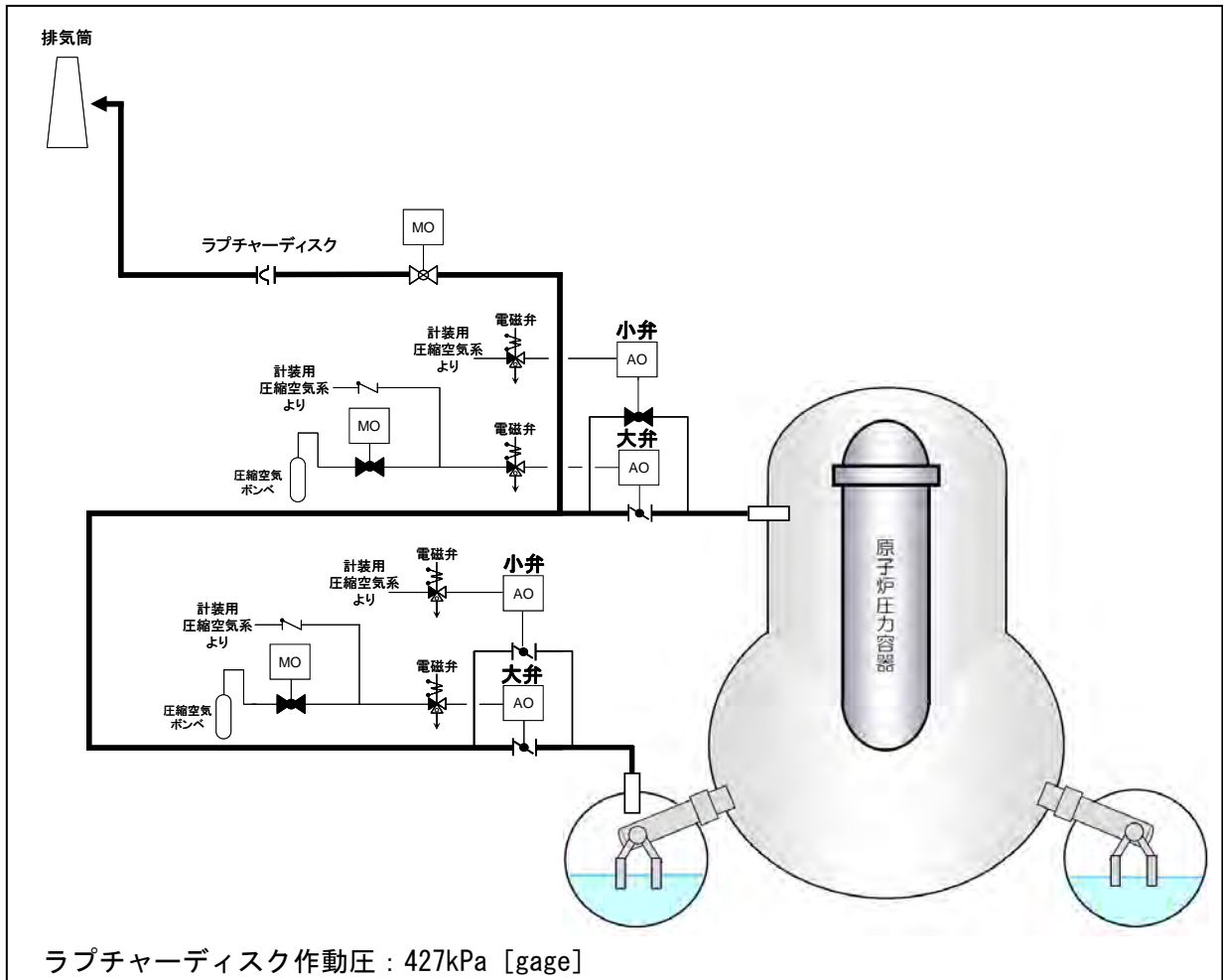
◆ 3月12日 15:00 撮影



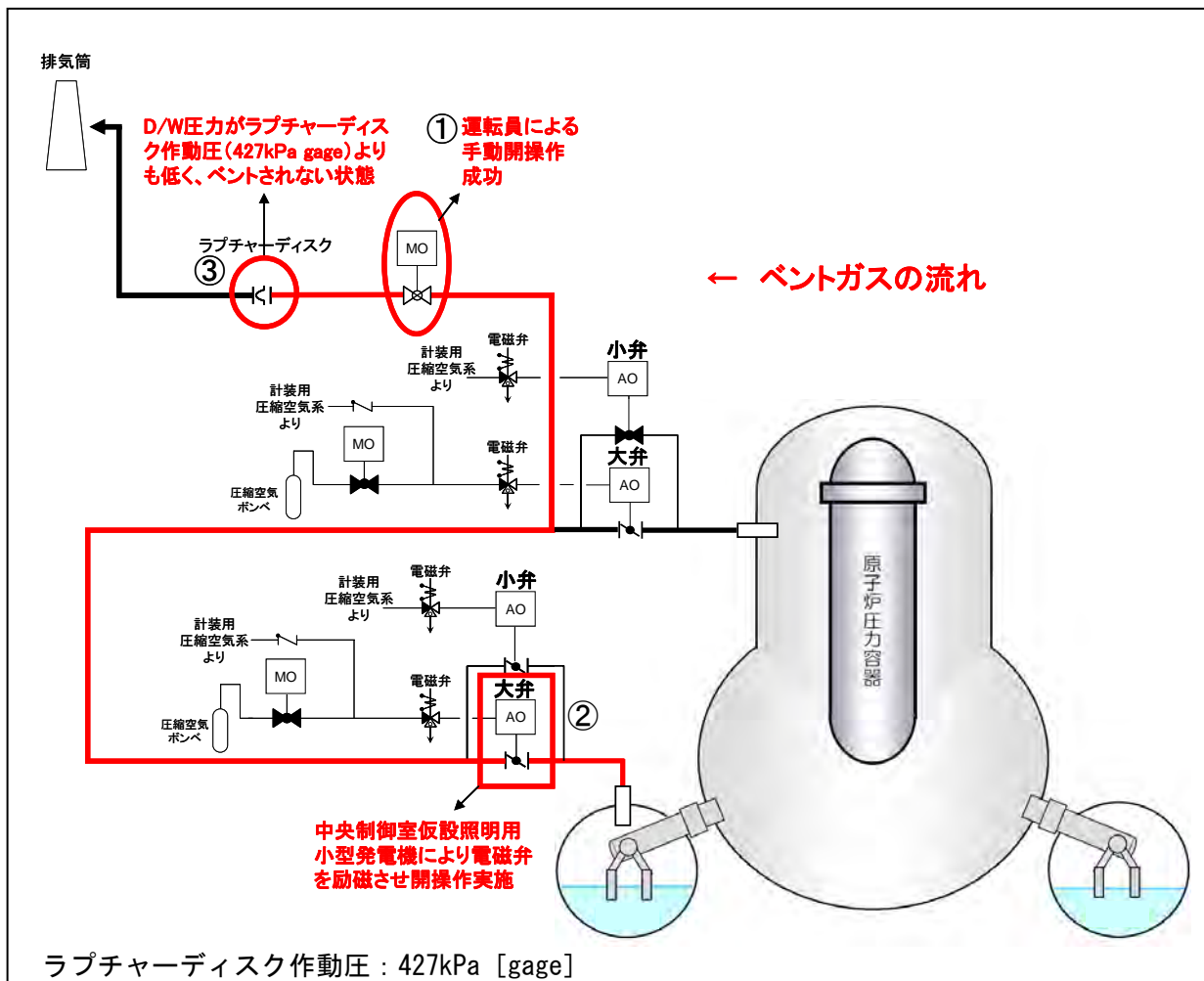
1, 2号機 排気筒から山側に蒸気のようなものが見える
(16:00 撮影以降の写真では確認できず)

福島第一 2号機の格納容器ベントについて

3月11日地震発生前



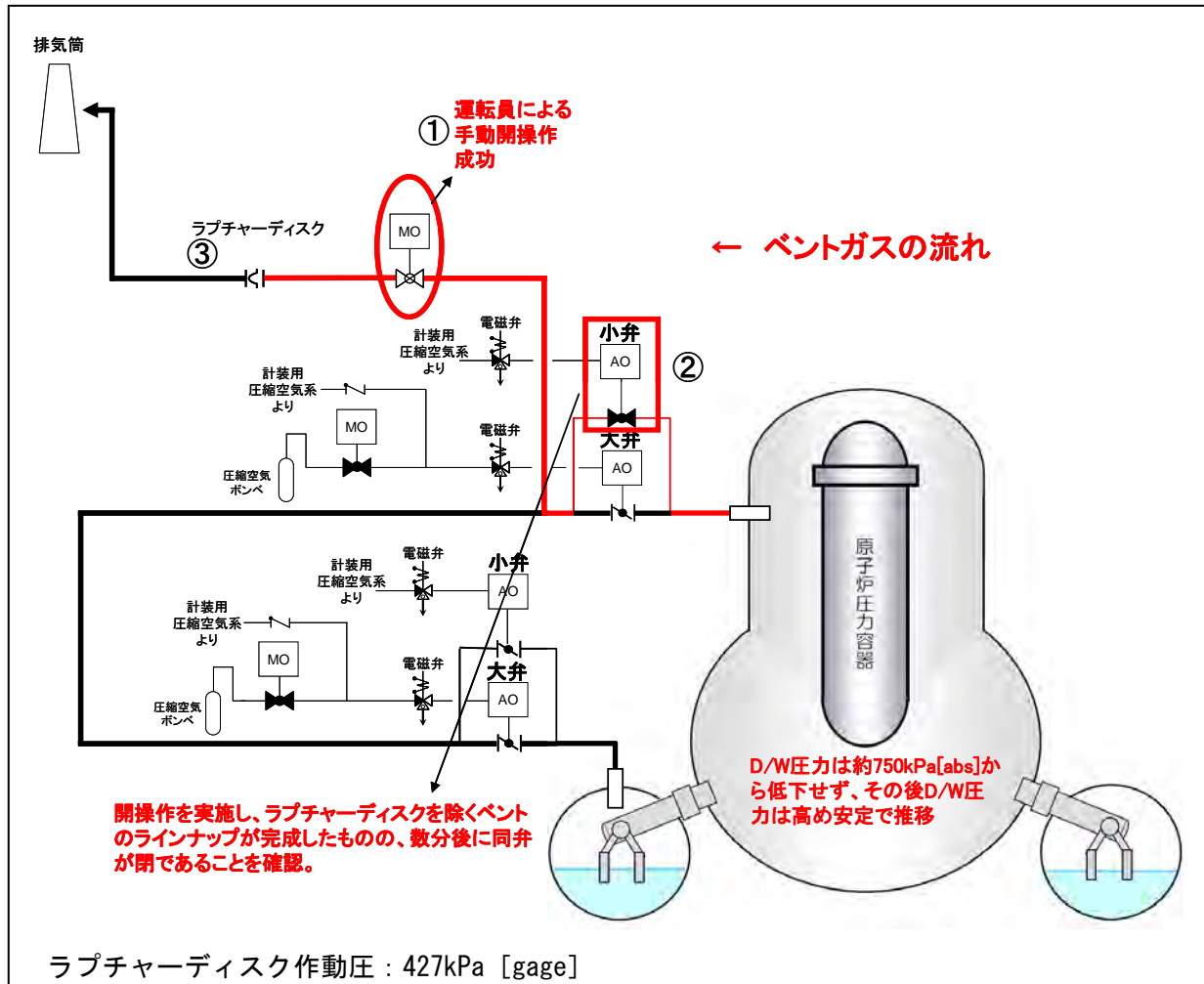
3月11日 11時00分頃 S/C側大弁使用時



【PCVベント弁（MO弁）開操作とS/Cベント弁（AO弁）大弁開操作の実施】

- ① 3月13日8時10分
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月13日11時00分
S/CベントAO弁（大弁）を開にするため、中操仮設照明用小型発電機からの電源を用いて電磁弁を強制的に励磁させ開操作。ラプチャーディスクを除くPCVベントライン系統構成までが完了。
- ③ その後
D/W圧力はラプチャーディスク作動圧（427kPa [gage]）よりも低く、ラプチャーディスクの破裂待ちの状態であり、PCVベントされない状態であることから、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。

3月15日0時02分頃 D/W側小弁使用時

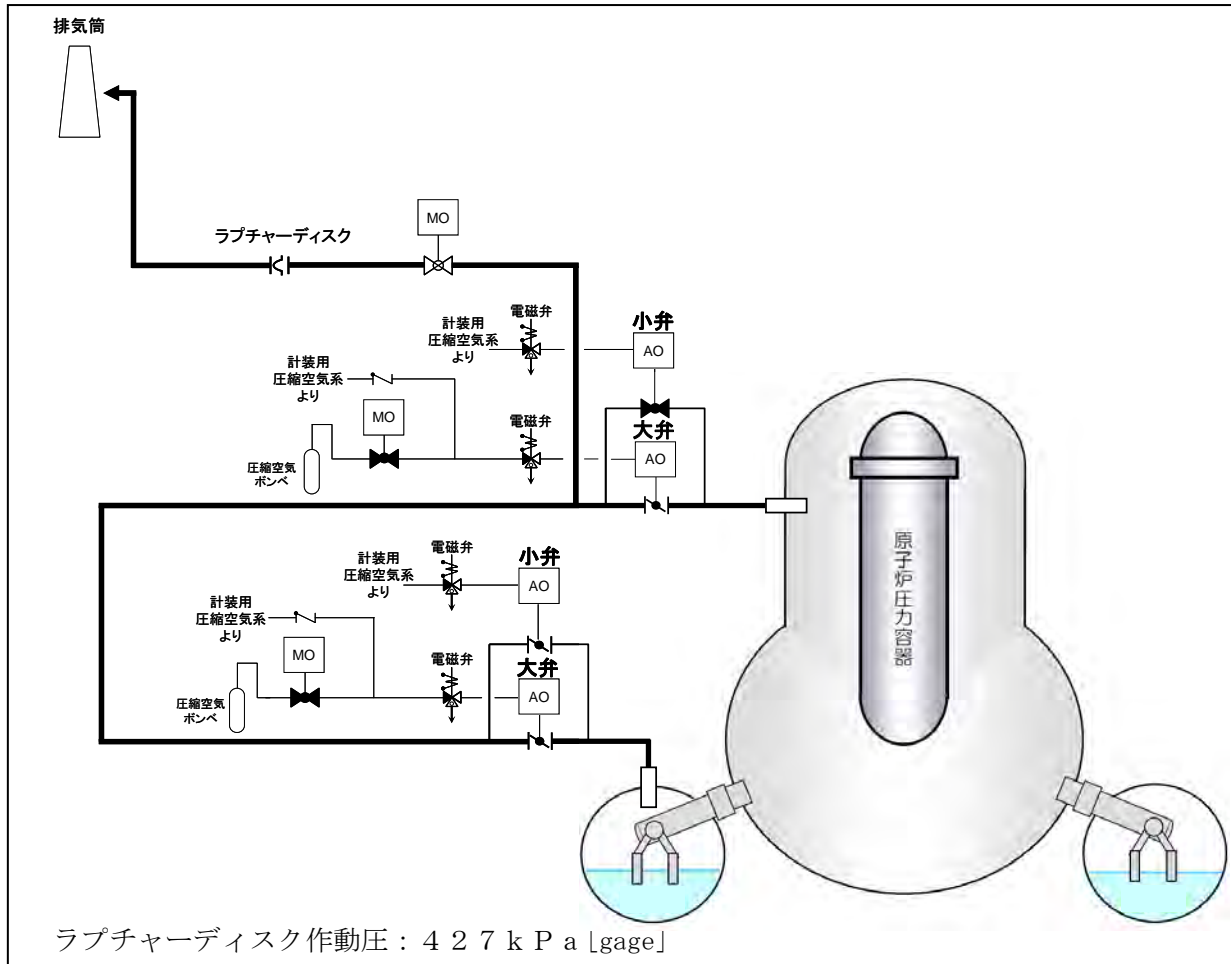


【D/Wベント弁（AO弁）小弁開操作】

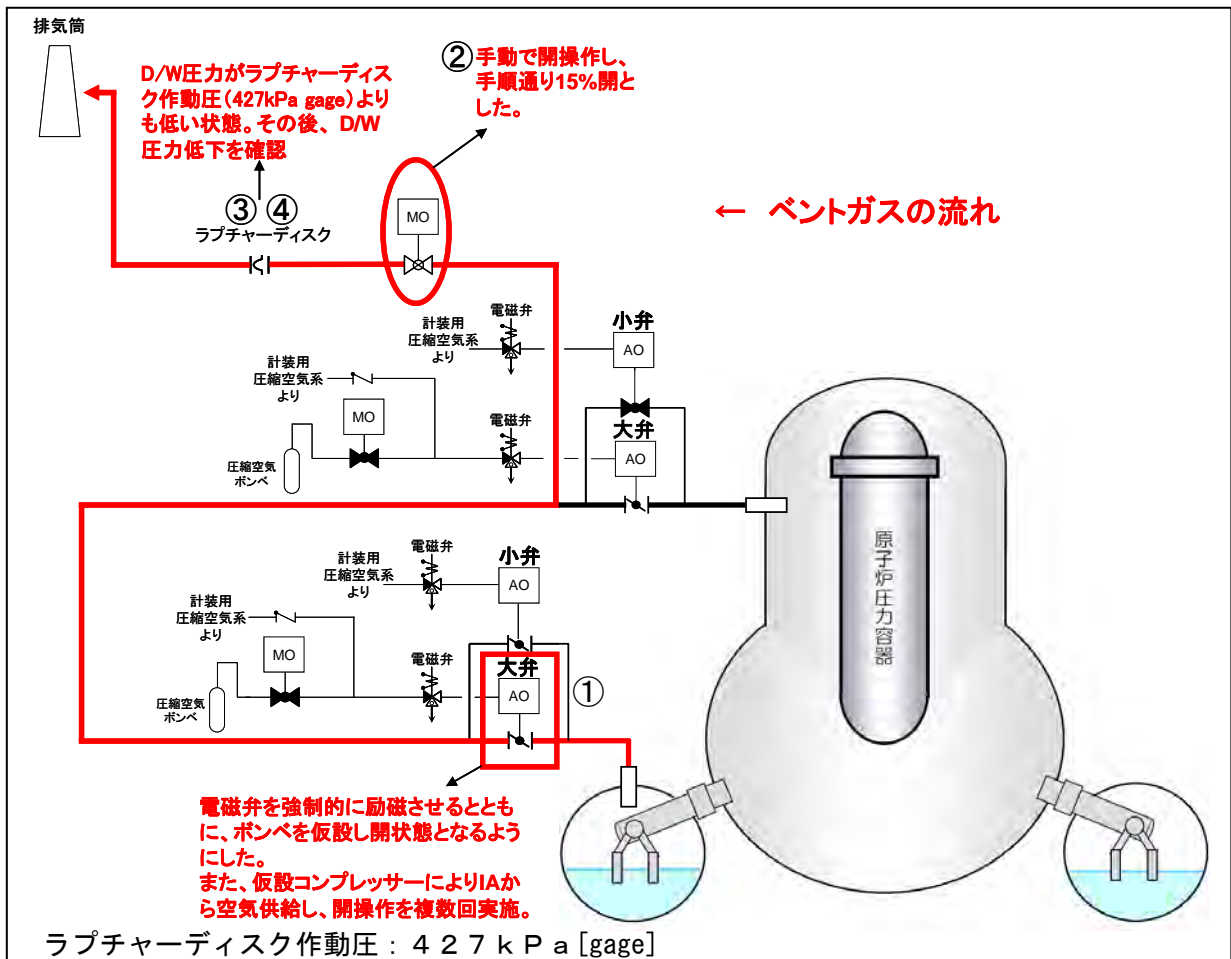
- ① 3月13日8時10分
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月15日0時02分頃
D/WからのベントラインにあるAO弁（小弁）の開操作を実施し、ラプチャーディスクを除くPCVベントラインの系統構成が完了したが、数分後にD/WからのベントAO弁（小弁）が閉であることを確認。（D/W圧力は約750kPa[abs]から低下せず、その後D/W圧力は高め安定で推移。）
- ③ 3月15日3時00分
D/W圧力が設計上の最高使用圧力（約528kPa[abs]（427kPa[gage]））を超えたことから、減圧操作および原子炉内への注水操作を試みたが、原子炉が減圧しきれていない状況であることを確認した。

福島第一 3号機の格納容器ベントについて

3月11日地震発生前



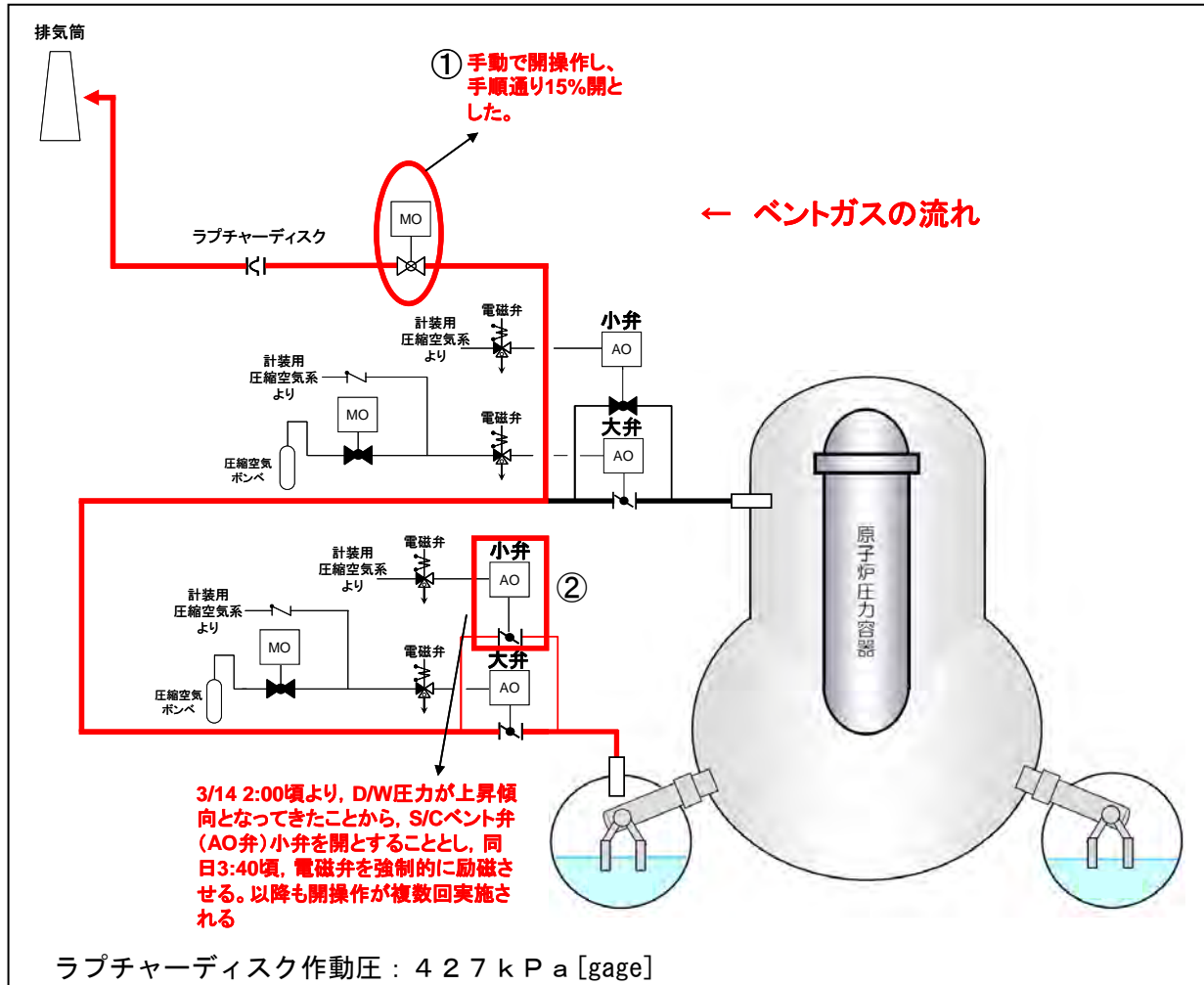
3月13日8時41分頃 PCVベントライン構成時



【ベントのラインナップ完成作業実施】

- ① 3月13日5時23分頃
S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）の電磁弁が励磁されているものの弁が開とならないのは、弁を駆動させるポンペからの圧力が足りないためポンペ交換が必要と判断し、ポンペを交換した結果、当該弁が開となった。
- ② 3月13日8時35分頃
PCVベントラインにあるMO弁を、手動にて15%開とした。
- ③ 3月13日8時41分
ラプチャーディスクを除くPCVベントライン構成を完了し、D/W圧力がラプチャーディスク作動圧（427kPa [gage]）よりも低く、破裂待ちでPCVベントされない状態のため、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。
- ④ 3月13日9時24分
D/W圧力の低下(同日9時10分：0.637MPa [abs]→同日9時24分：0.540MPa [abs])が確認されたことから、9時20分頃PCVベントが実施されたと判断した。

3月14日6時10分頃 S/C側小弁及び大弁使用時



【ベントのラインナップ完成作業実施】

- ① 3月13日8時35分頃
PCVベントラインにあるMO弁を、手動にて15%開とした。
- ② 3月14日3時40分
S/CベントAO弁(小弁)についても、電磁弁を強制的に励磁させ、同日5時20分開操作を開始し、同日6時10分に開になったことを確認した。

【その後のPCVベント実施】

AO弁駆動用空気圧の確保や、空気供給ラインの電磁弁の励磁維持の問題からS/CからのベントラインにあるAO弁（大弁、小弁）を開状態で維持することが難しく、以下のとおり複数回開操作を実施した。

【大弁】

3月15日	16時00分	閉確認	→	同日16時05分	開操作
3月17日	21時00分	閉確認	→	同日21時30分頃	開操作
3月18日	5時30分	閉確認	→	同日5時30分頃	開操作
3月19日	11時30分	閉確認	→	3月20日11時25分頃	開操作

【小弁】

3月15日	16時00分	閉確認	→	3月16日	1時55分	開操作
-------	--------	-----	---	-------	-------	-----

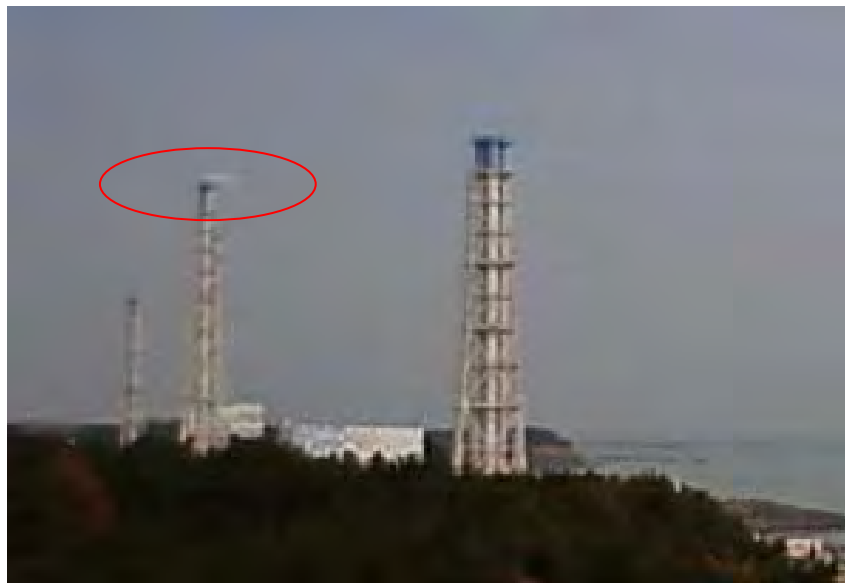
ふくいちライブカメラ写真による
福島第一 3号機の格納容器ベントの排気について

◆ 3月13日 9:00 撮影

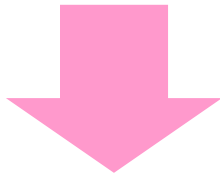


8:41 ラプチャーディスクを除く PCV ベントライン
構成完了
9:24 D/W 圧力が低下していることを確認

◆ 3月13日 10:00 撮影



3, 4号機 排気筒から海側にうっすらと蒸気のようなものが見える
(11:00、12:00 撮影の写真では確認できず)



11:17	ポンベ圧力抜けによる S/C ベント弁 (大弁) の閉を確認。駆動用ポンベを交換し、開操作実施
12:30	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開を確認

◆ 3月13日 13:00 撮影



3, 4号機 排気筒から海側にうっすらと蒸気のようなものが見える

◆ 3月13日 14:00 撮影



3, 4号機 排気筒から山側にうっすらと蒸気のようなものが見える
(15:00 撮影以降の写真では確認できず)

使用済燃料貯蔵プール（SFP）の水位評価手法について

1. はじめに

1～6号機のR/BのSFPと共用プールは、津波により通常の冷却機能を喪失し、SFPで貯蔵中の燃料の崩壊熱を除去できない状況となった。燃料の崩壊熱を除去できない場合には、SFP水温が上昇し、SFP水は蒸発を始める。SFP水の蒸発によってSFP水量は減少し、減少量が著しい場合には燃料露出に至るが、1～4号機は爆発等の影響でR/Bに立ち入ることができずSFPの水位や水温等の状態を把握することが困難な状況であったため、SFPの状態、特に燃料の露出があったかどうかを明らかにするため、1～4号機に対して燃料の崩壊熱、SFPへの注水等に基づく評価を実施している。この評価に用いた、SFPの水位等を評価するための評価手法の詳細を次章以降に示す。

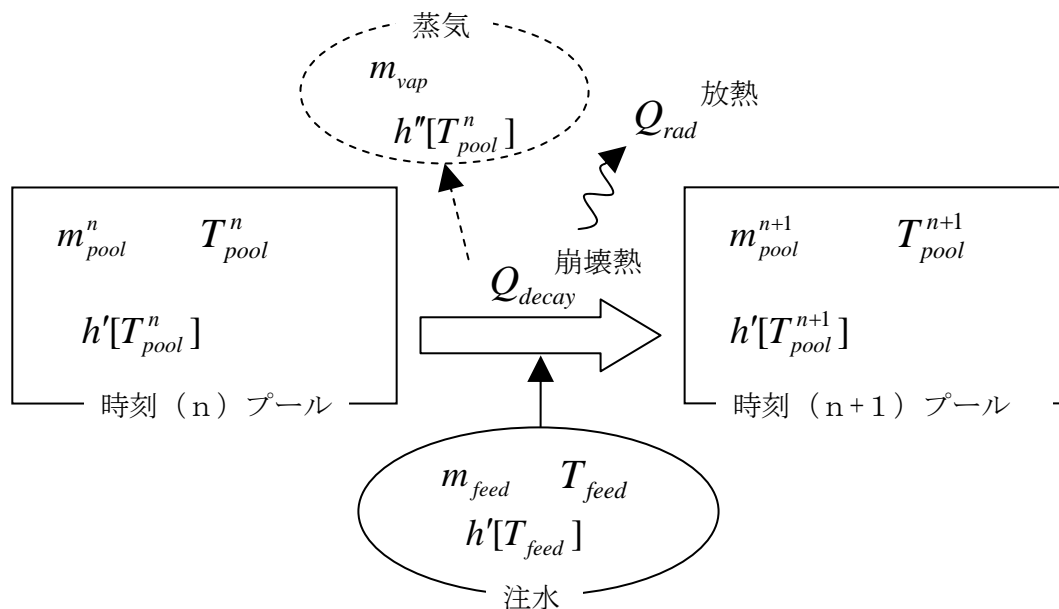
2. SFPの水位

(1) 評価条件

評価に用いた条件等を以下に示す。

① 評価モデル

評価に用いたモデルの概要図を以下に示す。ある時刻 T^n から T^{n+1} に時間が進展する際、プール内の使用済燃料の崩壊熱による蒸気の発生によりプール水が失われる。一方、その間に注水があった場合には、その分プール水位が上昇する。また、崩壊熱の一部は放熱の形でエネルギーが消費される。このような水位変化に関する様々な情報を、質量の保存（以下、「マスバランス」という）とエネルギーの保存（以下、「エネルギーバランス」という）の観点から評価すると、時々刻々と変化するプールの水位を推定することができる。



上図から水のマスバランスとエネルギーバランスについて以下の式が得られる。
(マスバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} = m_{pool}^n + m_{feed} - m_{vap} \quad \dots \text{式①}$$

(エネルギーバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} h'[T_{pool}^{n+1}] = m_{pool}^n h'[T_{pool}^n] + m_{feed} h'[T_{feed}] - m_{vap} h''[T_{pool}^n] + (Q_{decay} - Q_{rad}) \quad \dots \text{式②}$$

m_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール内の水の質量

m_{feed} : 時刻 (n) ~ (n+1) でプールへ注水される水の質量
(注水を実施していない場合はゼロ)

m_{vap} : 時刻 (n) ~ (n+1) で蒸発する水の質量
(蒸発していない場合はゼロ)

T_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール水の温度

T_{feed} : プールへ注水される水の温度

$h'[T]$: 温度 T の飽和水エンタルピ

$h''[T]$: 温度 T の飽和蒸気エンタルピ

Q_{decay} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプール内の燃料の崩壊熱

Q_{rad} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプールからの放熱

式①と式②から以下の式③が得られる。

$$m_{pool}^n (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{pool}^n]) + m_{feed} (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{feed}]) + m_{vap} (h''[T_{pool}^n] - h'[T_{pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式③}$$

事故直後の蒸発開始前かつ注水未実施の期間については、蒸発開始温度まではエネルギーはプール水温度の上昇のみに使われるものとする、式③は式④となる。これを用いて各時刻でのプール水温 T_{pool}^{n+1} を求めた。

$$m_{Pool}^n (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式④}$$

蒸発開始後についてはプール水温は一定とし、エネルギーは注水された水の蒸発温度までの温度上昇と蒸発のみに使われるという条件とした。この場合の式③は式⑤となり、これを用いて沸騰量 m_{vap} を求めた。更に式①から m_{pool}^{n+1} を求め、プール水量 (水位) の変動量を求めた。

$$m_{Feed} (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Feed}]) + m_{vap} (h''[T_{Pool}^n] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式⑤}$$

②崩壊熱 (Q_{decay})

プール内の燃料の崩壊熱は、燃料 1 体毎の崩壊熱を算出し、それらを全ての貯蔵燃料について足し合わせることによって求めている。SFP の貯蔵燃料を表 1 に、崩壊熱の代表的な時点における評価値を表 2 に示す。

崩壊熱計算には、許認可のプール冷却性能評価に用いられている汎用計算コード ORIGIN を用いた。ORIGIN のバージョンは 2.2 であり、断面積ライブラリは高燃焼度 BWR 燃料に対応したもの (BWRUE) を使用した。燃焼度と冷却期間については燃料毎の値を用いている。

出力履歴については燃焼期間を通じて平均比出力で一定とした。この条件設定は、実際には反応度低下により出力が低下する燃焼末期の出力が高めとなることによって、燃焼末期の核分裂生成物やアクチニド核種の生成量が多めに見積もられ、保守的な使用済燃料の

崩壊熱を与えるものとして許認可評価で用いられているものである。保守性の程度は文献値を基にプールの貯蔵燃料全体の崩壊熱に対して10%と設定し、本評価においては表2の崩壊熱に0.9倍したものをを用いた。ただし、事故発生当時に定期検査中であった4号機については、定期検査前のサイクルで燃焼していた炉心の全燃料が貯蔵されており、平均比出力に対し高い出力の燃料と低い出力の燃料があるので、比出力一定の保守性は相殺されることとなる。前サイクル燃料の崩壊熱全体への寄与は約80%程度であるので、4号機SFPの崩壊熱の比出力一定の保守性は約2% (= 10% × (100 - 80)%) とし、表2の崩壊熱に0.98倍したものを本評価に用いた。

③ プール水量 (m_{pool}^n)

表3に各SFPの水量を示す。プール容積の設計値を満水時のプール水量として設定しており、プール中の燃料や燃料貯蔵ラック等の容積については、本評価上重要な沸騰開始後の燃料水位の評価には影響しないため、考慮していない。

表3の水量は事故発生前のSFP水量として用いているが、地震に伴うスロッシングにより事故発生直後に50cmの水位低下が生じたと仮定して評価している。また、爆発等により建屋が損傷しているプラント(1号、3号、4号)のSFPでは建屋損傷時に1mの水位低下が生じたと仮定して評価している。

事故発生当時に定期検査中であった4号機では、SFPの横に配置されている原子炉ウェルでは水張りがなされており満水状態であった。SFPとウェルの間はプールゲートで仕切られているが、プールゲートはSFP水の水压によりゲートをSFP側からウェル側に押し込むことによってシール機能が働く構造であり、SFP水量が減少してプール水の水压が低下する場合にはシール機能が働かず、ウェルからSFPに水が流れ込む構造である。4号機のSFPでこの点を考慮した評価を実施しており、SFP・ウェルともに満水の状態から蒸発によってプール水量が減少する場合には、ウェルからSFPへの水の流れ込みによりSFPとウェルの水位が一体となるとしており、また、SFP・ウェルともにある程度水位が低下した状態からSFPへ注水する場合には、SFPの水位のみが上昇する(SFPからウェルへの水の流れ込みはない)としている。また、原子炉ウェル横の気水分離器等貯蔵プールにおいても事故発生当時は満水状態であったので、気水分離器等貯蔵プールの水量についても原子炉ウェルと同様に考慮している。

④ プールへの注水量 (m_{feed})

1号機～4号機のSFPでは、プール水の冷却機能を喪失している状態が継続しているため、外部からSFPへの注水を実施している。表4(1)～表4(4)に各号機の注水実績を示す。表では、注水日、注水量、注水手段と注水率を記載している。表中で注水量がばらつきのあるものについては、評価では最大値を用いている。

注水率とは、実際にSFPに入った水量(未測定)と注水量(表4中の値)の比であり、建屋上部からの注水の際のSFPへ命中していない水量や、配管等からの漏れの量等を考慮したものである。実際にSFPに入った水量が測定されていないため、注水率の算定は困難であるが、注水手段の状態や水位測定実績等を踏まえて決定した。具体的には、ヘリや放水車による注水では0.1、FPCによる注水では1、コンクリートポンプ車による注水では注水時のカメラの補助監視がある場合は0.95、それ以外は0.7とした。

なお、注水された水の種類としては海水と淡水があるが、本評価ではその区別はしていない。

⑤ プール水及び注水の水温 (T_{pool}^n 、 T_{feed})

プール水及び注水の水温は表 5 に示すように設定し、注水については注水手段によらず 10°C とし、SFP 水温の初期は全ての SFP について 30°C とした。

蒸発時の水温については実績に基づき設定した。後述するが、2号機の SFP の水温の最高値は 70°C 程度、4号機については 90°C 程度で安定して推移しており、それ以上の温度上昇の傾向は確認されていない。これは、燃料に接している部分の水の温度と、大気に接している部分の水の温度がバランスし、この温度で平衡状態に至っているものと考えられる。2号機と4号機で温度が異なっているのは、4号 SFP の燃料の方が崩壊熱が大きいためと考えられる。他の SFP については、燃料の崩壊熱が2号機と近い値であることから2号機と同じ設定とした。

⑥ 放熱 (Q_{rad})

放熱量としては、SFP 表面から大気への放熱、SFP 壁面及び底面からの放熱を考慮した。壁面については、ウェル側の発熱がない4号機 SFP は4面とし、他の SFP についてはウェル側を除く3面とした。熱伝達係数は文献値等から設定し、大気への放熱の熱伝達係数は $11.6 \text{ W/m}^2 \cdot \text{K}$ 、SFP 壁の熱伝導率は $1.5 \text{ W/m}^2 \cdot \text{K}$ とし、外気温は 10°C とした。表 6 に代表的な温度での放熱量の評価結果を示している。

表 1 SFP の燃料貯蔵状況

	貯蔵体数 (括弧内は新燃料体数)	貯蔵容量
1号機 SFP	292体 (100体)	900体
2号機 SFP	587体 (28体)	1240体
3号機 SFP	514体 (52体)	1220体
4号機 SFP	1331体 (204体)	1590体

表 2 SFP の崩壊熱

	崩壊熱 (MW)	
	事故発生時点 (3/11)	事故発生3ヶ月後 (6/11)
1号機 SFP	0.18	0.16
2号機 SFP	0.62	0.52
3号機 SFP	0.54	0.46
4号機 SFP	2.26	1.58

表 3 SFPの水量

	水量 (m ³)
1号機SFP	990
2号機SFP	1390
3号機SFP	1390
4号機SFP	1390*

*：原子炉ウェルと気水分離器等貯蔵プールの容量を加えた場合の水量は2790m³とした。

表 4 (1) 1号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/31	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/20	60	コンクリートポンプ車	0.7
5/22	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/29	168	FPC	1
6/5	15	FPC	1

表 4 (2) 2号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/20	40	FPC	1
3/22	18	FPC	1
3/25	30	FPC	1
3/29	15~30	FPC	1
3/30	20未満	FPC	1
4/1	70	FPC	1
4/4	70	FPC	1
4/7	36	FPC	1
4/10	60	FPC	1
4/13	60	FPC	1
4/16	45	FPC	1
4/19	47	FPC	1
4/22	50	FPC	1
4/25	38	FPC	1
4/28	43	FPC	1
5/2	55	FPC	1
5/6	58	FPC	1

5/10	56	F P C	1
5/14	56	F P C	1
5/18	53	F P C	1
5/22	56	F P C	1
5/26	53	F P C	1
5/30	53	F P C	1

表 4 (3) 3号機 S F P への注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/17	30	へり	0.1
3/17	44	放水車	0.1
3/17	30	放水車	0.1
3/18	40	放水車	0.1
3/18	2	放水車	0.1
3/19	60	放水車	0.1
3/19	2430	放水車	0.1
3/20	1137	放水車	0.1
3/22	150	放水車	0.1
3/23	35	F P C	0
3/24	120	F P C	0
3/25	450	放水車	0.1
3/27	100	コンクリートポンプ車	0.95
3/29	100	コンクリートポンプ車	0.95
3/31	105	コンクリートポンプ車	0.95
4/2	75	コンクリートポンプ車	0.95
4/4	70	コンクリートポンプ車	0.95
4/7	70	コンクリートポンプ車	0.95
4/8	75	コンクリートポンプ車	0.95
4/10	80	コンクリートポンプ車	0.95
4/12	35	コンクリートポンプ車	0.95
4/14	25	コンクリートポンプ車	0.95
4/18	30	コンクリートポンプ車	0.95
4/22	50	コンクリートポンプ車	0.95
4/26	47.5	F P C	1
5/8	60	F P C	1

5/9	80	FPC	1
5/16	106	FPC	1

表 4 (4) 4号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/20	80	放水車	0.1
3/20	80	放水車	0.1
3/21	92.2	放水車	0.1
3/22	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/23	125	コンクリートポンプ車	0.7
3/24	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/25	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/27	125	コンクリートポンプ車	0.7
3/30	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/1	180	コンクリートポンプ車	0.7
4/3	180	コンクリートポンプ車	0.7
4/5	20	コンクリートポンプ車	0.7
4/7	38	コンクリートポンプ車	0.7
4/9	90	コンクリートポンプ車	0.7
4/13	195	コンクリートポンプ車	0.7
4/15	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/17	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/19	40	コンクリートポンプ車	0.7
4/20	100	コンクリートポンプ車	0.7
4/21	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/22	200	コンクリートポンプ車	0.95
4/23	140	コンクリートポンプ車	0.95
4/24	165	コンクリートポンプ車	0.95
4/25	210	コンクリートポンプ車	0.95
4/26	130	コンクリートポンプ車	0.95
4/27	85	コンクリートポンプ車	0.95
5/5	270	コンクリートポンプ車	0.95
5/6	180	コンクリートポンプ車	0.95
5/7	120	コンクリートポンプ車	0.95
5/9	100	コンクリートポンプ車	0.95
5/11	120	コンクリートポンプ車	0.95

5/13	100	コンクリートポンプ車	0.95
5/15	140	コンクリートポンプ車	0.95

表 5 プール水及び注水の水温

注水		10℃
プール水	初期値 (事故前)	30℃
	蒸発時 (4号SFP以外)	70℃
	蒸発時 (4号SFP)	90℃

表 6 代表的なSFP水温度における放熱量評価結果

	1号機	2号機	3号機	4号機
SFP水温度 (℃)	70	70	70	90
放熱量 (MW)	0.08	0.11	0.11	0.16

福島第一 1 号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFP の状況

3 月 11 日時点で、福島第一原子力発電所 1 号機の SFP には、使用済燃料 292 体、新燃料 100 体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は 3 月 11 日の時点で 0.18 MW、6 月 11 日の時点で 0.16 MW と評価している。1 号機 SFP に貯蔵されていた燃料体数を表 1 に示す。

3 月 11 日 14 時 46 分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFP の冷却機能及び補給水機能が喪失した。3 月 12 日 15 時 36 分、水素ガスによると思われる爆発により R/B が破損し、天井部分がプール上部に落下した。ただし、天井部分は完全にオペレーティングフロアまでは落下しておらず、天井クレーン等に覆い被さる形でオペレーティングフロアの上部空間に留まった。

3 月 31 日、コンクリートポンプ車による最初の放水 (淡水) を実施したところ、R/B 上部からの蒸気発生を確認した。また、この際、因果関係は不明であるものの、D/W 圧力が低下した。

4 月 1 日、コンクリートポンプ車に設置したカメラで R/B 上部を観測したところ、位置関係から天井部分の一部が脱落しオペレーティングフロアに落下しているものと推定した。ただし、プールと床の境界近辺に落下しており、正確な落下位置は特定できていない。

5 月 14 日、コンクリートポンプ車による放水を試みたが、強風のため中止した。R/B 上部及びオペレーティングフロア内部の状況確認ができた。

5 月 20 日、コンクリートポンプ車による放水を実施したが、落下した天井の瓦礫が干渉し、プールへの直接の注水が出来ず、プール水の補給の成否を確認することが出来なかった。5 月 22 日、コンクリートポンプ車による放水をカメラで画像を確認しながら実施した。しかしながら、注水の可否についての明確な証拠は得られなかった。これまでに実施されたコンクリートポンプ車による放水では、確実な注水ができたかどうかは明確ではない。

5 月 28 日、淡水を水源とした FPC 配管による試験注水を実施し、翌日、本格注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルの上昇を確認したことから、満水を確認することができた。

6 月 5 日、再度、FPC 配管による注水を実施。予想される 5 月 29 日からの蒸発相当量の注水が完了した時点でスキマーサージタンクレベルが上昇した。

プール水量の変化が予測できるようになったことから、代替冷却系の導入までの間は、1 月に 1 回程度の注水を実施し、蒸発量を補給することでプール水位を維持する方針としている。1 号機の SFP への注水実績を表 2 に示す。

なお、8月10日11時22分、代替冷却系（図1参照）によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約47℃（代替冷却系入口温度）であり、8月27日頃には定常状態に達し、約30℃程度の水温で安定した状態にある。

表1 1号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

7X7	68
8X8	6
STEP2	218
使用済み計	292
新燃料(STEP3-B)	100
燃料合計	392

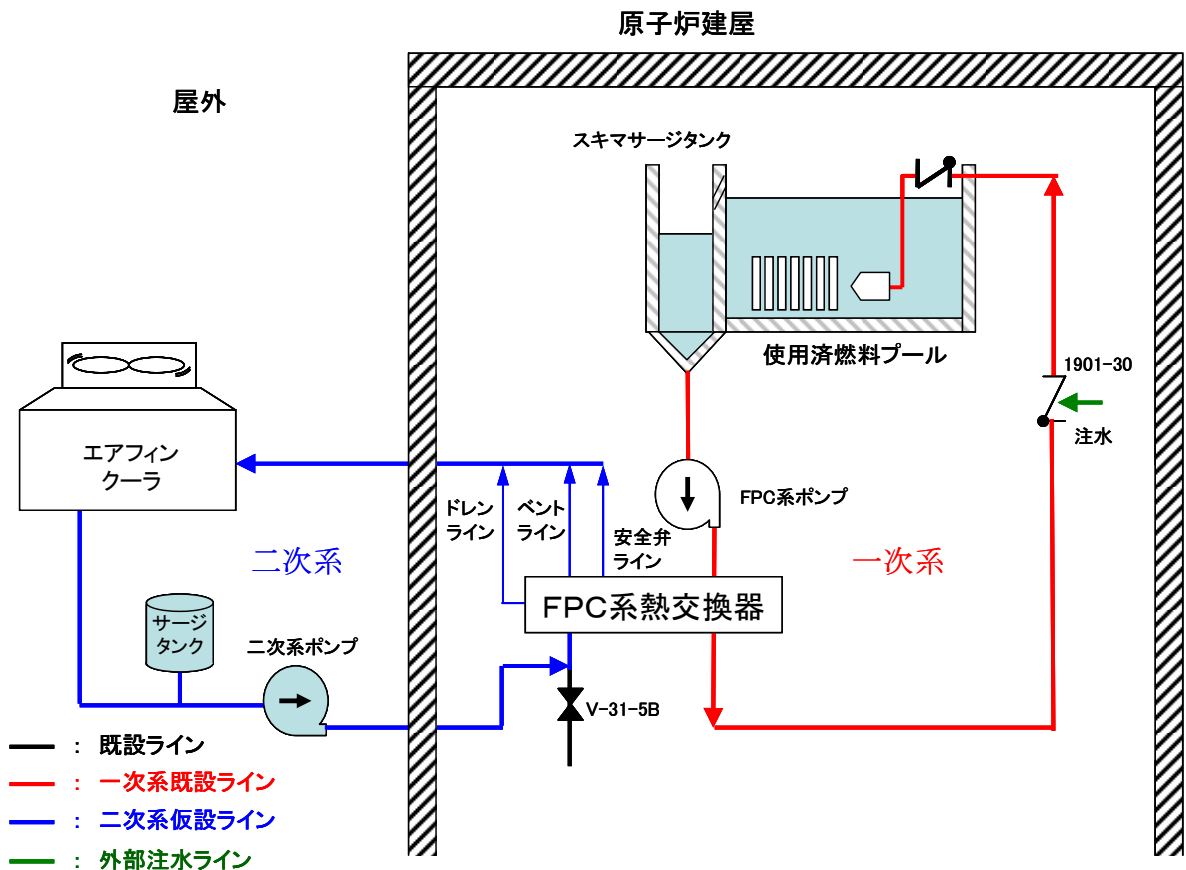


図1 1号機の代替冷却系の系統図

表 2 1号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

			注水量 合計	約578 (t)
日時	手段	種類	注水量(t)	
3/31 13:03~16:04	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	90	
4/2 17:16~17:19	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(放水位置の確認)	
5/14 15:07~15:18(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	— (強風の影響により放水中止)	
5/20 15:06~16:15(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	60 (約90tを予定していたが 風等の影響により放水停止)	
5/22 15:33~17:09(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	90	
5/28 16:47~17:00(放水)	FPC	淡水	5 (リークテスト)	
5/29 11:10~15:35	FPC	淡水	168	
6/5 10:16~10:48	FPC	淡水	15	
7/5 15:10~17:30	FPC	淡水	75	
8/5 15:20~17:51	FPC	淡水	75	

2. 調査によって確認された事項

(1) 1号機スキマーサージタンク水のサンプリング

1号機では平成23年6月22日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を実施した（分析日は6月22日、8月19日）。スキマーサージタンクを含むFPC系統図を図2に、分析結果を表3に示す。

分析結果等に基づく評価は以下の通り。

- ・ 1号機は平成22年3月25日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも1年程度冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131（半減期約8日）はSFPに貯蔵している燃料から放出されたものとは考えられず、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

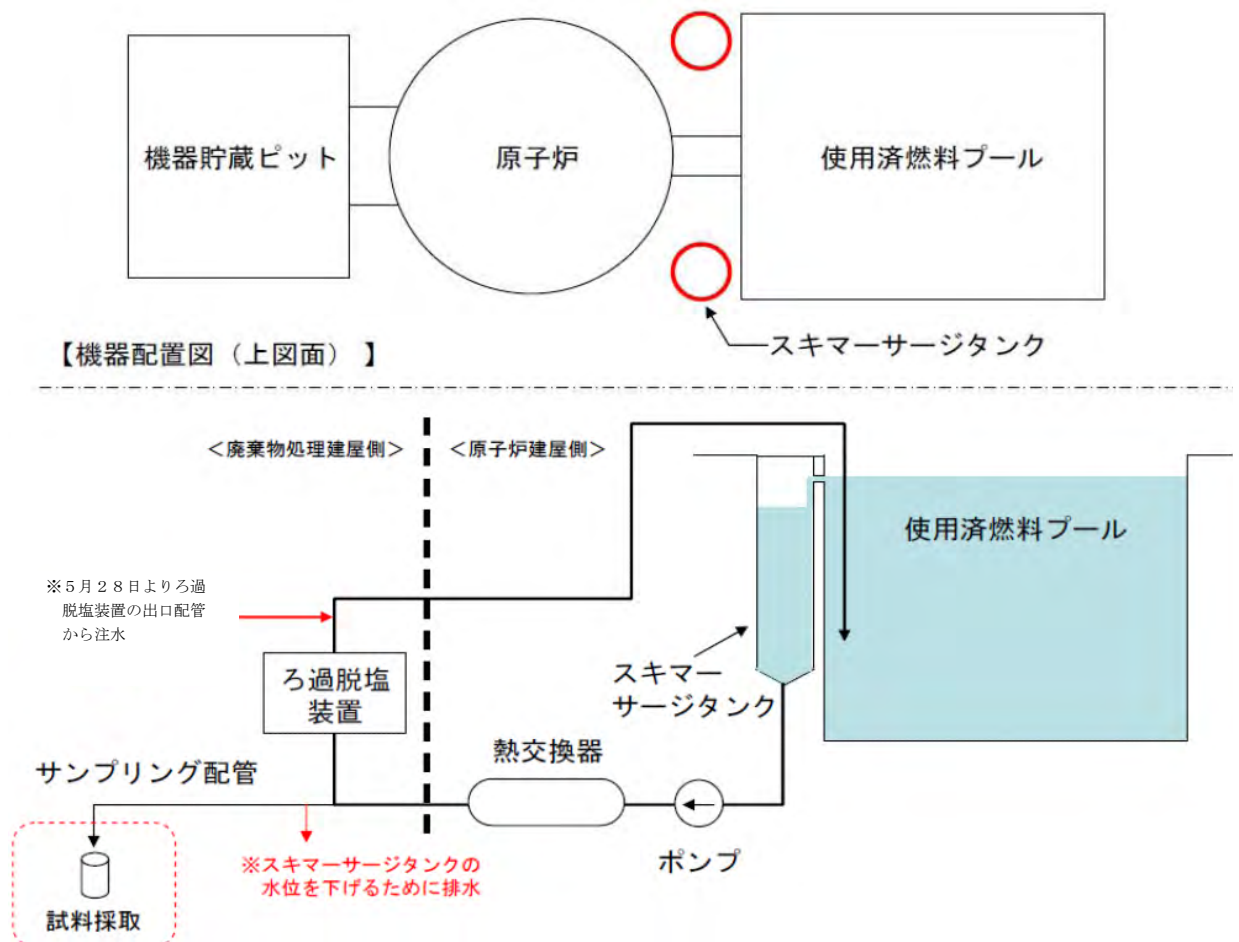


図2 FPC系統図

表3 1号機スキマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		6/22採取	8/19採取	(参考) 1号機SFP水 (2/11)	(参考) 1号機T/B地下階たまり水 (3/26)
Cs-134	約2年	12,000	18,000	検出限界未満	1.2 × 10 ⁵
Cs-137	約30年	14,000	23,000	0.078	1.3 × 10 ⁵
I-131	約8日	68	検出限界未満	検出限界未満	1.5 × 10 ⁵

(2) 1号機SFPの水位評価

図3に1号機SFPの評価結果を図示する。評価結果では、地震時のスロッシングと爆発の影響により3月13日までに水位が一旦低下すると仮定し、その後は水温が蒸発開始温度70℃に到達するまでは水位は維持され、以後は蒸発により水位は低下したと推定している。3月31日の注水及び5月下旬のFPC配管による注水により水位は回復し5月29日、6月5日にスキマーサージタンクレベルの上昇により満水が確認されている【図4】。満水までに注水された水量の合計値は413tであり、全量がプールに到達したとは考えにくいことから、事故発生時より満水確認時まで失われた水の量はこれよりも少ない量であると考えられる。通常水位のプールの水量は約1000tであり、プールの深さは燃料有効長の3倍程度であることから、1号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。また、1号機のプールは他号機のプールと比較して崩壊熱が小さいため、1ヶ月以上の間注水を実施していないが、水位低下量は小さく、6月末時点で水位は燃料ラック頂部上約6m付近と評価されている。

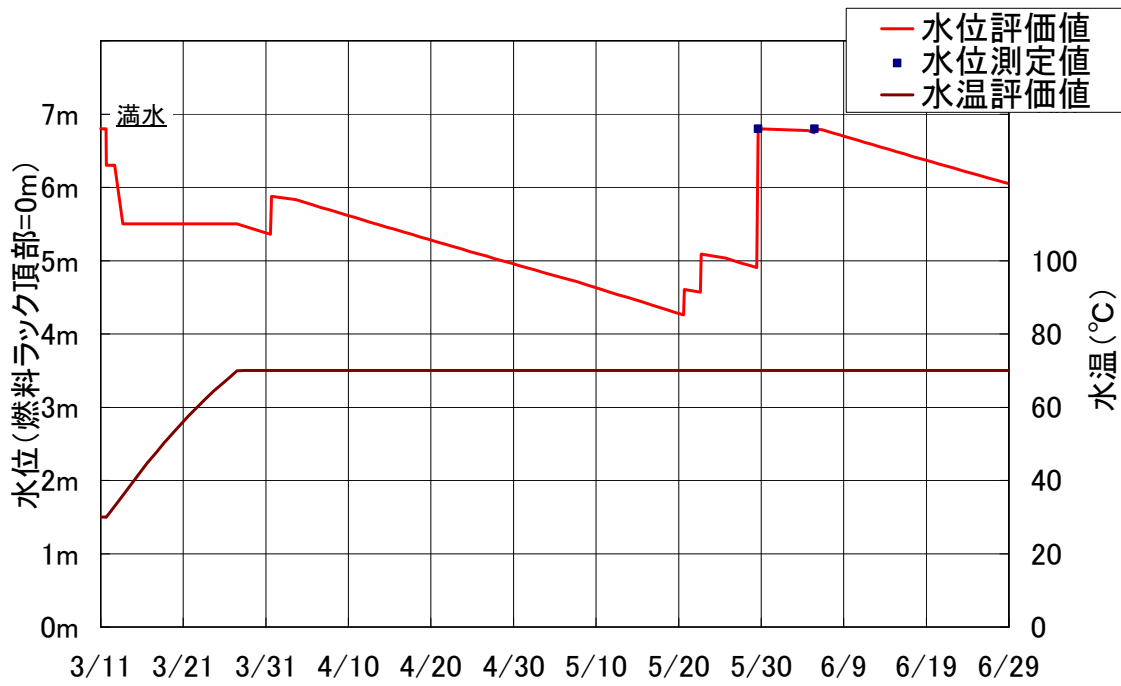


図3 1号機SFPの評価結果

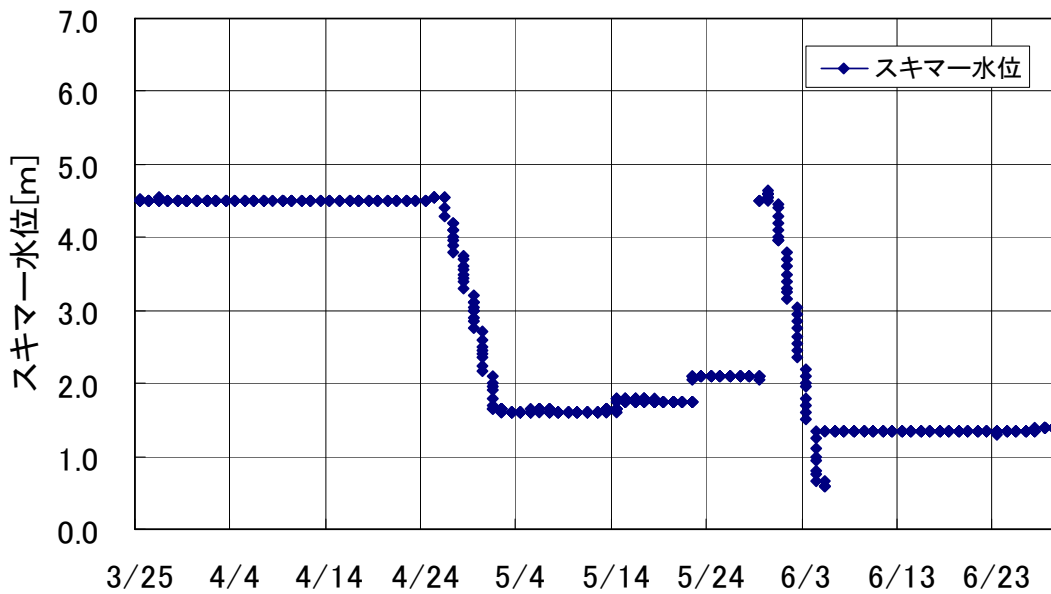


図4 1号機スキマーサージタンクレベル

福島第一 2号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFP の状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所2号機のSFPには、使用済燃料587体、新燃料28体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.62MW、6月11日の時点で0.52MWと評価している。2号機SFPに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月12日15時36分、1号機R/Bが水素ガスによる爆発と思われる爆発で破損したが、その爆発の影響により2号機R/Bのブローアウトパネルが開放された。どの時点から始まったかは不明であるが、ブローアウトパネルからは白いもやが放出されているのが確認された。

3月20日、海水を水源として既設のFPC配管を用いて注水を実施した。3月22日に再度注水したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した。3月29日以降は水源を淡水に切り替える事ができたため、海水の総注水量は88tであった。

4月16日、スキマーサージタンク水 (SFPからオーバーフローした水) のサンプリングを実施した。

4月10日、既設のFPC配管を用いた注水に、腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始し、以降、代替冷却系のインサービスまでにはほぼ一定の間隔で1082tを注水した。

5月31日17時21分、代替冷却系 (図1参照) によるプール水冷却を開始したが、6月1日、スキマーサージタンクレベルが低下したため注水を実施した。冷却開始時の水温は70℃ (SFP温度計指示値) であり、6月5日頃には定常状態に達し、その後は30℃程度の水温で安定した状態にある。2号機のSFPへの注水実績を表2に示す。

表1 2号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

7X7	3
STEP2	248
STEP3-B	336
使用済み計	587
新燃料(STEP3-B)	28
燃料合計	615

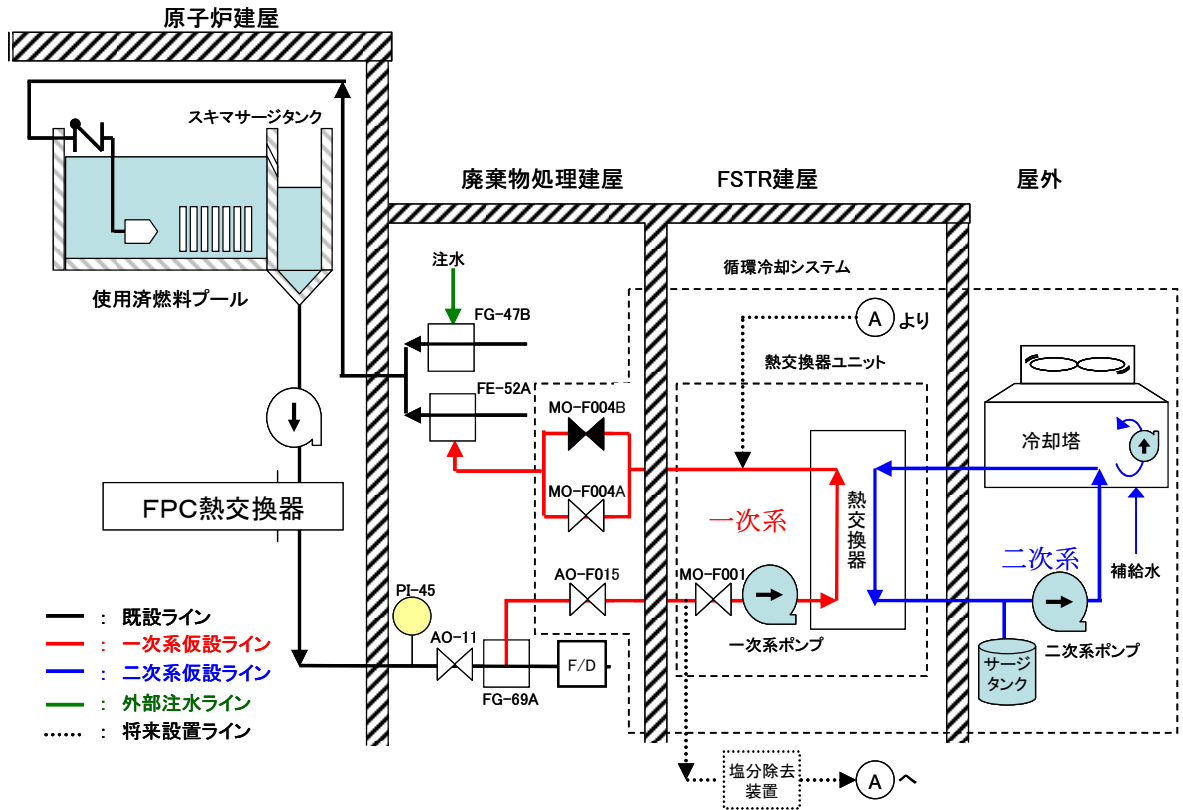


図 1 代替冷却系の系統図

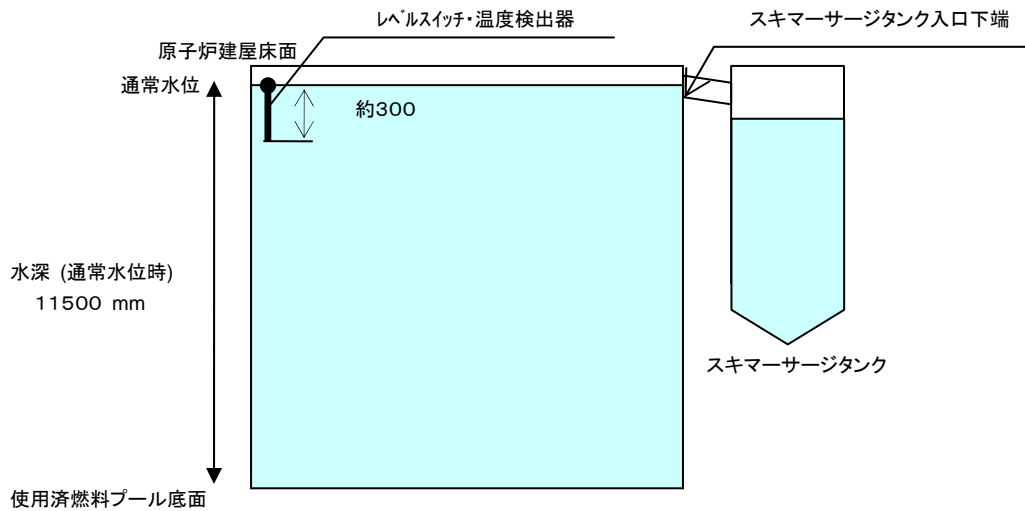


図 2 SFP概略図

表 2 2号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

日時	手段	種類	注水量合計
			(最大)約 1122 (t)
3/20 15:05~ 17:20	FPC	海水	40
3/22 16:07~ 17:01	FPC	海水	18
3/25 10:30~ 12:19	FPC	海水	30
3/29 16:30~ 18:25	FPC	淡水	15~30
3/30 19:05~ 23:50	FPC	淡水	20未満
4/1 14:56~ 17:05	FPC	淡水	70
4/4 11:05~ 13:37	FPC	淡水	70
4/7 13:29~ 14:34	FPC	淡水	36
4/10 10:37~ 12:38	FPC	淡水	60
4/13 13:15~ 14:55	FPC	淡水	60
4/16 10:13~ 11:54	FPC	淡水	45
4/19 16:08~ 17:28	FPC	淡水	47
4/22 15:55~ 17:40	FPC	淡水	50
4/25 10:12~ 11:18	FPC	淡水	38

4/28 10:15～ 11:28	F P C	淡水	43
5/2 10:05～ 11:40	F P C	淡水	55
5/6 9:36～ 11:16	F P C	淡水	58
5/10 13:09～ 14:45	F P C	淡水	56
5/14 13:00～ 14:37	F P C	淡水	56
5/18 13:10～ 14:40	F P C	淡水	53
5/22 13:02～ 14:40	F P C	淡水	56
5/26 10:06～ 11:36	F P C	淡水	53
5/30 12:06～ 13:52	F P C	淡水	53
5/31 17:21～SFP 循環冷却装置運用開始 10:47～11:04 (一次系水張り) 11:40～11:50 (L/T) 17:21～(T/R後イ ンサービス)	S F P 循環冷却装置	淡水	-
6/1 6:06～ 6:53 (スキマーサージタンク水 位低下のため)	F P C	淡水	25

2. 調査によって確認された事項

(1) 2号機スキマーサージタンク水のサンプリング

2号機では平成23年4月16日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を

実施した（分析日は4月17日、8月19日）。分析結果を表13に示す。

表3 2号機スキマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		4/16 採取	8/19 採取	(参考) 2号機 SFP水 (2/10)	(参考) 2号機 タービン建屋 地下階たまり水 (3/27)
Cs- 134	約2年	160,000	110,000	検出限界 未満	3.1×10^6
Cs- 137	約30年	150,000	110,000	0.28	3.0×10^6
I- 131	約8日	4,100	検出限界 未満	検出限界 未満	1.3×10^7

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・ 2号機は平成22年9月16日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも7ヶ月程度冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131（半減期約8日）はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、2号機のPCVから漏えいした放射性核種が、R/B内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。2号機はR/Bの損傷がないため、1号機や3号機の原子炉から飛来した放射能の影響ではなく、2号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。

(2) 2号機SFP水位評価

図3に2号機SFPの評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、水位は地震時のスロッシングの影響により低下すると仮定し、蒸発開始以降は蒸発により低下しているが、注水実施毎に水位が回復している。のこぎりの刃状に、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理がなされている。

なお、3月22日に海水を水源として既設のFPC配管を用いて注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した【図4】。満水までに注水された水量の合計値は58tであり、この水量が事故発生時より満水までに失われた水の量であると考えられ、これは通常水位のプールの水量約1400tと比較して充分小さい。

これらの水位に関する情報から、2号機のSFPの水位は維持され、燃料の

露出は無かったと考えられる。

2号機ではR/Bに大きな損傷がないため、本設のFPCによる注水が可能であり、当該ラインを用いた注水を定期的の実施している。SFPが満水になるとオーバーフロー水がスキマージタンクへ流れ込み、スキマージタンクの水位計が上昇するという原理を利用して、2号機ではSFPの水位を確認している。すなわち、スキマージタンクの水位上昇時をSFPの満水時として考えており、図3ではその点を水位測定値として示している。図3から水位評価値が測定値と概ね良く一致していることが分かる。3月中旬～下旬の評価値は測定値（満水）より低い理由は、初期のスロッシングの影響を大きく見積もっているためと推定される。

また、2号機では本設のSFPの水温計が利用可能な状態であり、定期的な測定を実施している。測定結果を図示しているが、注水直後に70℃付近まで上昇し、1～2日後には50℃程度まで低下するという傾向が繰り返されている。これはSFP水位の低下により温度計が水から露出し、露出後は水温ではなく雰囲気温度を示しているためである。

5月31日17時21分に代替冷却系をインサービスした結果、SFP水の冷却が進み、30℃程度の水温（7月7日14時時点で34℃）となっている。

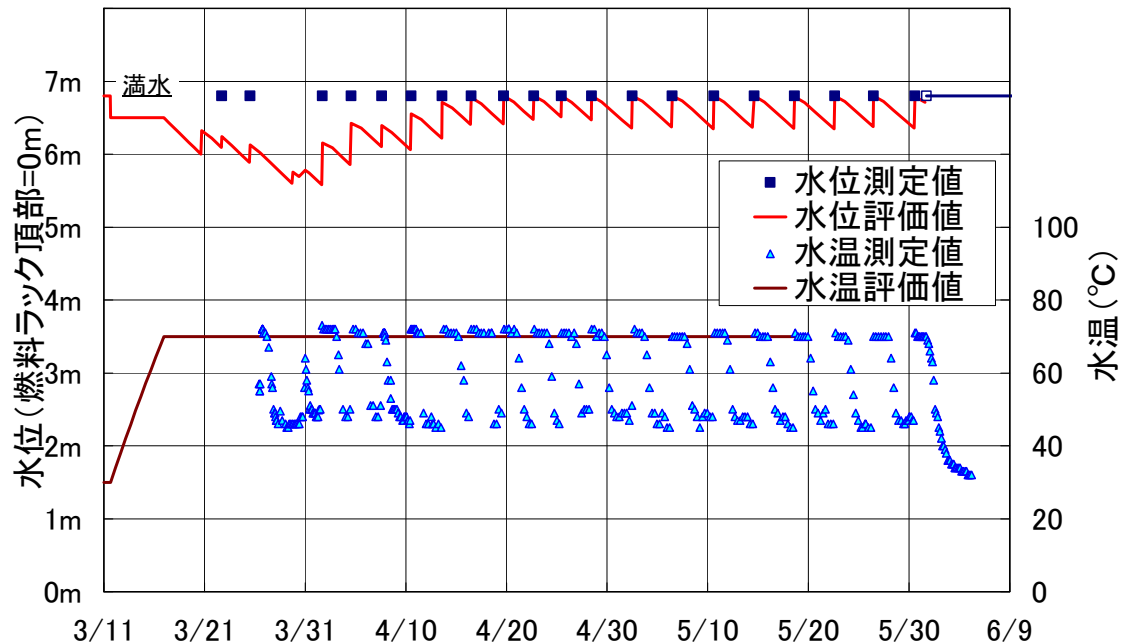


図3 2号機SFPの評価結果

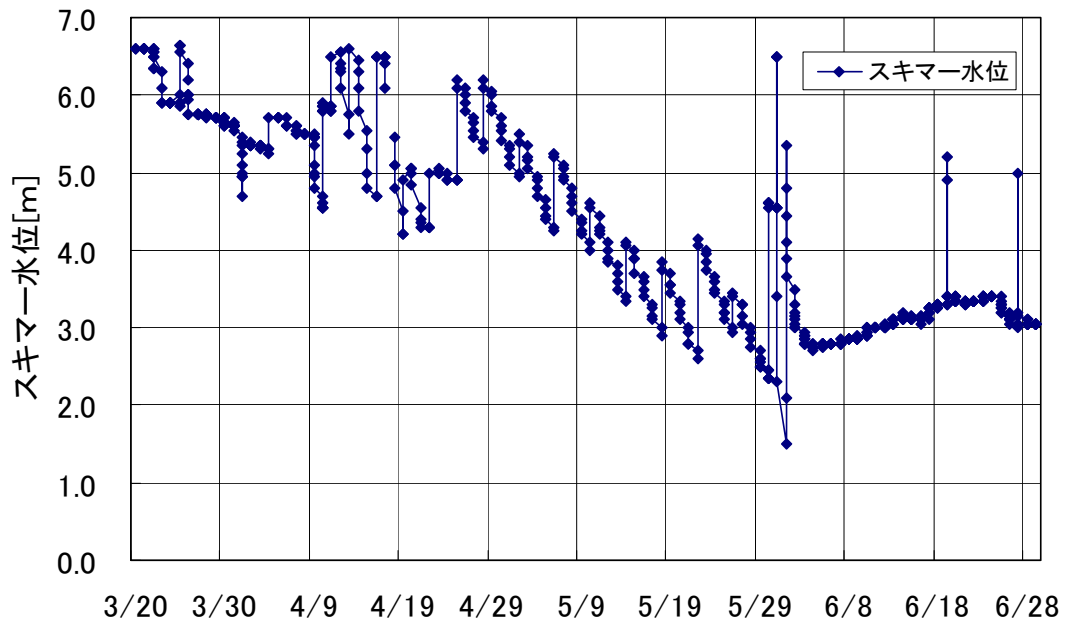


図 4 2号機スキマーサージタンクレベル

福島第一 3号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFP の状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所3号機のSFPには、使用済燃料514体、新燃料52体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.54MW、6月11日の時点で0.46MWと評価している。3号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日、14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月14日11時01分、水素ガスによると思われる爆発が発生し、R/Bのオペレーティングフロアから上部全体の外壁が破損し、SFPに大量の瓦礫が落下した。建屋の破損により、むき出しとなったオペレーティングフロアから大量の蒸気が放出されていることが確認された。

3月17日9時48分頃、ヘリコプターにより海水をR/B上部に放水。放水後に蒸気が立ち上ったことが確認された。3月17日19時05分、放水車によりSFPに向けて放水を開始。以降3月25日まで、放水車、屈折放水塔車によりSFPへ向けて放水を実施。(一部を除きほとんどが海水)。

3月23日、24日、既設のFPC配管を用いて注水(海水)を実施したが、ポンプの吐出圧力が予測よりも高く、系統の途中で詰まり等の可能性が想定されたことから、ほとんど注水されていないと判断した。

3月27日、コンクリートポンプ車による最初の放水を実施。実施後、R/B上部からの蒸気発生量の増加を観測した。以降4月22日まで、コンクリートポンプ車により約815tの放水を実施した。

3月29日、コンクリートポンプ車の水源を淡水に変更し、放水を実施した。4月12日、カメラを装備したコンクリートポンプ車に変更することで、カメラ画像により水位上昇を確認しながらの注水が可能となり、初めて3号機のSFPの満水を確認した。予定注水量の半分程度で満水が確認されたことから、従来の蒸発量予測が保守的であり必要量以上の注水が出来ていたことを確認した。この時点までに注水された水の内、余剰分はオーバーフローしていたものと思われる。オーバーフローが発生していたと推測される注水後には、因果関係は不明であるものの、原子炉ベローシール部等の温度が短時間の内に上昇、下降する挙動が確認されている。

4月22日、既設のFPC配管を用い、ストレーナを外しての試験注水を実施した。20分間の10t程度の注水でプール水位約9cmの上昇を確認し、注水可能と判断した。4月26日、既設の燃料プール冷却浄化系配管を用いて本格的に注水を実施し、以降6月29日まで、既設のFPC配管を用いて約8

24. 5 t の注水を実施した。

5月8日、SFP水のサンプリング、ビデオ撮影を実施した。

5月9日、既設のFPC配管を用いた注水に、材料腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始した。サンプリングの結果から、落下した瓦礫からのアルカリ金属（Ca等）の溶出により、プール水がアルカリ性を示すことが確認されたため、6月26日、27日、既設のFPC配管を用いた注水実施時に、アルカリ性を中和するためのホウ酸水を注入した。これにより注水前には強アルカリ性のpH11.2（5月8日測定）であったが、注水後には弱アルカリ性のpH9.0（7月7日測定）となり水質が改善した。

6月30日、代替冷却系（図1参照）によるプール水冷却を開始。冷却開始時の水温は約62℃。（代替冷却系入口温度）であり、7月7日頃には定常状態に達し、30℃程度の水温で安定した状態にある。

7月7日、FPCのサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFP水のサンプリングを実施した。3号機のSFPへの注水実績を表2に示す。

表1 3号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	42
STEP2	148
STEP3-A	324
使用済み計	514
新燃料(STEP3-A)	52
燃料合計	566

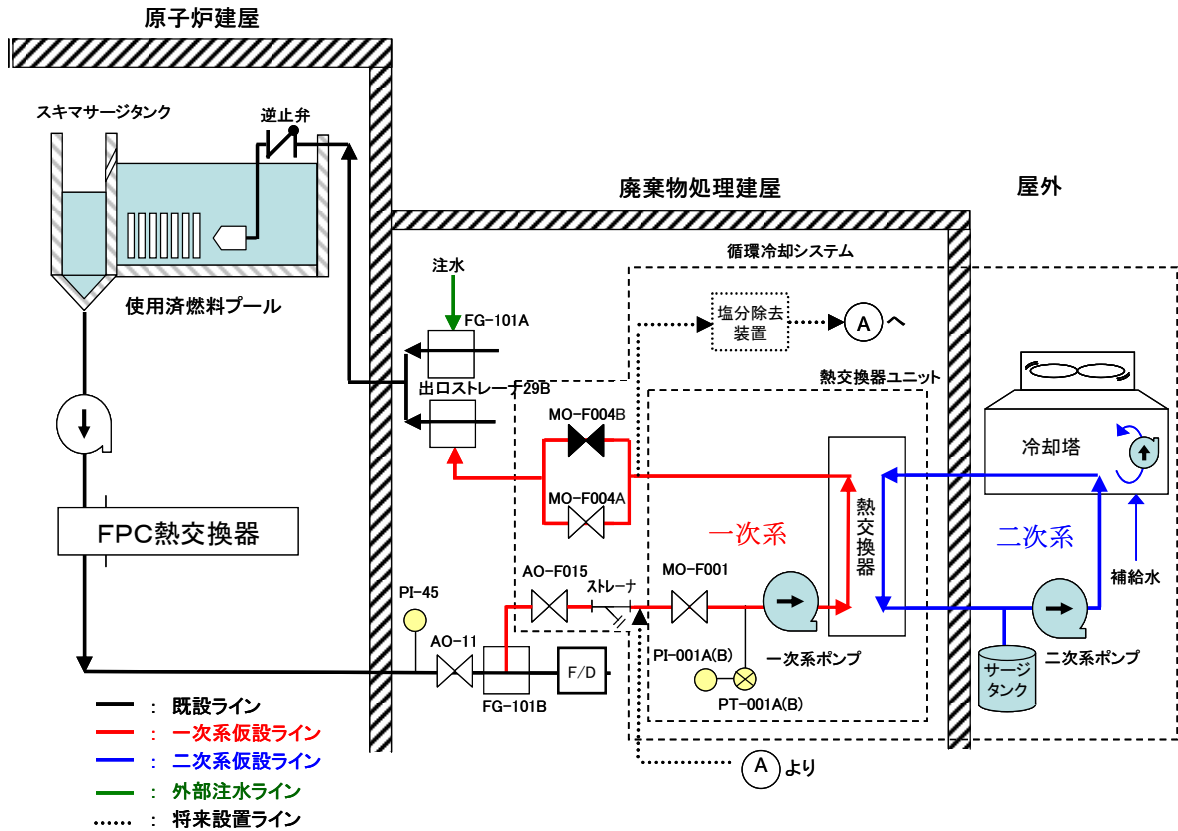


図 1 代替冷却系の系統図

表 2 3号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

			注水量合計
			約 6167.5 (t)
日時	手段	種類	注水量(t)
3/17 9:48~10:01	自衛隊ヘリ	海水	30
3/17 19:05~19:13	機動隊高压放水車	海水	44
3/17 19:35~,19:45~, 19:53~, 20:00~,20:07~20:09	自衛隊高压放水車	真水	30
3/18 14:00頃~14:38	自衛隊高压放水車	真水	40
3/18 14:42~14:45	米軍高压放水車	真水	2
3/19 0:30~1:10	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	60
3/19 14:10~3/20 3:40	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	2430
3/20 21:36頃~3/21 3:58	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	1137
3/22 15:10~15:59	東京消防庁屈折放水塔車等 (東京消防庁・大阪市消防局)	海水	150
3/23 11:03~13:20	FPC	海水	35
3/24 5:35頃~16:05頃	FPC	海水	120
3/25 13:28~16:00	東京消防庁屈折放水塔車等 (川崎市消防局)	海水	450

3/27 12:34~14:36	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	海水	100
3/29 14:17~18:18	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	100
3/31 16:30~19:33	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	105
4/2 9:52~12:54	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	75
4/4 17:03~19:19	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	70
4/7 6:53~8:53	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	70
4/8 17:06~20:00	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	75
4/10 17:15~19:15	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	80
4/12 16:26~17:16	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	35
4/14 15:56~16:32	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	25
4/18 14:17~15:02	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	30
4/22 14:19~15:40	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	50
4/26 12:00~12:02	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	(水面確認)
4/26 12:25~14:02	F P C	淡水	47.5
5/8 11:38 (水位計測) 12:10~14:10 (注水) 14:10~14:50 (水位計測、 ポンピング)	F P C	淡水	(水位計測、ポンピング) 60
5/9 12:14~15:00 (注水) (注水前後に水位計測)	F P C	淡水	(水位計測) 80

5/16 15:00~18:32	FPC	淡水	106
5/24 10:15~13:35	FPC	淡水	100
5/28 13:28~15:08	FPC	淡水	50
6/1 14:34~15:54	FPC	淡水	40
6/5 13:08~15:14	FPC	淡水	60
6/9 13:42~15:31	FPC	淡水	55
6/13 10:09~11:48	FPC	淡水	42
6/17 10:19~11:57	FPC	淡水	49
6/26 9:56~11:23	FPC	淡水 (ホウ酸含む)	45
6/27 15:00~17:18	FPC	淡水 (ホウ酸含む)	60
6/29 14:45~15:53	FPC	淡水	30
6/30 9:45~10:43(水張り及び漏えい確認) 18:33~(運転確認) 19:47(代替冷却システム起動)	SFP循環冷却装置	淡水	-

2. 調査によって確認された事項

(1) 3号機SFPプール水

3号機では平成23年5月8日にコンクリートポンプ車を用いてプール水を採取し、また、平成23年7月7日、8月19日にFPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFP水を採取した。採取したプール水についての放射性物質の核種分析を実施した(分析日は5月9日、7月7日、8月19日)。分析結果を表3に示す。

表 3 3号機 S F P 水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)					(参考) 3号機 タービン地下 たまり水 (4/22)
		3号プール水				(参考) 3/2 採取	
		5/8 採取	7/7 採取	8/19 採取			
Cs-134	約2年	140,000	94,000	74,000	検出限界 未満	1,500,000	
Cs-136	約13日	1,600	検出限界 未満	検出限界 未満	検出限界 未満	44,000	
Cs-137	約30年	150,000	110,000	87,000	検出限界 未満	1,600,000	
I-131	約8日	11,000	検出限界 未満	検出限界 未満	検出限界 未満	660,000	

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・ 3号機は平成22年6月19日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも10ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のCs-136やI-131はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。3号機T/B地下溜まり水の分析結果と核種毎の比率が同程度であることも原子炉由来の放射能である可能性が高いことを示している。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。
- ・ 5月8日と7月7日のサンプリングされたプール水の分析結果はから、Cs-134と137の同位体の存在比は同等であるものの、濃度が3割程度異なっている。ただし、サンプリングの回数が少なく、また、サンプリング手法が異なるため、この濃度差が有意であるのかは明確ではない。

(2) 3号機 S F P の水位評価

図2に3号機SFP水位の評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、地震時のスロッシングと爆発の影響により3月14日までに2m程度の水位の低下を仮定しているが、3月17日以降に集中的な放水を実施したことにより水位は回復しており、以後、定期的な注水(4月末～5月初めの期間はポンプ車の故障により注水できず)により満水付近で水位が管理さ

れている。なお、事象初期に実施された放水車等による放水、コンクリートポンプ車による注水、FPC配管からの注水は、それぞれプールへの実際の流入割合が異なると考えられるため、それぞれに歩留まりを設定している。

水位の測定は4月中旬以降からポンプ車に設置したカメラの観察画像を基に実施しているが、測定値は評価値と概ね良く一致している。SFP水位は、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理できているものとする。

なお、4月12日の満水確認時の注水量（約35t）は、漏れ等により失われる水の補給も考慮した想定注水量（約80t（4月10日の実績））よりも小さかったことから、崩壊熱により失われる以上の水位の減少は無かったと考えられる。また、満水確認後の注水の実績から1日あたりの蒸発量は、約10～20t程度と推定されるため、満水確認時までに蒸発により失われた水の量は320～640t程度となる。仮に、満水までプールへの注水が無かったと仮定しても、プール水量は約1400tであり、プールの深さは燃料有効長の約3倍程度であることから、水位は半分以上残る計算となる。また、蒸発以外にスロッシングや建屋爆発時に水位が減少すると仮定しても、露出するまでには2m以上の余裕がある。したがって、3号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

水温の測定については約60℃という1点の実績のみであるが、本測定結果はプール表層部の水のサンプリング結果であるため、プール水の平均的な温度より低いと考えられる。評価上の蒸発時の水温は、同程度の崩壊熱を有する2号機プールの実績から70℃と設定している。

3号機では建屋爆発以降、他号機と比べ多量の白い湯気がR/B上部から立ち昇る様子が確認された。プール内の燃料の崩壊熱による蒸発量は他号機と比較して大きくないので、この原因はプールからの蒸気ではなく、3号機プールに向けて放水したもののプールに命中しなかった水が何らかの経路により格納容器ヘッド側へ流入して蒸気発生したものと推測される。

6月30日19時47分に代替冷却系をインサービスした結果、SFPプール水の冷却が進み、30℃程度の水温（7月7日11時時点で30.8℃（熱交換機入口温度））となっている。

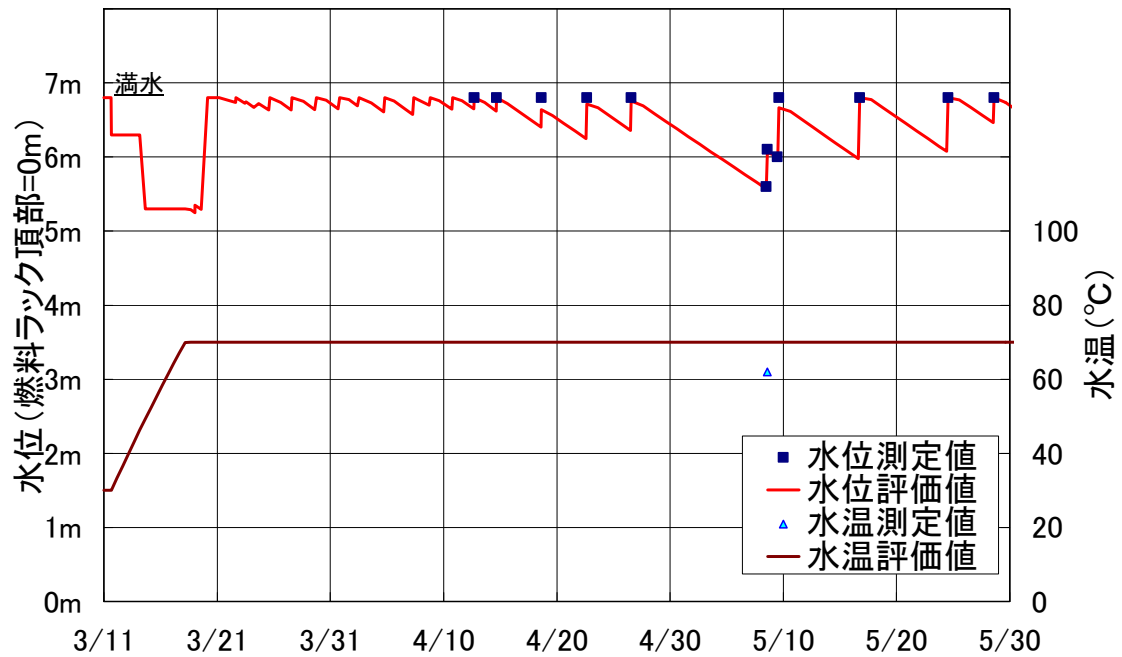


図2 3号機SFPの評価結果

(3) プール水中の状況

5月8日、プール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。図3に撮影された写真を示すが、プール水中には大量の瓦礫が落下しており、プールに保管されていた燃料等の状況は確認できなかった。



図3 3号機のSFP水中の状態

(4) プール水位・温度測定の実施方法

3号機については、プール水のサンプリング時に、水温の測定を実施している。測定方法は、図4に示すようにコンクリートポンプ車を用いて、熱電対を取り付けたケーブルを建屋上部から降ろし、着水による温度変化を確認する。この温度はプール水表層の温度であるため、より深い場所ではそれよりも高温である可能性が高い。

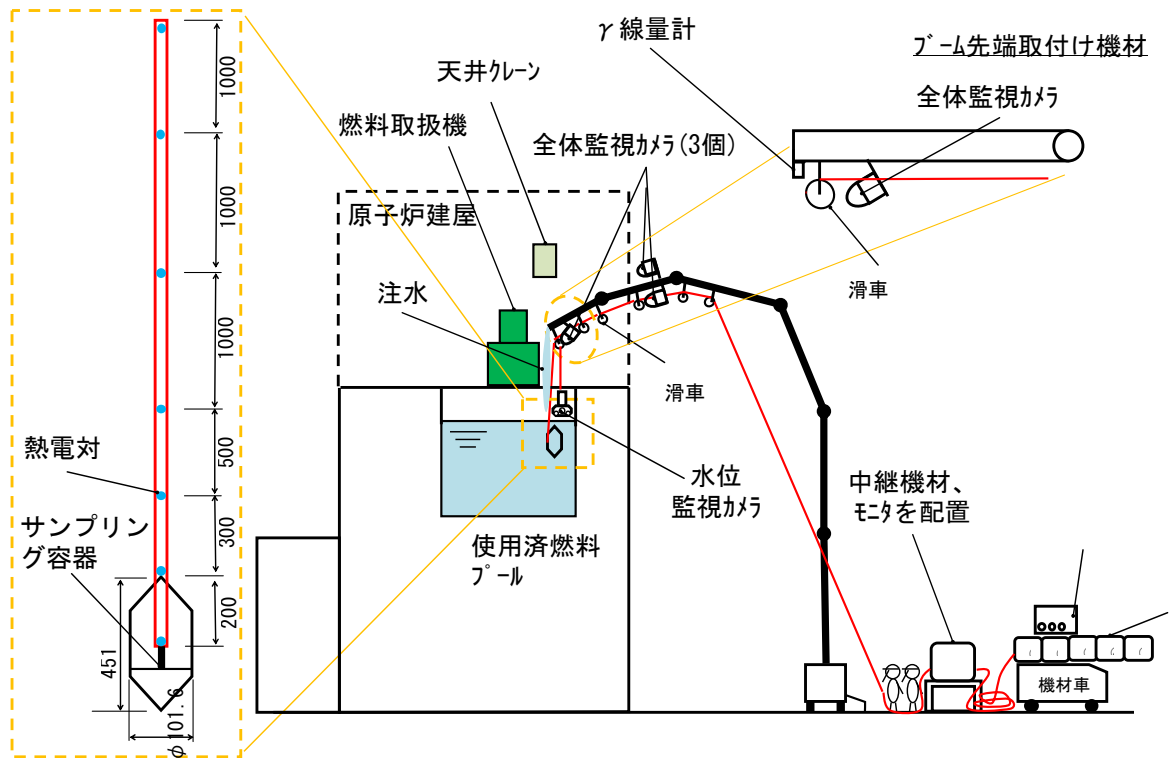


図 4 コンクリートポンプ車によるプール水位、水温の測定方法

福島第一 4号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFPの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所4号機のSFPには、使用済燃料1331体、新燃料204体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で2.26MW、6月11日の時点で1.58MWと評価している。4号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月15日6時頃、原因は不明であるが、水素ガスによると思われる爆発により、オペレーティングフロア上部等の壁面が破損した。

3月16日、3号機へのヘリコプターによる放水のための線量確認の際に、4号機のオペレーティングフロア近辺にまでヘリコプターが接近した。その際に、4号機プールの水面が目視により観測され、燃料が露出していないことが確認された。

3月20日、自衛隊が放水車による淡水放水を開始した。以降3月21日まで、約250tの地上からの放水を実施した。

3月22日、コンクリートポンプ車による海水放水を実施。以降6月14日まで、約5700tの放水を実施した。

3月25日、既設の燃料プール冷却浄化系配管を用いて注水を実施したが、配管の抵抗が大きく、ほとんど注水されていないと判断した。

3月25日、コンクリートポンプ車による放水を実施した。スキマーサージタンクレベルの上昇を確認したため、燃料プールが満水になっているとの推測がなされた。その後も4月12日までに数回のスキマーサージタンクレベルの上昇を観測したが、いずれも数cm程度であり、当時スキマーサージタンクレベルにより満水確認が可能であった2号機の上昇レベル(数十cm以上)と比較すると非常に小さい値であった。

4月12日、コンクリートポンプ車を用いて、燃料プール水のサンプリング及びそれに先だつての水位測定を実施した。その際に測定された水位はTAF上2.1mであり、それまでに観測されたスキマーサージタンクレベルの上昇は満水によるオーバーフローではなかったことが確認された。スキマーサージタンクレベルが上昇した理由は、その上昇速度が小さかったことから、プールに注水されずオペレーティングフロアの床に落下した水がドレン系等を通じてスキマーサージタンクに流れ込み水位を上げた可能性が高いものと考えられる。

4月22日、再びコンクリートポンプ車を用いた水位確認を実施した。4月12日以降の放水を必要最小限にとどめていたこともあり、全ての水がプール

へと注入できなかつたと推定されるため、水位は更に低下し TAF 上 + 1. 7 m と測定された。放水の歩留まりと崩壊熱による蒸発量を考慮すれば、プールの水位は予想の範囲内であったことから、プール満水に向けてのコンクリートポンプ車による水位測定と放水を実施し、4月27日に大幅なスキマーサージタンクレベルの上昇(4300→6050 mm)をもって、満水を確認した。4号機の SFP は、漏えいの可能性が指摘されていたが、その後の注水と水位の関係は、崩壊熱から予想される蒸発による減少の範囲の中にあり、SFP からの大量の水漏れがないことが推測された。

4月27日、原子炉ウェル側の水位を、事故以来初めて計測することができた。水位は TAF + 1. 8 m であり、発熱源がなく、地震発生以前は満水であったことから蒸発により大量に水が失われたとは考えにくく、SFP の水位低下に伴い、プールゲートを介して SFP 側へ流出したものと推定され、プールの水位もウェル水位と同程度(TAF + 1. 8 m 程度)と考えられる。

4月29日、建屋内の SFP ドレン系には大量のドレン水が存在しないことが確認されていることも、プールからの大量の水漏れは無いことの証拠となった。

4月28日、5月7日、SFP プール水のサンプリング、水位測定、ビデオ撮影を実施した。録画された映像から、SFP 内に瓦礫が落下していること、使用済燃料が燃料ラック内に収納された状態が維持されていること、プールゲートが健全であること等が確認された。

5月21日、コンクリートポンプ車による放水に、材料腐食防止のためのヒドラジンを注入した。

6月16日、仮設の燃料プール注水設備による注水を実施。以降7月31日まで、仮設の燃料プール注水設備により 280 t を注水した。

6月19日、DSピットに収納されている炉内構造物からの放射線量を抑える目的で、原子炉ウェル、DSピットへの原子炉内中性子モニタ(In Core Monitor)配管からの注水を実施した。

4号機の SFP は、原子炉ウェル、DSピットを含め注水手段が確保されており、スキマーサージタンクレベルから満水を確認でき、水位が安定に維持されている状態にある。4号機の SFP への注水実績を表 13-4-2 に示す。

7月31日12時44分に代替冷却系(図1参照)による SFP プール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約 75°C であり、8月3日頃には定常状態に達し、40°C 程度の水温で安定した状態にある。

表 1 4号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

7X7RD	1
8X8	4
8X8BJ	30
STEP2	560
STEP3-B	736
使用済み計	1331
新燃料(STEP3-B)	204
燃料合計	1535

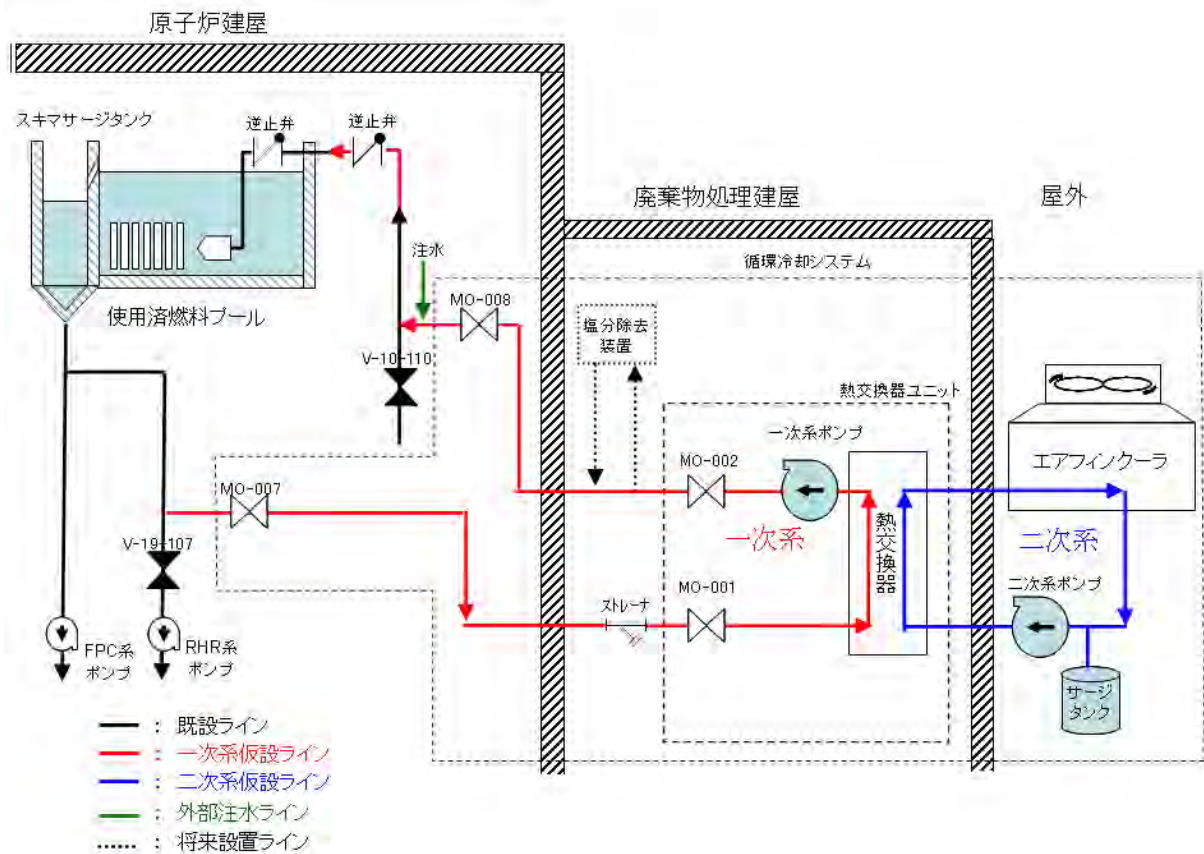


図 1 代替冷却系の系統図

表 2 4号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

日時	手段	種類	注水量(t)
		注水量合計	約6242(t)
3/20 8:21~9:40	自衛隊高圧放水車	真水	80
3/20 18:30頃~19:46	自衛隊高圧放水車	真水	80
3/21 6:37~8:41	自衛隊高圧放水車	真水	90
3/21 8:38~8:41	米軍高圧放水車	真水	2.2
3/22 17:17~20:32	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	海水	150
3/23 10:00~13:02	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	海水	125
3/24 14:36~17:30	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	海水	150
3/25 6:05~10:20	FPC	海水	21
3/25 19:05~22:07	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	海水	150
3/27 16:55~19:25	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	海水	125
3/30 14:04~18:33	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	140
4/1 8:28~14:14	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	180
4/3 17:14~22:16	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	180
4/5 17:35~18:22	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	20
4/7 18:23~19:40	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	38
4/9 17:07~19:24	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	90
4/13 0:30~6:57	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	195
4/15 14:30~18:29	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
4/17 17:39~21:22	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
4/19 10:17~11:35	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	40
4/20 17:08~20:31	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
4/21 17:14~21:20	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140

4/22 17:52~23:53	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	200
4/23 12:30~16:44	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
4/24 12:25~17:07	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	165
4/25 18:15~ 4/26 0:26	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	210
4/26 16:50~20:35	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	130
4/27 12:18~15:15	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	85
4/28 11:43~11:54	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測)
4/28 11:55~12:07	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(サンプリング)
4/29 10:29(水位計測)、10: 35(温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
4/30 10:14~10:28(水位計 測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/1 10:32~10:38(水位計 測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/2 10:10~10:20(水位計 測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/3 10:15~10:23(水位計 測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/4 10:25~10:35(水位計 測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/5 11:55~12:05(水位計 測、温度測定) 12:19~20:46(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定) 270
5/6 12:16(水位計測、温度 測定) 12:38~17:51(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定) 180
5/7 11:00(水位計測、水中 撮影、サンプリング) 14:05~17:30(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、水中撮影、 サンプリング) 120
5/9 16:05~19:05(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100

5/11	16:07~19:38(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	120
5/13	16:04~19:04(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/15	16:25~20:25(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
5/17	16:14~20:06(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	120
5/19	16:30~19:30(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/21	16:00~19:56(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	130
5/23	16:00~19:09(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/25	16:36~20:04(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	121
5/27	17:05~20:00(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/28	17:56~19:45(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	60
6/3	14:35~21:15(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	210
6/4	14:23~19:45(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	180
6/6	15:56~18:35(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	90
6/8	16:12~19:41(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	120
6/13	16:36~21:00(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	150
6/14	16:10~20:52(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	150
6/16	13:14~15:44(放水)	仮設放水設備	淡水	75
6/18	16:05~19:23(放水)	仮設放水設備	淡水	99
6/22	14:31~16:38(放水)	仮設放水設備	淡水	56
6/29	11:47~12:01(放水)	仮設放水設備	淡水	7 (リークチェック)
6/30	11:30~11:55(放水)	仮設放水設備	淡水	13
7/31	8:47~9:38(淡水)	仮設放水設備	淡水	25

2. 調査によって確認された事項

(1) 4号機SFPプール水のサンプリング

4号機では平成23年4月12日、4月28日、5月7日にコンクリートポンプ車を用いてSFPプール水を採取した。また、平成23年8月20日には、FPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFPプール水を採取した。採取したSFPプール水についての放射性物質の核種分析を実施した(分析日はそれぞれ4月13日、4月29日、5月8日、8月20日)。分析結果を表3に示す。

表3 4号機SFPプール水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)					(参考) 4号機 T/B地下階 たまり水 (3/24)
		4号プール水					
		4/12 採取	4/28 採取	5/7 採取	8/20 採取	(参考) 3/4 採取	
Cs-134	約2年	88	49	56	44	検出限界 未満	31
Cs-137	約30年	93	55	67	61	0.13	32
I-131	約8日	220	27	16	検出限界 未満	検出限界 未満	360

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- 3回の採取結果ともに事故発生前(3月4日)に採取された濃度よりは高いが、絶対値は大きくない。このため、プール内の大部分の燃料は健全な状態にあり、系統的な大量破損は発生していないと推測できる。
ただし、4号機ではR/Bが損傷しているため、プールに落下した瓦礫により一部の燃料が損傷した可能性を否定することはできない。
- 4号機は昨年11月30日に定期検査で停止し、最も冷却期間が短い燃料についても4ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131(半減期約8日)はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、1~3号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- 原子炉由来の放射能の経路としては、他号機のPCVからベント等により放出された放射性物質の飛来や放水した海水に含まれる放射能の影響の可能性が高いと考えられる。
- 核種の減衰とプール水量の変化を考慮した評価値は、表4のように測定値と同程度の値であり、3回の測定結果の関係は妥当であると言える。

表 4 4号機 S F P プール水の分析結果

	4/28採取分		5/8採取分	
	評価値*	測定値	評価値*	測定値
C s - 1 3 4	5 4	4 9	5 6	5 6
C s - 1 3 7	5 8	5 5	6 1	6 7
I - 1 3 1	3 5	2 7	1 7	1 6

* : 評価値とは4月12日採取データを基準として、減衰とプール水量の違いによる希釈を考慮した値

(2) 4号機 S F P の水位評価

図 2 に 4 号機 S F P の評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、水位は地震時のスロッシングと爆発の影響により低下したと仮定し、その後は蒸発により低下している。3月20日以降注水により水位回復を図っているが、4月20日頃までは蒸発量が注水量を上回っており、燃料ラック頂部+1.5mまで水位は低下している。4月22日～27日に集中的な注水により満水まで回復した後、5月5日まで注水を停止して水位減少の傾向確認を実施している。その後は集中的な注水により満水に回復し、以降は蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理がなされている。なお、事象初期に実施された放水車等による放水、コンクリートポンプ車による注水、仮設の S F P 注水設備からの注水は、それぞれプールへの実際の流入割合が異なると考えられるため、それぞれに水位測定結果等から推定される歩留まりを設定している。

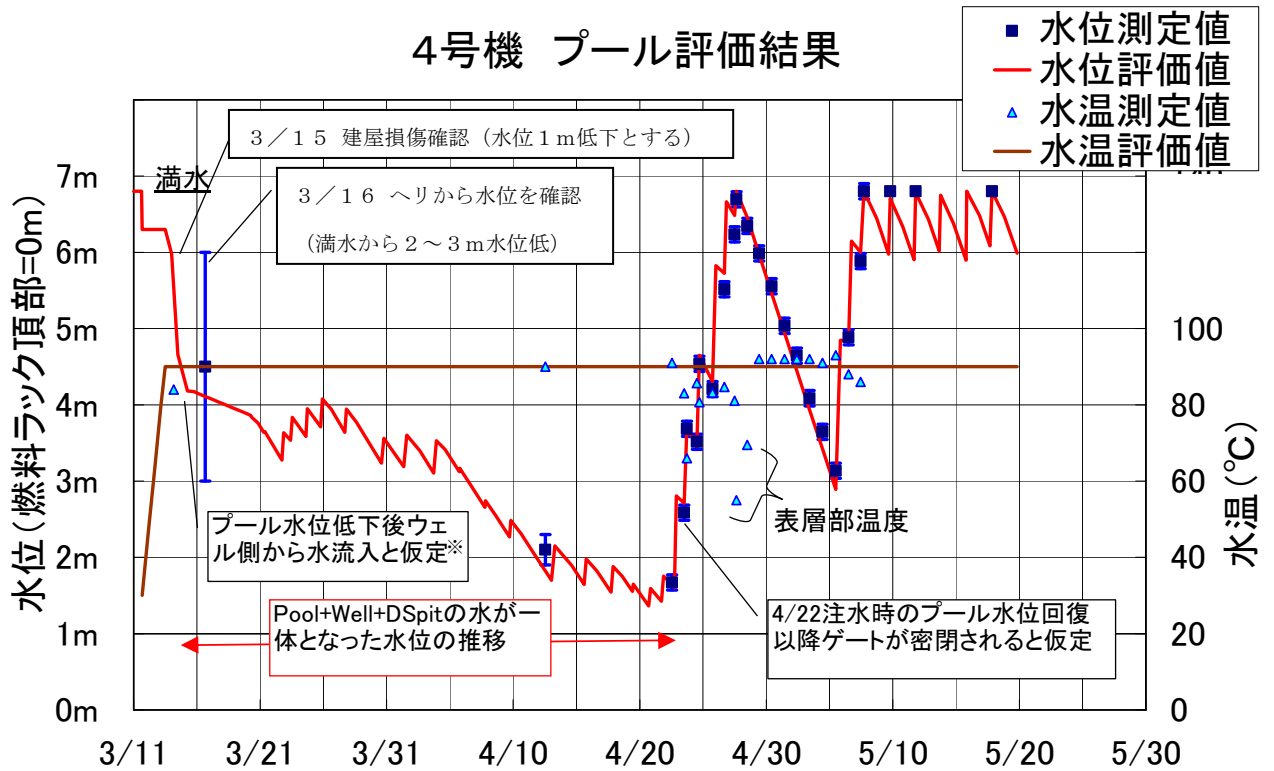
4月中旬以降はコンクリートポンプ車に熱電対を吊り下げることにより水位測定が頻繁に実施されているが、測定値は評価値と概ね良く一致している。

水位評価では、全体的にプール水位が低下傾向にある4月22日以前は S F P と原子炉ウェルの水が一体とし、それ以降の集中的なプール注水実施以後は S F P の水は原子炉ウェルとは独立したものとしている。原子炉ウェル水位については、燃料ラック上約2m程度で一定であると測定結果が5月上旬から得られており、評価結果と概ね良く一致している。

4号機では、2号機と同様に注水後のスキマーサージタンクの水位計の変動を確認することによって満水確認を行っている。しかし、3月中旬～4月中旬での満水確認は誤りだったことがその後の水位測定実績により分かっている。誤りの理由は、注水中に注水の一部が何らかの経路からスキマーサンジタンク側に流れ、その結果として S F P が満水に至っていないにもかかわらず水位計が変動したことを満水と誤認したものと考えられている。当時のレベル変動は、4月下旬以降の明確で大きな変動と比較すると、緩慢で少量なレベル変動であった。3月中旬～4月中旬に注水を実施しているにもかかわらず、水位が低下

傾向にあり回復していないのはこのためである。

水温の測定はコンクリートポンプ車に熱電対を吊り下げるという方法で水位測定と合わせて実施されている。多くの測定結果は90℃程度であり、2号機の測定結果70℃程度と比較して高い値となっているが、これは4号機SFPの燃料の崩壊熱が高いため、準定常状態となった際の温度が高めになっていることが理由である。図2には70℃以下の測定結果も数点あるが、これらはプール表層部の水をサンプリングしているため等の理由によるものと考えられる。



※:水位評価値においては、ウェル・DSピット側からプール側への水の流入を考慮している。

図2 4号機SFPの評価結果

水位の実測値が概ね評価値と整合していることから、プールは水位維持に影響を与えるような漏えいは生じていないと考えられる。

その後のコンクリートポンプ車を用いた水位の測定結果も、概ね評価値と整合する結果となっており、また、平成23年4月28日には、水中カメラにて、プール内の燃料及び燃料ラックが概ね健全であったことも確認されている。

これらのことから、地震発生以降現在に至るまで、プールには水位の維持に影響を与えるような破損は生じておらず、注水により水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

(3) プールゲートの構造

プールゲートは図3に示すとおり、SFPと原子炉ウェルとの連結部をSFP側からふさぐ形の構造になっており、その水密性はSFPからの水圧で保たれる。運転時は原子炉ウェル側に水がないため、プールゲートには大きな水圧がかかる。一方、4号機は定期検査中であり、原子炉ウェル側にも水が蓄えられており、FPCの冷却が失われた以降は、SFP側の保有水が蒸発により失われていく状況にあったため、原子炉ウェル側の水位が高く、SFP側の水位が低くなる関係となったものと考えられる。その場合、図4、5に示すようにプールゲートは通常とは逆側から水圧を受けることになり、構造上プールゲートの密閉性は失われ、水位が原子炉ウェル側と同じになるまで水が流れ込むこととなる。(2)に示した水位挙動評価では、この効果を前提としているため、SFPの水位低下は緩やかなものとなっている。ただし、4月22日の注水以降、SFPの水位が回復した結果、原子炉ウェル側の水位が低く、SFP側の水位が高くなる関係となったものと推測されるため、プールゲートの水密性が再び維持されるとの仮定を用いて評価しているが、この仮定による評価は観測結果とよく一致する。

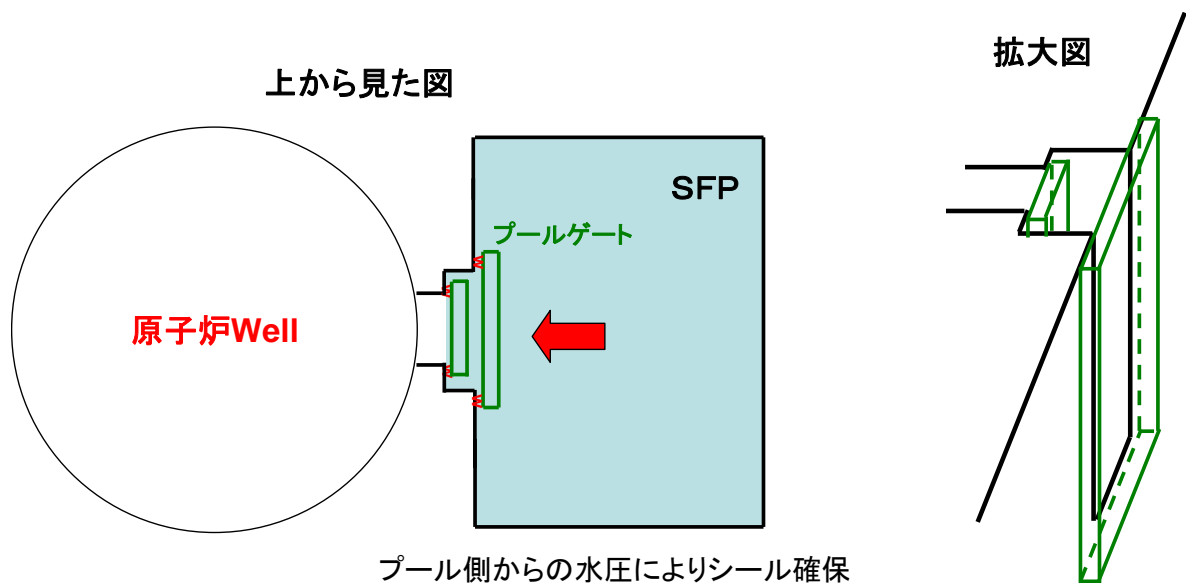


図3 プールゲートの構造

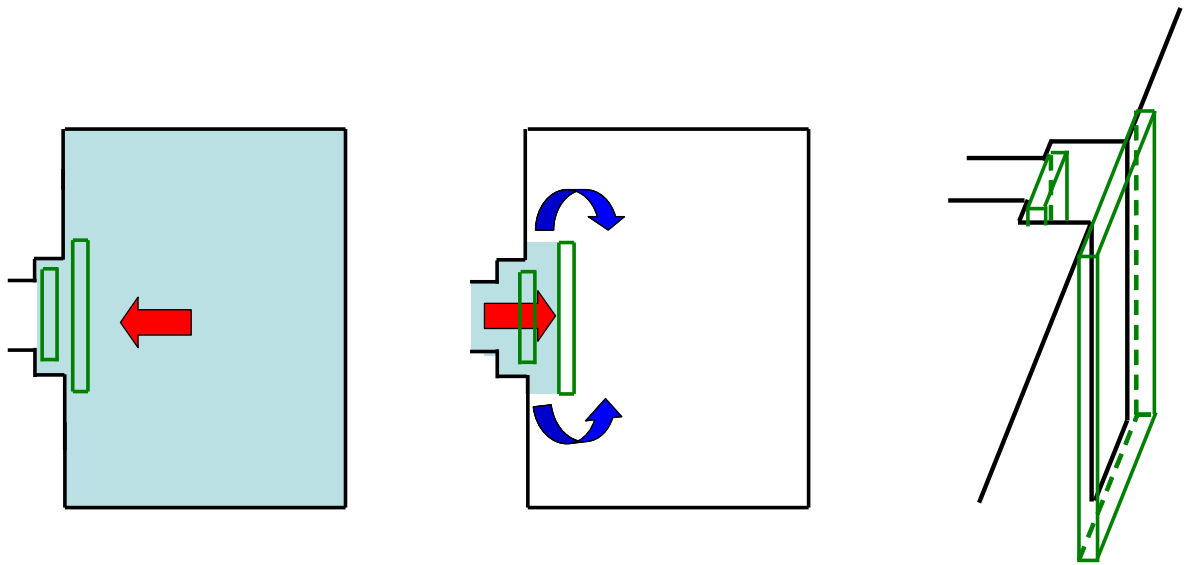


図 4 プールゲートからの水流入のメカニズム (その 1)

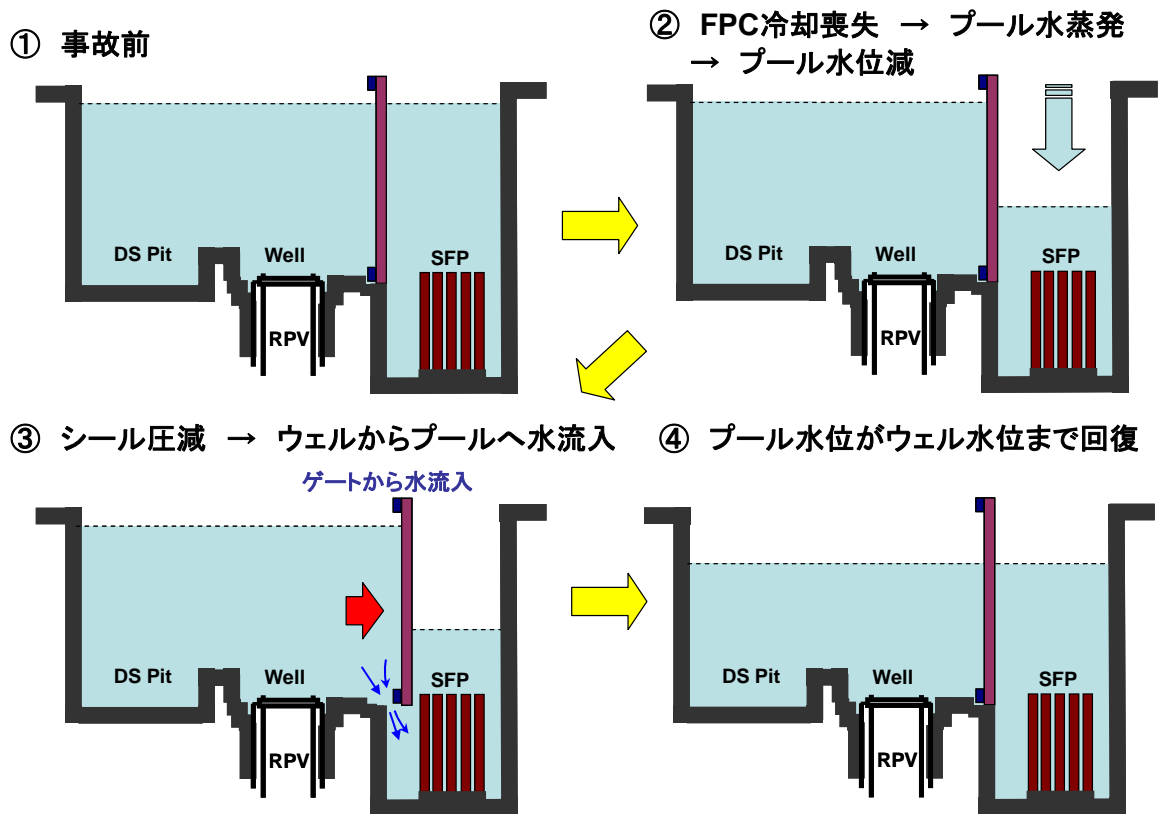


図 5 プールゲートからの水流入のメカニズム (その 2)

(4) プール水中の状況

5月7日、プール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。図6、7、8、9に撮影された写真を示す。プール水中には大小様々な瓦礫が落下しているが、プールに保管されていた燃料はラックに収納された状態を維持しており、大量の燃料破損は無いことが確認された。



図6 4号機のプール水中の状況（その1）

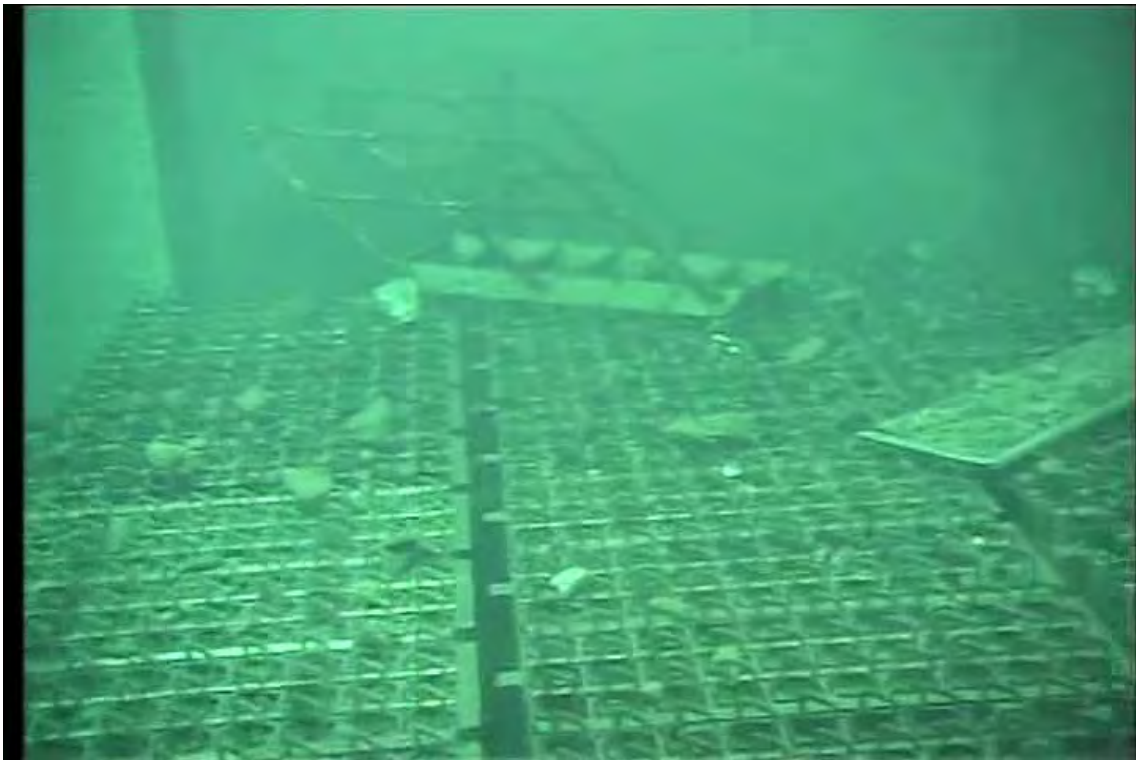


図 7 4号機のプール水中の状況 (その2)



図 8 4号機のプール水中の状況 (その3)

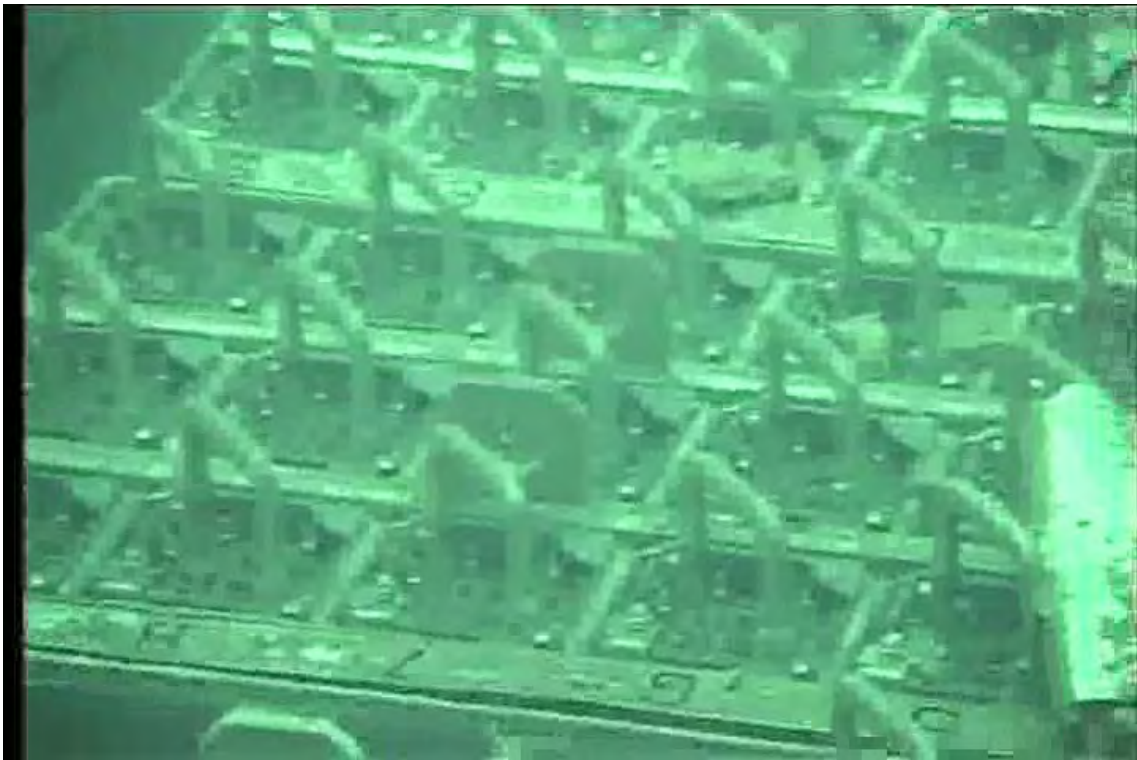


図9 4号機のプール水中の状況（その4）

(5) プール水位・温度測定の実施方法

4号機については、SFPプール水のサンプリング時等に、プール水位、水温の測定を実施している。測定方法は、図10に示すようにコンクリートポンプ車を用いて、一定間隔でのマーキング及び熱電対を取り付けたケーブルを建屋上部から降ろし、燃料交換機の手すりなど位置情報が分かっている点を基点として、着水による温度変化が表れるまでの巻き下げ長さを測定することで水位を確認する。そのため、測定結果には10cm程度の誤差が存在するものと考えている。水位測定時の温度変化は、プール水表層の温度である。したがって、場合によっては更に熱電対を水中に降下させ、プール水の平均温度とみなせる深さでの水温測定も実施している。

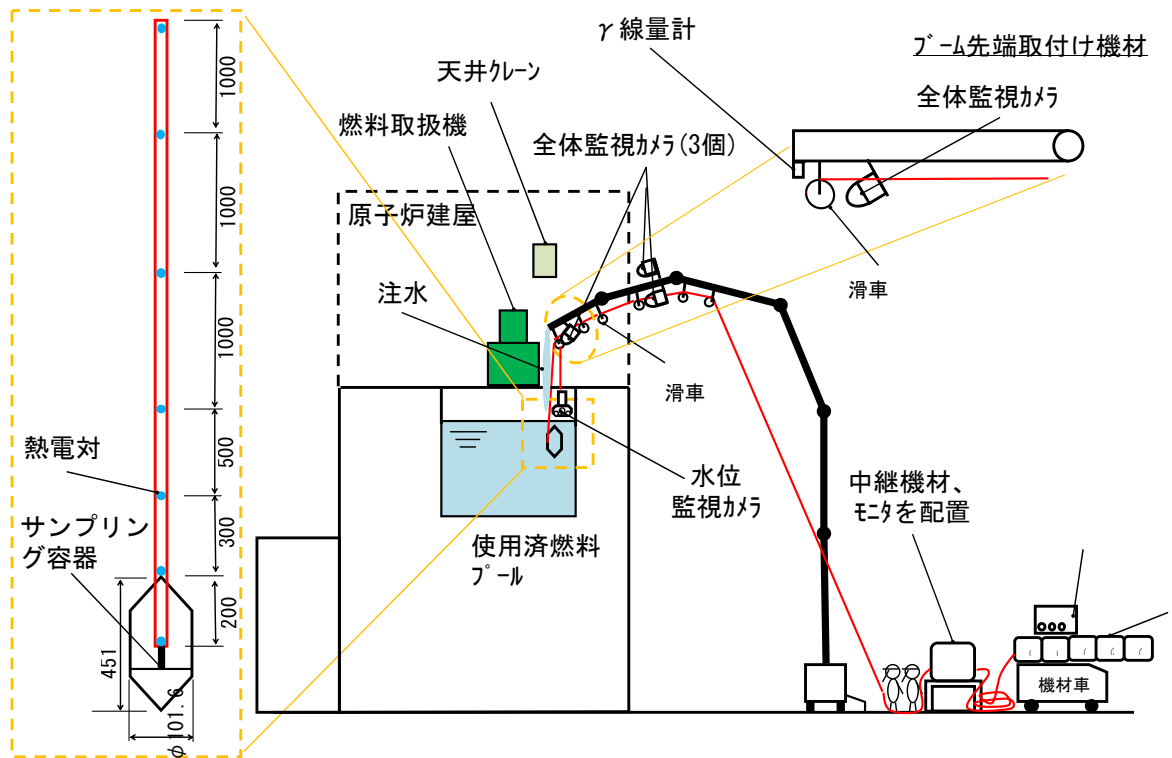


図 10 コンクリートポンプ車によるプール水位、水温の測定方法

福島第一 5号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFP の状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所5号機のSFPには、使用済燃料946体、新燃料48体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で1.01MW、6月11日の時点で0.76MWと評価されている。5号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失しSWポンプも機能を喪失したため、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。

SFPの水温は上昇を続けたが、3月19日5時00分にRHRポンプを手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始したことで水温の上昇は最大68.8℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。RHRは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、SFPプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、30～50℃程度の間を推移してきた。

なお、6月25日からは、FPCによる冷却が出来るようになったことで、より安定した冷却状態を維持できるようになり、SFP水温は30℃程度で安定している。

表1 5号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	27
STEP2	487
STEP3-B	432
使用済み計	946
新燃料(STEP3-B)	48
燃料合計	994

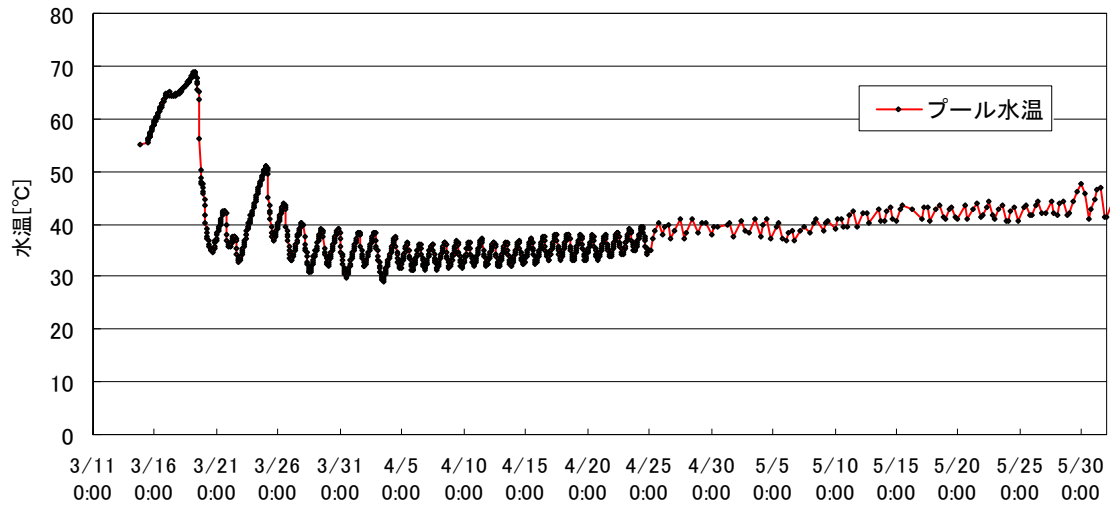


図1 5号機 SFPの水温の推移

福島第一 6号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査

1. SFP の状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所6号機のSFPには、使用済燃料876体、新燃料64体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.87MW、6月11日の時点で0.73MWと評価されている。6号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、SWポンプが機能を喪失（ただし、D/G 6Bは機能維持した）したため、SFPの冷却機能が喪失した。

SFPの水温は上昇を続けたが、3月19日22時14分にRHRポンプを手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始したことで水温の上昇は最大67.5℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。RHRは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、SFPプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、20～40℃程度の間を推移した。

現在は、気温の上昇等の影響もあり、SFP水温は30～50℃程度で安定している。

表1 6号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	144
STEP2	316
STEP3-B	416
使用済み計	876
新燃料(STEP3-B)	64
燃料合計	940

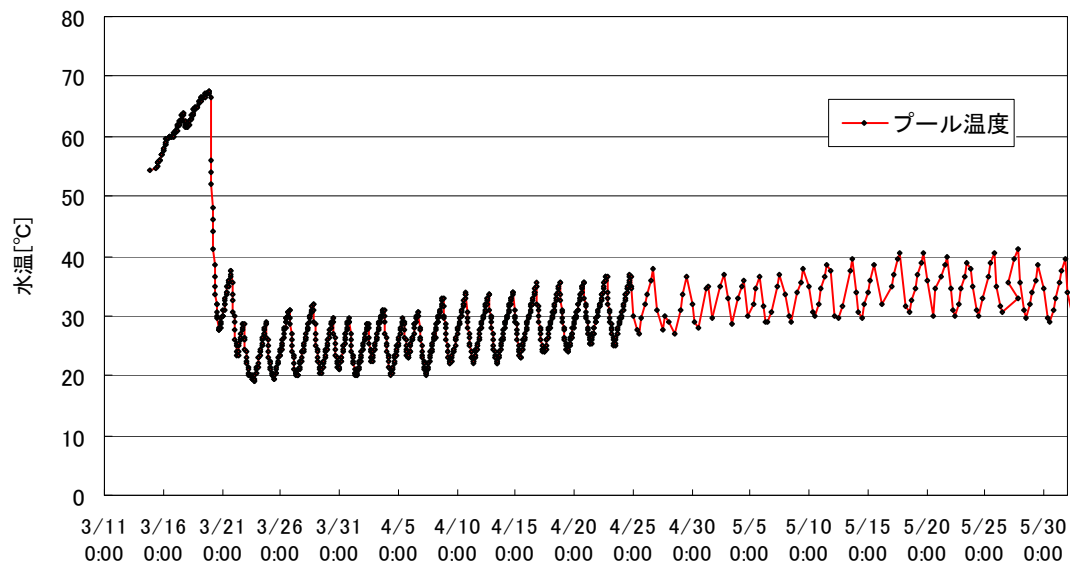


図1 6号機 SFPの水温の推移

福島第一 共用プールの状況調査

1. 共用プールの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所の共用プールには、使用済燃料6375体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で1.13MW、6月11日の時点で1.12MWと評価されている。共用プールに貯蔵されていた燃料体数を表1に示す。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の襲来により、全交流電源を喪失したため、共用プールの冷却機能（空冷）及び補給水機能を喪失した。

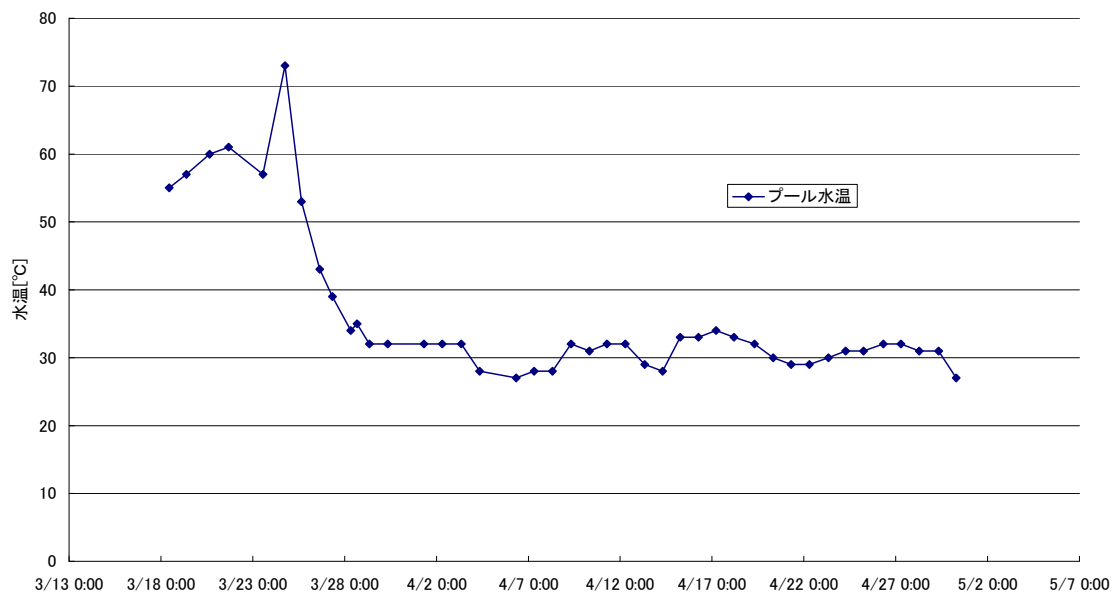
3月18日、共用プールの点検を実施し、水位が確保されていることを確認した。

その後共用プール水温は上昇を続けたが、外部電源の復旧に伴い、共用プールの電源について仮設電源設備を経由して受電し、3月24日18時、仮設の冷却設備がインサービスされたため、水温の上昇は最大73℃に留まり、安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。（図1参照）

その後は、30～40℃程度の温度で安定した状態を維持している。

表1 共用プールのSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	5 1 5 3
STEP 2	1 2 2 2
使用済み計	6 3 7 5



共用プールの水温の推移

2. 調査によって確認された事項

(1) 共用プール水のサンプリング

共用プールでは平成 23 年 5 月 13 日に、プール水をオペレーティングフロアより柄杓でくみ上げて採取した。採取したプール水についての放射性物質の核種分析を実施した（分析日は 5 月 14 日）。分析結果を表 2 に示す。

表 2 共用プール水の分析結果

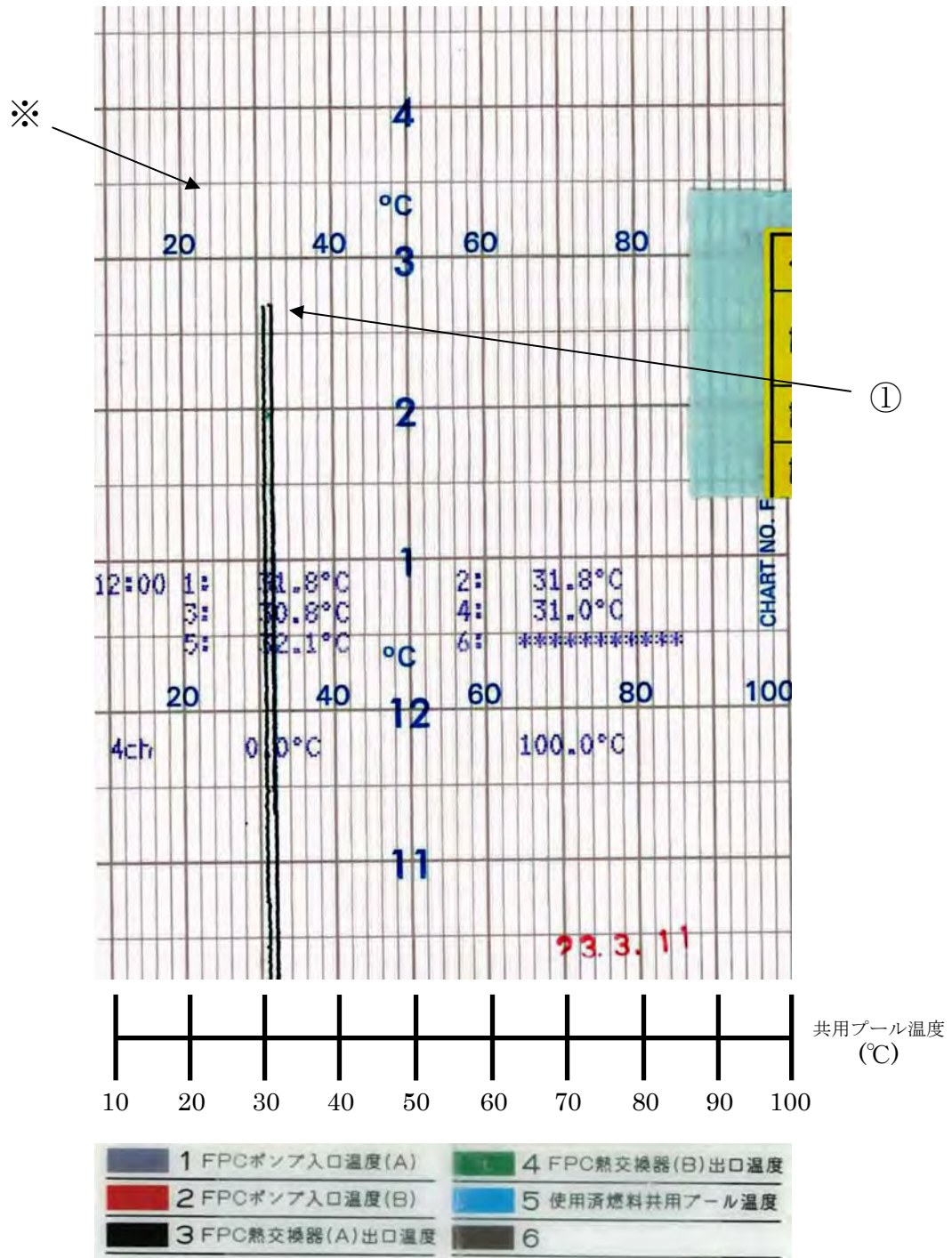
検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)	
		共用プール水	
		5/13 採取	(参考) 2/10 採取
Cs-134	約 2 年	0.17	検出限界未満
Cs-137	約 30 年	1.2	検出限界未満
I-131	約 8 日	検出限界未満	検出限界未満

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- 5 月 13 日に採取したプール水から検出された放射能の絶対値は低く、また、事故発生以降、共用プールの水位は維持されていた状況にあることから、共用プール内燃料集合体の破損の可能性は低いと推測できる。

プラントデータチャート

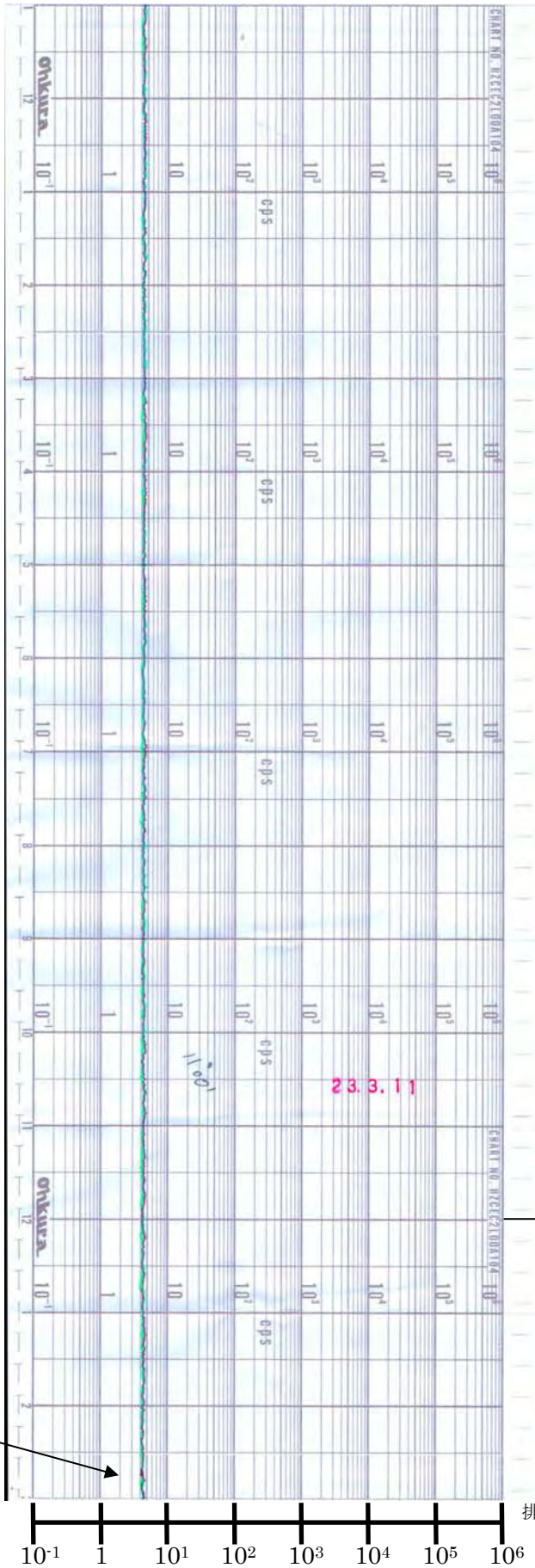
【福島第一 共用プール 共用プール温度】



- ① 14時46分 地震発生
- ※ 電源喪失による記録の停止

【福島第一 共用プール SFP 排気放射線モニタ (1/2)】

SFP 排気放射線モニタ	
■	SFP 排気放射線モニタ A
■	SFP 排気放射線モニタ B



2011/3/11 12:00

① 14時46分 地震発生

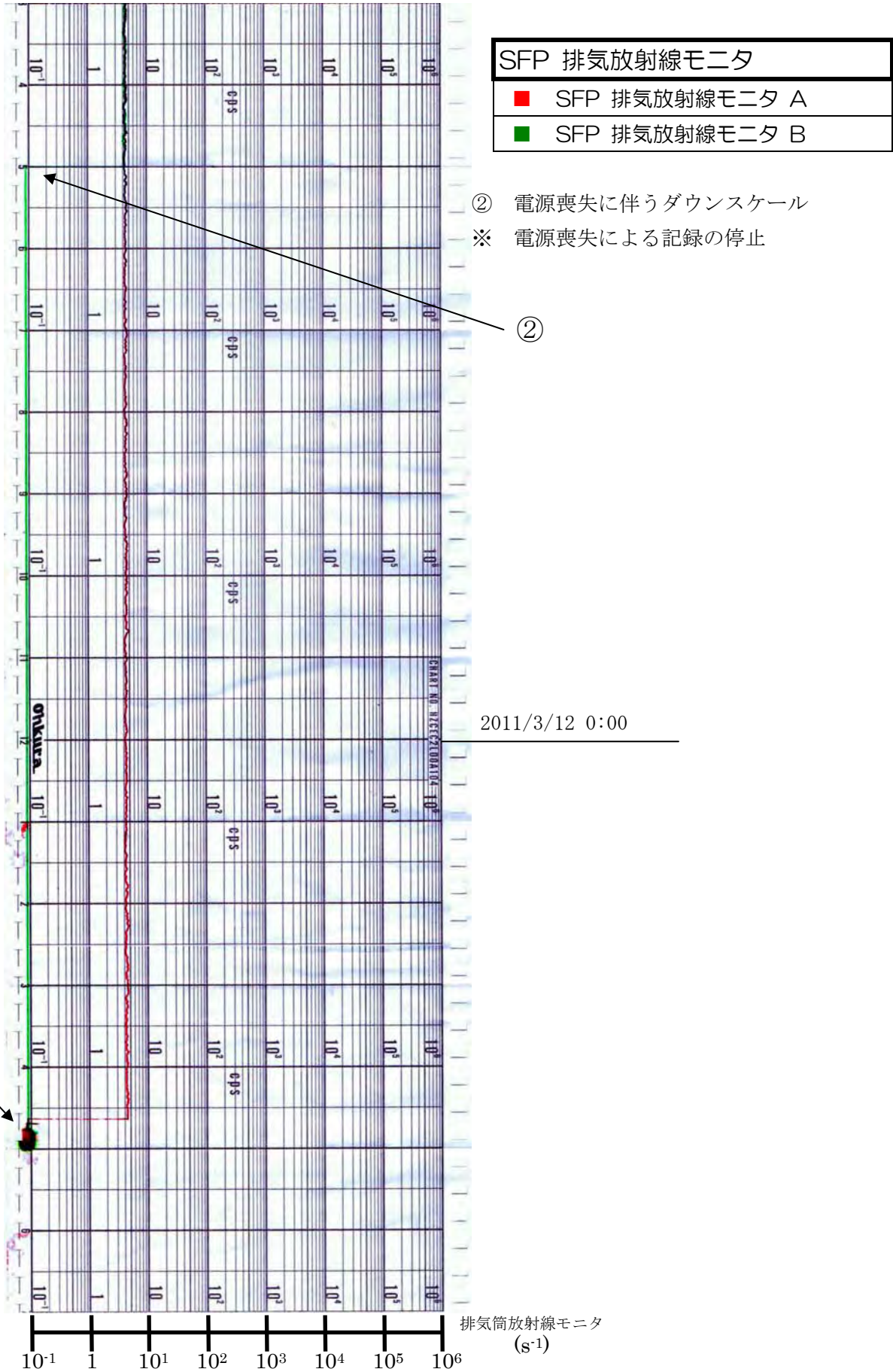
①



排気筒放射線モニタ (s⁻¹)

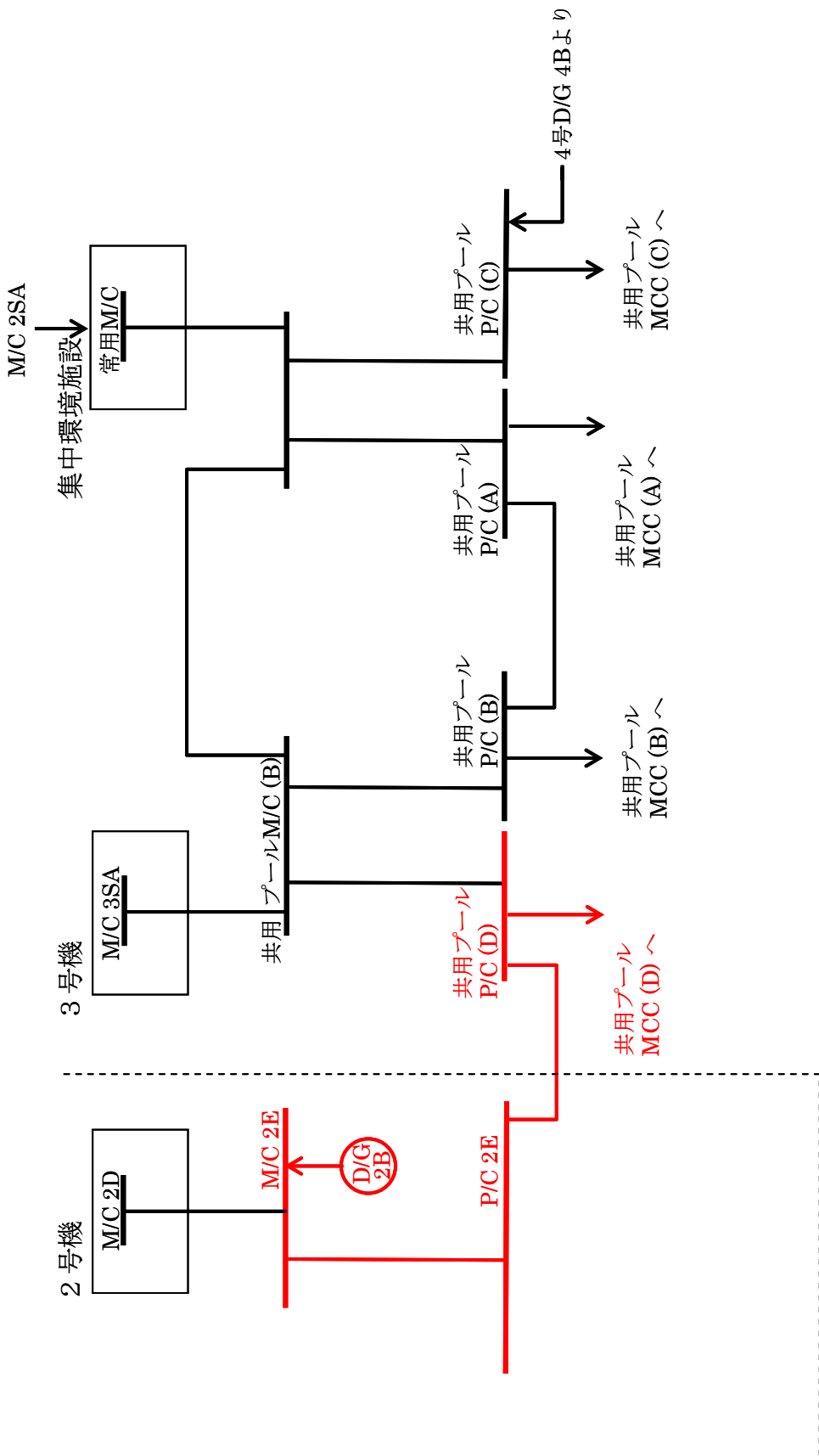
10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【福島第一 共用プール SFP排気放射線モニタ (2/2)】



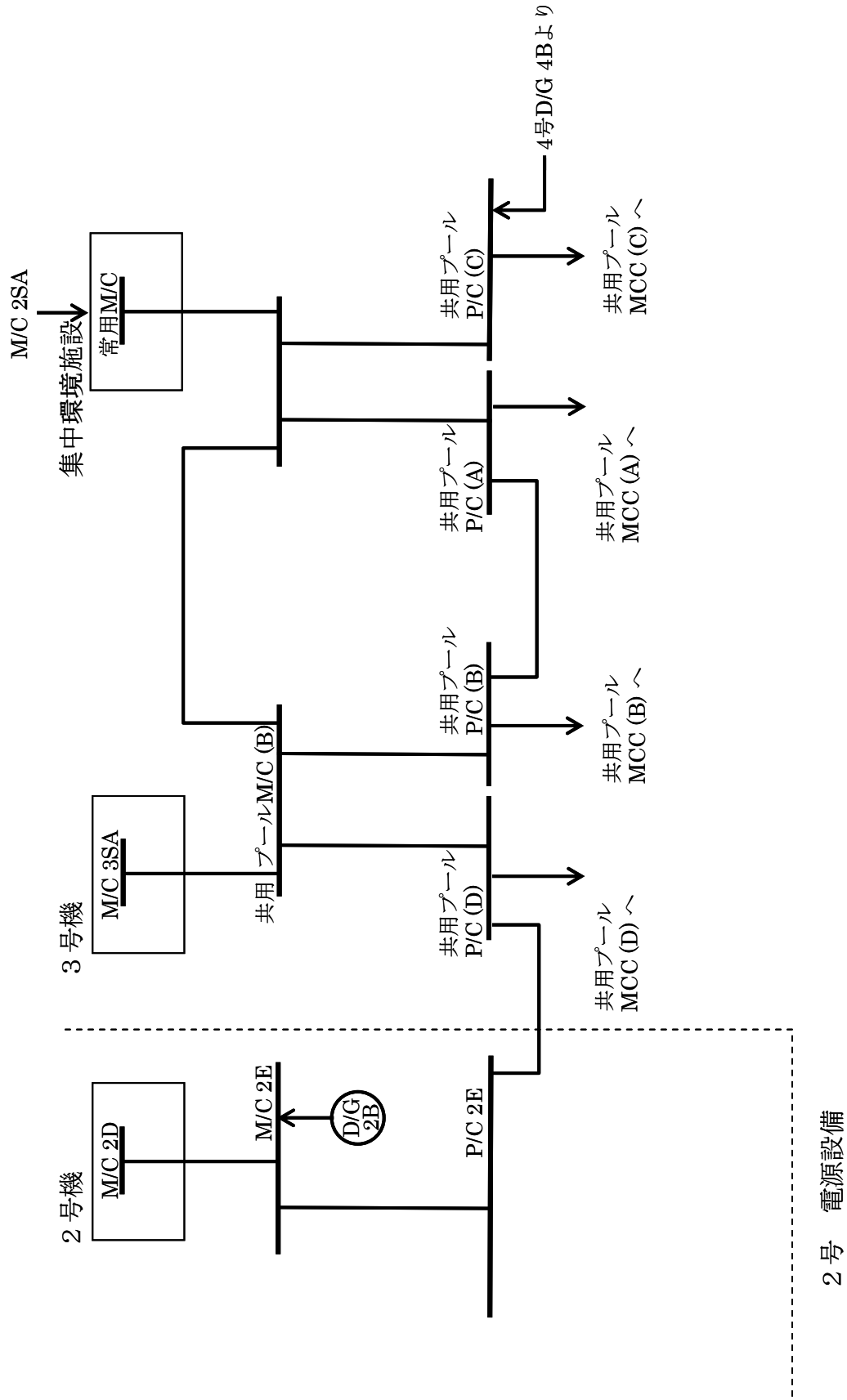
福島第一 共用プール 所内電源概略図 (地震発生後の状態)

(黒字：所内電源切替できず電源喪失状態、赤字：D/Gからの電源供給により通電状態)



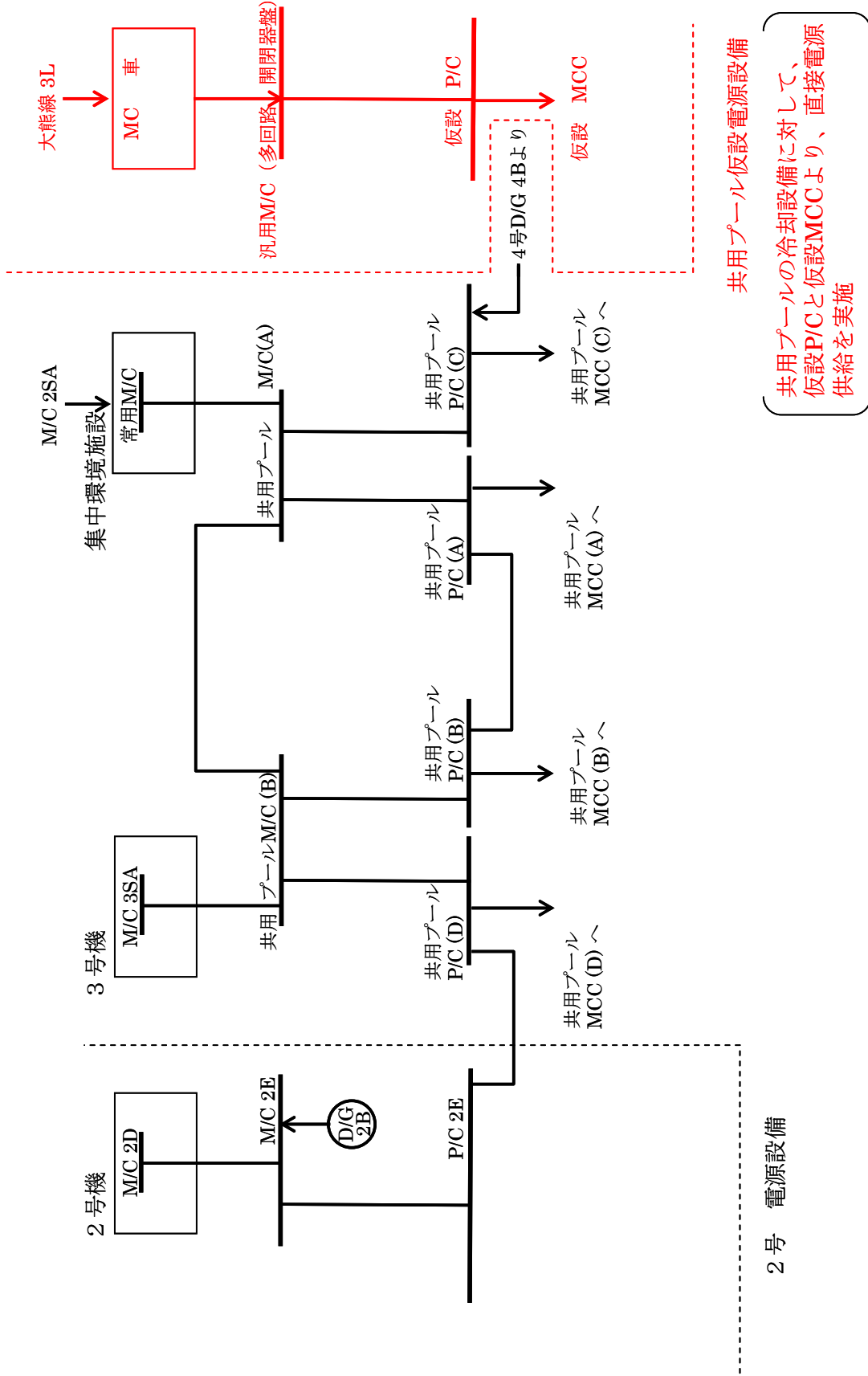
2号 電源設備

福島第一 共用プール 所内電源概略図 (津波襲来後の状態)
 (黒字: D/Gも停止し、全電源喪失状態)



福島第一 共用プール 所内電源概略図

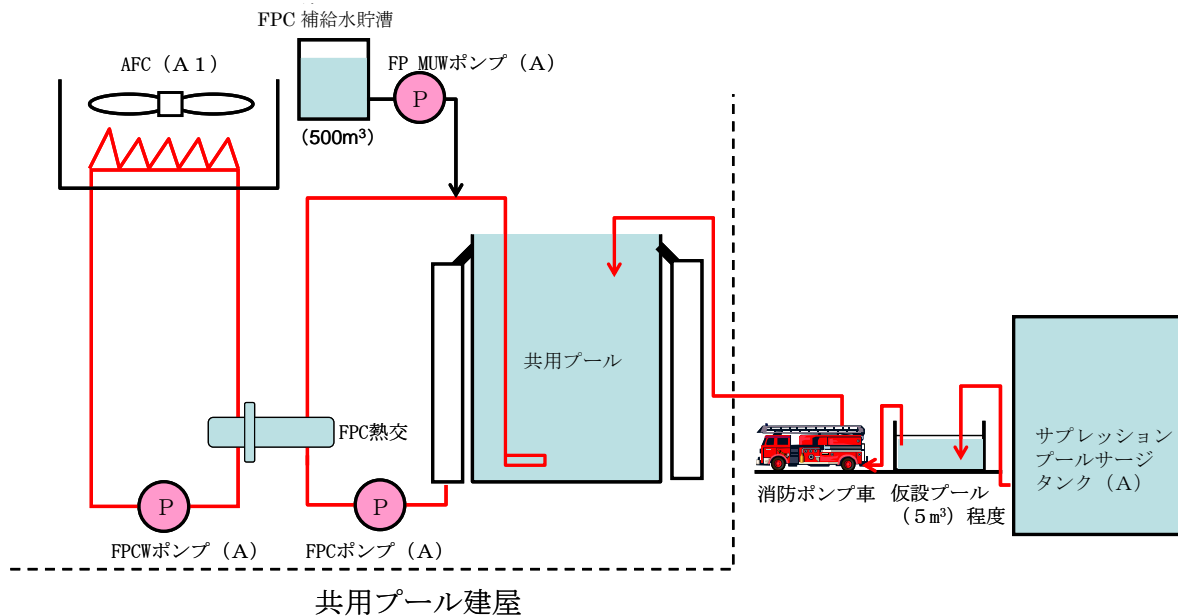
(黒字：電源喪失状態、赤字：仮設電源供給により通電状態)



福島第一 共用プール仮設の冷却設備について

3月23日にサプレッションプール水サージタンク(A)から、仮設タンクを介し、消防車で共用プールに水張りを実施した。

3月24日にエアフィンクラー(以下、「AFC」という。)については、3号機のR/Bでの水素ガスによると思われる爆発で発生した瓦礫を撤去して、既設のAFC A1を起動した。なお、共用プール側の循環にはFPC A系を使用しており、FPC熱交換器を介して、AFC側の循環には、使用済燃料共用プール補機冷却系ポンプ(以下、「FPCW」という。)A系を使用している(設備は仮設電源を利用)。



共用プールへの注水と冷却

乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況調査

1. 乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況

乾式貯蔵キャスク保管建屋は1～4号機と5/6号機の間にある。(図1参照) 乾式貯蔵とは、使用済燃料を、図2に示す乾式の貯蔵キャスクにおさめて、キャスク保管庫に貯蔵する方法である。なお、乾式貯蔵キャスクは自然対流により空冷される設計である。福島第一原子力発電所では1995年8月に運用開始している。

3月11日時点で、乾式貯蔵キャスク保管建屋には、大型乾式貯蔵キャスク5体(1体につき燃料集合体52体収納)、中型乾式貯蔵キャスク4体(1体につき燃料集合体37体収納)に使用済燃料が合計408体貯蔵されていた。

3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源を喪失した。乾式貯蔵キャスク建屋には、大量の海水、砂、瓦礫等が流れ込んだ。

3月17日以降、複数回にわたり、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の調査を実施した。建屋は乾式貯蔵キャスク保管エリア床面まで浸水し、ルーバや扉等についても損壊している状況である。ただし、自然空冷で期待している空気の流れが阻害される状況にはなく、冷却上の問題は生じていないことが確認された。

乾式貯蔵キャスクについては、津波により建屋内に流入した瓦礫等が付着しているものの、ボルトにより固定されていた元々の位置から移動しておらず、これまでのところ、外観からは健全性に関する問題については確認されていない。

また、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の放射線量(～数十 μ Sv/h)についてもバックグラウンドレベルと比較して、異常な値とはなっていない。乾式貯蔵キャスクは1次蓋、2次蓋と2重の構造で密封を維持する構造であるため密封性能は高く、密封性能が維持されているものと考えられる。ただし、現時点ではリーク確認試験等による直接的な確認を実施できていないため、今後、乾式貯蔵キャスクを乾式貯蔵キャスク保管建屋から搬出し、密封性能を直接的に確認する予定である。図3に乾式貯蔵キャスク保管建屋内の状況の写真を示す。

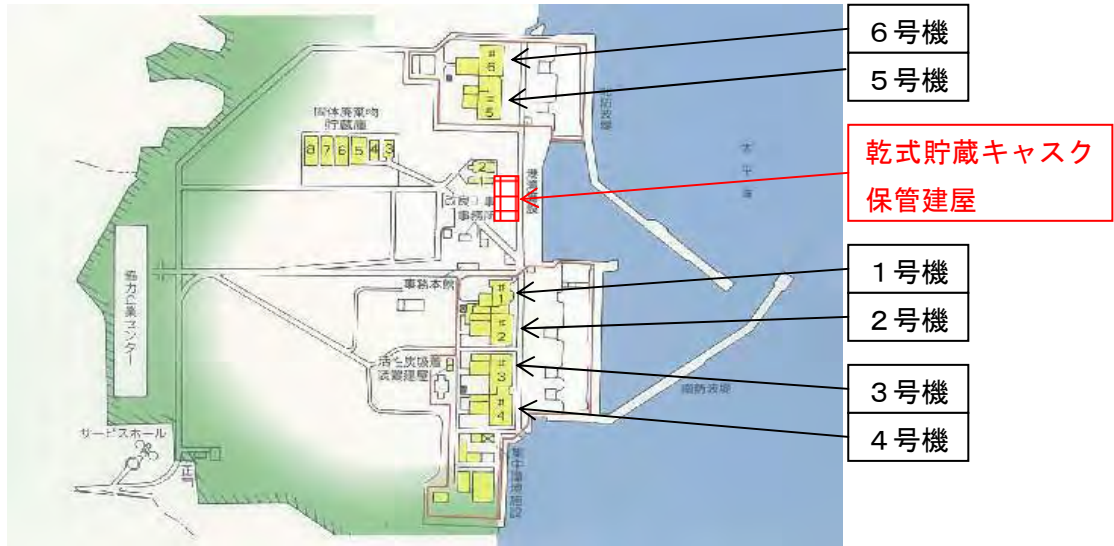


図1 乾式キャスク保管建屋位置

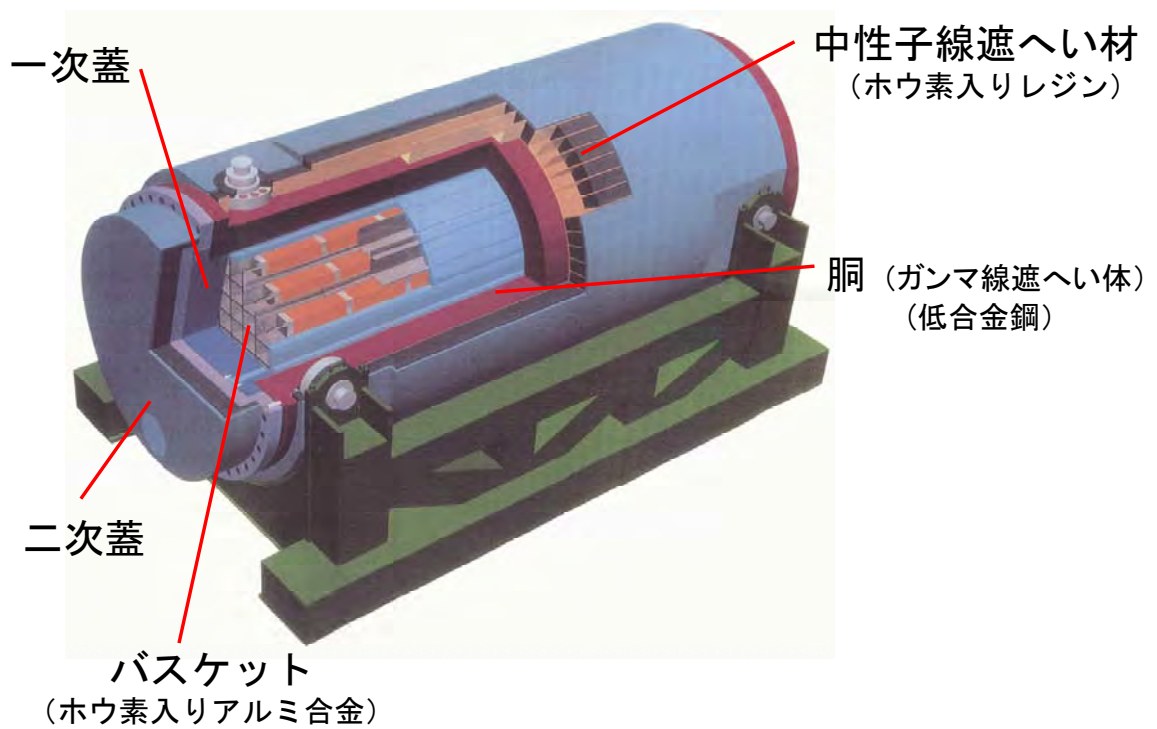
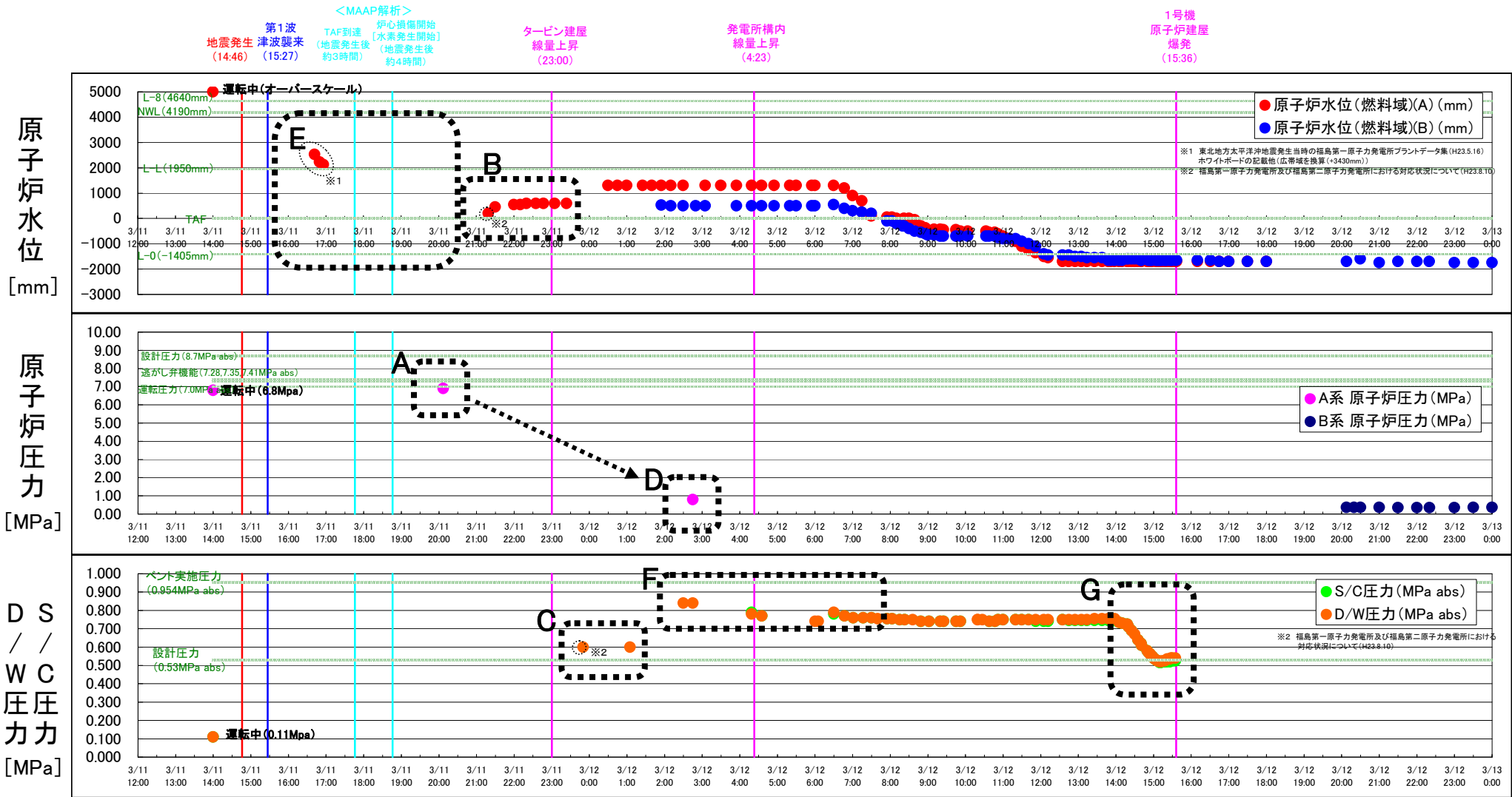


図2 乾式貯蔵キャスクの構造



図3 乾式貯蔵キャスク保管建屋内の状況

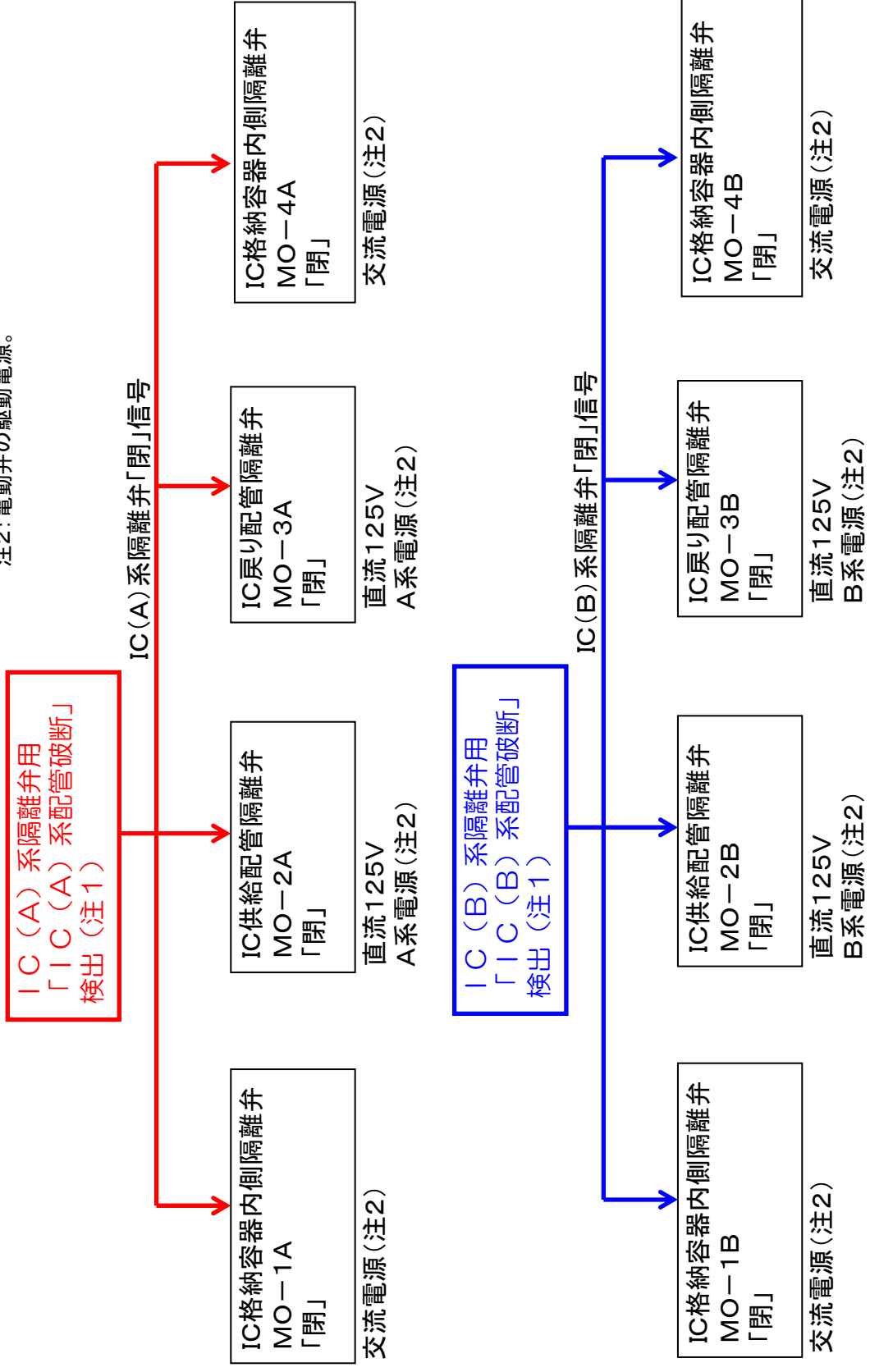


原子炉冷却	IC	自動起動 (14:52) A系 ■■■ B系 ■■■	MO-3A, 2A開操作 (18:18) MO-3A閉操作 (18:25) MO-3A開操作 (21:30)	動作状態不明
高圧注水	HPCI	起動なし(地震以降から全交流電源喪失に至るまで原子炉水位が自動起動レベルまで低下しておらず、手動起動を含めて記録なし)		
減圧	SRV	操作なし		
低圧注水	FP/消防車	所長 検針指示 (17:12)	淡水注水 開始 (5:46)	注水完了 所長 指示 (14:54) (14:54) 海水注水 開始 (19:04)
格納容器ベント		所長 ベント準備 指示 (0:06)	所長 ベント実施 確認 (8:03) 大船町 ベント実施 確認 (9:03)	ベント操作 MO井 (9:04) AO井小 (9:15) AO井小 (9:30) AO井小 (10:17~24)
			仮設 コンテナ 低下確認 開始 (14:00頃) (14:30)	D/W圧力 低下確認 開始 (14:30)

	直流125V A系	直流125V B系
IC(A)系配管破断	検出回路(A)	検出回路(C)
IC(B)系配管破断	検出回路(B)	検出回路(D)

注1:「IC(A系)配管破断」および「IC(B系)配管破断」を検出する回路は、A系とB系の125V直流電源両方を使用している。
片系の直流電源が喪失した場合でも、両系の検出回路がフェールセーフ動作し、IC(A)系と(B)系のすべての隔離弁に閉信号を発信する。

注2:電動弁の駆動電源。



非常用復水器 電動弁インターロックブロック線図

福島第一原子力発電所1号機 非常用復水器(IC)弁状態経緯

IC A系		3月11日							4月1日	10月18日
格納容器内側弁 (交流電源)	格納容器外側弁 (直流電源)	14:52	15:03頃～	15:35頃	18:18	18:25	21:30	調査結果から の評価	調査結果から の評価	
MO-1301-1A	-	地震発生後の自動起動	○	○ ⇒	津波	?		?	/	
-	MO-1301-2A	○	○	○ ⇒		X → ○	○	○	○	
-	MO-1301-3A	X → ○	○ ↻ X	X ⇒		X → ○	○ → X	○	○	
MO-1301-4A	-	○	○	○ ⇒		?		?	/	
IC状態		待機	炉圧制御	全弁自動閉の信号発生(隔離インターロックによる)	操作なし	運転操作	停止操作	巡回調査結果	現場調査結果	
IC B系		3月11日							4月1日	10月18日
格納容器内側弁 (交流電源)	格納容器外側弁 (直流電源)	14:52	15:03頃	15:35頃			調査結果から の評価	調査結果から の評価	
MO-1301-1B	-	地震発生後の自動起動	停止	津波				?	/	
-	MO-1301-2B	○	○	○ ⇒				X	X	
-	MO-1301-3B	X → ○	○ → X	X ⇒				X	X	
MO-1301-4B	-	○	○	○ ⇒				?	/	
IC状態		待機	停止操作	全弁自動閉の信号発生(隔離インターロックによる)	操作なし			巡回調査結果	現場調査結果	

■ 電源喪失期間 ○ : 弁が開状態 × : 弁が閉状態 ? : 開閉状態が不明

非常用復水器 (IC) の胴側水位減少量に関する調査状況について

(1) IC 胴側水位減少量

IC の胴側水位は、10 月 18 日の現場調査の結果、A 系 : 65%、B 系 : 85% (通常水位 : 80%) であった。計器の指示の精度は確認できていないが、IC 胴側水位計が正常であったとすれば、A 系の減少分は 15% (=約 21 トン) となる。なお、IC 胴側に水を補給していないにも関わらず B 系の胴側水位の指示値が通常水位を超えていることから、計測機器に誤差が生じている可能性がある。

(2) IC の動作実績

IC の動作は以下のとおり。

- 14:52 : A 系、B 系起動
- 15:03 : A 系、B 系停止
- 15:37 の津波到達まで
: A 系にて原子炉
圧力制御 (3 回
起動停止実施)
- 18:18 : A 系起動
- 18:25 : A 系停止
- 21:30 : A 系起動

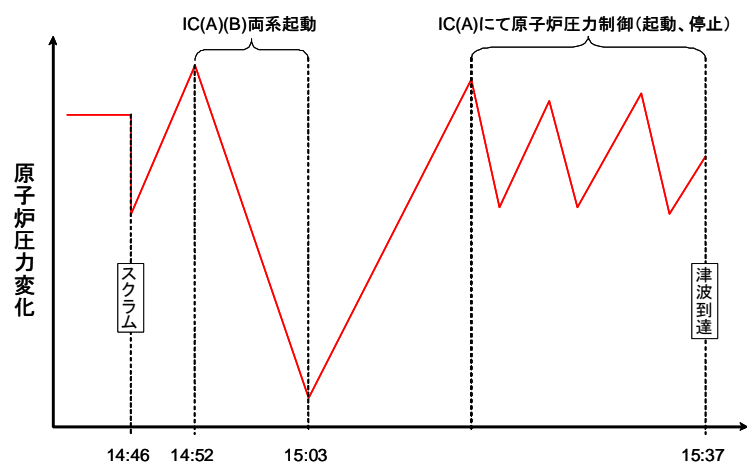


図 1 原子炉圧力変化のイメージ (チャートより)

(3) 崩壊熱と胴側水位減少量に関する考察

IC はその動作により原子炉で発生する崩壊熱を除去していることから、IC 動作時間中に原子炉で発生した崩壊熱と、IC の冷却水の水温を上昇させるのに必要な顕熱および冷却水を蒸発させるのに必要な潜熱を比較することで、IC の動作状態を評価した。

まず B 系について、B 系は当初自動起動した 14:52~15:03 の間しか動作していないことから、その動作時間では B 系の冷却水 (1 系列 約 160 トン) は 100℃には到達しない評価結果となった。実際、IC の冷却水温度を示す記録計 (図 2) によれば、B 系は約 70℃で水温の上昇が止まっており、このことから B 系の冷却水の消費はわずかなものであったと考えられる*1。

次に A 系について、A 系は B 系と同様に自動起動後に一旦停止するが、その後 A 系のみで原子炉圧力制御を実施 (3 回起動停止実施) しており、評価の結果、津波到達頃に冷却水温度が約 100℃に到達する結果となった。実際、IC の冷却水温度を示す記録計 (図 2) によれば、A 系は一旦 70℃程度で停滞したものの、その後の操作により津波到達頃には 100℃に到達しており、概ね評価結果と一致していることとなる。

上述のとおり、津波到達頃に A 系の冷却水の温度が 100℃に到達していると考えられること、津波の影響により IC が隔離されたことから、A 系の冷却水の減少分は、主に 18:18 からの動作と、21:30 からの動作により消費されたものと考えられる。このことは、A 系の格納容器内側

隔離弁が、開度は不明であるものの開いていたことを意味する^{※2}。しかしながら、津波到達以降、A系については、以下の①～③の理由等により、実際にどの程度の性能を維持し、いつまで動作していたか等、詳細な状況は不明である。

- ① 4月1日に実施した弁開度調査の結果、格納容器内側隔離弁の開度が不明であること
- ② 燃料の温度上昇に伴い発生した非凝縮性ガスである水素が IC の伝熱管に蓄積することで、IC の除熱性能は低下すること
- ③ 原子炉水位や原子炉圧力が明確でないため、原子炉内でどの程度の蒸気が発生していたか不明であること（原子炉圧力が低下することで、IC は性能が低下する）

なお、A系の冷却水が65%残存していることから、A系の弁は開しているものの、②や③の理由により、実際の IC の除熱性能は低下し、津波到達以降も長期間にわたって IC が機能していたものではないと考えられる。

※1 B系の冷却水の消費がなかったとすれば、胴側水位計の指示値は5%程度上方にドリフト（計器誤差を生じ、指示値に実際の値とずれを生じていること）していることとなる。なお、A系の胴側水位計にも同様の誤差を想定すれば、A系の胴側水位の真値は60%程度となる。その場合のA系冷却水の減少分は約30トンとなる。

※2 A系については、3月24日の段階で、ICから原子炉への戻り水の温度が約140℃であることが計測されていることから、格納容器内側隔離弁は全閉ではなくある程度の開度があるものと考えられる。なお、B系については弁の開度調査の結果、格納容器外側隔離弁が2弁とも閉じていることが確認されており、3月24日の段階で約40℃程度であることとも合致する結果といえる（表1、図2参照）

表1 IC周りの温度（図2チャート印字記録の読み取り値）

No	測定箇所	3月11日12時	3月24日12時
12	ISOLATION CONDENSER"A"SHELL IC冷却水温度（A系）	23.0℃	566.4℃ ^{※3}
13	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET ICから原子炉への戻り水温度（A系）	25.6℃	135.1℃
14	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET ICから原子炉への戻り水温度（A系）	25.7℃	141.7℃
15	ISOLATION CONDENSER"B"SHELL IC冷却水温度（B系）	23.6℃	36.2℃
16	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET ICから原子炉への戻り水温度（B系）	26.0℃	38.7℃
17	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET ICから原子炉への戻り水温度（B系）	26.9℃	38.3℃

※3 10月27日の段階でも574.5度を計測しており、大気開放のIC冷却水の水温が100℃を大幅に超えることは考えられないため、計測機器の故障と考えられる。

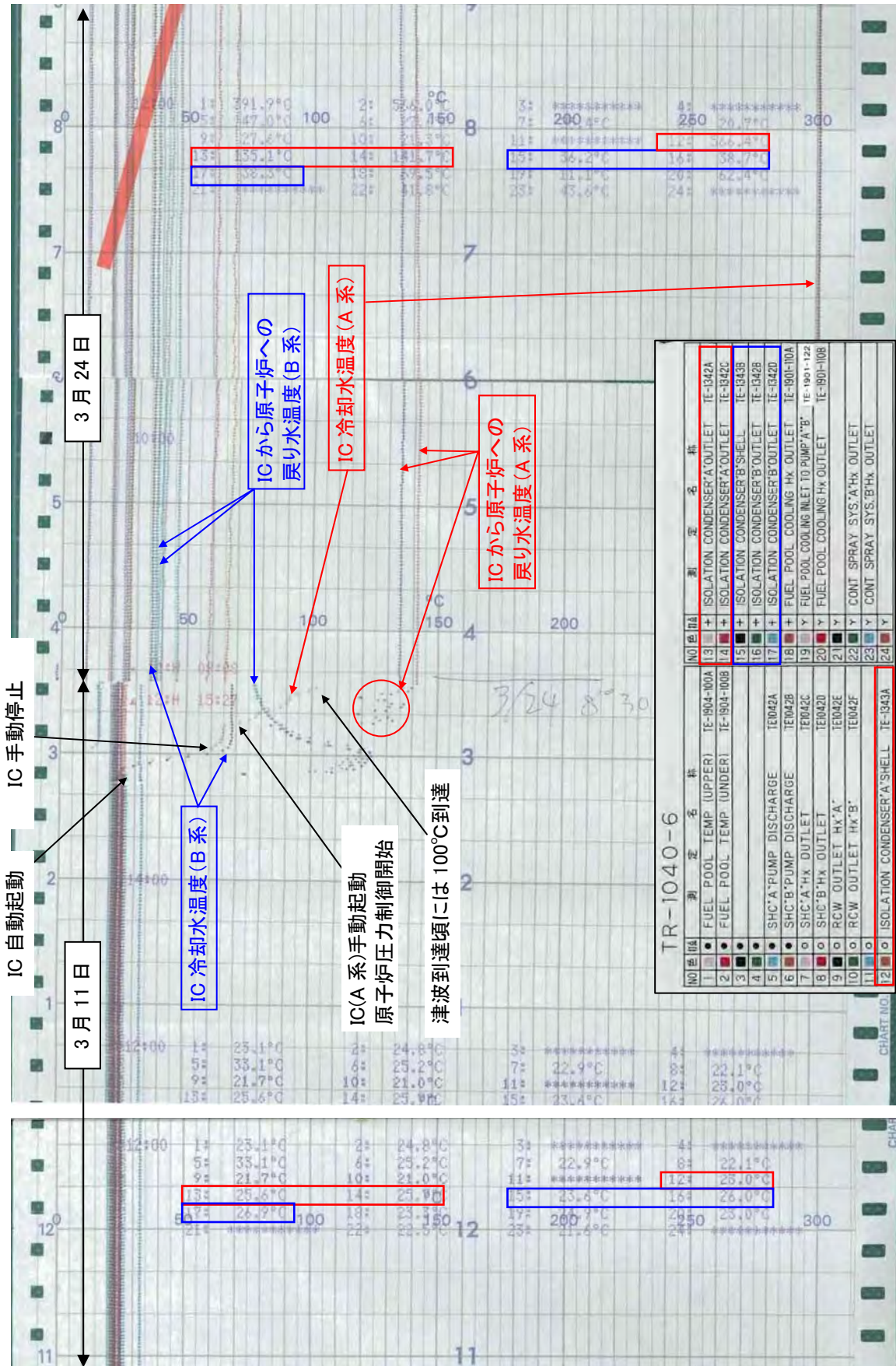
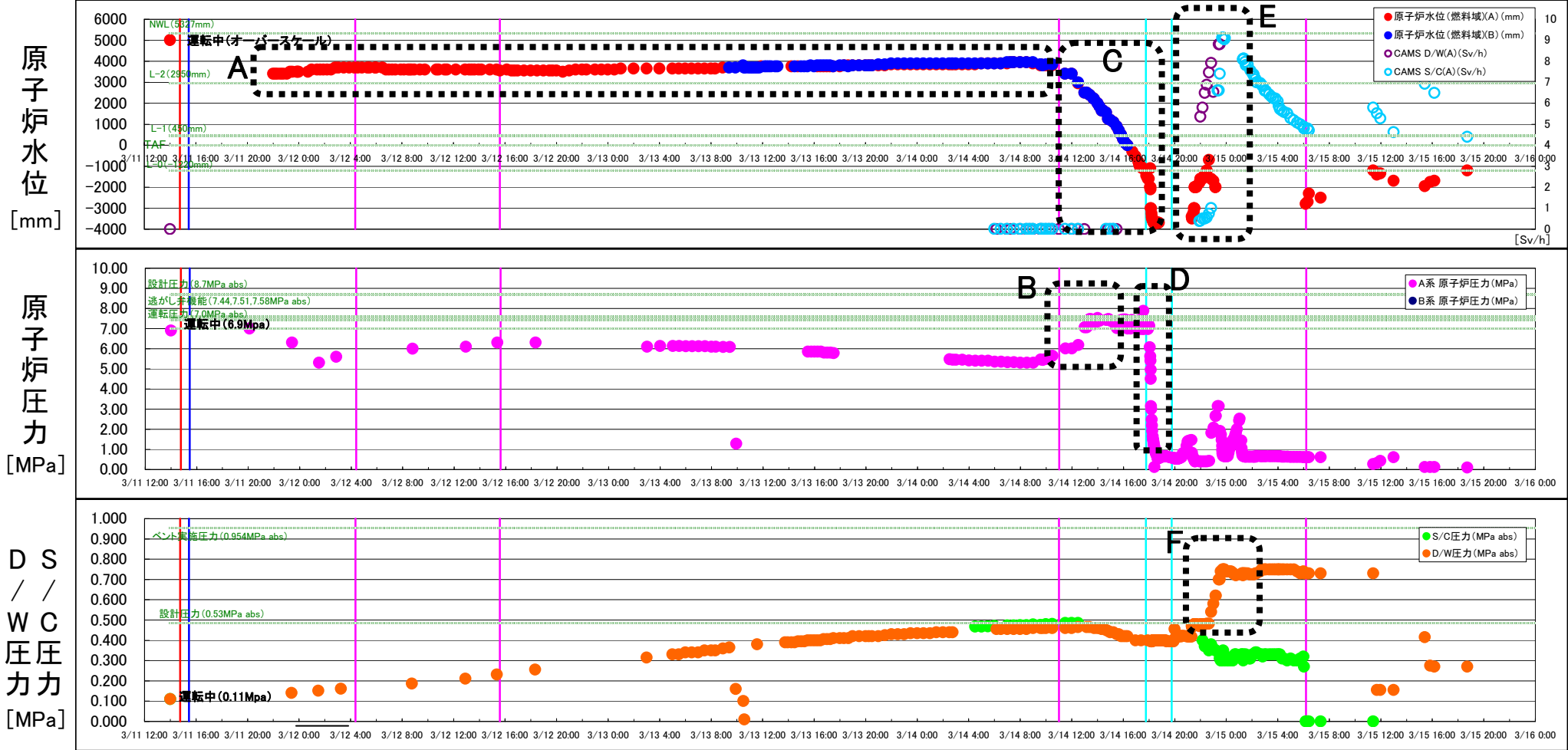


図2 IC 周りの温度

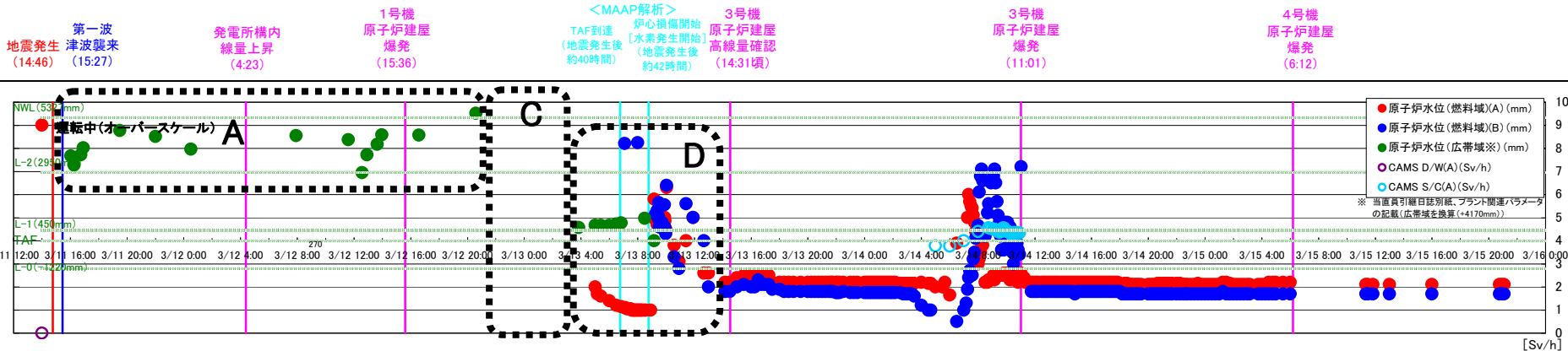
福島第一原子力発電所2号機 プラントデータ推移

第一波 地震発生 (14:46) 津波襲来 (15:27)
 発電所構内 線量上昇 (4:23)
 1号機 原子炉建屋 爆発 (15:36)
 3号機 原子炉建屋 爆発 (11:01)
 <MAAP解析> TAF到達 (地震発生後 約75時間) 炉心損傷開始 (水素発生開始) (地震発生後 約77時間)
 4号機 原子炉建屋 爆発 (6:12)

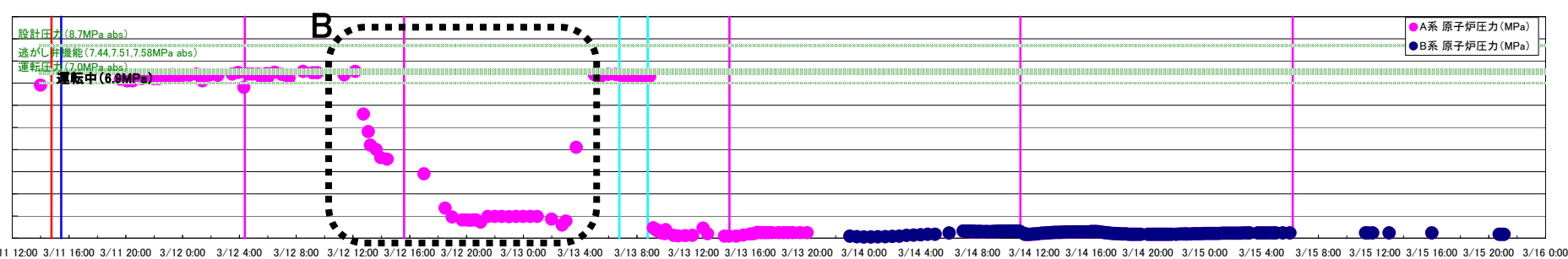


高圧注水	RCIC	手動起動 (14:50) ■ 運転している (2:55) ■ 機能喪失 (13:25) ■ 判断
	HPCI	起動なし(地震以降から全交流電源喪失に至るまで原子炉水位が自動起動レベルまで低下しておらず、手動起動を含めて記録なし)
減圧	SRV	原子炉 減圧開始 (18:00頃) ■ 逃がし安全弁 燃料切れ 水位回復 (21:20) ■ 動作状態不明
低圧注水	FP/消防車	所長 検討指示 (17:12) ■ 所長 海水使用 準備指示 (12:05) ■ 消防車が 消防車による 海水注入のため 燃料切れ 海水注水 開始 (19:54) ■
格納容器ベント		所長 ベント準備 指示 (17:30) ■ 所長 ベント実施 指示 (10:15) ■ ベントライン 構築完了 (11:00) ■ S/C 小弁開操作 (21:00頃) ■ D/W 小弁開操作 (0:02) ■

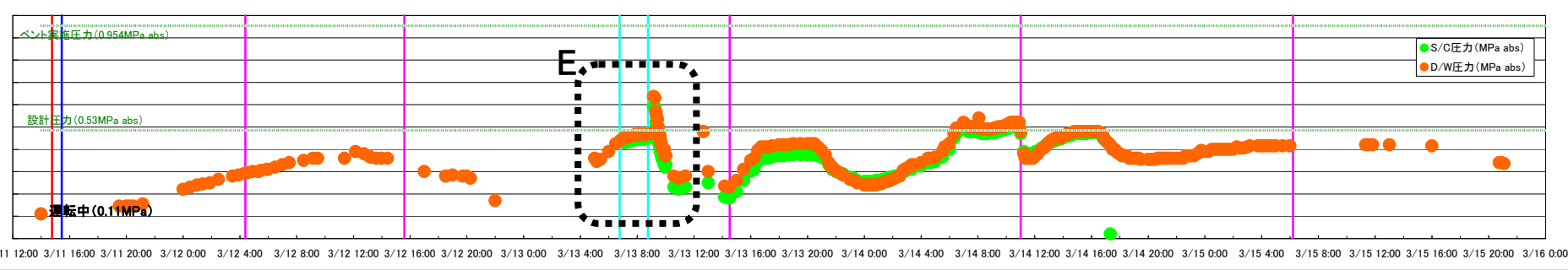
原子炉水位 [mm]



原子炉圧力 [MPa]



D S / / W C 圧圧 力力 [MPa]



高圧注水	RCIC	手動起動 (15:05) 手動起動 (16:03) トリップ (11:36)
	HPCI	自動起動 (12:35) 停止 (2:42)
減圧	SRV	逃がし安全弁急速減圧開始 (9:08頃)
低圧注水	FP/DD	起動 (11:13) 停止 (11:31) 起動 (12:06) 燃料切れ (22:15)
	FP/消防車	所長核対指示 (17:12) 消防車による淡水注水開始 (9:25) 消防車による海水注水開始 (12:20) 消防車による海水注水再開 (13:12) 消防車による海水注水停止 (1:10) 消防車による爆発に伴い海水注水再開 (3:20) 消防車による海水注水再開 (11:01) 消防車による海水注水再開 (16:30頃)
格納容器ベント	格納容器ベント	所長準備指示 (17:30) 所長ラインナップ完成指示 (5:15) ベント弁 AO弁開 (8:35) S/C大弁開 (8:41) D/W圧力大弁開 (9:20頃) C大弁開 (11:17) S/C大弁開 (12:30) S/C小弁開 (5:20) S/C小弁開 (6:10) S/C小弁閉 (16:00) S/C大弁開 (16:00) S/C大弁閉 (16:05)

炉心冷却機能の確保状況

	福島第一原子力発電所						福島第二原子力発電所			
	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	1号機	2号機	3号機	4号機
津波直後の 高圧注水系の作動 (IC、RCIC、HPCI)	×	○	○	—	—	—	○	○	○	○
高圧注水系作動中に 低圧注水系の待機 (MUWC、DDFP、消防車)	×	×	○ (注3)	—	×⇒○ MUWC	○	○	○	○	○
高圧注水系作動中に 逃がし安全弁による減圧機能 の待機(炉圧コントロール)	×	×	×	—	○	○	○	○	○	○
ドライウエル設計圧力未満の内の 格納容器ベント(W/W)での 除熱の待機	×	○⇒×	○	—	○	○	○	○	○	○
海水系ヒートシンクの(仮)復旧	×	×	×	—	×⇒○	×⇒○	×⇒○	×⇒○	○	×⇒○
備考				定検中 (炉心燃料 なし)	定検中	定検中				

注1) 津波直後はICは機能していないと考えられる。
 18時過ぎ一時電源が復帰し操作を行ったが機能状態は不明である。
 注2) D/Wの圧力が設計圧未満の内にベントラインの準備は完了した。
 但し、3号機の建屋爆発の影響で弁が閉止しその後操作が困難になった。
 注3) 高圧の注水系停止の時点でDDFPが作動していたが、原子炉圧が勝ったことから炉心に注入されていない。

福島第一・第二原子力発電所 事故の進展(概略)

号機	地震前		地震後				津波後						放出				備考			
	初期状態	スクラム	直流電源	交流電源	IC RCIC HPCI	設備状態	高圧注水			低圧注水・除熱			炉心状態	炉心損傷後の対応		建屋 水素滞留		建屋 爆発	放出	
							直流電源	交流電源	IC RCIC HPCI	RPV減圧 RPV注水	PCV除 熱・ベント	海への 排熱		PCV ベント	建屋換気 ブローアウト パネル					
1F1	運転	成功	直流	D/G 起動	IC	損傷 なし	被水 喪失	D/G 喪失	IC・ HPCI喪 失	IC:全弁閉ロジック動作 HPCI:直流電源喪失				炉心損傷・ 水素発生	ベント 実施		水素 滞留	建屋 爆発	放出	【福島第一 1~6号機】 ・地震による安全上重要な機器への影響なし。 【1号機】 ・電源喪失等により、高温・高圧時における注水手段が無く、水位が低下し炉心損傷に至る。 ・炉心損傷により、発生した水素が建屋に滞留し建屋が爆破。放出に至る。
1F2	運転	成功	直流	D/G 起動	RCIC 起動	損傷 なし	被水 喪失	D/G 喪失	RCIC 喪失	RCIC 運転	低圧注水 切替困難	バッテリーでのSRV操作 ・消防車による注水準備		炉心損傷・ 水素発生	ライン ナップ のみ		滞留 なし	爆発 なし	放出	【2号機】 ・電源喪失や現場の作業環境の悪さから、高圧注水から低圧注水への移行が困難を極め、その移行の途中で水位が喪失し、炉心損傷に至る。 ・炉心損傷により、発生した水素が建屋に滞留し建屋が爆発、放射性物質の放出に至る。
1F3	運転	成功	直流	D/G 起動	RCIC 起動	損傷 なし	直流	D/G 喪失	RCIC・ HPCI喪 失	RCIC・ HPCI運 転	低圧注水 切替困難	バッテリーでのSRV操作 ・消防車による注水準備		炉心損傷・ 水素発生	ベント 実施		水素 滞留	建屋 爆発	放出	【3号機】 ・電源喪失や現場の作業環境の悪さから、高圧注水から低圧注水への移行が困難を極め、その移行の途中で水位が喪失し、炉心損傷に至る。 ・炉心損傷により、発生した水素が建屋に滞留し建屋が爆発し、放射性物質の放出に至る。
1F4	停止	—	直流	D/G 起動	—	損傷 なし	被水 喪失	D/G 喪失		※全燃料取出状態 注水・除熱の対象は使用済燃料プール			SFP燃 料の冠 水維持				水素 滞留	建屋 爆発	放出	【4号機】 ・3号機のPCVベントにより水素が原子炉建屋内に回り込み、水素滞留により建屋が爆発。
1F5	停止	—	直流	D/G 起動	—	損傷 なし	直流	電源 融通			圧力制御 MUWC 復旧		海水系 復旧			建屋 孔あけ				【5号機】 ・6号機D/Gからの電源融通(AM設備)により、非常用電源を確保するとともに、被水した海水系を仮設海水ポンプで代替し、残留熱除去機能を確保。冷温停止に至る。
1F6	停止	—	直流	D/G 起動	—	損傷 なし	直流	D/G 運転			圧力制御 MUWC 運転		海水系 復旧			建屋 孔あけ				【6号機】 ・被水した海水系を仮設海水ポンプで代替し、残留熱除去機能を確保。冷温停止に至る。
2F1 2F2 2F4	運転	成功	直流	外電	RCIC 起動	損傷 なし	直流	外電	RCIC 運転※		圧力制御 MUWC 運転	ベント ライン ナップ	海水系 復旧							【福島第二 1~4号機】 ・地震による安全上重要な機器への影響なし。 【1, 2, 4号機】 ・電源車及び仮設ケーブルにより、被水した海水系ポンプを復旧し、残留熱除去機能を確保。冷温停止に至る。
2F3	運転	成功	直流	外電	RCIC 起動	損傷 なし	直流	外電	RCIC 運転		圧力制御 MUWC 運転	ベント ライン ナップ	海水系 復旧							【3号機】 ・海水系を含む安全上重要な機器が被水を免れたため、それらの機能を喪失することなく冷温停止に至る。

福島第一事故を受けた冷温停止に必要な対策

(1)敷地及び建屋への浸水対策

防潮堤、防潮板、防潮壁の設置、及び扉や建屋壁貫通部における浸水防止のための止水

(2)高圧注水設備(1時間以内に必要)

対策の考え方

・プラント運転状態から事故停止した場合、当初は原子炉圧力が高いために高圧で注水できる設備が求められる。

・今回の事故では、電動駆動設備が全交流電源喪失(SBO)に伴い使用不可となったことから、蒸気駆動の高圧注水設備が重要となる。

・なお、電動駆動の高圧注水設備を確保する場合は、起動条件の少ない設備を選択することが有効である。

SBO		
RCIC	蒸気駆動	○
SLCまたはCRD	電動駆動	×
HPCS		

(3)減圧装置(4～8時間以内に必要)

対策の考え方

・プラントの除熱、冷却まで最終的に移行するためには、圧力容器の減圧が必要不可欠。

・今回の事故では電源喪失により減圧装置である主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な直流電源が不足。当該弁を駆動するN2に加え、電源確保が必要。

(4)低圧注水設備(4～8時間以内に必要)

対策の考え方

・低圧注水設備は、非常系のほか、復水補給水系、消火系が挙げられる。全交流電源喪失(SBO)の場合、本設備では、消火系のディーゼル駆動消火ポンプ(DDFP)のみ起動可能である。

・今回活用した消防車を含め、安定して確実に注水できる低圧注水設備を用意することが重要。

SBO		
D/DDFP	ディーゼル駆動	○
MUWC	電動駆動	×

(5)除熱・冷却設備

①格納容器ベント(1～2日以内に必要)

対策の考え方

・海水を冷却源とできない場合は、大気を冷却源とした圧力抑制室ベントの実施が必要。

・圧力抑制室ベントの実施には、電動(MO)弁、空気作動(AO)弁を開閉することが必要。

②停止時冷却モードによる除熱(3～7日以内に必要)

対策の考え方

・海水を冷却源とした残留熱除去系(RHR)の停止時冷却モードが必要。

・このため、電源を確保するとともに、代替ポンプやモータ修理等による最終冷却源である海水系の復旧が必要。

原子炉隔離時冷却系(RCIC)

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
ポンプ/タービン	RCIC室の止水	手動起動手順の確立
直流電源(バッテリー、電源盤等)	バッテリー室、母線盤等設置場所の止水(又は配置見直し)	電源車等の配備

ほう酸水注入系(SLC)または制御棒駆動水圧系(CRD)

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
SLCポンプ又はCRDポンプ	—	ポンプ設置エリアの止水
水源	—	純水タンクからの補給手順の確立
交流電源	—	非常用D/Gを含む電源設備の止水、電源車等の配備、建屋外でのD/G相当の電源確保

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
N2ポンプ	—	予備ポンプを配備
直流電源(バッテリー、電源盤等)	バッテリー室、母線盤設置場所の止水(又は配置見直し)	可搬式バッテリー配備

消火系(FP)

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
ディーゼル駆動消火ポンプ	ポンプ室止水	消防車配備及び連結通水ライン設置、海水使用の手順化
バッテリー	バッテリー室止水	可搬式バッテリー配備
ディーゼル用燃料	燃料配備(燃料配送含む)	—

復水補給水系(MUWC)

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
MUWCポンプ	ポンプ室止水	タンク間の水の融通の手順化
交流電源	非常用D/Gを含む電源設備の止水、又は配置見直し	電源車等の配備、建屋外でのD/G相当の電源確保

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
交流電源(MO弁、AO弁用電磁弁)	非常用D/Gを含む電源設備の止水(又は配置見直し)	電源車等の配備、可搬式交流発電機又は可搬式バッテリー配備
圧縮空気(AO弁動作)	可搬式空気圧縮機(又はポンプの配備)	AO弁を手動で開操作ができる構造に変更

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
交流電源(RHRポンプ)	非常用D/Gを含む電源設備の止水(又は配置見直し)	・代替ポンプの配備 ・可動式熱交換器設備の配備
RCW/RSWポンプ	予備モータの配備	—
交流電源(RCW/RSW)	電源室の止水	電源車の配備、建屋外でのD/G相当の電源確保

③使用済燃料プールの除熱(7～10数日以内に必要:使用済燃料の前加熱による)

対策の考え方

・使用済燃料プールを冷却する燃料プール冷却浄化系(FPC)は原子炉建屋内にあることもあり、津波への耐性が基本的に強い。このため、電源設備の確保が重要。

・また、時間的な余裕を考えたとき、計測設備による監視が重要。

(6)監視計器の電源確保(1時間以内に必要)

対策の考え方

・今回の事故では、監視計器が機能喪失し、計器の電源復旧に時間を要した。

・このため、速やかな計器用電源の確保が重要。

(7)炉心損傷後の影響緩和策

対策の考え方

・今回の事故では、格納容器から建屋へ漏れししたと考えられる水素の爆発によって、閉じ込め機能喪失のみならず、復旧活動自体が著しく困難となった。

・深層防護の観点から、今回の事故を踏まえた炉心損傷が生じた場合における対策を講じる。

(8)共通的事項

・上記対策を有効なものとするためには、当該の対応のほか、安全に効率的に動けるように作業を支援する装備や補助設備を充実することが必要。

その他の中長期的技術検討課題

・今回の検討において、炉心損傷を防止するための対策を上記の通り立案したが、そのほかに右記の中長期的技術検討課題が挙げられる。

・これら技術検討課題については、別途検討を進める。

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
FPCポンプ	ポンプ室の止水 ----- プール内の水位・温度計設置	・消防車の配備 ・消火配管の活用
交流電源	電源設備の止水(または配置見直し)	・電源車等の配備

必要な設備	機器の浸水対策	柔軟な対策
直流電源	バッテリー室・母線盤設置場所の止水(または配置見直し)	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備

項目	対策
水素滞留の防止	原子炉建屋の換気促進のため、建屋屋上へ穴を開ける措置(トップベント)やブローアウトパネルを開放する措置の設備・手順の確立
放射性物質の放出抑制	圧力抑制室ベントと同じ(水を通したベントの確実な実施) 消防車等による格納容器への注水手順の準備

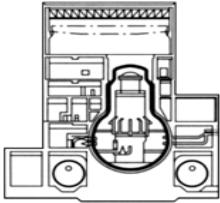
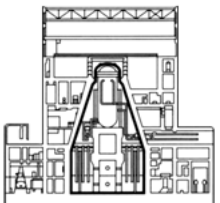
項目	対策
外部電源	変電設備の耐震性向上策の検討、送電鉄塔二次被害を及ぼす盛り土の崩壊等の評価、送電系の供給信頼性向上に関する設備形成を図る
瓦礫撤去設備	対応活動の阻害要因となる瓦礫を撤去するための設備の配置
通信手段の確保	移動無線や衛星電話の配備、電源の確保など、状況に応じた通信手段を確立
照明用設備の確保	安全、迅速、確実な対応を行うために、両手を使えるようなヘッドライトタイプの照明のほか、広範囲を照らせるような照明設備を配備
防護設備	防護服、マスク、APD、可搬式空気清浄機等の様々な装備品等を余裕を持って配備するとともに、非常用中操換気設備の電源等の早期復旧のため電源車等を配備

項目	内容
隔離信号のあり方の整理・検討	今回の事故において、非常用復水器が直流電源喪失により隔離され冷却機能を喪失したことから、隔離信号のあり方について整理・検討を行う。
ベントラインの信頼性向上	放射性物質を大規模に除去する形でのベントの信頼性を向上するために、ラプチャーディスクを積極的に作動させる方策など、不用意な放出につながらないことに留意した上で検討を進める。
ベント時の放射性物質低減に関する検討	放射性物質の放出を低減するために、フィルタを介して放出するフィルタベントの設計検討を行う。
計測計器の信頼性向上	今回の事故時に水位計が大きく実際と異なって指示していた事例を踏まえ、事故時に必要な計測装置を研究・開発する。

福島第一原子力発電所1～3号機 事象、原因、対策のまとめ

サクセスパス	プラント挙動・対応作業からの課題	1号機	2号機	3号機	原因	具体的対策	柔軟な対策	
起因事象 (地震・津波)	機器の多重故障や機能喪失	○	○	○	津波が主要建屋に流れ込み、重要設備(電源設備等)の浸水	・D/G等設置場所への浸水防止:扉の水密化並びに配管、ケーブル貫通部の止水処理 ・建屋外壁開口部からの浸水防止:防潮板、防潮壁の設置 ・発電所敷地内への浸水防止:防潮堤の設置	—	
【高圧注水】 高圧炉心注水設備による原子炉への注水	原子炉停止後の早期に高圧系の冷却・注水機能が喪失	非常用復水器の停止	○	—	—	・直流電源喪失に伴う自動隔離インターロック作動	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し)	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
		原子炉隔離時冷却系の作動状況不明(監視測定)の喪失)	—	○	—	・直流電源喪失	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し)	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
		原子炉隔離時冷却系の作動状況確認作業の困難	—	○	—	・照明喪失 ・水たまり ・高線量環境 ・電源喪失に伴う現場との通信手段困難(PHS,ページング使用不能)	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し) ・建屋での浸水対策 ・防護服、マスク、中操の環境を改善する可搬式空気清浄機等、常日頃から様々な装備品等を余裕をもって配備 ・状況に応じた通信手段の確立を検討	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備 —
		原子炉隔離時冷却系再起動不可	—	—	○	・直流電源の枯渇	・手で蒸気入口弁等を開操作する手順の確立	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
		高圧注水系起動不能・再起動不可	○	○	○	・直流電源喪失・枯渇	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し) ・手で蒸気入口弁等を開操作する手順の確立	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
		ほう酸水注入系電源復旧中断	○	—	—	・爆発により、ケーブル、電源車損傷	・交流電源の確保(電源車、トランス、遮断機、機器までのケーブルと手順) ・補充を含めた水源の確保	—
		パラメータ監視測定不能	○	○	○	・直流電源喪失・枯渇	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し)	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
【減圧】 減圧装置による原子炉圧力減圧	主蒸気逃がし安全弁の電源(直流)喪失	パラメータ監視測定不能・労力大	○	○	○	・直流電源喪失・枯渇(代替測定実施)	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し)	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
		逃がし安全弁操作困難(代替バッテリー使用)	—	○	○	・直流電源喪失・枯渇 ・窒素圧供給不安	・バッテリー室、主母線盤等設置場所の止水(または配置見直し) —	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備 ・予備ポンペを配備
【低圧注水】 低圧注水設備による原子炉への注水	原子炉の冷却、注水に使用可能なほとんど全ての機器が機能喪失	既存施設使用不能	○	○	○	・既設設備(電動機)の被水 ・電源盤、非常用母線の被水	・非常系低圧注水設備設置箇所の止水 ・復水補給水系の設置箇所の止水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ設置箇所の止水と燃料確保 ・電源設備の止水(または配置見直し)	・消防車配備 ・連結通水ライン設置 ・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備
			消防車を利用しての注水は臨機の対応	消防車等による注入ライン構築の困難	○	○	○	・全くの新規応用動作 ・瓦礫(津波、水素爆発による) ・電源喪失に伴う照明喪失 ・高線量環境 ・電源喪失に伴う現場との通信手段困難(PHS,ページング使用不能) ・水素爆発の危険性 ・交流電源喪失
	電源喪失及び空気作動弁駆動用圧縮空気の喪失によりこれらの弁が駆動不能	MO弁遠隔操作不能			○	○	○	・電源喪失に伴う照明喪失
		AO弁遠隔操作不能	○	○	○	・高線量環境(建屋内) ・電源喪失に伴う現場との通信手段困難(PHS,ページング使用不能) ・電源喪失に伴う弁駆動電源の喪失 ・制御用空気喪失	・防護服、マスク、中操の環境を改善する可搬式空気清浄機等、常日頃から様々な装備品等を余裕をもって配備 ・状況に応じた通信手段の確立を検討 ・電源設備の止水(または配置見直し) ・空気圧縮機またはポンペの配備	・電源車等の配備 ・可搬式交流発電機又は可搬式バッテリー配備 ・AO弁を手動で開操作ができる構造に変更
【格納容器ベント】 格納容器ベントによる格納容器圧力減圧	電源喪失及び空気作動弁駆動用圧縮空気の喪失によりこれらの弁が駆動不能	AO弁遠隔操作不能	○	○	○	・電源喪失に伴う照明喪失	・バッテリー室等設置場所の止水または配置見直し ・ヘッドライトタイプの照明配備 ・より広範囲を照らせるような照明設備の検討	・可搬式バッテリー配備 ・電源車及び可搬式充電器の配備 —
		AO弁手動操作不能	○	○	○	・高線量環境(S/C室) ・電源喪失に伴う現場との通信手段困難(PHS,ページング使用不能)	・防護服、マスク、中操の環境を改善する可搬式空気清浄機等、常日頃から様々な装備品等を余裕をもって配備 ・状況に応じた通信手段の確立を検討	— —
【ヒートシンク復旧】 海水による冷却機能の確保	海水ポンプ復旧不可	○	○	○	・既設設備(電動機)の被水 ・電源盤、非常用母線の被水	・予備モータの配備等 ・海水系等の電源系の津波対策(止水) ・予備の電源盤を電源車とともに移動搬送すること ・建屋内の上層階に設置して電源車と組み合わせて利用すること	冷却設備を含めて移動式とした可動式熱交換設備(ポンプ、熱交換器一式)の配備	

福島第一原子力発電所設備主要諸元

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
電気出力 (MWe)	460	784	784	784	784	1100
熱出力 (MWt)	1380	2381	2381	2381	2381	3293
建設着工	1967/9	1969/5	1970/10	1972/9	1971/12	1973/5
営業運転開始	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10	1978/4	1979/10
原子炉形式	BWR3			BWR4		BWR5
原子炉圧力容器内径 (mm)	約4800	約5600	約5570	約5570	約5570	約6410
原子炉圧力容器全高 (mm)	約20000	約22000	約22000	約22000	約22000	約23000
原子炉圧力容器全重量 (t)	約440	約500	約500	約500	約500	約750
原子炉圧力容器設計圧力(※注1)	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])
原子炉圧力容器設計温度(°C)	302	302	302	302	302	302
燃料集合体数(本)	400	548	548	548	548	764
高燃焼度8×8燃料(本)	68	-	-	-	-	-
9×9燃料(A型)(本)	-	-	516	-	-	-
9×9燃料(B型)(本)	332	548	-	548	548	764
MOX燃料(本)	-	-	32	-	-	-
燃料棒有効長(m)	約3.66	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71
制御棒本数(本)	97	137	137	137	137	185
格納容器形式(本体)	マーク I					マーク II
						
格納容器全高 (m)	32	34	34.1	34.1	34.1	48.0
格納容器直径 (m)	17.7(球部) 9.6(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	25.9
圧力抑制室プール水量 (m ³)	1750	2980	2980	2980	2980	3200
格納容器設計圧力(※注1)	約0.43MPa[gage] (4.35kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])
格納容器設計温度(°C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	171(D/W) 105(S/C)
使用済燃料プール容量(%炉心分)	225	225	225	290	290	230
使用済燃料プール使用温度(°C)	≤65	≤65	≤65	≤65	≤65	≤65
使用済燃料プールの長さ(南北:海岸線に平行)(m)	約7.2	約9.9	約9.9	約9.9	約9.9	約10.4
使用済燃料プールの幅(東西:海岸線に垂直)(m)	約12.0	約12.2	約12.2	約12.2	約12.2	約12.0
使用済燃料プールの深さ(最深度)(m)	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8
使用済燃料プールの容積(m ³)	約1020	約1424	約1425	約1425	約1425	約1497
使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵可能体数(体)	900	1240	1220	1590	1590	1770
使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料(体) (H22.12末)	292	587	514	1331(炉内取出燃料548体含む)	946	876
使用済燃料プールに貯蔵されている新燃料(体) (H22.12末)	100	28	52	204	48	64

注1: 原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]

福島第二原子力発電所設備主要諸元

		1号機	2号機	3号機	4号機	
プラント 主要諸元	電気出力(万kW)	110	110	110	110	
	営業運転開始	1982/4/20	1984/2/3	1985/6/21	1987/8/25	
	原子炉形式	沸騰水型軽水炉(BWR-5)				
	原子炉格納容器形式	マークⅡ	マークⅡ改良			
原子炉系	熱出力(MW)	3,293				
	燃料集合体数(体)	764(9×9燃料)				
	燃料集合体全長(m)	約3.71				
	制御棒本数(本)	185	185	185	185	
	圧力容器	内径(m)	約6.4			
		全高(m)	約23			
		全重量(t)	約750			
	格納容器	全高(m)	約48	約48		
		直径(m)	約26	約29		
		D/W設計圧力(MPa)	0.279			
		S/C設計圧力(MPa)	0.279			
		D/W設計温度(°C)	171			
		S/C設計温度(°C)	104			
		S/C水量(m ³)	約3,400	約4,000		
	原子炉隔離時 冷却系 (RCIC)	蒸気タービン台数	1	1	1	1
		蒸気タービン回転数 (rpm)	2,200~4,500	2,200~4,250	2,200~4,500	2,200~4,200
		ポンプ台数	1	1	1	1
		ポンプ流量(m ³ /h)	142	142.2	144	142
		全揚程(m)	186~882			186~869
	主蒸気逃がし 安全弁 (SRV)	個数	18	18	18	18
吹出し圧力(MPa) (逃がし弁機能)		7.37(2個) 7.44(4個) 7.51(4個) 7.58(4個) 7.64(4個)				
		7.78(2個) 8.10(4個) 8.16(4個) 8.23(4個) 8.30(4個)				
吹き出し場所		圧力抑制室				

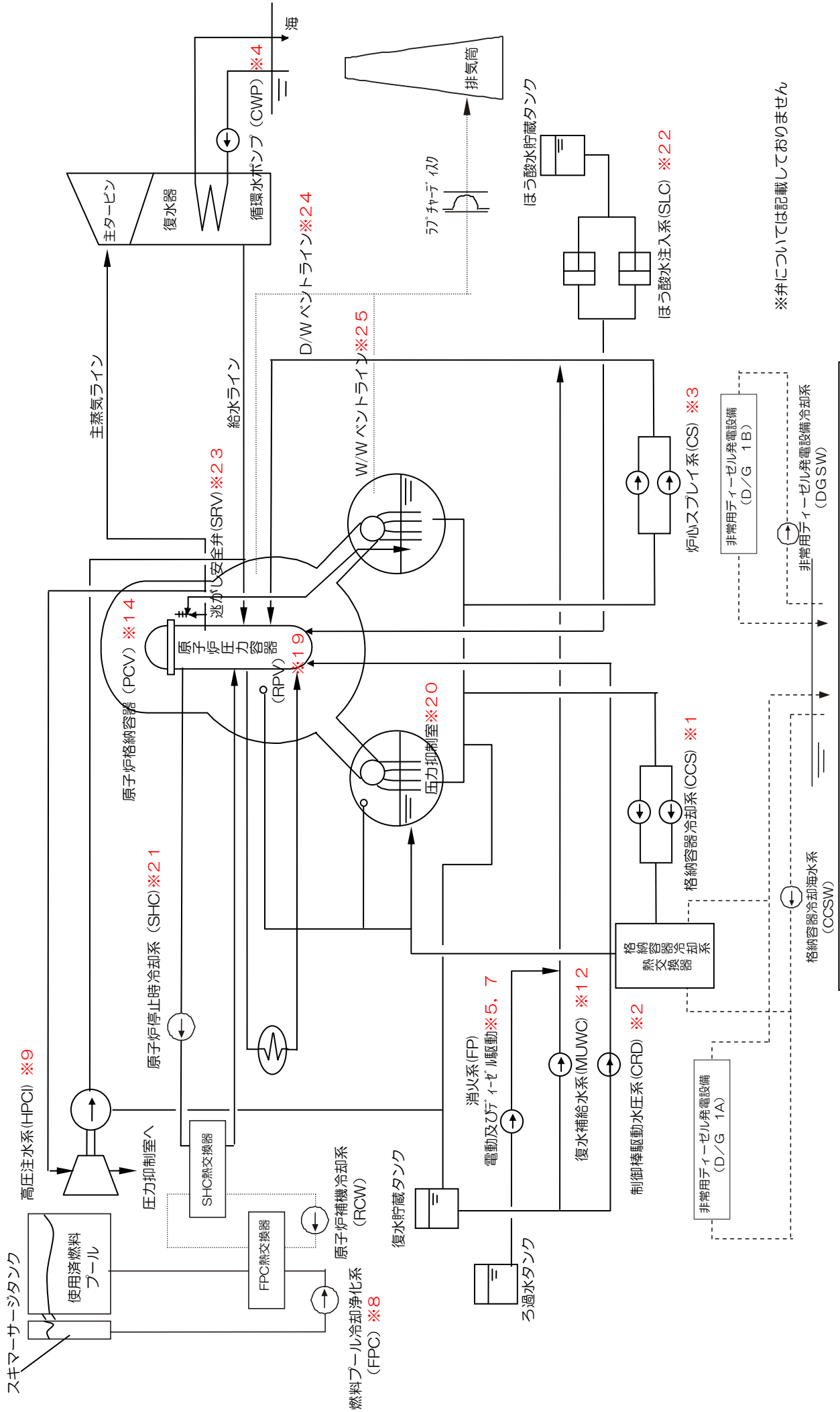
福島第一原子力発電所 工学的安全設備及び原子炉補助設備の比較

福島第一原子力発電所	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	
炉心スプレイ系 (CS)	系統数	2	2	2	2	2	
	流量(t/h/系統)	550	1020	1141	1140	1140	
	ポンプ数/系統	2	1	1	1	1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)	約2.0MPa[gage] (20.0kg/cm ² [gage])	約3.5MPa[gage] (35.2kg/cm ² [gage])	約3.5MPa[gage] (35.2kg/cm ² [gage])	約3.3MPa[gage] (33.4kg/cm ² [gage])	約3.3MPa[gage] (33.4kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)	200	204	204	204	204	
格納容器冷却系 (CCS)	系統数	2	2	2	2	2	
	設計流量(t/h/系統)	705	2960	2600	約2600	約2600	
	ポンプ数/系統	2	2	2	2	2	
	熱交換器数/系統	1	1	1	1	1	
高圧注水系 (HPCI)	系統数	1	1	1	1	1	
	流量(t/h)	682	965	965	966	965	
	ポンプ数	1	1	1	1	1	
	全揚程	85.3-16.0 kg/cm ² [gage]	853-160 m	854-160 m	854-160 m	854-160 m	
低圧炉心注水系 (LPCI)	系統数		2	2	2	3	
	流量(t/h/ポンプ)		約1750	約1820	約1820	約1820	
	ポンプ数/系統		2	2	2	1	
残留熱除去系 (RHR)	ポンプ						
	台数		4	4	4	3	
	流量(t/h)		約1750	約1820	約1820	約1690	
	全揚程(m)		約128	約128	約128	約85	
	海水ポンプ						
	台数		4	4	4	4	
	流量(m ³ /h)		約978	約978	約978	約920	
	全揚程(m)		約232	約232	約239	約191	
	熱交換器						
	基数		2	2	2	2	
原子炉停止時冷却系 (SHC)	ポンプ						
	台数		2				
	流量(m ³ /h)		465.5				
	揚程(m)		45.7				
	熱交換器						
	基数		2				
	熱交換能力(kcal/h)		3.8E+06				
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	蒸気タービン						
	台数		1	1	1	1	
	原子炉圧力(MPa[gage])		約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	
	出力(kW)		約373-約60	約373-約60	約400-約67	約343-約67	
	回転数(rpm)		約5000-約2000	約4500-約2000	約3600-約1900	約4500-約2300	
	ポンプ						
	台数		1	1	1	1	
	流量(m ³ /h)		約95	約97	約94	約97	
全揚程(m)		約850-約160	約850-約160	約850-約160	約850-約160		
回転数(rpm)		可変	可変	可変	可変		
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	系統数					1	
	流量(t/h/系統)					1442	
	ポンプ数/系統					1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)					約4.1MPa (42.2kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)					218	
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	系統数					1	
	流量(t/h/系統)					1441	
	ポンプ数/系統					1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)					約9.1MPa (93.1kg/cm ² [gage])	
非常用復水器 (IC)	系統数	2					
	タンク有効保有水量(m ³ /タンク)	106					
	蒸気流量(t/h/タンク)	100.6					
復水補給水系 (MUWC)	ポンプ数	2	2	2	2	2	
	流量(m ³ /h)	68.1	68.2	68.2	70	68.2	
	ポンプ揚程(m)	54.86	77.72	78.0	78.0	77.7	
	ポンプ揚程(m)					58.5	
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプ数	2	2	2	2	2	
	流量(m ³ /h)	80	110	107.9	110	107.9	
	ポンプ吐出圧力(MPa[gage])	約1.0	約0.9	約0.9	約0.9	約0.9	
非常用ガス処理系 (SGTS)	系統数	2	2	2	2	2	
	送風機数/系統	1	1	1	1	1	
	排風容量(m ³ /h/台)	1870	約2700	約2700	約2700	約2700	
	系統ヨウ素除去効率(%)	≥97	≥99.9	≥99.9	≥97	≥97	
安全弁	個数	3	3	3			
	全容量(t/h)	約873	約1236	約1236			
	吹き出し圧力(MPa[gage])	8.51(2個) 8.62(1個)	8.55(3個)	8.55(3個)			
	吹き出し場所	ドライウエル	ドライウエル	ドライウエル			
逃し安全弁	個数	4	8	8	11	11	
	全容量(t/h)	約1057	約2938	約2913	約4147	約4149	
	逃し弁機能(MPa[gage])	7.27(1個)	7.44(1個)	7.44(1個)	7.44(1個)	7.44(1個)	
		7.34(2個)	7.51(3個)	7.51(3個)	7.51(3個)	7.51(3個)	
		7.41(1個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)	
	安全弁機能(MPa[gage])	7.64(2個)	7.64(2個)	7.64(2個)	7.64(2個)	7.64(2個)	
		7.71(2個)	7.71(3個)	7.71(3個)	7.71(3個)	7.71(3個)	
			7.78(3個)	7.78(3個)	7.78(3個)	7.78(3個)	
					8.55(3個)	8.55(3個)	
吹き出し場所	サブレーションプール	サブレーションプール	サブレーションプール	サブレーションプール	サブレーションプール		

注1:原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]

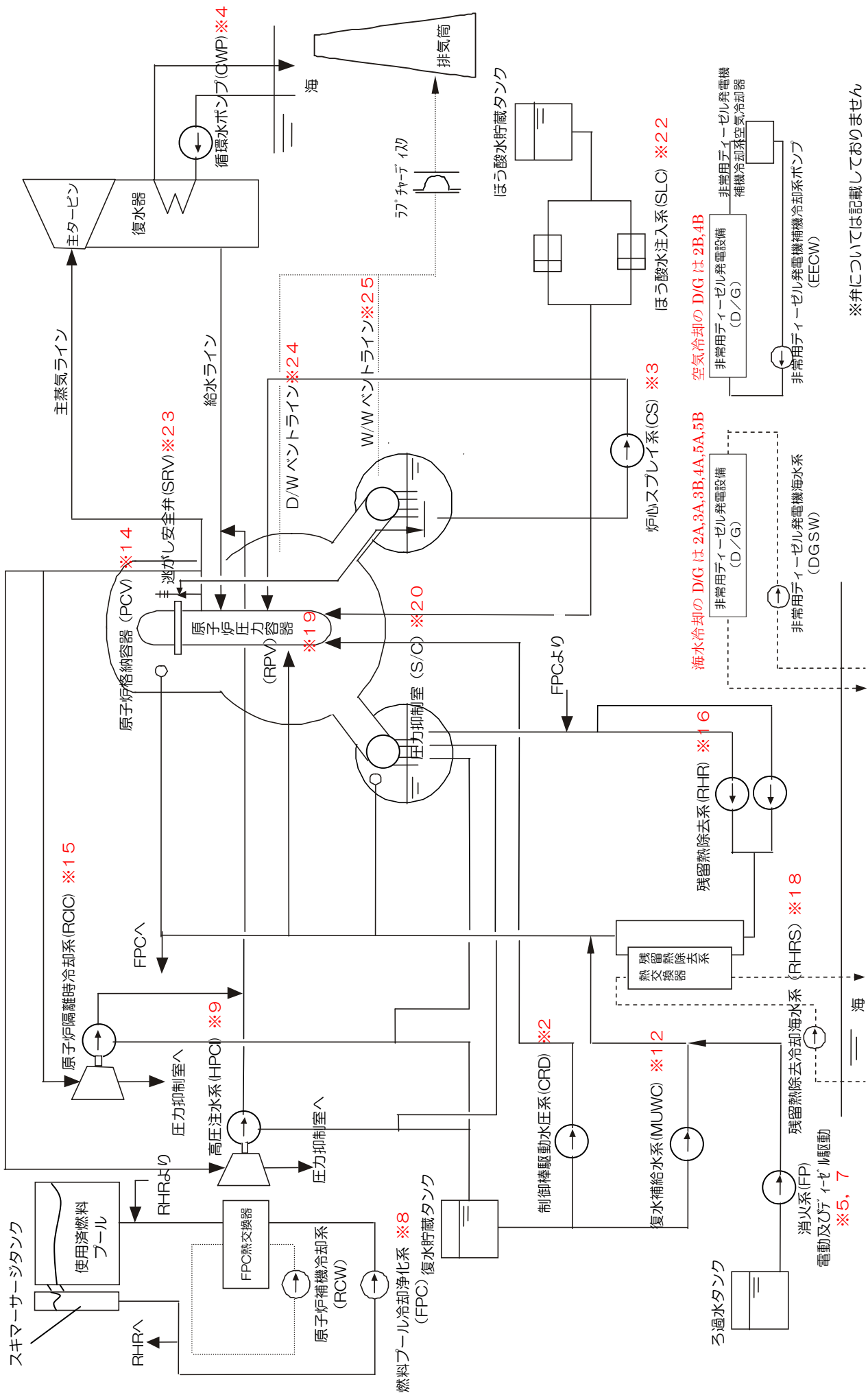
福島第二原子力発電所 工学的安全設備及び原子炉補助設備の比較

		1号機	2号機	3号機	4号機	
系統	残留熱除去系 (RHR)	系統数	3	3	3	3
		流量 (m ³ /h)	1,691	1,692	1,691	1,690
		ポンプ数	3	3	3	3
		全揚程 (m)	92	86	92	86
		熱交換器数	2	2	2	2
	残留熱除去機器冷却系 (RHRC)	系統数	2	2	2	2
		流量 (m ³ /h)	1,450	1,460	1,150	1,100
		ポンプ数	4	4	4	4
		全揚程 (m)	35	50	38	40
		熱交換器数/系統	2	2	2	2
	残留熱除去機器冷却海水系 (RHRS)	系統数	2	2	2	2
		流量 (m ³ /h)	2,550	2,450	2,110	2,000
		ポンプ数	4	4	4	4
		全揚程 (m)	28	28	33	30
		流量 (m ³ /h)	540	520	600	550
		全揚程 (m)	51	50	49	50
		熱交換器数/系統	1	1	1	1
	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	系統数	1	1	1	1
		流量 (m ³ /h)	368~1,460	372~1,578	368~1,460	372~1,580
		ポンプ数	1	1	1	1
		全揚程 (m)	273~866	197~863	273~866	197~863
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 冷却系 (淡水) (HPCSC)	系統数	1	1	1	1
		流量 (m ³ /h)	130	290	280	320
		ポンプ数	1	1	1	1
		全揚程 (m)	44	50	51	50
		熱交換器数/系統	1	1	1	1
	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 冷却系 (海水) (HPCSS)	系統数	1	1	1	1
流量 (m ³ /h)		659	320	400	450	
ポンプ数		1	1	1	1	
全揚程 (m)		26	32	34	32	
復水補給水系 (MUWC)	系統数	1	1	1	1	
	流量 (m ³ /h)	160	145.5	190	146	
	ポンプ数	3	2	3	3	
	全揚程 (m)	90	85.5	98	85.5	
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	系統数	2	2	2	2	
	流量 (m ³ /h)	152	156	163	156	
	ポンプ数	2	2	2	2	
	全揚程 (m)	92	80	92	92	
	熱交換器数/系統	2	2	2	2	



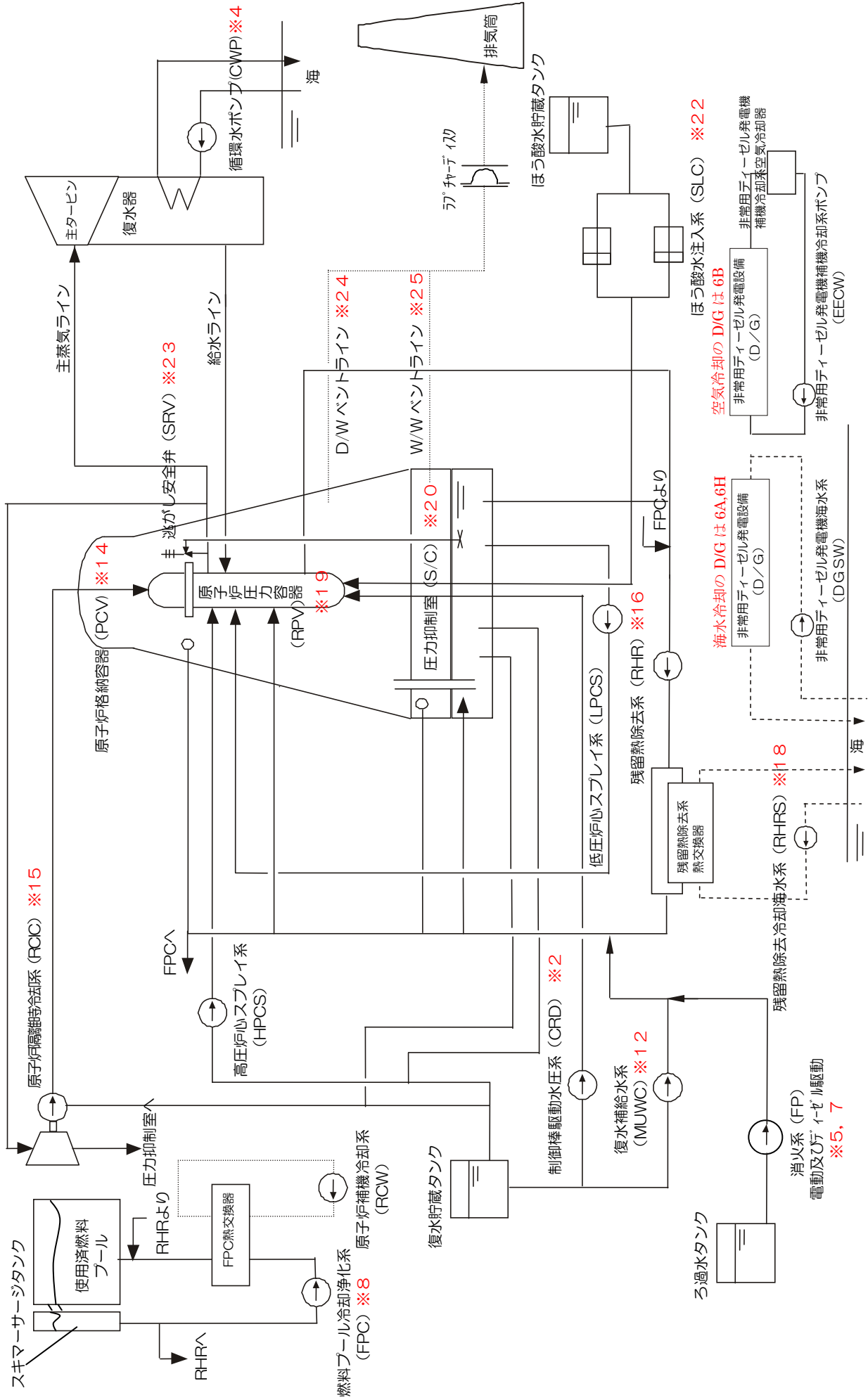
※弁については記載しておりません

福島第一原子力発電所1号炉の設備構成の概要



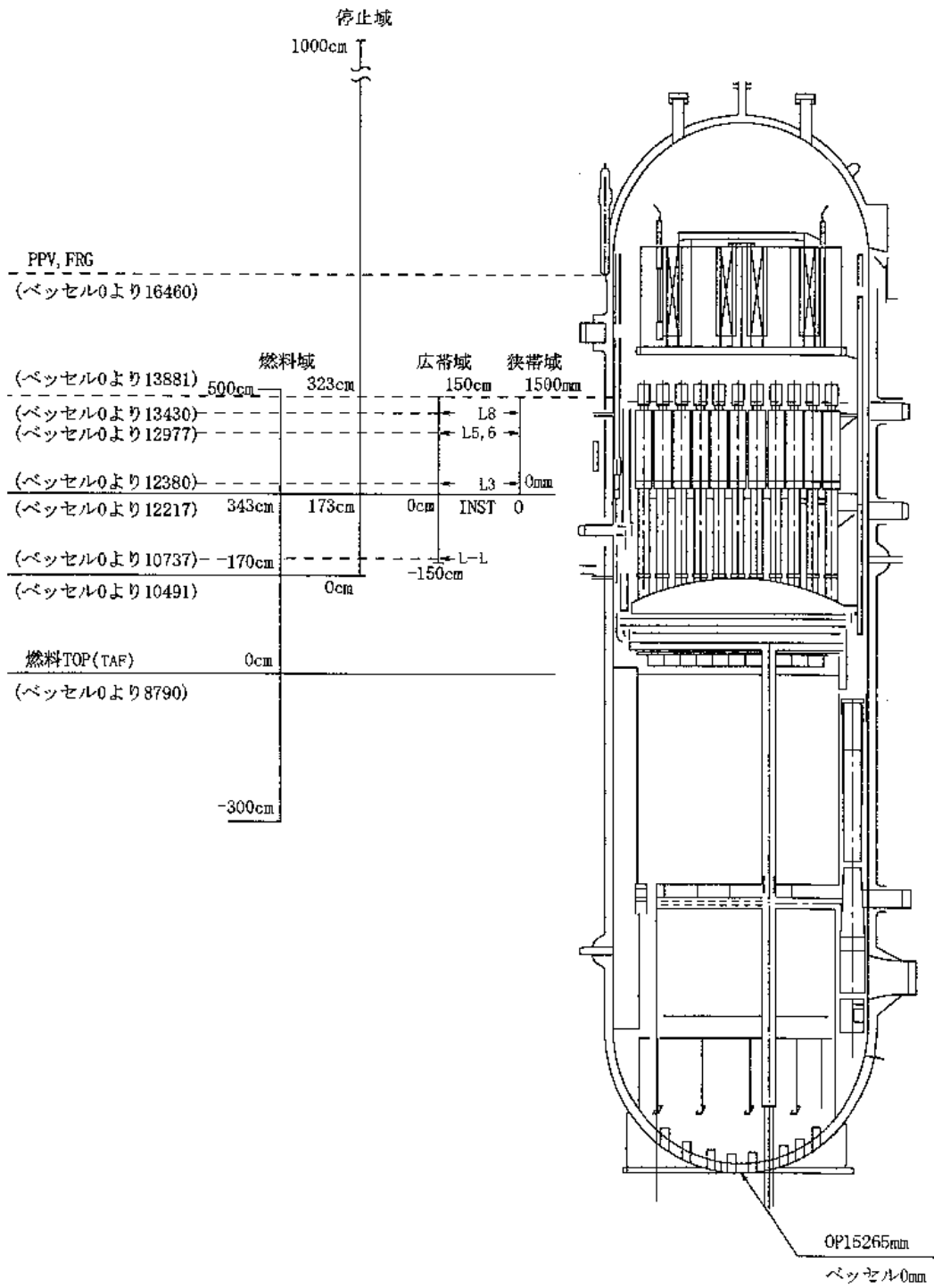
※弁については記載しておりません

福島第一原子力発電所2～5号炉の設備構成の概要

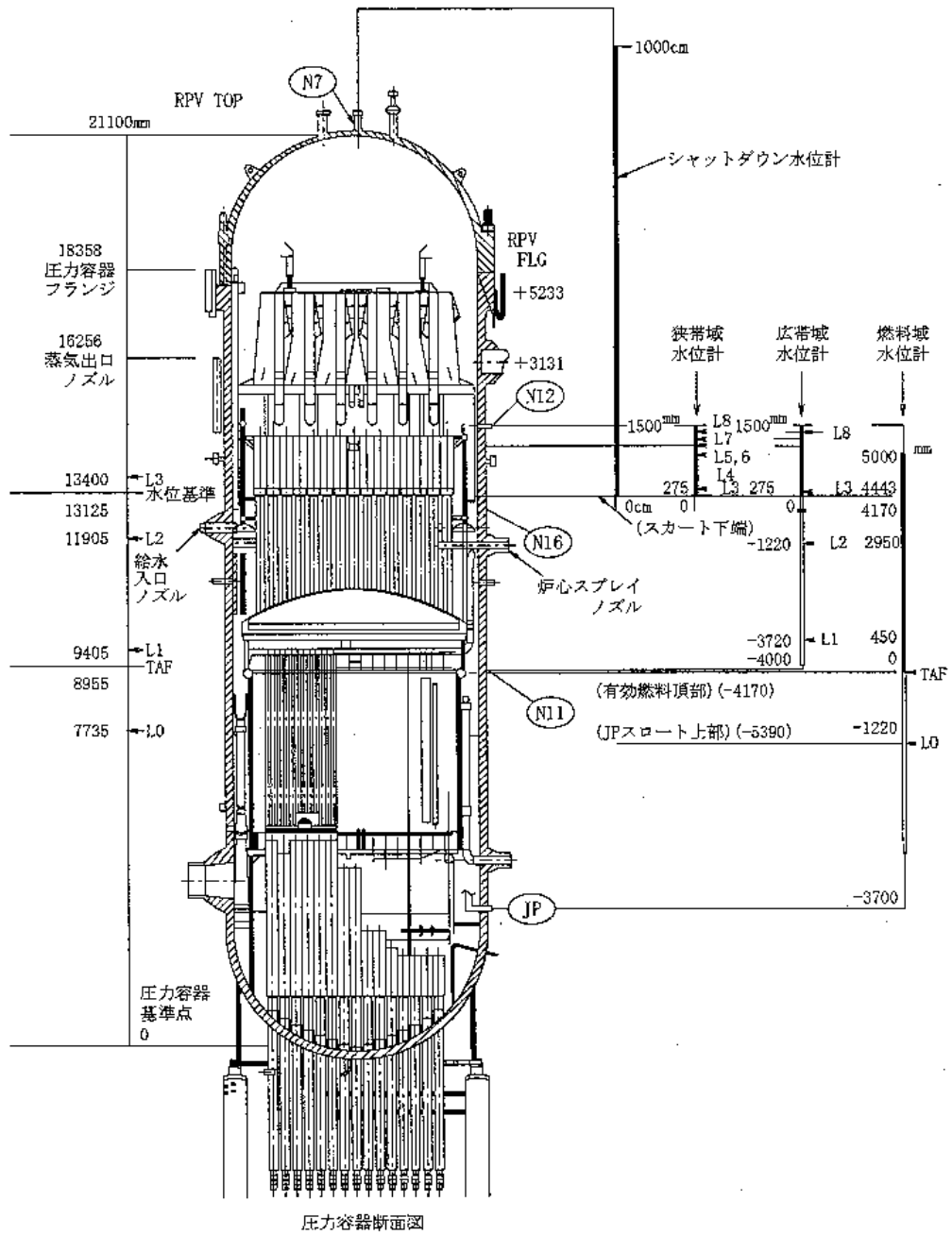


※※弁については記載しておりません

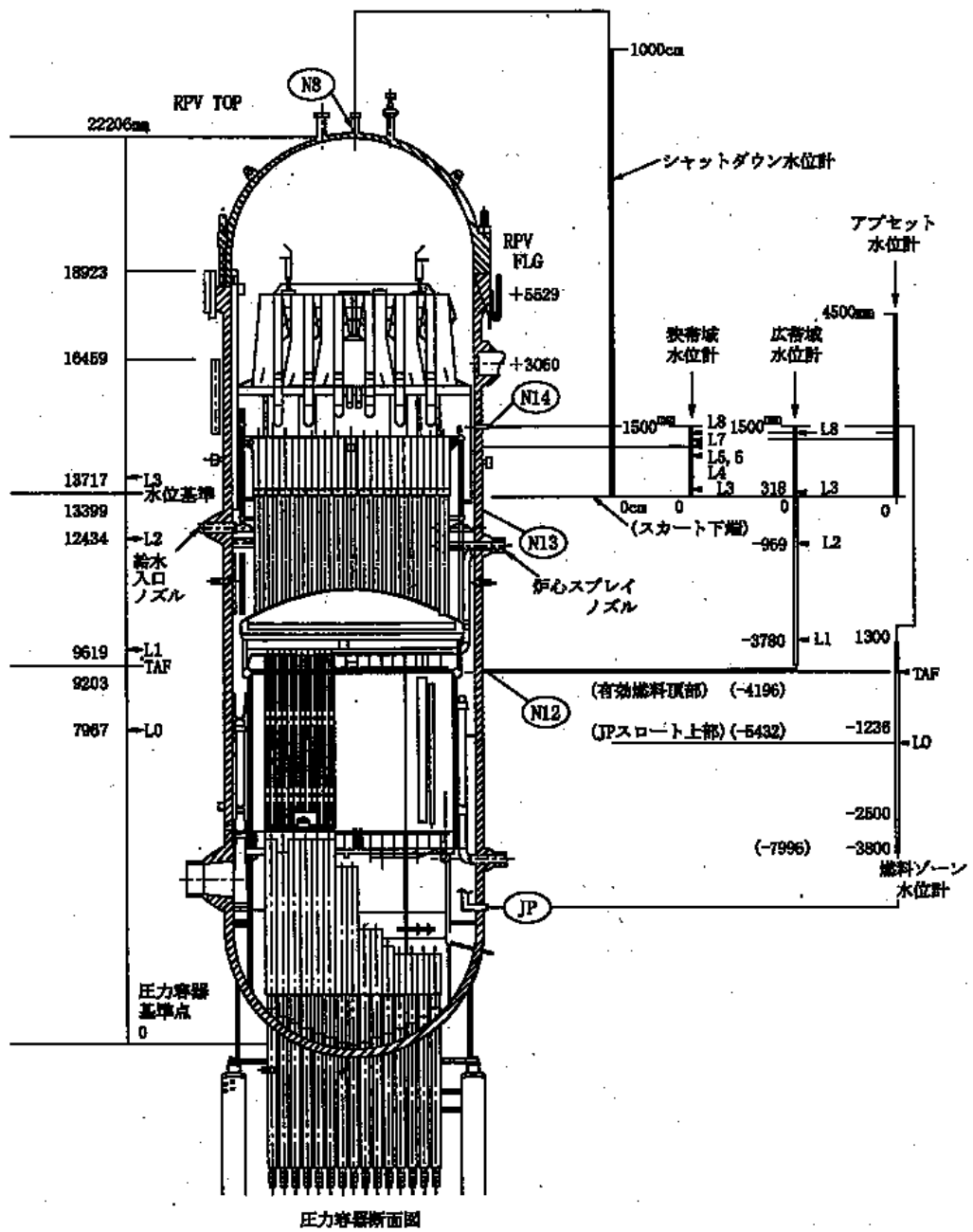
福島第一原子力発電所6号炉の設備構成の概要



福島第一原子力発電所1号機 原子炉水位計の指示範囲



福島第一原子力発電所2～5号機 原子炉水位計の指示範囲



福島第一原子力発電所6号機 原子炉水位計の指示範囲

原子力発電所用語集

※は参考3に図示あり

AM : Accident Management / アクシデントマネジメント

過酷事故に至るおそれがある事象が万一発生しても、それが過酷事故に拡大するのを防止し、あるいは万が一過酷事故に拡大した場合にもその影響を緩和するために現有設備を最大限に利用して、これに対処することであり、このための手順書の整備、設備の充実、教育・訓練等の活動全般を指す。

AO弁 : Air Operated Valve / 空気作動弁

圧縮空気（計装用圧縮空気系（IA））によって作動する弁。

APD : Alarm Pocket Dosimeter / 警報付ポケット線量計

半導体検出器を使用した、警報付き個人モニタである。着用者が従事した作業名、作業時刻を記憶可能なものである。

CCS : Containment Cooling Spray System / 格納容器冷却系 ※1

原子炉一次格納容器（PCV）内の圧力、温度が上昇した場合、圧力、温度上昇を抑制するため格納容器内に冷却水をスプレーする。なお、圧力抑制室（トーラス）水を冷却する際は、手動起動にて実施する。福島第一1号機のみ設置。

アクシデントマネジメント（AM）上の代替注水手段の1つ。

以下のような運転方法（モード）を有する。

- (1) 格納容器スプレーモード
- (2) トーラス水冷却モード（トーラス水の温度上昇が想定される場合は、手動起動する。）

CR : Control Rod / 制御棒

原子炉出力を制御するために、燃料から生成される中性子数を中性子の吸収により調整する板状の棒。熱中性子炉では、ホウ素、カドミウム、ハフニウム等の中性子吸収断面積の大きい材料を用いる。緊急時には炉心内に急速に挿入し原子炉を停止させる（スクラム）。

CRD : Control Rod Drive / 制御棒駆動機構 ※2

原子炉手動制御系からの信号により、制御棒（CR）を引抜いたり挿入したりする設備。（通常は引抜き、挿入機能）又、緊急時に手動あるいは原子炉保護系（RPS）からの自動信号により引抜かれたCRを炉内に急速に挿入（スクラム）し燃料の損傷を防ぐ。

CS : Core Spray System / 炉心スプレイ系 ※3

非常用炉心冷却系（ECCS）の一つで、冷却剤喪失事故（LOCA）時、燃料の過熱による燃料および被覆管の破損を防止するため、炉心上部より冷却水をスプレイし、冷却する装置。この装置は、福島第一1～5号機に設置されている。

CWP : Circulating Water Pump / 循環水ポンプ ※4

主タービンで仕事をした蒸気は主復水器で冷却凝縮される。その冷却水として海水が使用されるが、この海水系統を循環水系（CW）という。循環水系に使われている海水を送り込むためのポンプ。

D/D FP : Diesel Driven Fire Pump / ディーゼル駆動消火ポンプ ※5

消火系に設置されたポンプ。消火系の圧力の低下時、電動機駆動消火ポンプが運転出来ないときに自動起動する。

D/G : Diesel Generator / 非常用ディーゼル発電機

異常により発電所内への通常の電力供給が停止した場合に起動され、発電所内で必要な電力を供給する。安全上重要な系統、機器等へ、非常用母線を介して非常用炉心冷却系（ECCS）など設備に電力を供給し、原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給する。

D/W : Dry-well / ドライウェル

原子炉格納容器内の圧力抑制室（S/C）を除く空間部。

DWC : Drywell Cooling System / ドライウェル冷却系

原子炉運転中、ドライウェルの冷却を行い、定期検査中も格納容器内温度が過酷とならないように冷却する設備。

EECW : Emergency Equipment Cooling Water System / ※6**非常用ディーゼル発電設備冷却系**

各種非常用機器が、冷却材喪失事故（LOCA）等において要求される機能を維持できるように、非常用ディーゼル発電設備、非常用空調機等のクーラに淡水冷却水を供給する設備（残留熱除去系（RHR）ポンプモータへも冷却水を供給）。

FCS : Flammability Control System / 可燃性ガス濃度制御系

LOCA時、燃料の温度が高くなり被覆管と水が反応して可燃性ガス（水素）が発生し、PCV内に溜まる。水素はある濃度以上で酸素（空気）と反応すると爆発的な燃焼を起こすため水素ガス濃度を安全な濃度以下になるよう処理する装置。

FP : Fire Protection System / 消火系ライン ※7

発電所内の消火系統。通常の消火栓の他、油火災のための炭酸ガス消火系等がある。アクシデントマネジメント（AM）上では原子炉への注水に利用できる。

FPC : Fuel Pool Cooling and Filtering System / 燃料プール冷却浄化系 ※8

使用済燃料は再処理のため原子炉から取出し後、燃料体に内包している核分裂生成物等の出す熱および放射能を再処理に支障のない値まで健全性を損なわないよう冷却する必要がある。このプール水を冷却しながら不純物を取り除き水質を決められた値に保つ浄化系統をいう。

HPCI : High Pressure Coolant Injection System / 高圧注水系 ※9

非常用炉心冷却系（ECCS）の内の一つで、配管等の破断が比較的小さく、原子炉圧力が急激には下がらないような事故時、蒸気タービン駆動の高圧ポンプで、原子炉に冷却水を注入することのできる装置。

ポンプの流量（＝能力）は原子炉隔離時冷却系（RCIC）に比べて約10倍と大きい。原子炉停止時冷却系（SHC：1F1）又は残留熱除去系（RHR：約1800 m³/h、福島第一2～5号機の場合）に比べると小さい。福島第一1号機～5号機に設置されている。

HPCS : High Pressure Core Spray System / 高圧炉心スプレー系 ※10

ECCS系の一つで、原子炉圧力が急激に下がらないような事故時、独立した電源（ディーゼル発電機）を持ち電動機駆動の高圧ポンプにより炉心にスプレーし冷却を行う装置。

福島第一6号機以降に設置されている。（KK-6、7号機を除く。KK-6、7号機では、HPCF（High Pressure Core Flooder System）が相当する。）

IA : Instrument Air-System / 計装用圧縮空気系

各建屋内における空気作動の装置・制御器に圧縮空気を供給する設備。この圧縮された空気は作動を確実にするために水分、塵埃等を取り除く。

IC : Isolation Condenser / 非常用復水器 ※11

原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を導いて水に戻し、炉内の圧力を下げるための装置（福島第一1号機のみ）に設置。

M/C : Metal-Clad Switch Gear / 高圧配電盤または高圧電源盤（メタクラ）

所内高電圧回路に使用される動力用電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。構成は、常用、共通、非常用の3つから成っている。

MCC : Motor Control Center / 低圧電源盤 (モーターコントロールセンター)

小容量の所内低電圧回路に使用する動力電源盤で配線用遮断機、電磁接触器、保護継電器を各ユニットにコンパクトに収納したもので、発電所の補機用動力盤として使用されている。構成は、常用、共通、非常用の3つから成っている。

MCR HVAC : Main Control Room Heating Ventilation, Air Conditioning and Cooling System / 中央制御室非常用換気空調系

原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故が発生した時、自動的に中央制御室と外気を隔離すると共に、中央制御室内の空気を再循環しながら、中央制御室の環境を清浄に保つための装置。

MO弁 : Motor Operated Valve / 電動駆動弁

系統の論理回路等からの電気信号を受けて、弁駆動部を電動機によって動かし開閉する弁。

MP : Monitoring Post / モニタリングポスト

発電所敷地周辺の数カ所に設置され、空間γ線量率を測定している。移動しながら測定を行える車両をモニタリングカーという。

MSIV : Main Steam Isolation Valve / 主蒸気隔離弁

主蒸気配管は、原子炉格納容器 (PCV) を貫通してタービンに通じている。そのため、主蒸気管がPCVを貫通する内部と外部に隔離弁を設け、配管破断等が起きた場合に、隔離弁を全閉とし、放射性物質を含む蒸気が系外に放出されるのを防止する。

MUWC : Make-Up Water System (Condensate) / 復水補給水系 ※12

発電所の運転に必要なさまざまな水 (水源は、復水貯蔵タンク、基本的には原子炉等で使われた水を浄化したもので、若干の放射能を含むがその濃度は低い) を、ポンプ (復水移送ポンプ) を利用して供給する系統。

非常用ではないが、アクシデントマネジメント (AM) 上では原子炉への注水に利用できる。ポンプの流量はRCICより小さい (約70 m³/h)。

MUWP : Make-Up Water System (Purified) / 純水補給水系 ※13

各建屋内および付帯設備等に設置される機器、配管および弁等に対して、発電所の円滑な運転および保守を行うために必要な容量および圧力を有する純水を供給する系統。

O.P. / 小名浜ポイント

小名浜港工事基準面 = 東京湾平均海面 (T. P.) 下0.727 m

P/C : Power Center / パワーセンター

所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。構成は、常用、共通、非常用、の3つから成っている。

PCV : Primary Containment Vessel / 原子炉格納容器 ※14

鋼鉄製の容器で、原子炉圧力容器をはじめ、主要な原子炉施設を収納している。冷却材喪失事故等が生じた場合、放射性物質を閉じ込め発電所敷地周辺への放射能の漏れを制限する設備で、水の無いドライウエル(D/W)と圧力抑制室(ウェットウエル(W/W))で構成されている。

P&ID : Piping and Instrumentation Diagram / 配管計装線図

発電所設備を系統別にわけ、決められた記号により配管、弁、ポンプ、計器等を図面にしたもの。

R/B : Reactor Building / 原子炉建屋

原子炉格納容器(PCV)及び原子炉補助施設を収納する建屋で、事故時に一次格納容器から放射性物質が漏れても建屋外に出さないよう建屋内部を負圧に維持している。

RCIC : Reactor Core Isolation Cooling System / 原子炉隔離時冷却系 ※15

通常運転中何らかの原因で主蒸気隔離弁(MSIV)の閉等により主復水器が使用できなくなった場合、原子炉の蒸気でタービン駆動ポンプを回して冷却水を原子炉に注水し、燃料の崩壊熱を除去し減圧する。また、給水系の故障時などに、非常用注水ポンプとして使用し、原子炉の水位を維持する。RCICポンプの流量は、HPCIの約1/10程度の約96m³/h(福島第一2~5号機の場合)で、さほど大きくない。

RHR : Residual Heat Removal System / 残留熱除去系 ※16

原子炉を停止した後、ポンプや熱交換機を利用して冷却材の冷却(燃料の崩壊熱の除去)や非常時に冷却水を注入して炉水を維持する系統(非常用炉心冷却系ECCSのひとつ)で、原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有している。ポンプ流量・熱交換機ともに能力が高く、以下のような運転方法(モード)を有する。

- (1) 原子炉停止時冷却モード
- (2) 低圧注水モード(ECCS)
- (3) 格納容器スプレイモード
- (4) 圧力抑制室冷却モード
- (5) 非常時熱負荷モード

RHRC : RHR Cooling Water System / 残留熱除去冷却系 ※17

残留熱除去系（RHR）熱交換器，RHRポンプと低圧炉心スプレイ系（LPCS）ポンプのメカニカルシール冷却器などに淡水の冷却水を供給する設備。福島第二1号機～4号機，柏崎刈羽1号機に設置されている。

RHRS : RHR Sea Water System / 残留熱除去冷却海水系 ※18

残留熱除去系の冷却水は，熱交換器を介して冷却している。この残留熱除去系の冷却水を冷却するために海水を供給する系統。

RPS : Reactor Protection System / 原子炉保護系

機器の動作不能、操作員の誤操作等により、原子炉の安全性を損なう恐れのある過渡が生じた場合、あるいは予想される場合、原子炉をすみやかに緊急停止（スクラム）させる装置。

RPV : Reactor Pressure Vessel / 原子炉压力容器 ※19

燃料集合体、制御棒（CR）、その他の炉内構造物を内蔵し、燃料の核反応により蒸気を発生させる容器。

S/B : Service Building / サービス建屋

発電所の運営に必要な中央操作室、保安管理室、チェックポイント等のある建屋。

S/C : Suppression Chamber (Suppression Pool) / 圧力抑制室 ※20

沸騰水型炉（BWR）だけにある装置で、常時約3000m³（福島第一2～5号機の場合。福島第二2～4号機の場合は常時約4000m³）の冷却水を保有しており、冷却剤喪失事故（LOCA）時に炉水や上記が放出され、その結果、格納容器内圧力が上昇するが、炉水や上記をベント管等により圧力抑制室へ導いて冷却し、格納容器内の圧力を低下させる設備。また、非常用炉心冷却系（ECCS）の水源としても使用している。

SHC : Shut Down Cooling System / 原子炉停止時冷却系 ※21

福島第一1号機のための専用設備で、原子炉を停止した後、冷却材（炉水）を熱交換器にて冷却し、崩壊熱を除去するための設備。炉水を冷却し、冷温停止（炉水温度100℃未満）する。（福島第一1号機以外の他号機は、RHR系に本冷却機能「原子炉停止時冷却モード」を有している。）

SLC : Stand by Liquid Control System / ほう酸水注入系 ※22

原子炉運転中、何らかの原因で制御棒の挿入ができない場合に、中性子吸収能力の高い五ほう酸ナトリウム溶液を注入して原子炉を停止させる制御棒のバックアップ装置。

SRV : Safety Relief Valve / 逃がし安全弁 ※23

原子炉圧力が異常上昇した場合、圧力容器保護のため、自動あるいは中央操作室で手動により蒸気を圧力抑制室に逃す弁（逃した蒸気は圧力抑制室水で冷やされ凝縮する）で、他に非常用炉心冷却系（ECCS : Emergency Core Cooling System）の自動減圧装置（ADS : Automatic Depressurization System）としての機能も持っている。

SGTS : Stand by Gas Treatment System / 非常用ガス処理系

原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故等が発生した時、自動的に常用換気系を閉鎖すると共に、原子炉建屋内を負圧に保ちながら、建屋内の放射性物質や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

TAF : Top of Active Fuel / 有効燃料頂部

燃料域水位計の0点。燃料集合体のうちペレットが存在する一番上部をいう。

T/B : Turbine Building / タービン建屋

主タービン、発電機、主復水器、原子炉給水ポンプ及びタービン補機等を収納する建屋。

オフサイトセンター

原子力災害発生時に、国、自治体、原子力事業者による事故拡大防止のための応急対策、住民の安全確保策など実施するための拠点。オフサイトセンターに「原子力災害合同対策会議」が組織される。原子力施設から20km以内に設置される。

格納容器ベント

原子炉格納容器（PCV）の圧力の異常上昇を防止し、PCVを保護するため、放射性物質を含む格納容器内の気体（ほとんどが窒素）を一部外部に放出し、圧力を降下させる措置。

原子炉格納容器（PCV）はドライウェル（D/W）とウェットウェル（W/W）の2つに分かれ、W/Wは圧力抑制室（S/C又はS/P）の別名称。

各室ベントラインがあり、ライン上にAO弁の大弁、小弁がある。2つのラインの合流後にMO弁とラプチャーディスクがあり、排気筒に繋がる。

W/Wベントでは、W/Wに保有する水により、原子炉圧力容器（RPV）またはD/Wの蒸気の凝縮と共に放射性物質の除去の効果が期待できる。

※24 D/Wベントライン ※25 W/Wベントライン

逆洗弁ピット

復水器細管を洗浄するため、細管内の海水の流れを逆にするための弁が、循環水系（CWP）ラインに設置されている。CWP配管は、海水を復水器まで供給する地中配管で、当該ピットは屋外に設置されている。

原子炉圧力容器の耐圧漏えい試験

原子炉冷却材圧力バウンダリを通常運転時の状態に加圧し、漏えいを確認する試験。定期検査ごとに実施するこの試験は、原子炉内温度が最低使用温度を下回らないように管理して行う。

排気筒（スタック）

排気筒は、原子力発電所や再処理工場で発生した排気を環境中に安全に放出するための設備。排気中の放射性物質は高性能のフィルタ等により浄化後、放出される。排気中の放射性物質の濃度を常に測定し、監視している。

ページング

所内各箇所を設置されたハンドセットステーションとスピーカで構成された、所内連絡用設備。操作が簡単で、高騒音環境下でも明瞭な放送及び通話ができる。

免震重要棟

新潟県中越沖地震での教訓から、震度7クラスの地震が発生した場合においても緊急時の対応に支障をきたすことがないよう、緊急時の対策および通信・電源などの重要設備を集合させている。

物揚場

発電所の港湾設備の一部。船により輸送してきた機器類をおろす場所。

ラブチャーディスク

あらかじめ決められた設定圧力で作動する安全装置。破裂板。

以 上