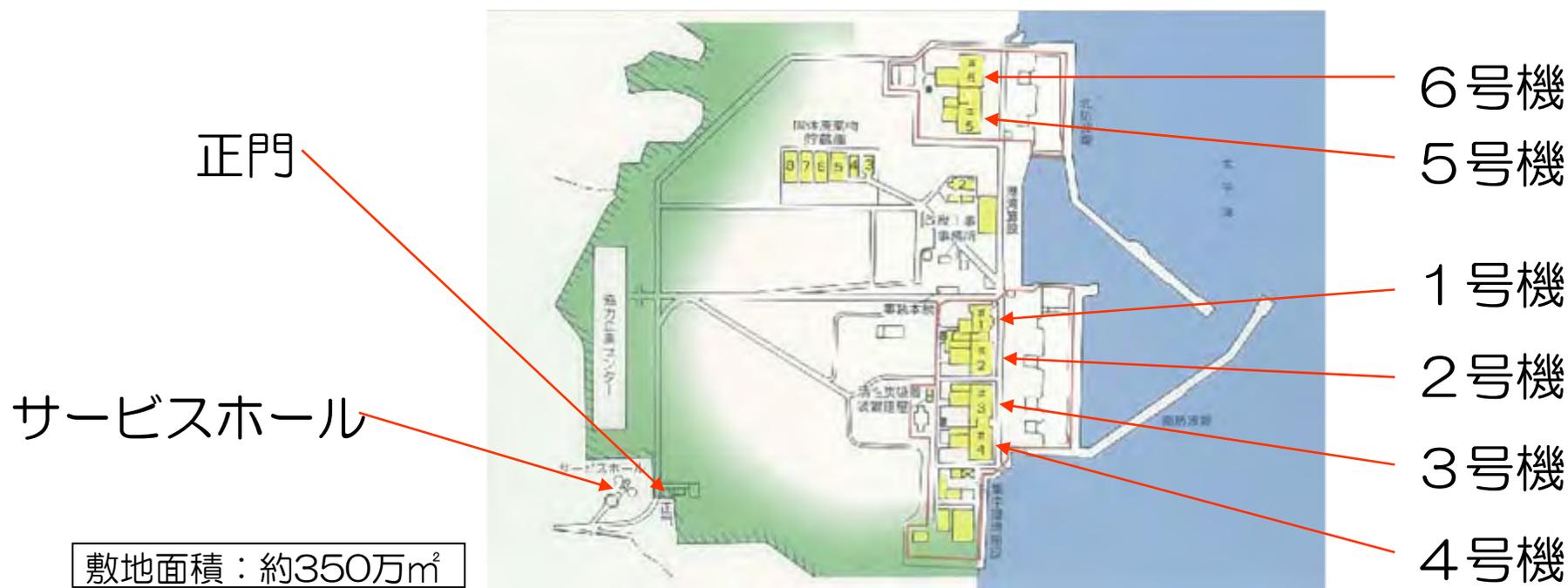


福島原子力事故調査報告書

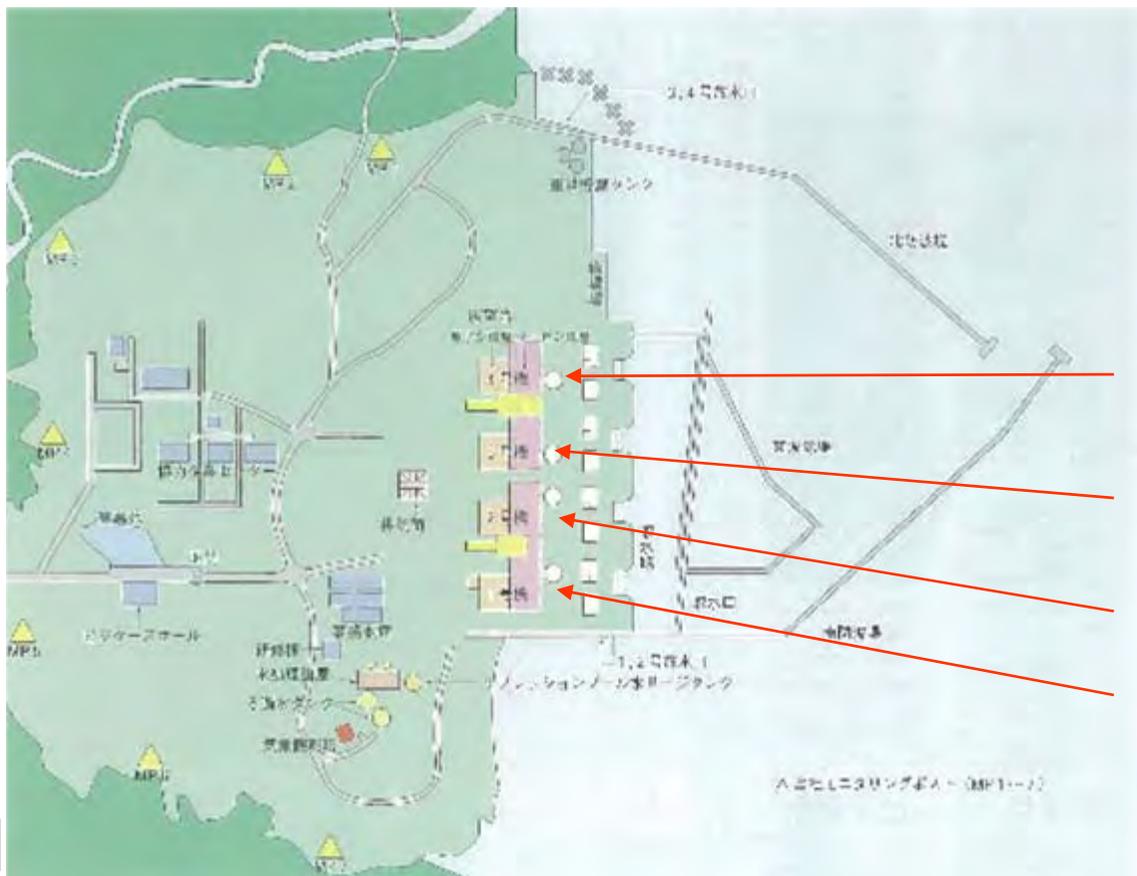
添付資料

福島第一原子力発電所の概要



所在地	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	BWR3	46.0	GE	定格電気出力運転中	
	2号機	S49.7	BWR4	78.4	GE/東芝	定格熱出力運転中	
	3号機	S51.3	BWR4	78.4	東芝		
	4号機	S53.10	BWR4	78.4	日立	定期 検査中	全燃料取出、プールゲート閉 (シュラウド交換作業中)
双葉町	5号機	S53.4	BWR4	78.4	東芝		定期 検査中
	6号機	S54.10	BWR5	110	GE/東芝		

福島第二原子力発電所の概要



4号機

3号機

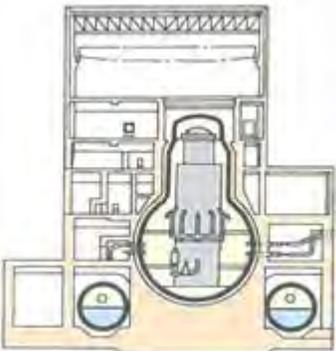
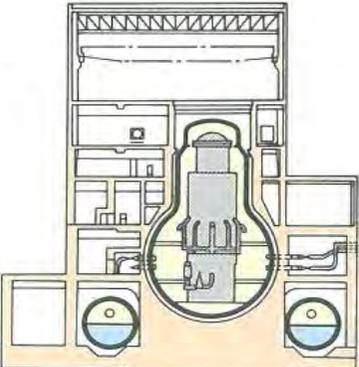
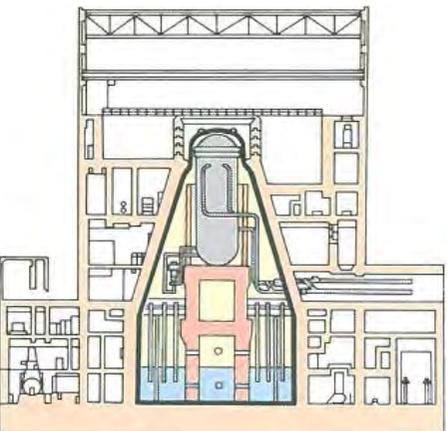
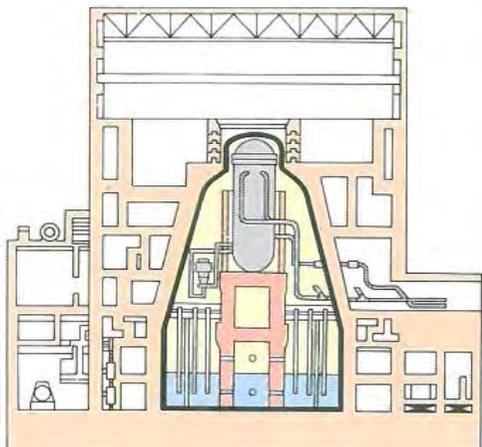
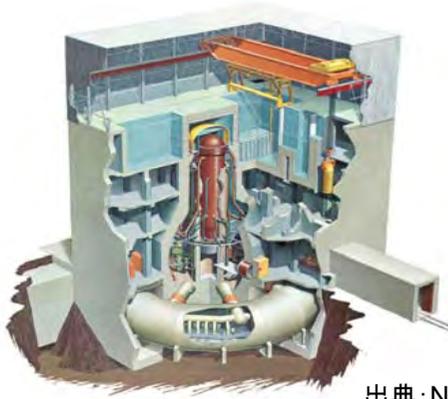
2号機

1号機

敷地面積：約150万㎡

所在地	号機	運転開始	型式	出力(万kW)	主契約者	地震発生時の状況
楡葉町	1号機	S57.4	BWR5	110	東芝	定格熱出力運転中
	2号機	S59.2			日立	
富岡町	3号機	S60.6			東芝	
	4号機	S62.8			日立	

福島第一、福島第二原子力発電所の原子炉格納容器の形状

型式	BWR3	BWR4	BWR5	BWR5
プラント	福島第一1号機	福島第一2～5号機	福島第一6号機 福島第二1号機	福島第二2～4号機
電気出力	46万kW	78.4万kW	110万kW	110万kW
格納容器 形状	マークⅠ型 (フラスコ型)	マークⅠ型 (フラスコ型)	マークⅡ型 (円すい型)	マークⅡ改良型 (つりがね型)
				
				
	出典：NRCホームページ		福島第二1号機	福島第二3号機

マーク I 原子炉格納容器の設計について

1. 原子炉格納容器体積に関するマーク I とマーク II の差異

- ・ 沸騰水型原子炉（BWR）では、配管破断時等に格納容器内に放出される蒸気を、圧力抑制室の水プールをくぐらせ凝縮させることで、圧力の上昇を抑制する圧力抑制型の格納容器を採用しており、そのこと自体は問題ではない。
- ・ 格納容器はマーク I、マーク II のいずれも圧力抑制型で出力が大きくなると格納容器体積を大きくする設計である。
- ・ 相対的な大きさを比較するのに適切な指標として体積－出力比をみると、マーク I とマーク II はほぼ同等であり、マーク I が特別小さいということはない。

表：格納容器体積－原子炉出力比

炉	1F-1	1F-2～5	1F-6, 2F-1	2F-2～4	KK-6/7 (参考)
格納容器	マーク I	マーク I	マーク II	マーク II 改	RCCV
体積－出力比 ^{※1, ※2}	約 4.4	約 3.1	約 3.0	約 4.3	約 3.4

※1 格納容器体積[m³]/原子炉熱出力[MW t]の値

※2 原子炉熱出力は、設置許可申請書本文より。格納容器体積は、設置許可申請書添付書類八のドライウェル体積（ベント管含む）とサプレッションチェンバ空間部体積の和。

2. 事故時に発生する水素による格納容器内での爆発対策

- ・ 格納容器内に窒素を封入し、酸素濃度を一定値以下で管理することで、水素が大量発生したとしても格納容器内で、燃焼や爆発が発生しないようにしている。
- ・ 原子炉建屋内に可燃性ガス濃度制御系（FCS）を設けて、事故後の格納容器内の水素・酸素濃度を抑制するため、加熱し再結合させる設計としている。

3. 事故時に圧力抑制室に加わる荷重

- ・ 米国において、マーク III 格納容器の開発段階で、配管破断等の際に発生する高圧の蒸気が圧力抑制室に移動する際に発生する荷重が問題となり必要な対策（動荷重の発生を緩和する設備：（蒸気を一方向ではなく、四方に均等に噴き出す設備（クエンチャ）の設置等）が講じられた。
- ・ 日本でも米国の対策を踏まえ同様な対策を実施。荷重に対する検討については、原子力安全委員会の指針「BWR. Mark I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」としてまとめられている。（マーク II についても同様の指針を整理している）

4. マーク I 格納容器の性能改善（ベント）

- ・ 米国規制当局（NRC）からマーク I 格納容器に耐圧強化ベントを設けることで炉心損傷のリスクを低減するのに効果的であるとされた。日本でも、確率論的安全評価により耐圧強化ベントの炉心損傷防止や影響緩和への効果の確認や具体的設備の成立性等を検討し、マーク II 格納容器等も含め、耐圧強化ベントを設置している。

以上

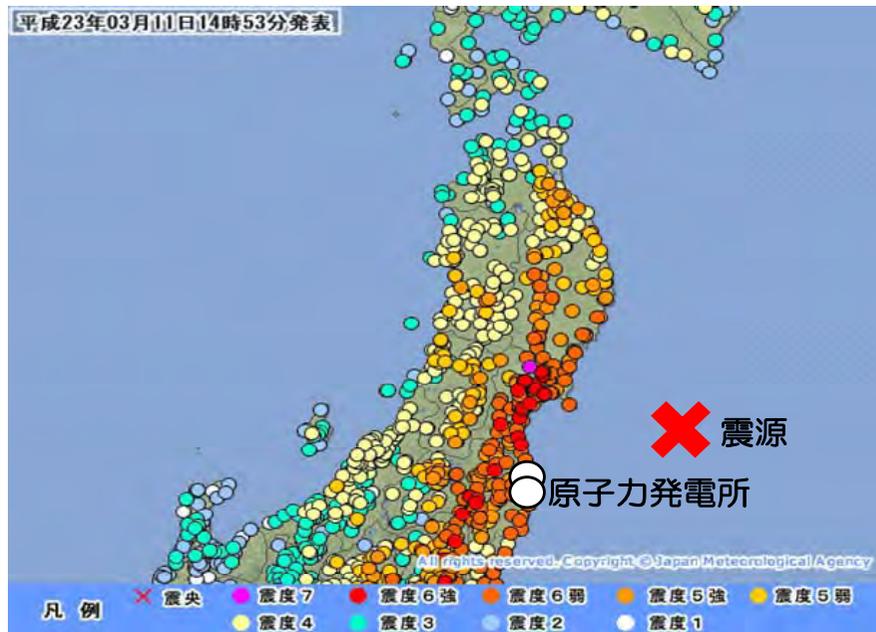
東北地方太平洋沖地震の概要

発震日時 ; 2011年3月11日(金)午後2時46分

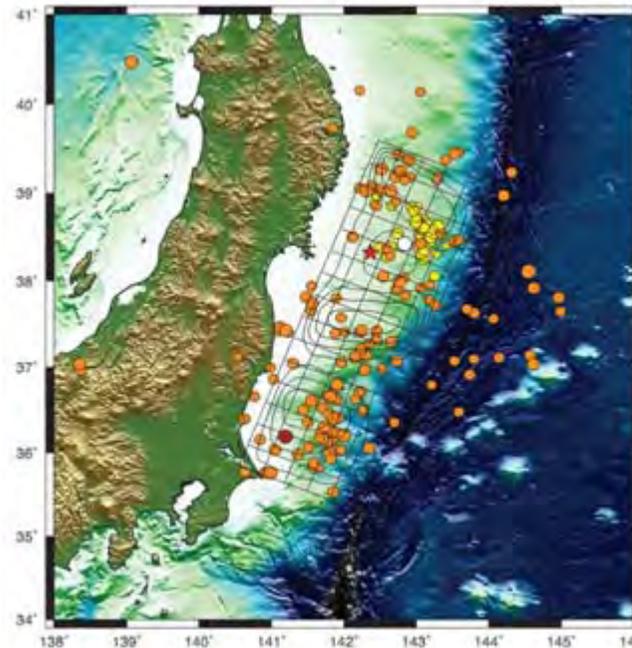
発生場所 ; 三陸沖(北緯38度06.2分、東経142度51.6分)、震源深さ24km

規模 ; マグニチュード9.0

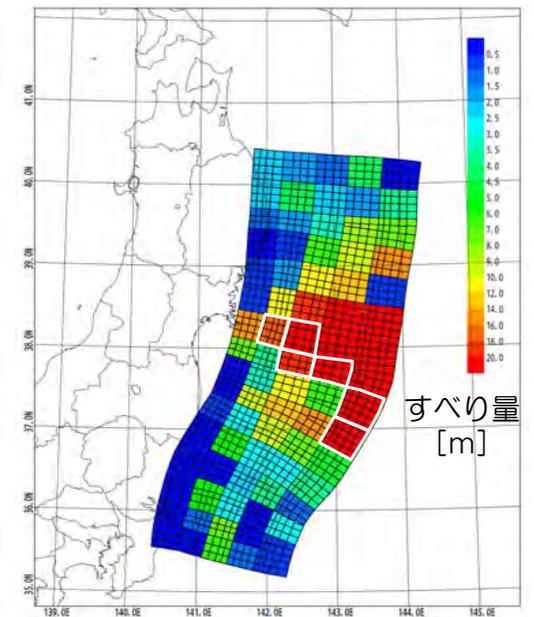
各地の震度; 震度7: 宮城県栗原市
 震度6強 福島県楢葉町、富岡町、大熊町、双葉町
 震度6弱 宮城県石巻市、女川町、茨城県東海村
 震度5弱 新潟県刈羽村
 震度4 青森県六ヶ所村、東通村、むつ市、大間町、新潟県柏崎市



今回の地震の震度分布



今回の地震の震源域
(東京大学地震研究所作成)



今回の津波の波源
(東京電力作成)

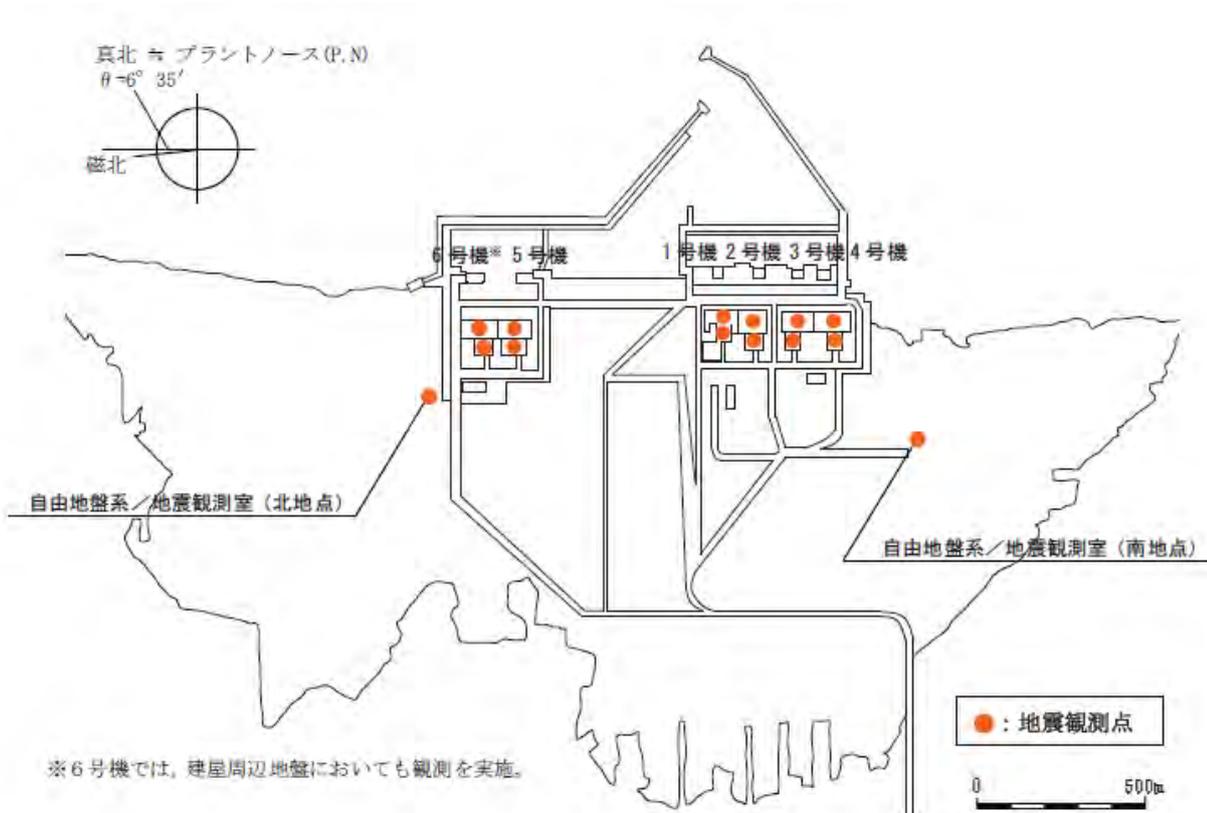
今回の地震・津波は観測史上4番目の世界有数の規模

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 S_s 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 S_s に対する 最大応答加速度値 (ガル)		
		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

福島第一原子力発電所1号機～6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1-1～1-6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2-1～2-6に示す。

図2-1～2-6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。

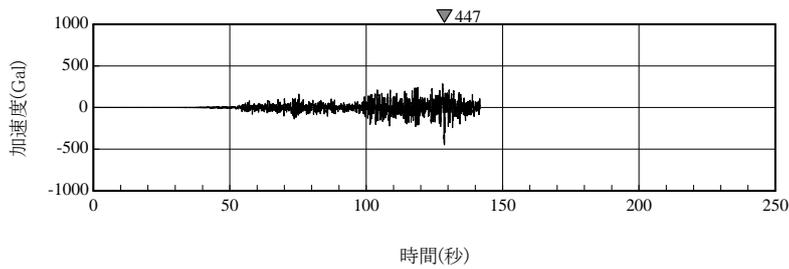


図1-1 福島第一 1号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

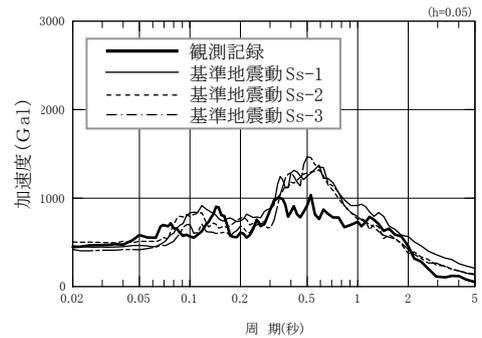


図2-1 福島第一 1号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

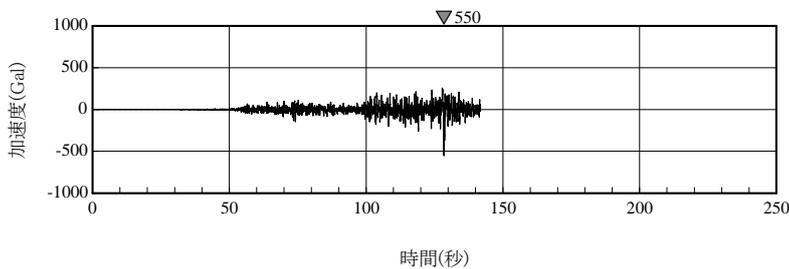


図1-2 福島第一 2号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

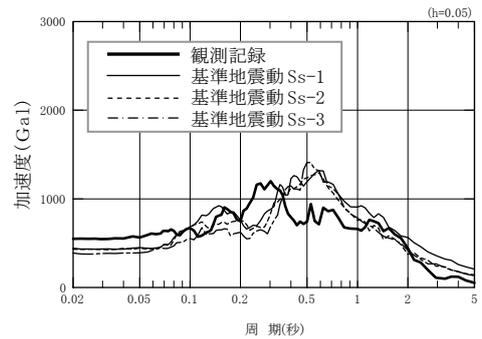


図2-2 福島第一 2号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

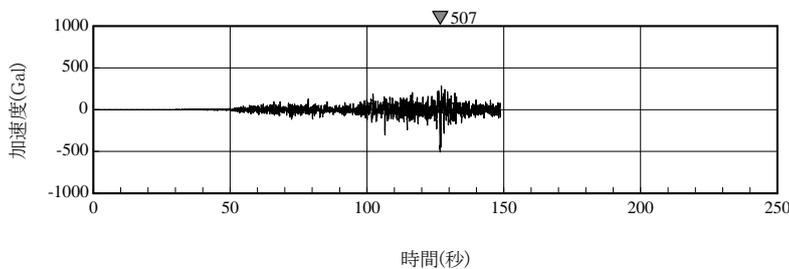


図1-3 福島第一 3号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形 (EW方向)

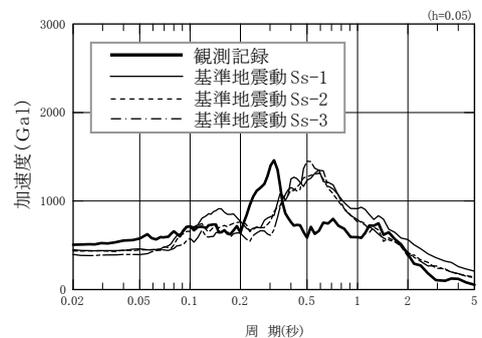


図2-3 福島第一 3号機原子炉建屋基礎版上の応答スペクトル (EW方向)

※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)

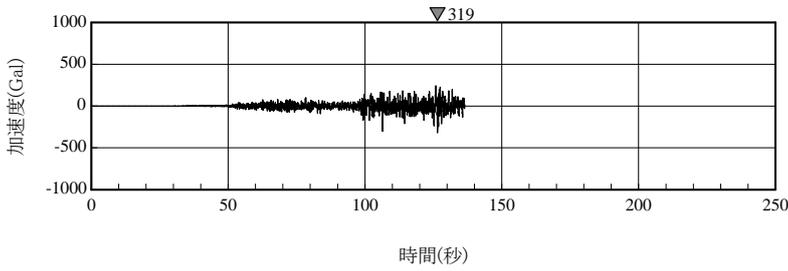


図 1-4 福島第一 4号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

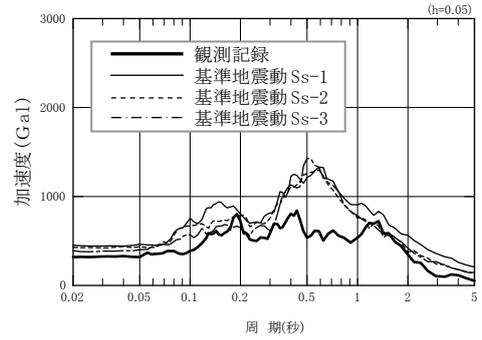


図 2-4 福島第一 4号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

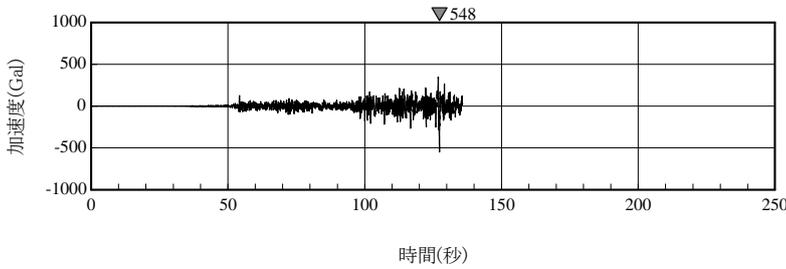


図 1-5 福島第一 5号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

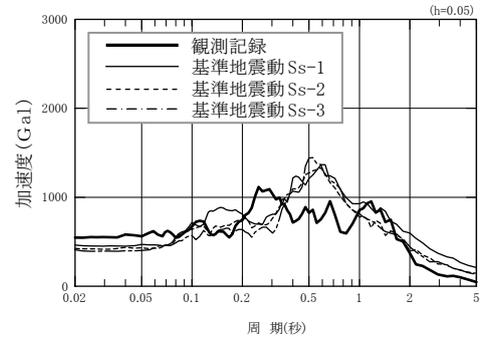


図 2-5 福島第一 5号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

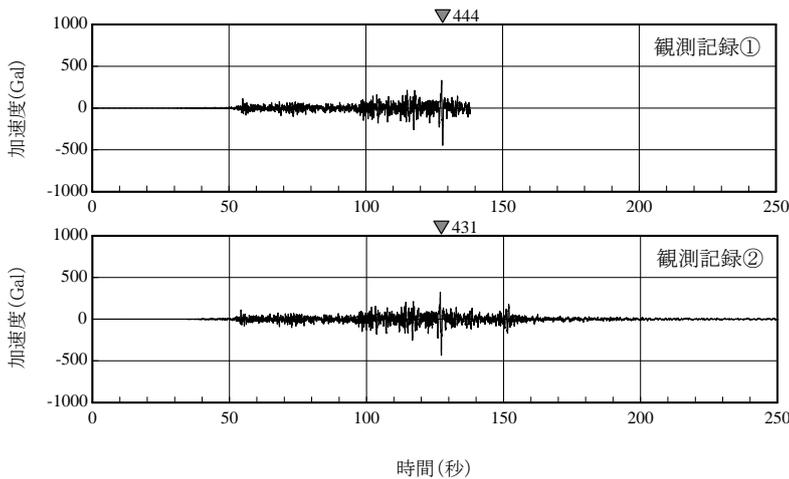


図 1-6 福島第一 6号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW 方向)

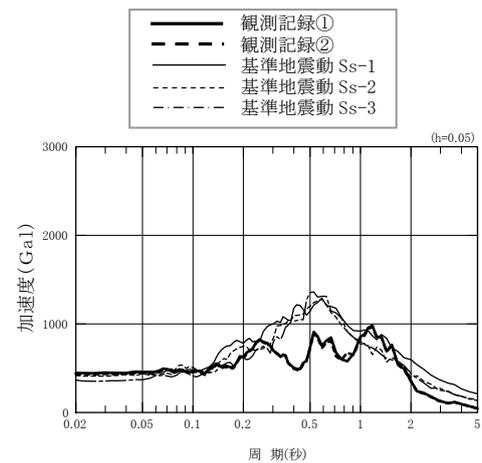


図 2-6 福島第一 6号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (EW 方向)

※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)

福島第一原子力発電所における地震観測記録のはぎとり解析について

今回の地震で得られた自由地盤系の観測記録を用いてはぎとり用の地盤モデルを推定し、この地盤モデルを用いたはぎとり解析を行い、解放基盤表面での地震動を評価し、基準地震動 S_s との比較を行う。

1. 地盤モデルの同定

今回の地震で得られた記録から算定される伝達関数に対する逆解析を行い、はぎとり解析に用いる地盤モデルを推定する。観測記録を用いて評価した伝達関数を図 1 に示す。これによると、NS・EW の方向による伝達関数の著しい差異はないと考えられることから、ここでは、水平方向の伝達関数は NS・EW の平均を対象に検討を行う。

1) 同定解析手法

- 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の記録の地盤伝達関数に対して、S 波の鉛直入射を仮定した次元波動論に基づく理論地盤伝達特性を当てはめる逆解析により、水平方向・上下方向のそれぞれに対する地盤モデルの最適化検討を実施する。
- 初期モデルを PS 検層結果を参考に設定し、全ての層について最適な S 波速度あるいは P 波速度及び減衰定数を同定する。
- S 波速度・P 波速度の探索範囲は初期モデルの 0.8~1.2 倍を基本とし、以下については、0.25~1.2 倍の範囲とする。

南地点 0. P. +34.9m~0. P. +26.9m

北地点 0. P. +14.2m~0. P. +0.2m

また、南地点の P 波速度のうち 0. P. +26.9m~0. P. -3.1m については、既往の検討結果を踏まえ初期モデルの 0.7~1.3 倍とする。

- 減衰定数 $h(f)$ は、(1) 式の周波数依存型の関数形で与え、 $h(f)$ の上限値は 1、下限値は 0 とし、探索範囲は h_0 、 α とともに 0~1 とする。

$$h(f) = h_0 \times f^{-\alpha} \quad 0 \leq h(f) \leq 1 \quad \dots (1)$$

- 逆解析は、GA (遺伝的アルゴリズム) を用い、パラメータは、個体数 20、世代数 100、交叉確率 0.75、突然変異率は $1/(2 \times \text{遺伝子長})$ とする。初期乱数を変えた 10 回の試行計算を行い、解の収束性を確認した上で、最小誤差を与える地盤モデルを採用する。

2) 同定結果

○南地点

南地点の記録を用いて推定した地盤モデルを初期モデル・探索範囲を併せて表 1, 図 2 に, 推定した地盤モデルによる伝達関数と観測記録による伝達関数の比較を図 3 に示す。また, 推定した地盤モデルに, 地震計の最深位置 (O. P. -300. 0m) での記録を入力した場合の, O. P. -5. 0m における応答スペクトルは, 図 4 に示すように, 当該位置で得られている地震観測記録から求められる応答スペクトルと概ね整合しており, 推定した地盤モデルは妥当であると考えられる。

○北地点

北地点の記録を用いて推定した地盤モデルを初期モデル・探索範囲を併せて表 2, 図 5 に, 推定した地盤モデルによる伝達関数を図 6 に示す。また, 推定した地盤モデルに, 地震計の最深位置 (O. P. -300. 0m) での記録を入力した場合の, O. P. -5. 0m における応答スペクトルは, 図 7 に示すように, 当該位置で得られている地震観測記録から求められる応答スペクトルと概ね整合しており, 推定した地盤モデルは妥当であると考えられる。

なお, 今回の地震が発生する以前に, 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う, 既設発電用原子炉施設の耐震安全性の評価の際に用いていたはぎとり解析のための地盤モデルとの関係を参考 1 に示す。

2. はぎとり解析

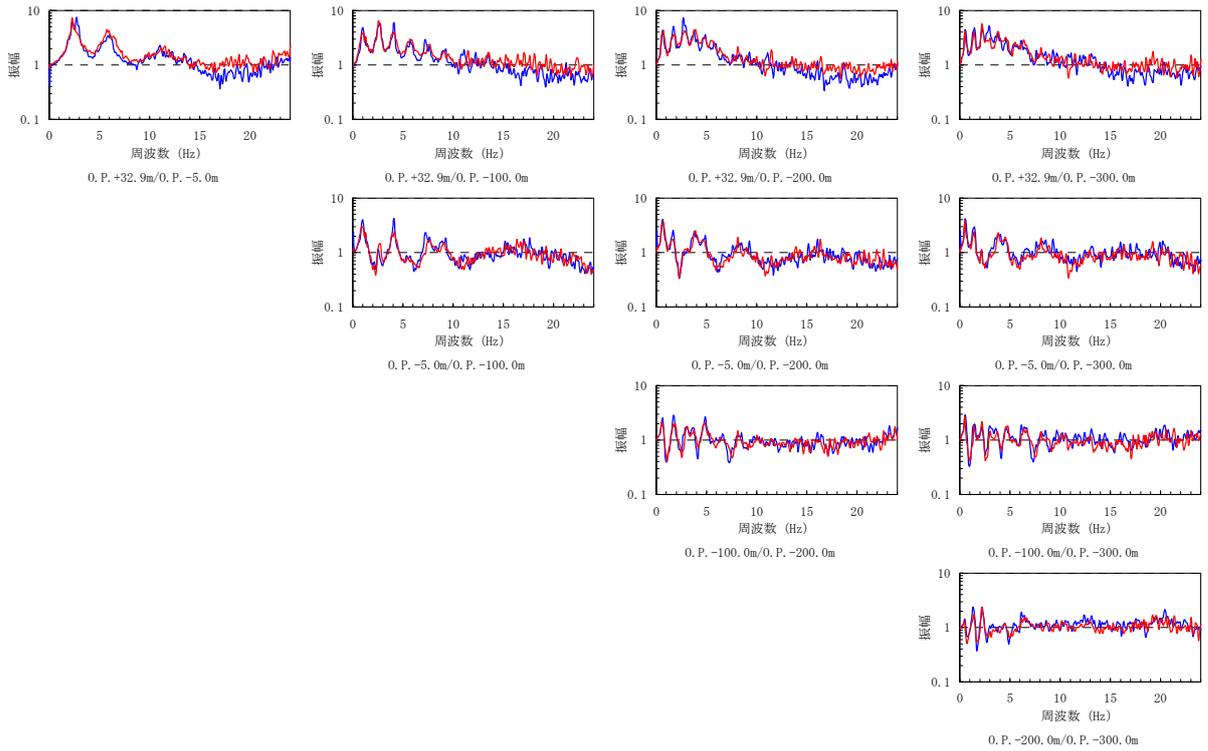
推定した地盤モデルを用いて, 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の記録のはぎとり解析を行い, 解放基盤表面 (O. P. -196. 0m) における地震動を評価する。用いる観測記録は, 解放基盤表面に近い O. P. -200. 0m の位置での観測記録とする。

はぎとり解析により求めた解放基盤表面における加速度時刻歴波形を O. P. -200. 0m の位置での観測記録と比較して図 8 に示す。また, 疑似速度応答スペクトルを基準地震動 S_s と比較して図 9 に示す。

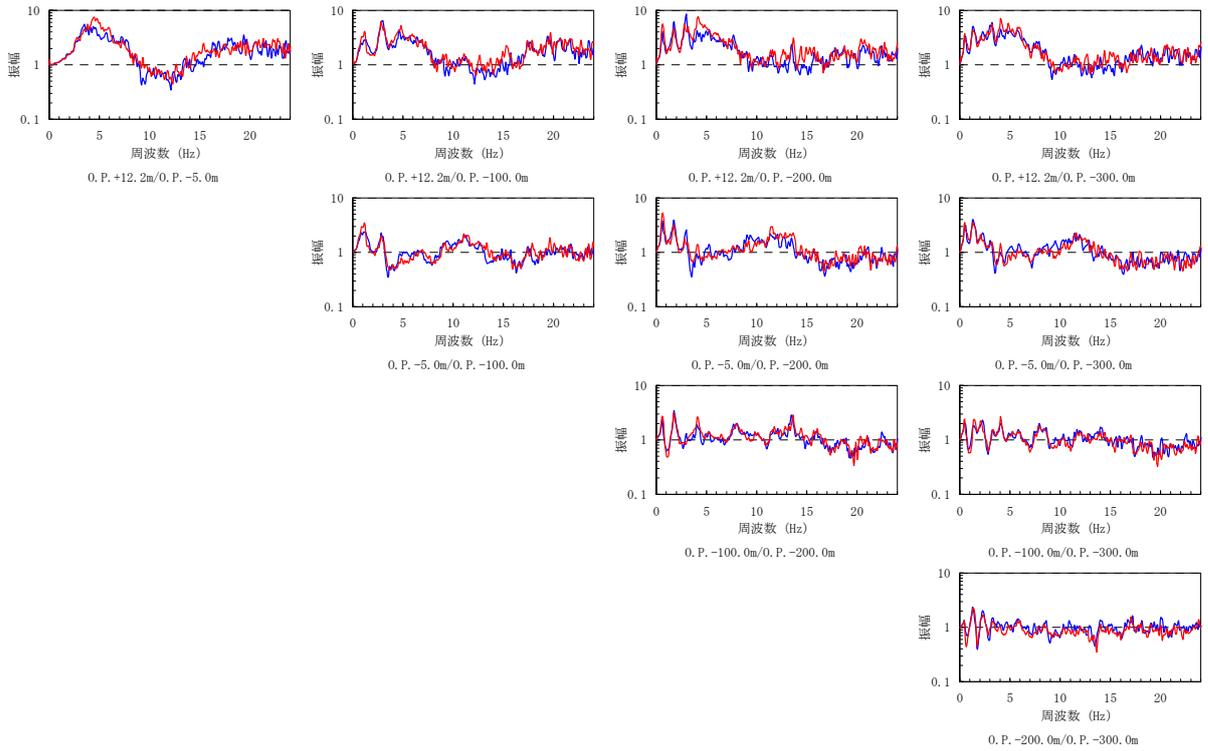
これによると, 解放基盤表面における地震動は, 概ね基準地震動 S_s と同程度のレベルであったことが確認できる。

3. まとめ

地震観測記録を用いた検討により, 今回の地震での解放基盤表面における地震動を評価し, 基準地震動 S_s と比較した。検討の結果, 解放基盤表面における地震動は, 基準地震動 S_s と同程度のレベルであったと考えられる。



a. 福島第一 南地点



b. 福島第一 北地点

図1 NS方向(青)・EW方向(赤)の伝達関数(振幅スペクトル)の比較

表1-(1) 福島第一 南地点 水平方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果		
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	S波速度 (m/s)	S波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				S波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$	
						h_0		α			h_0	α
				下端	上端	下端	上端	下端	上端			
+34.9	2.0	2.10	440	110	528	0	1	0	1	285	0.291	0.25
+32.9	● 6.0	2.10										
+26.9	8.0	2.00	280	224	336	0	1	0	1	252	0.274	1.00
+18.9	22.0	1.73	460	368	552							
-3.1	1.9	1.73	520	416	624	0	1	0	1	486	0.107	0.67
-5.0	● 44.1	1.73										
-49.1	24.0	1.80										
-73.1	24.0	1.80	650	520	780	0	1	0	1	659	0.063	1.00
-97.1	2.9	1.77										
-100.0	● 9.1	1.77	730	584	876	0	1	0	1	740	0.063	1.00
-109.1	46.0	1.77										
-155.1	40.0	1.76										
-195.1	0.9	1.76	730	584	876	0	1	0	1	740	0.063	1.00
-196.0	4.0	1.76										
-200.0	● 10.1	1.76										
-210.1	89.9	1.81	730	584	876	0	1	0	1	740	0.063	1.00
-300.0	●	1.81										

● : 地震計

※ : 固定パラメータはPS検層結果による。

表1-(2) 福島第一 南地点 上下方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果		
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	P波速度 (m/s)	P波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				P波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$	
				下端	上端	h_0		α			h_0	α
						下端	上端	下端	上端			
+34.9	2.0	2.10	800	200	960	0	1	0	1	366	0.139	0.55
+32.9	● 6.0	2.10										
+26.9	8.0	2.00	1200	840	1560	0	1	0	1	1042	1.000	0.71
+18.9	22.0	1.73	1730	1211	2249							
-3.1	1.9	1.73	1730	1384	2076	0	1	0	1	1823	0.627	1.00
-5.0	● 44.1	1.73										
-49.1	24.0	1.80	1730	1384	2076	0	1	0	1	1823	0.627	1.00
-73.1	24.0	1.80										
-97.1	2.9	1.77	1730	1384	2076	0	1	0	1	1823	0.627	1.00
-100.0	● 9.1	1.77										
-109.1	46.0	1.77	1810	1448	2172	0	1	0	1	1907	0.252	1.00
-155.1	40.0	1.76	1810	1448	2172							
-195.1	0.9	1.76	2000	1600	2400	0	1	0	1	2108	0.252	1.00
-196.0	4.0	1.76										
-200.0	● 10.1	1.76	2000	1600	2400	0	1	0	1	2108	0.252	1.00
-210.1	89.9	1.81										
-300.0	● —	1.81	2000	1600	2400	0	1	0	1	2108	0.252	1.00
-300.0	—	1.81										

●：地震計
 ※：固定パラメータはPS検層結果による。

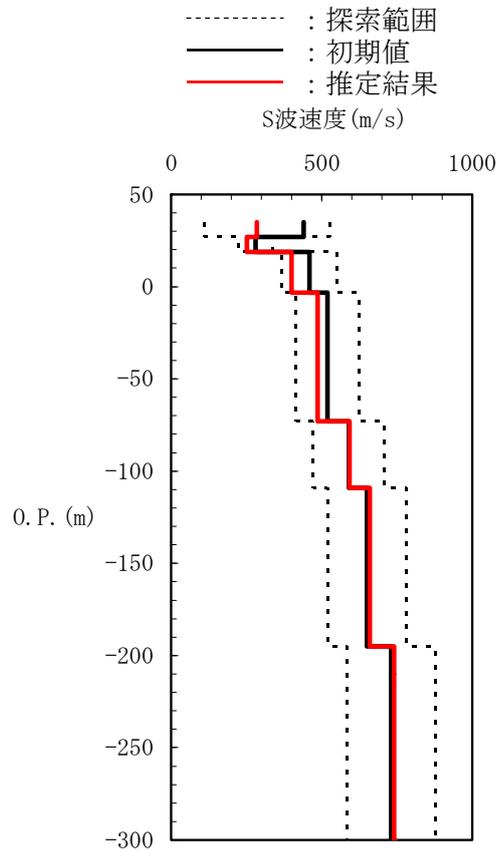


図2- (1) 探索範囲と推定結果 (福島第一 南地点 水平方向)

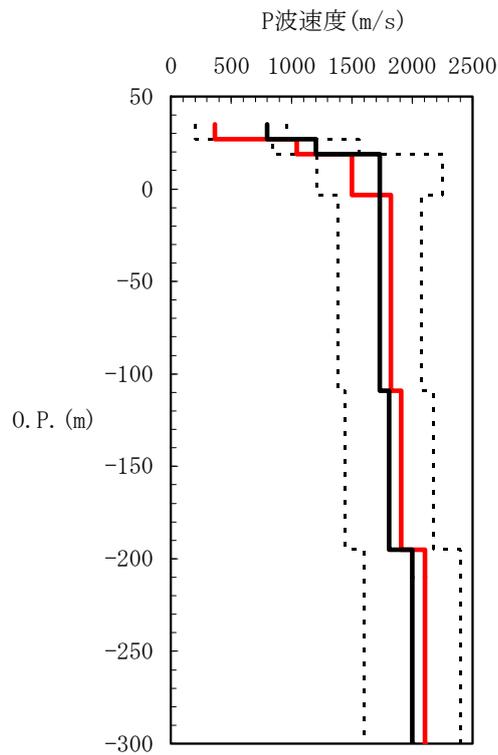
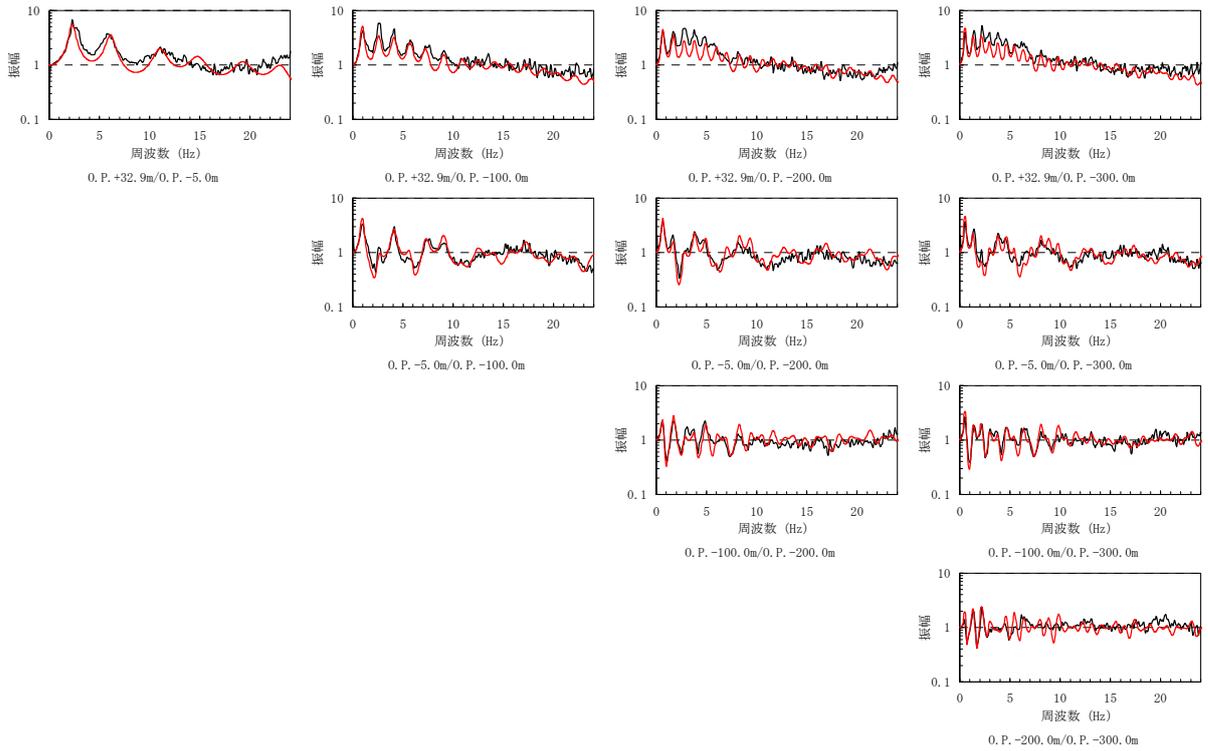
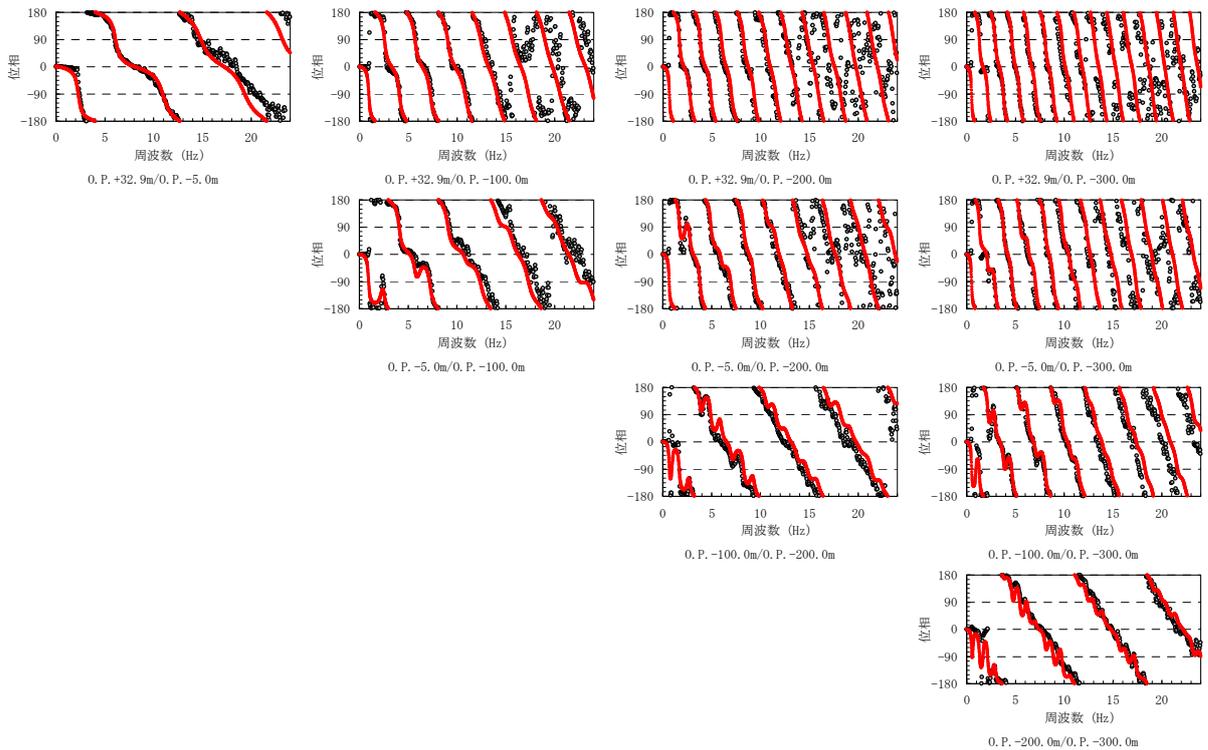


図2- (2) 探索範囲と推定結果 (福島第一 南地点 上下方向)

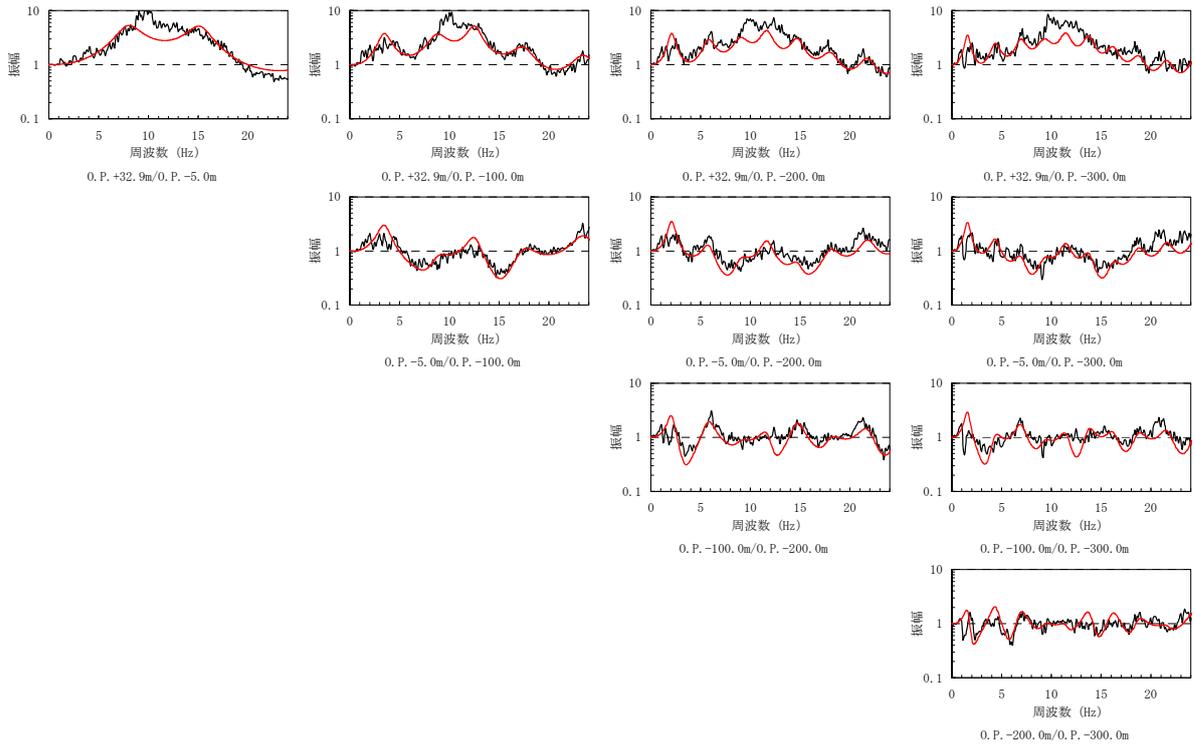


a. 振幅スペクトル

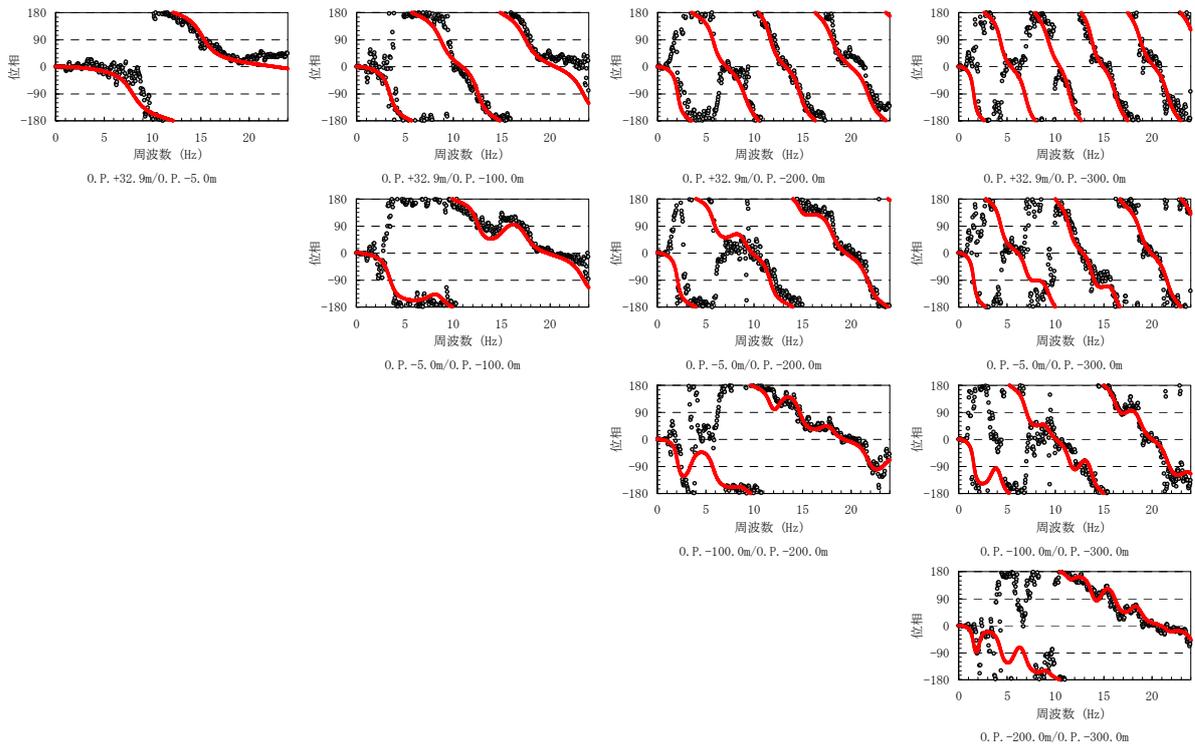


b. 位相スペクトル

図3- (1) 福島第一 南地点 水平方向に対する推定地盤モデルの
伝達関数 (赤) と観測記録による伝達関数 (黒)

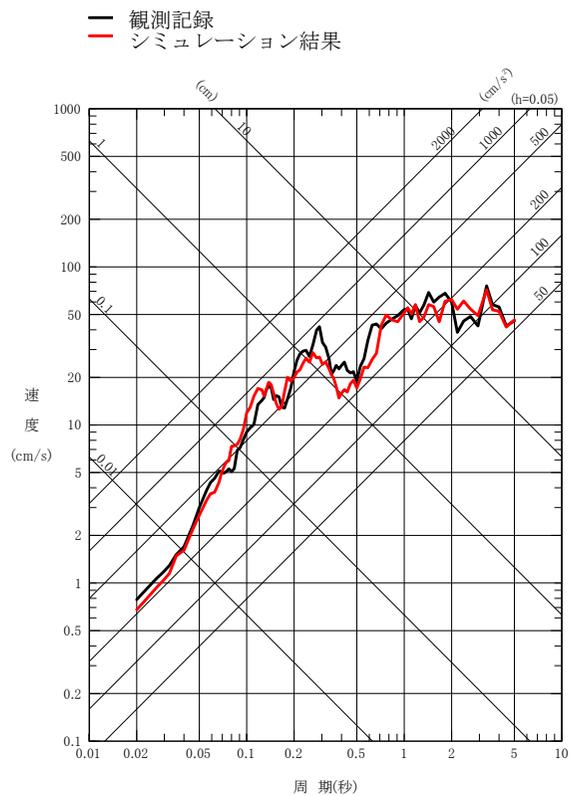


a. 振幅スペクトル

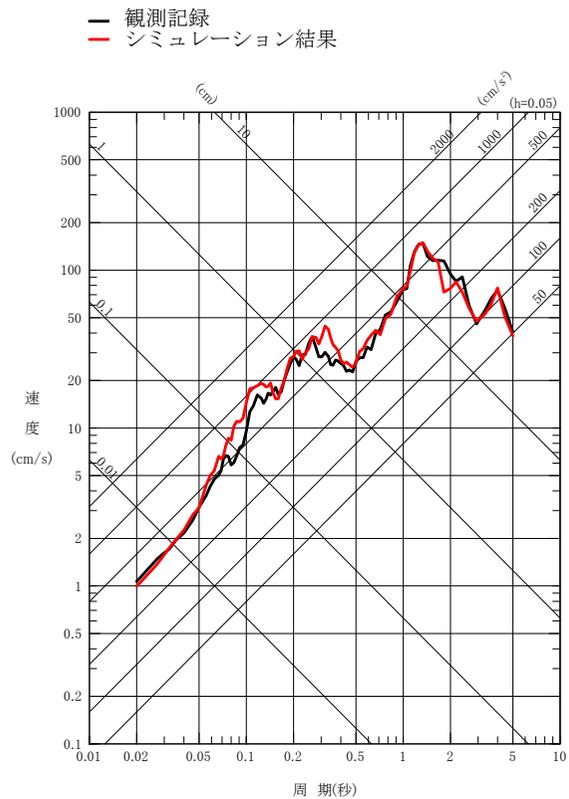


b. 位相スペクトル

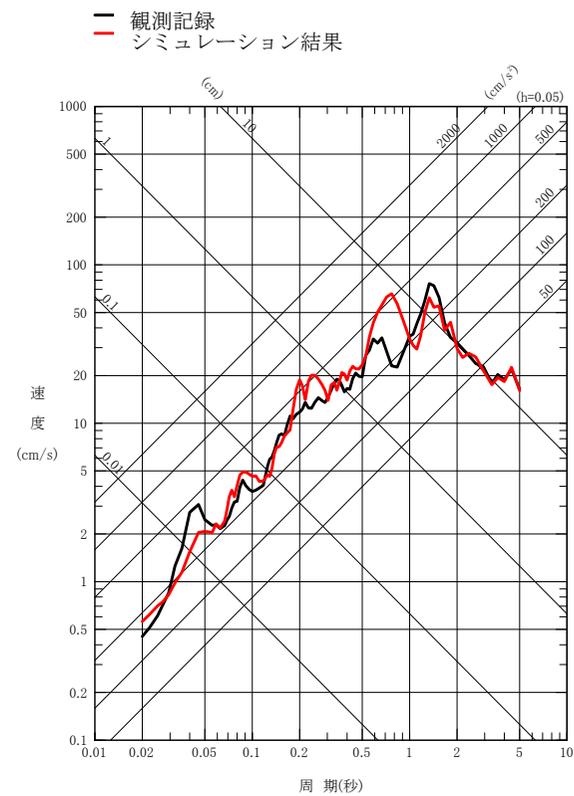
図3-(2) 福島第一 南地点 上下方向に対する推定地盤モデルの伝達関数 (赤) と観測記録による伝達関数 (黒)



(1) NS 方向



(2) EW 方向



(3) 上下方向

図4 地盤応答シミュレーション結果 (福島第一 南地点 O.P. -300.0m→O.P. -5.0m)

表2-(1) 福島第一 北地点 水平方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果		
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	S波速度 (m/s)	S波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				S波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$	
				下端	上端	h_0		α			h_0	α
						下端	上端	下端	上端			
+14.2	2.0	1.70	150	38	180	0	1	0	1	103	1.000	0.59
+12.2	● 12.0	1.80	430	108	516	0	1	0	1	294	0.363	0.53
+0.2	5.2	1.68	470	376	564	0	1	0	1	471	0.127	1.00
-5.0	● 66.8	1.68										
-71.8	22.0	1.70	570	456	684	0	1	0	1	515	0.070	0.94
-93.8	6.2	1.78	610	488	732					551		
-100.0	● 85.8	1.78	780	624	936	0	1	0	1	746	0.070	0.94
-185.8	10.2	1.83										
-196.0	4.0	1.83										
-200.0	● 100.0	1.83										
-300.0	● —	1.83										

●：地震計

※：固定パラメータはPS検層結果による。

表 2 - (2) 福島第一 北地点 上下方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果			
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	P波速度 (m/s)	P波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				P波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$		
				下端	上端	h_0		α			h_0	α	
						下端	上端	下端	上端				
+14.2													
	2.0	1.70	1250										
+12.2	●				313	1500	0	1	0	1	1229	0.382	0.40
	12.0	1.80											
+0.2													
	5.2	1.68	1730										
-5.0	●				1384	2076	0	1	0	1	1803	0.582	1.00
	66.8	1.68											
-71.8													
	22.0	1.70											
-93.8													
	6.2	1.78	1850										
-100.0	●				1480	2220	0	1	0	1	1879	0.266	1.00
	85.8	1.78											
-185.8													
	10.2	1.83	1900										
-196.0													
	4.0	1.83											
-200.0	●				1520	2280	0	1	0	1	1982	0.196	1.00
	100.0	1.83											
-300.0													
	●	1.83											

●：地震計

※：固定パラメータはPS検層結果による。

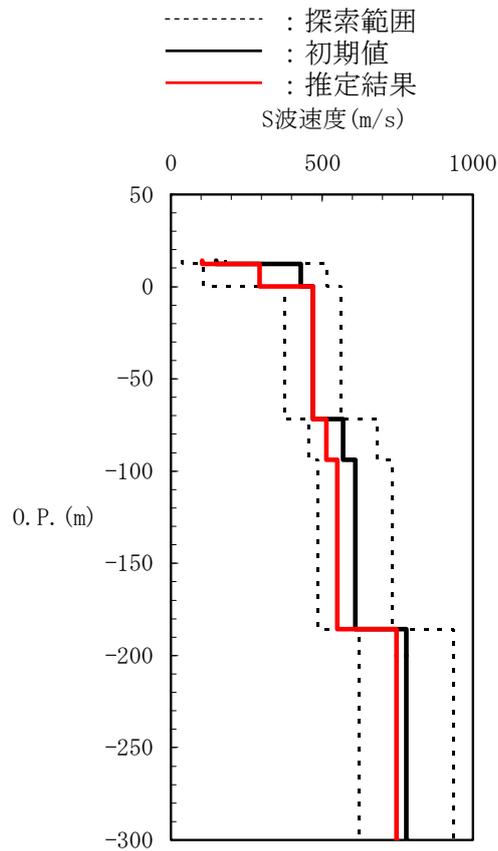


図5- (1) 探索範囲と推定結果 (福島第一 北地点 水平方向)

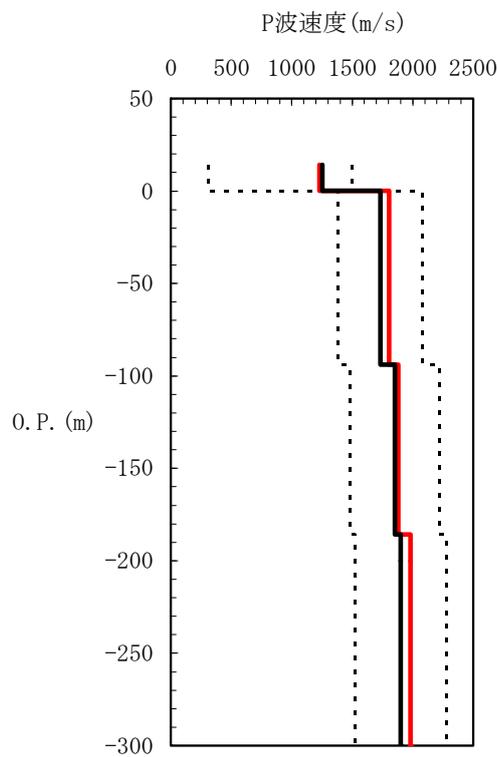
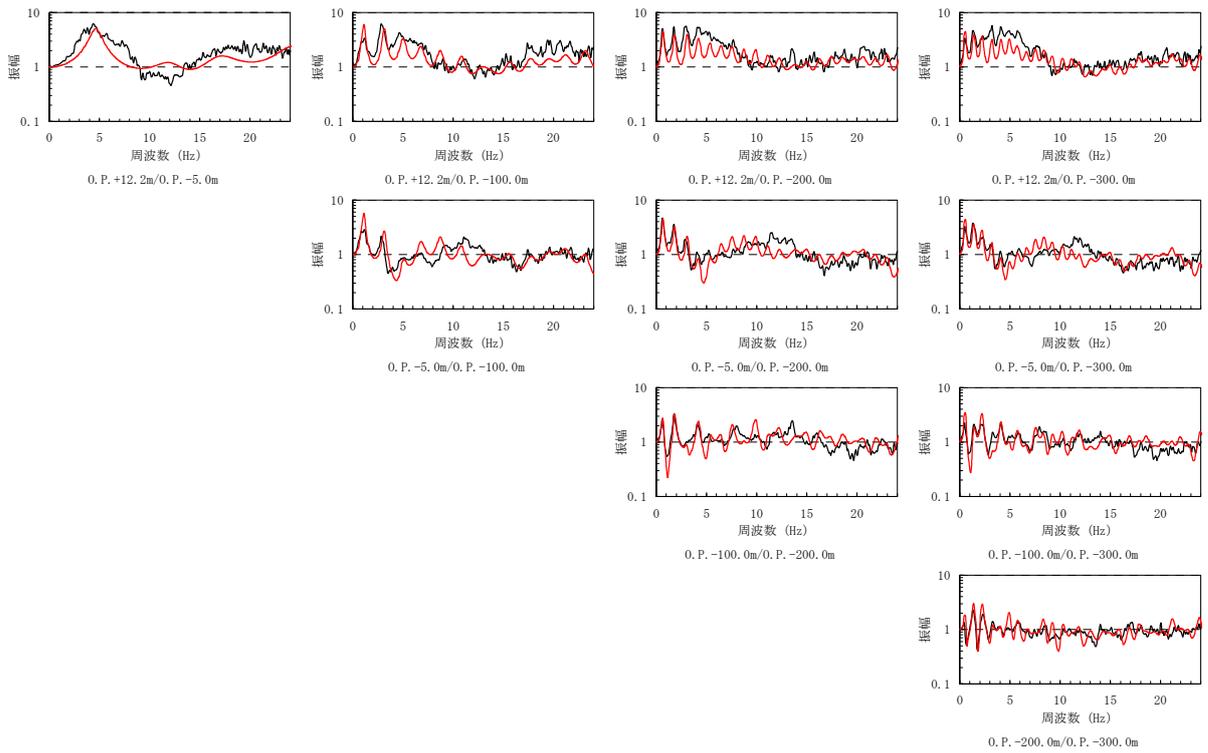
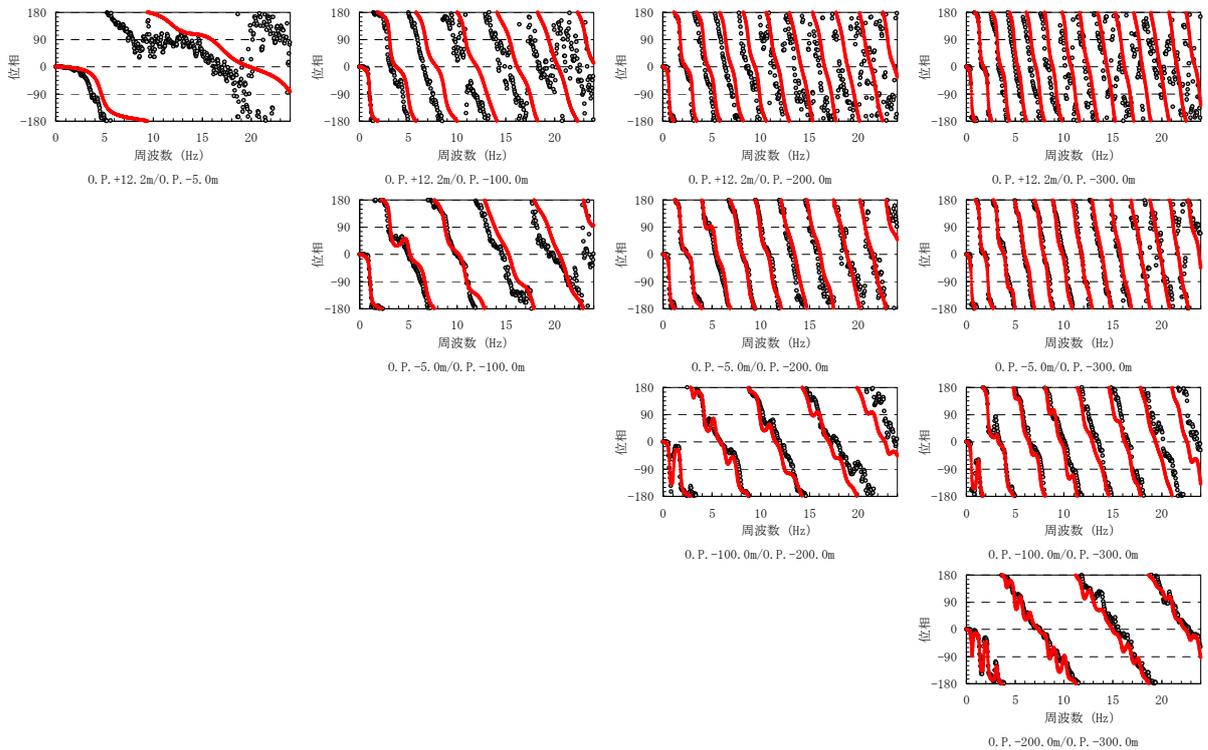


図5- (2) 探索範囲と推定結果 (福島第一 北地点 上下方向)

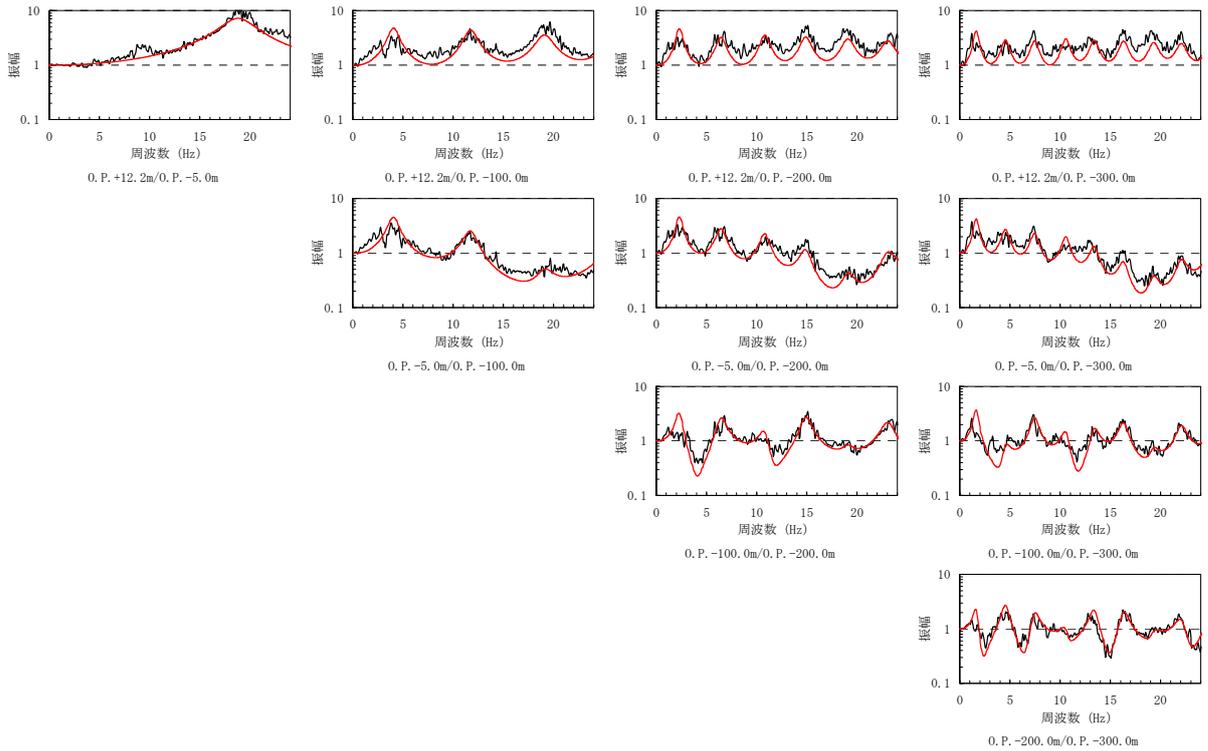


a. 振幅スペクトル

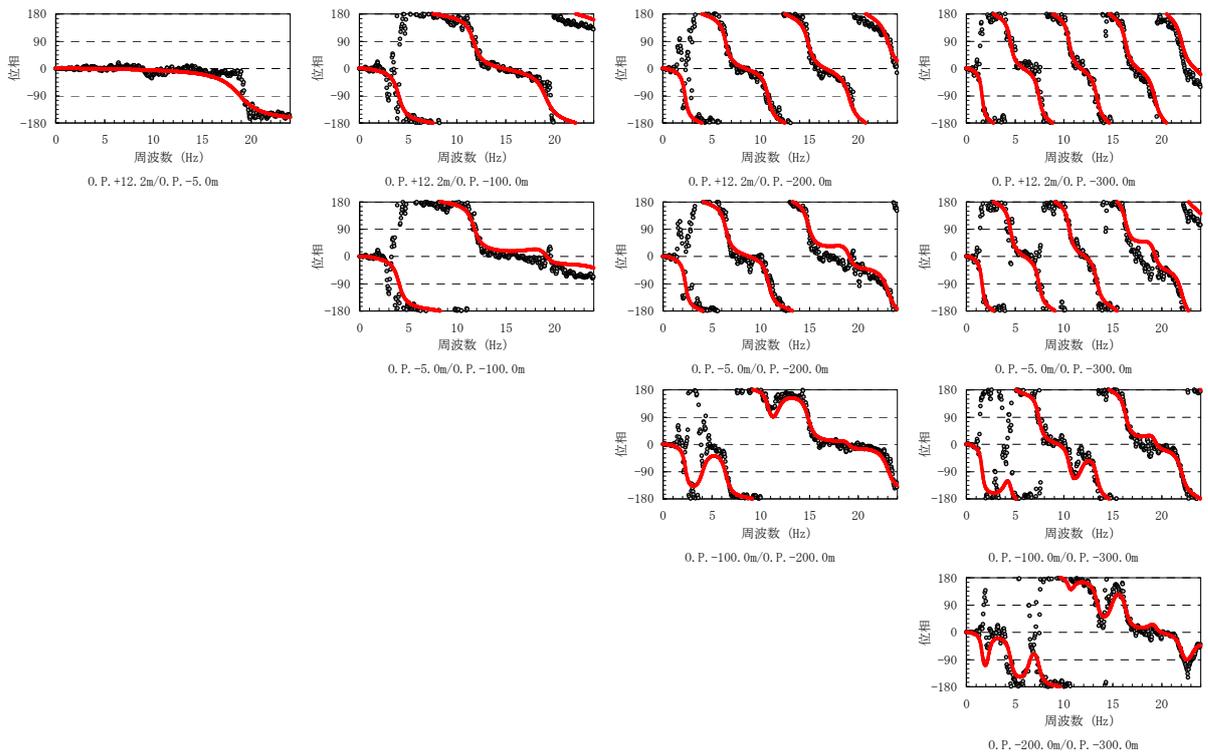


b. 位相スペクトル

図5- (1) 福島第一 北地点 水平方向に対する推定地盤モデルの
伝達関数 (赤) と観測記録による伝達関数 (黒)

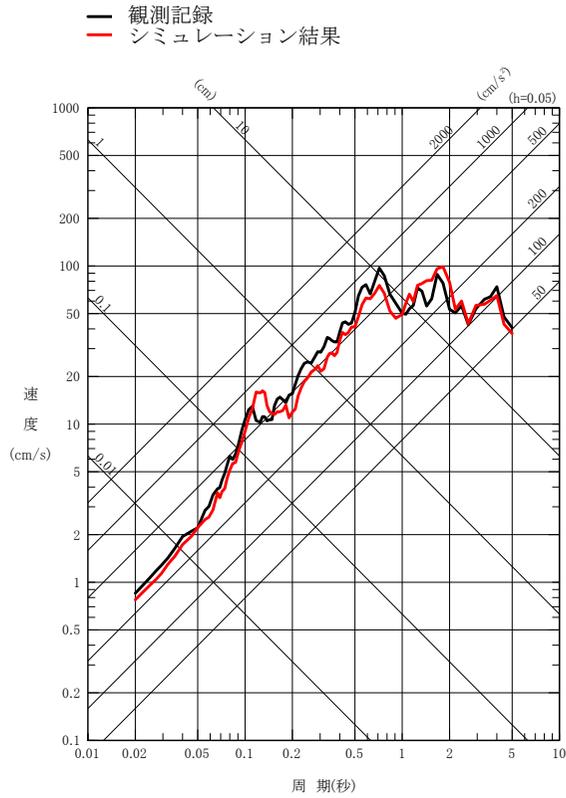


a. 振幅スペクトル

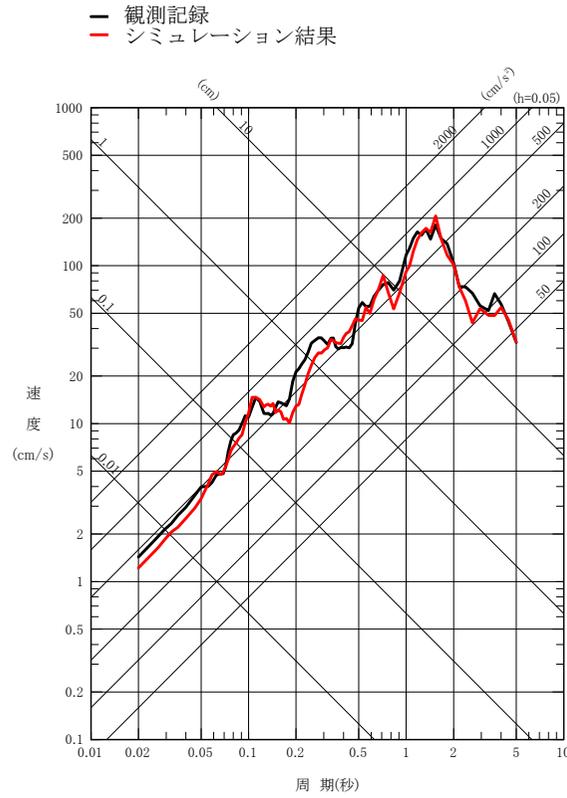


b. 位相スペクトル

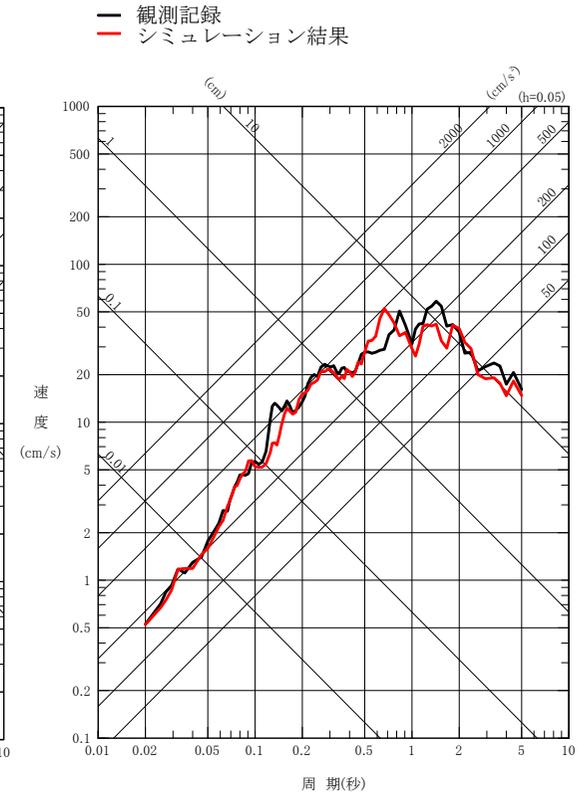
図6- (2) 福島第一 北地点 上下方向に対する推定地盤モデルの伝達関数 (赤) と観測記録による伝達関数 (黒)



(1) NS 方向

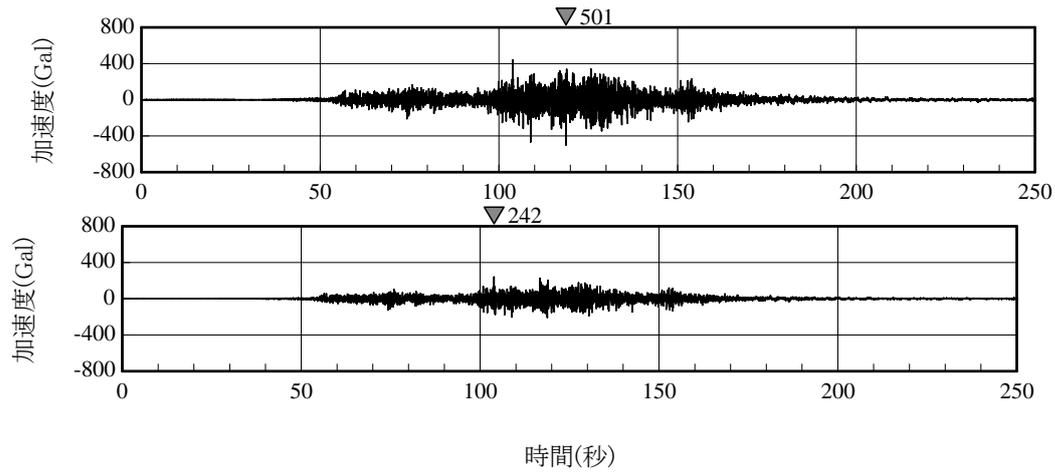


(2) EW 方向

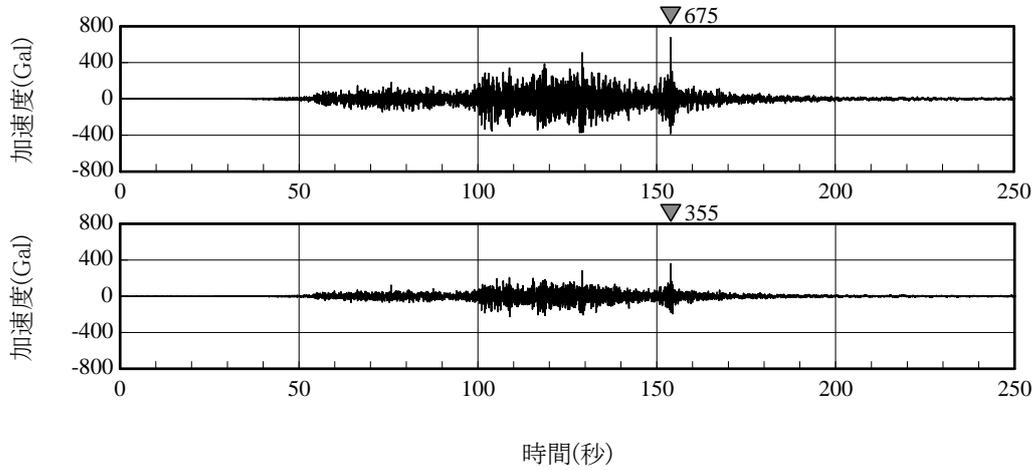


(3) 上下方向

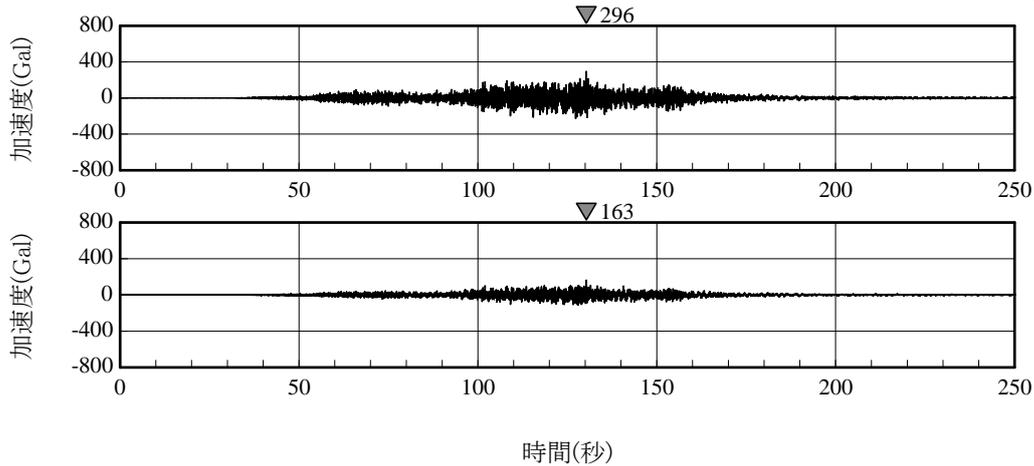
図7 地盤応答シミュレーション結果 (福島第一 北地点 0. P. -300. 0m→0. P. -5. 0m)



(a) NS 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)

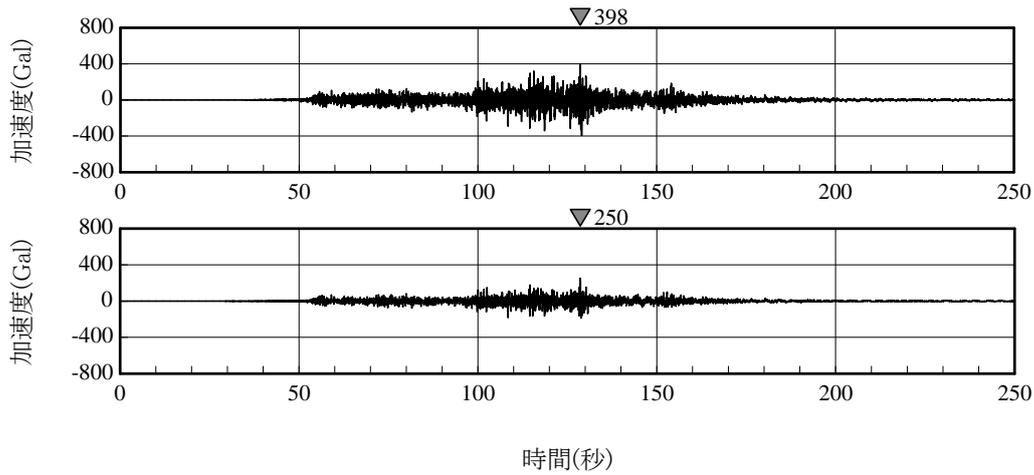


(b) EW 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)

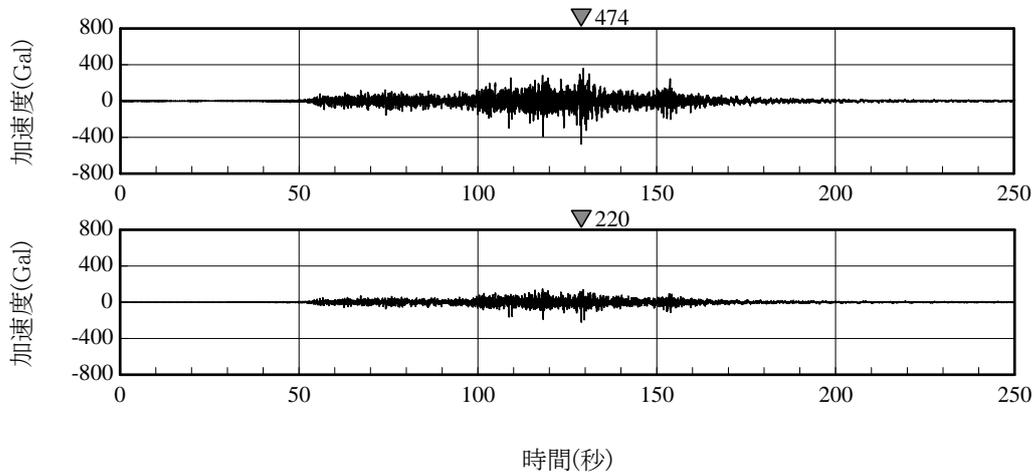


(c) 上下方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)

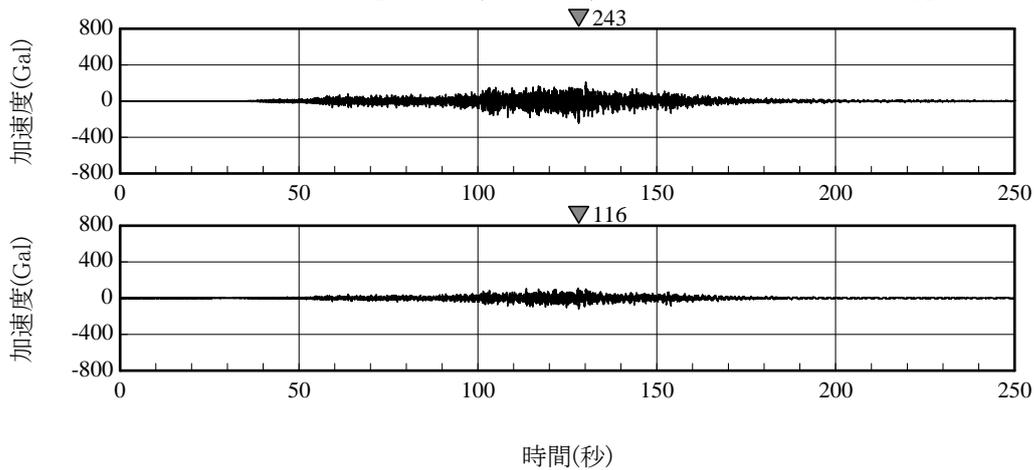
図8 (1) はぎとり解析による時刻歴波形 (地盤系南地点)



(a) NS 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)



(b) EW 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)



(c) 上下方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)

図8 (2) はぎとり解析による時刻歴波形 (地盤系北地点)

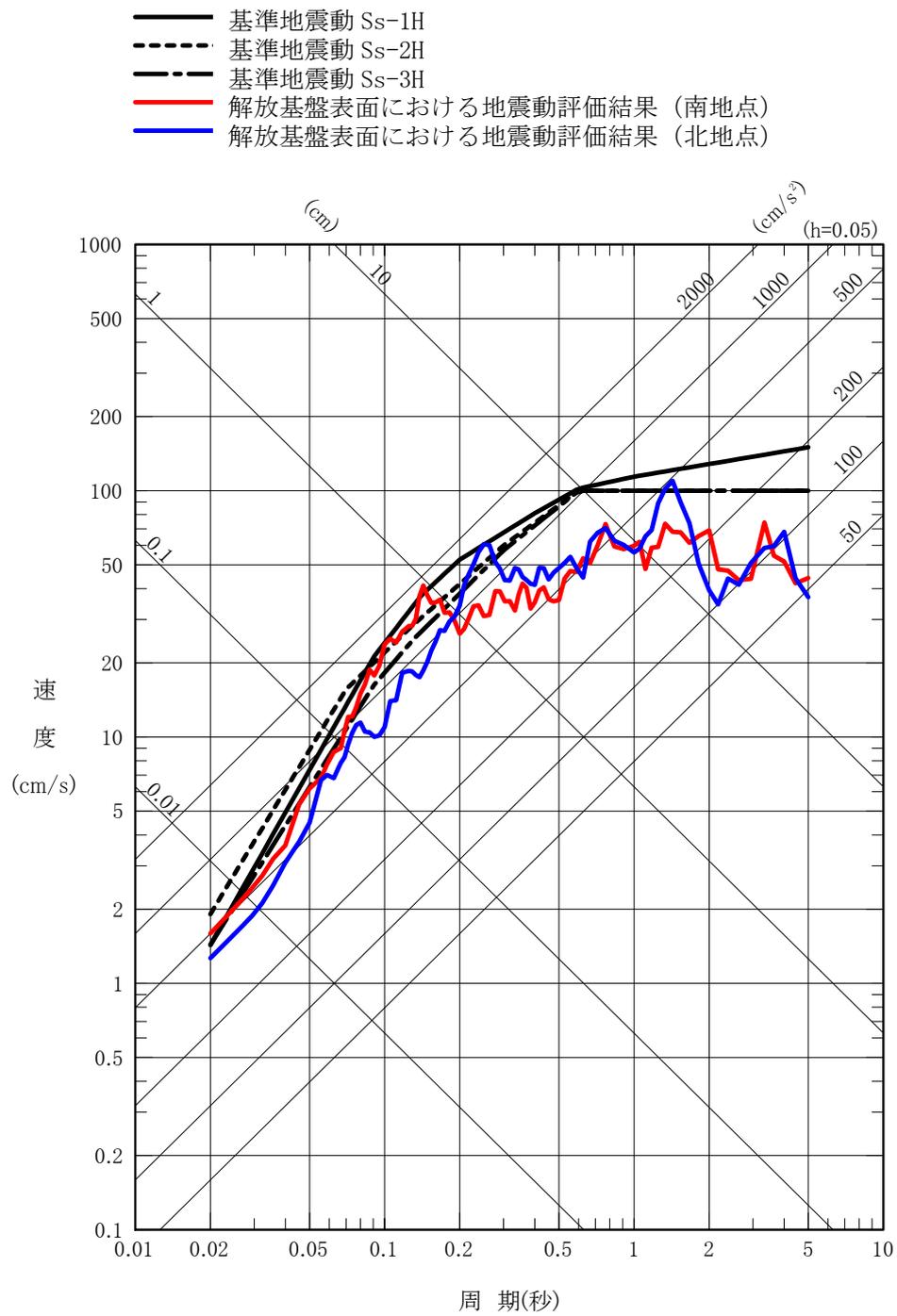


図9-1 はざと解析による解放基盤表面における地震動評価結果と基準地震動 Ss の比較 (NS 方向)

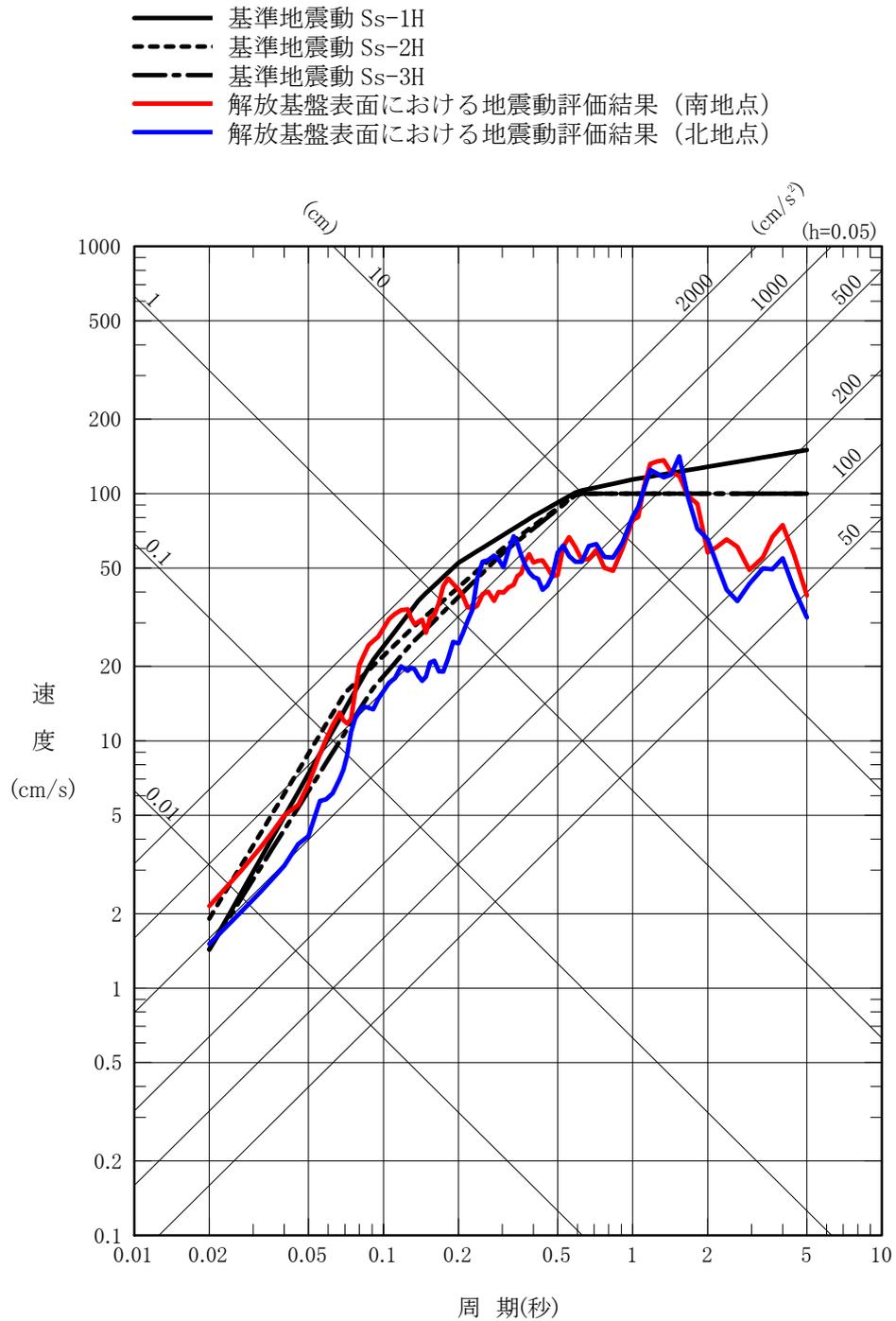


図9-(2) はざとり解析による解放基盤表面における地震動評価結果と基準地震動 Ss の比較 (EW 方向)

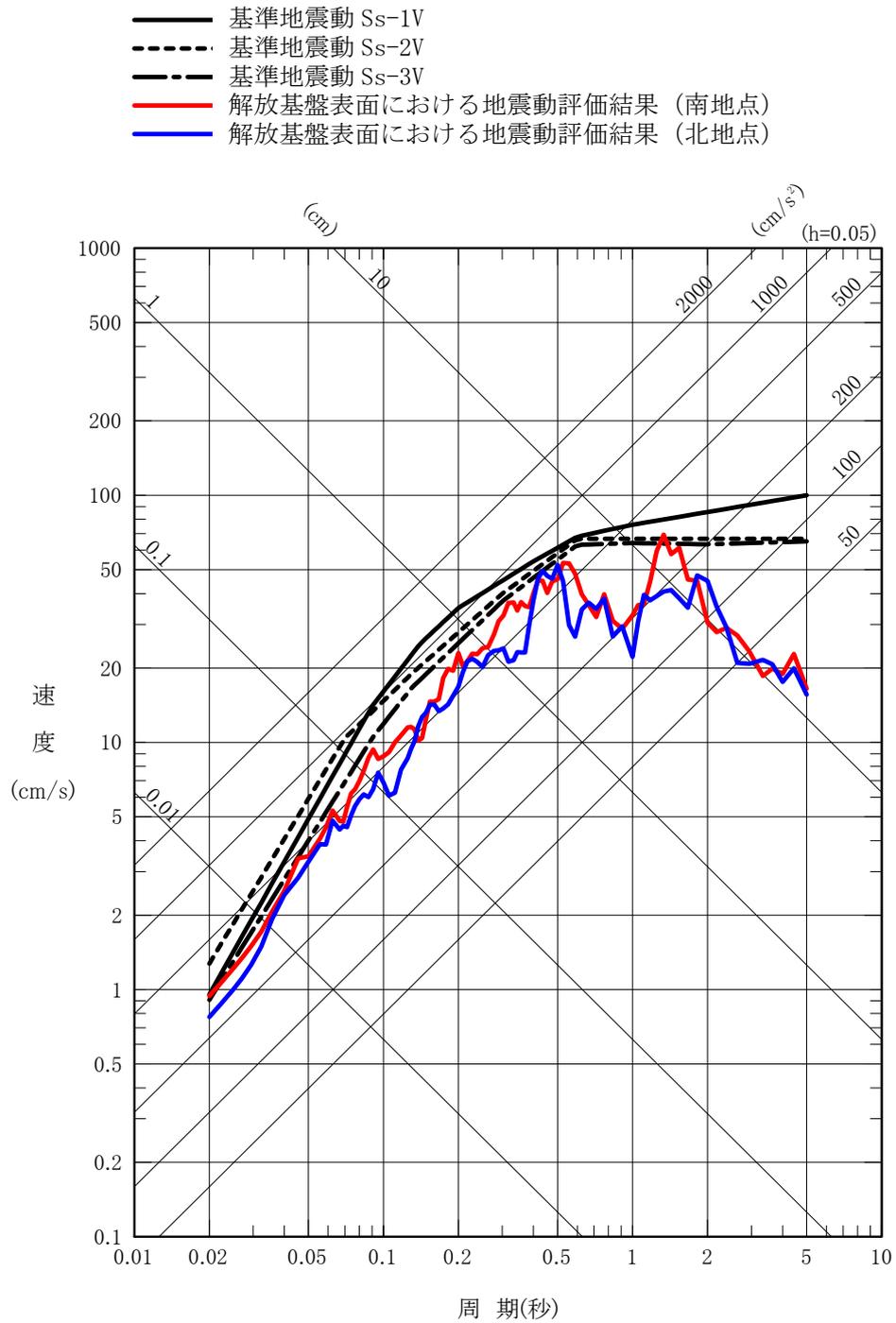


図9-(3) はざと解析による解放基盤表面における地震動評価結果と基準地震動 Ss の比較 (上下方向)

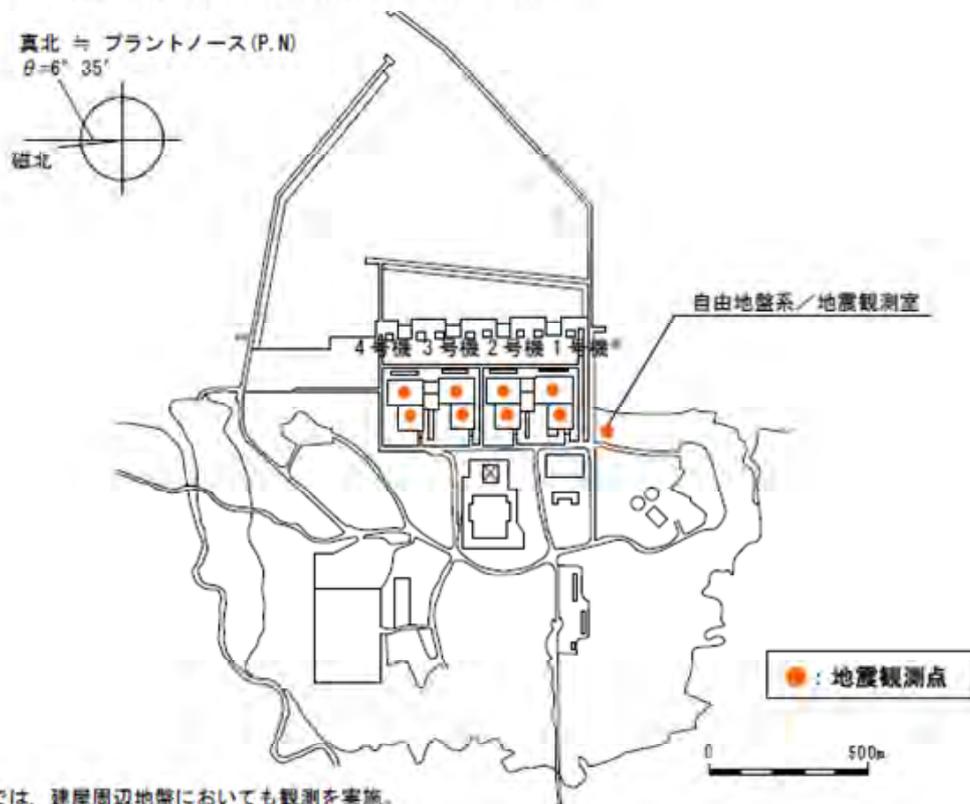
福島第二原子力発電所地震観測記録と設計用地震動との比較

東北地方太平洋沖地震において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



福島第二原子力発電所における地震観測点の配置

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 1-7～1-10 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 2-7～2-10 に示す。

図 2-7～2-10 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。

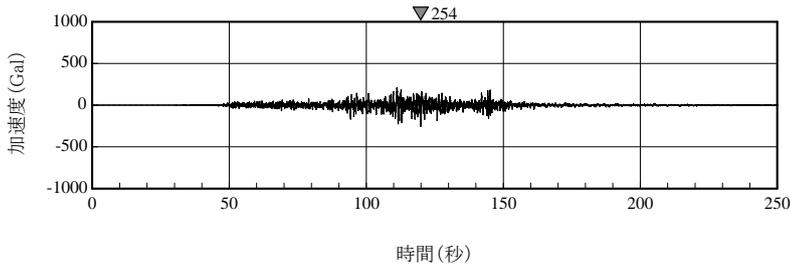


図 1-7 福島第二 1号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

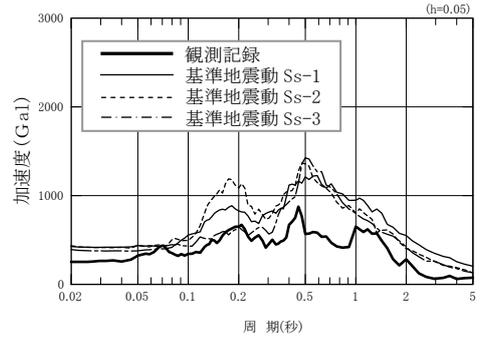


図 2-7 福島第二 1号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

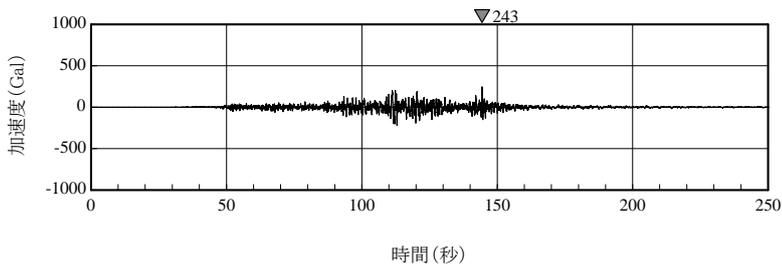


図 1-8 福島第二 2号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

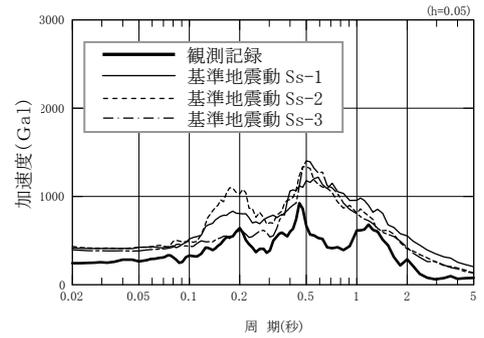


図 2-8 福島第二 2号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

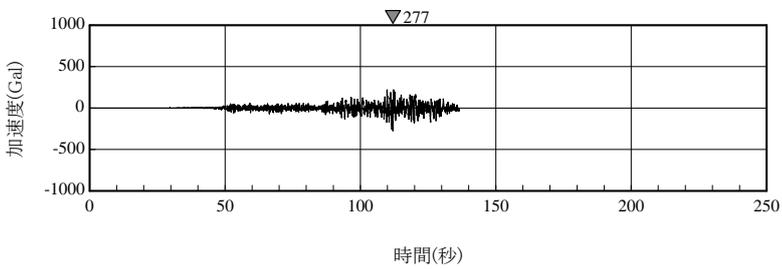


図 1-9 福島第二 3号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

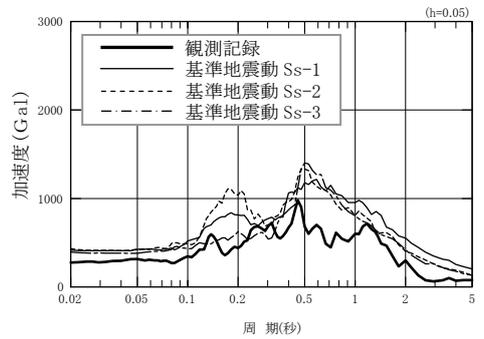


図 2-9 福島第二 3号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

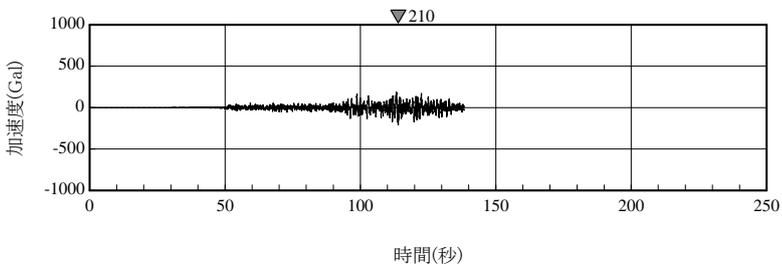


図 1-10 福島第二 4号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (NS 方向)

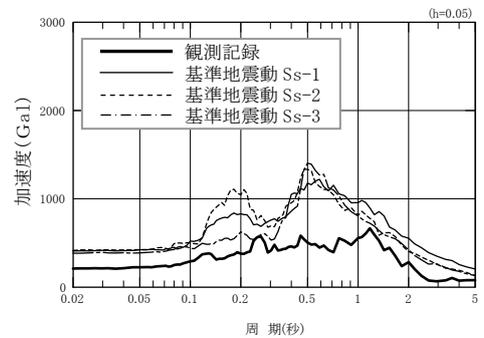


図 2-10 福島第二 4号機原子炉建屋基礎版上の
応答スペクトル (NS 方向)

※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)

福島第二原子力発電所における地震観測記録のはぎとり解析について

今回の地震で得られた観測記録を用いてはぎとり用の地盤モデルを推定し、この地盤モデルを用いたはぎとり解析を行い、解放基盤表面での地震動を評価し、基準地震動 S_s との比較を行う。

1. はぎとり地盤モデル

今回の地震で得られた記録から算定される伝達関数に対する逆解析を行い、はぎとり解析に用いる地盤モデルを推定する。観測記録を用いて評価した伝達関数を図1に示す。これによると、NS・EWの方向による伝達関数の著しい差異はないと考えられることから、ここでは、水平方向の伝達関数はNS・EWの平均を対象に検討を行う。

1) 同定解析手法

- 平成23年東北地方太平洋沖地震の記録の地盤伝達関数に対して、S波の鉛直入射を仮定した次元波動論に基づく理論地盤伝達特性を当てはめる逆解析により、水平方向・上下方向のそれぞれに対する地盤モデルの最適化検討を実施する。
- 初期モデルをPS検層結果を参考に設定し、全ての層について最適なS波速度あるいはP波速度及び減衰定数を同定する。
- S波速度・P波速度の探索範囲は初期モデルの0.8~1.2倍とする。なお、O.P.+12.2m~O.P.+8.2mについては、0.25~1.2倍の範囲とする。
- 減衰定数 $h(f)$ は、(1)式の周波数依存型の関数形で与え、 $h(f)$ の上限値は1、下限値は0とし、探索範囲は h_0 、 α とも0~1とする。

$$h(f) = h_0 \times f^{-\alpha} \quad 0 \leq h(f) \leq 1 \quad \dots (1)$$
- 逆解析は、GA(遺伝的アルゴリズム)を用い、パラメータは、個体数20、世代数100、交叉確率0.75、突然変異率は $1/(2 \times \text{遺伝子長})$ とする。初期乱数を変えた10回の試行計算を行い、解の収束性を確認した上で、最小誤差を与える地盤モデルを採用する。

2) 同定結果

自由地盤系の記録を用いて推定した地盤モデルを初期モデル・探索範囲を併せて表1、図2に、推定した地盤モデルによる伝達関数と観測記録による伝達関数の比較を図3に示す。また、推定した地盤モデルに、地震計の最深位置(O.P.-200m)での記録を入力した場合の、地表付近(O.P.+10.2m)における応答スペクトルは、図4に示すように、当該位置で得られている地震観測記録から求められる応答スペクトルと概ね整合しており、推定した地盤モデルは妥当であると考えられる。

なお、今回の地震が発生する以前に、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う、既設発電用原子炉施設の耐震安全性の評価の際に用いていたはぎとり解析のための地盤モデルとの関係を参考1に示す。

2. はぎとり解析

地盤モデルを用いて、平成 23 年東北地方太平洋沖地震の記録のはぎとり解析を行い、解放基盤表面 (O.P. -168m) における地震動を評価する。用いる観測記録は、解放基盤表面に近い O.P. -200m の位置での観測記録とする。

はぎとり解析により求めた解放基盤表面における加速度時刻歴波形を O.P. -200.0m の位置での観測記録と比較して図 5 に示す。また、疑似速度応答スペクトルを基準地震動 S_s と比較して図 6 に示す。

これによると、解放基盤表面における地震動は、概ね基準地震動 S_s と同程度のレベルであったことが確認できる。

3. まとめ

地震観測記録を用いた検討により、今回の地震での解放基盤表面における地震動を評価し、基準地震動 S_s と比較した。検討の結果、解放基盤表面における地震動は、基準地震動 S_s と同程度のレベルであったと考えられる。

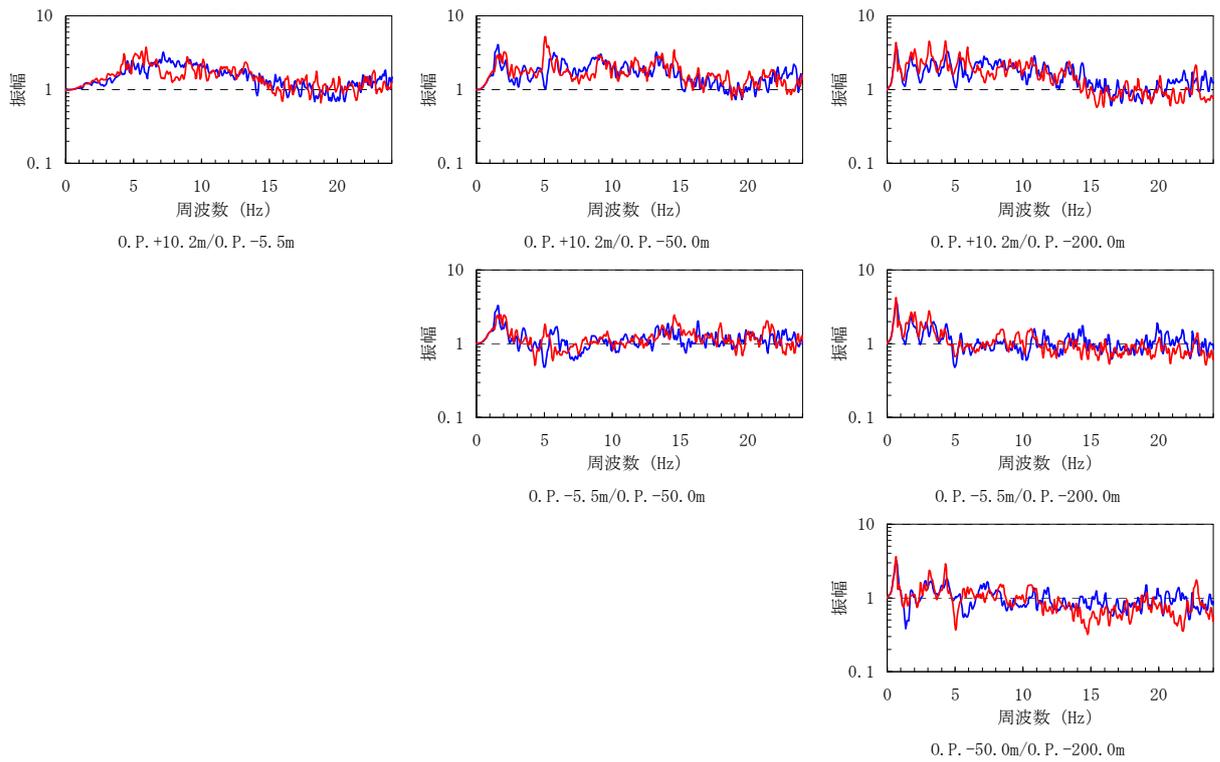


図1 NS方向(青)・EW方向(赤)の伝達関数(振幅スペクトル)の比較

表 1 - (1) 福島第二 自由地盤系 水平方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果		
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	S波速度 (m/s)	S波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				S波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$	
						h_0		α			h_0	α
				下端	上端	下端	上端	下端	上端			
+12.2	2.0	1.65	350	88	420	0	1	0	1	237	0.307	0.00
+10.2	● 2.0	1.65										
+8.2	13.7	1.67	470	376	564	0	1	0	1	456	0.457	1.00
-5.5	● 5.3	1.67										
-10.8	28.0	1.70										
-38.8	11.2	1.73	530	424	636	0	1	0	1	514	0.063	0.72
-50.0	● 42.8	1.73										
-92.8	65.0	1.73										
-157.8	10.2	1.73	810	648	972	0	1	0	1	786	0.063	0.72
-168.0	32.0	1.73										
-200.0	●	1.73										

●：地震計

※：固定パラメータはPS検層結果による。

表 1 - (2) 福島第二 自由地盤系 上下方向に対する地盤モデル

固定パラメータ			初期モデル	探索範囲						同定結果		
O.P. (m)	層厚 (m)	密度 (g/cm ³)	P波速度 (m/s)	P波速度 (m/s)		減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$				P波速度 (m/s)	減衰 $h(f)=h_0 \times f^{-\alpha}$	
				下端	上端	h_0		α			h_0	α
						下端	上端	下端	上端			
+12.2	2.0	1.65	890	223	1068	0	1	0	1	330	0.376	0.00
+10.2	● 2.0	1.65										
+8.2	13.7	1.67	1620	1296	1944	0	1	0	1	1655	1.000	0.98
-5.5	● 5.3	1.67										
-10.8	28.0	1.70										
-38.8	11.2	1.73	1800	1440	2160	0	1	0	1	1833	0.261	1.00
-50.0	● 42.8	1.73										
-92.8	65.0	1.73	1880	1504	2256	0	1	0	1	1914		
-157.8	10.2	1.73	1950	1560	2340	0	1	0	1	1985	0.261	1.00
-168.0	32.0	1.73										
-200.0	●	1.73										

● : 地震計

※ : 固定パラメータはPS検層結果による。

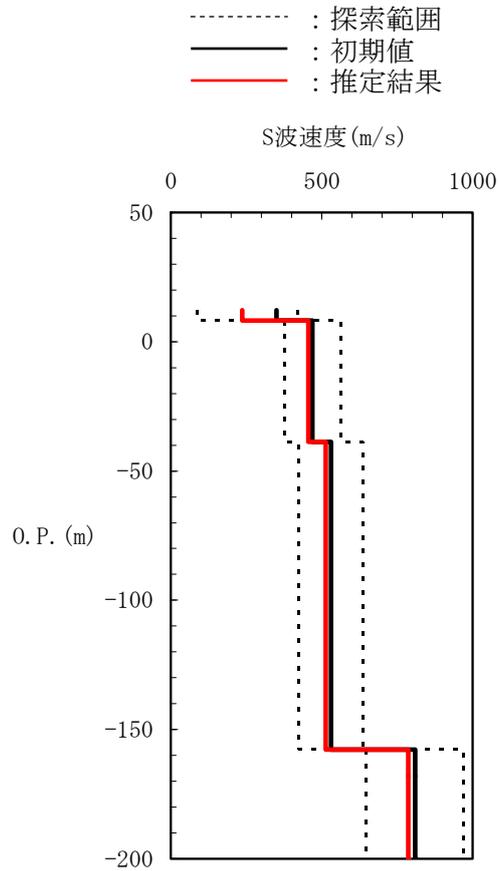


図 2 - (1) 探索範囲と推定結果 (福島第二 自由地盤系 水平方向)

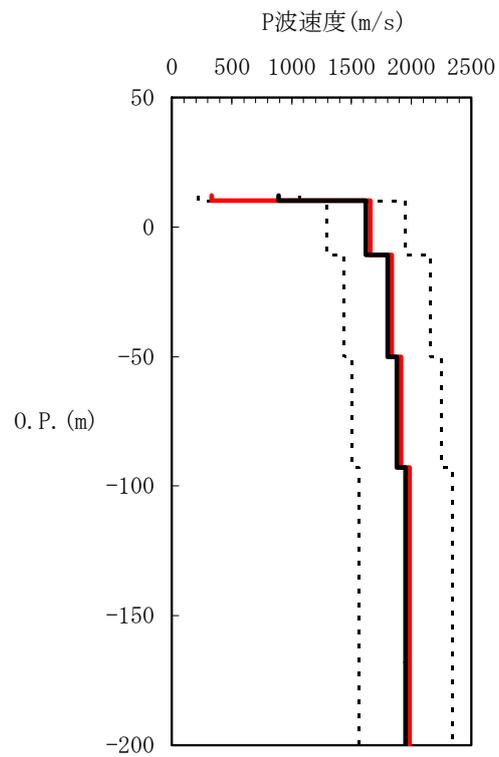
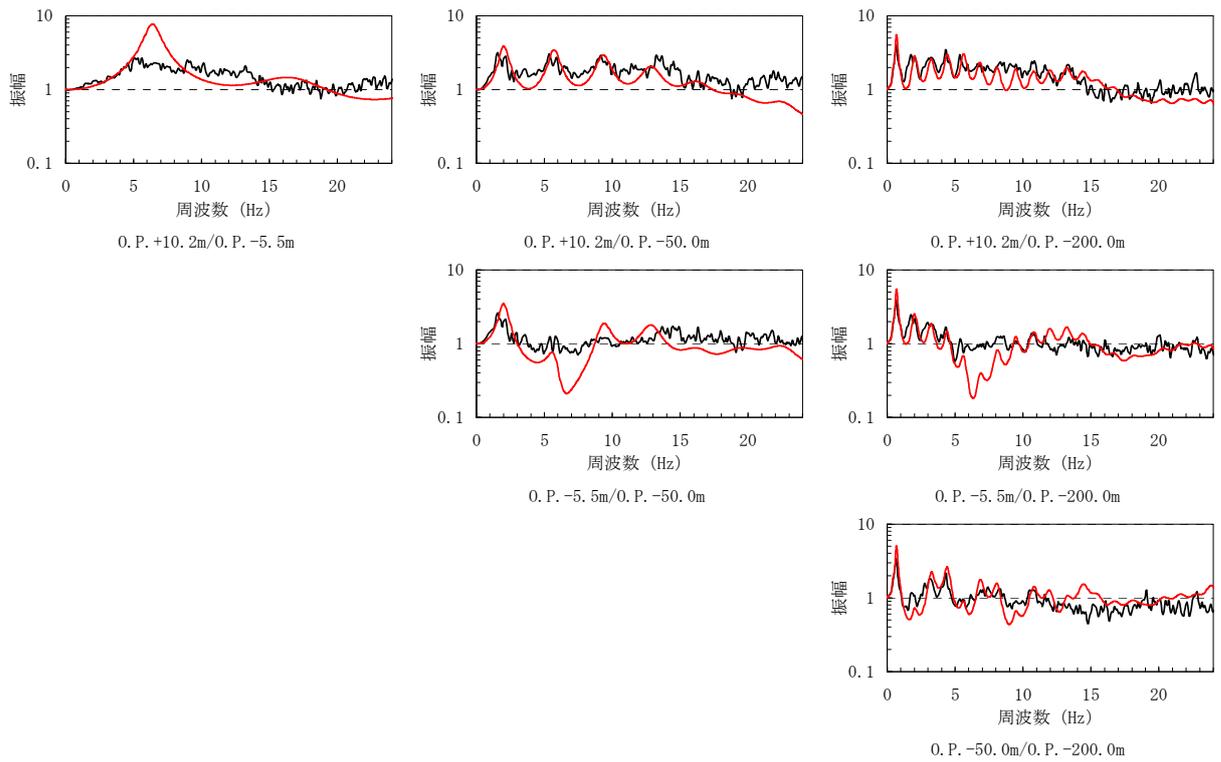
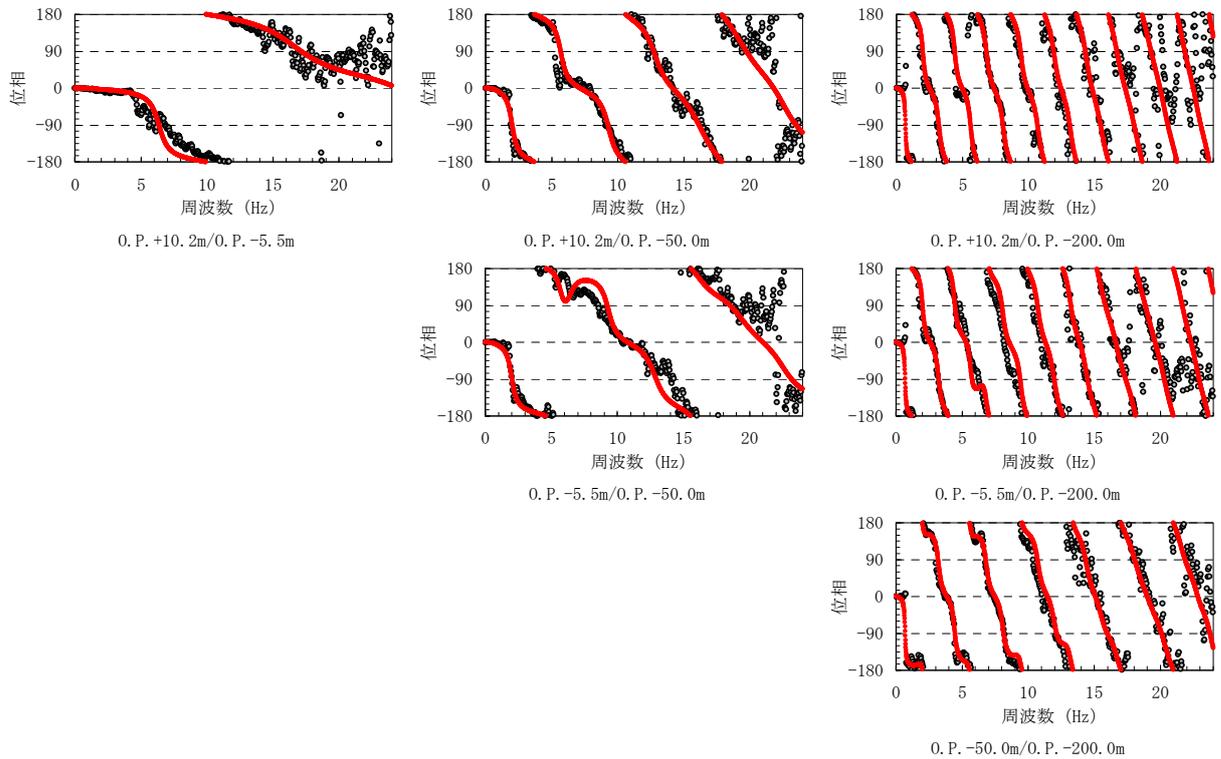


図 2 - (2) 探索範囲と推定結果 (福島第二 自由地盤系 上下方向)



a. 振幅スペクトル



b. 位相スペクトル

図3- (1) 福島第二 自由地盤系 水平方向に対する推定地盤モデルの
伝達関数と観測記録による伝達関数

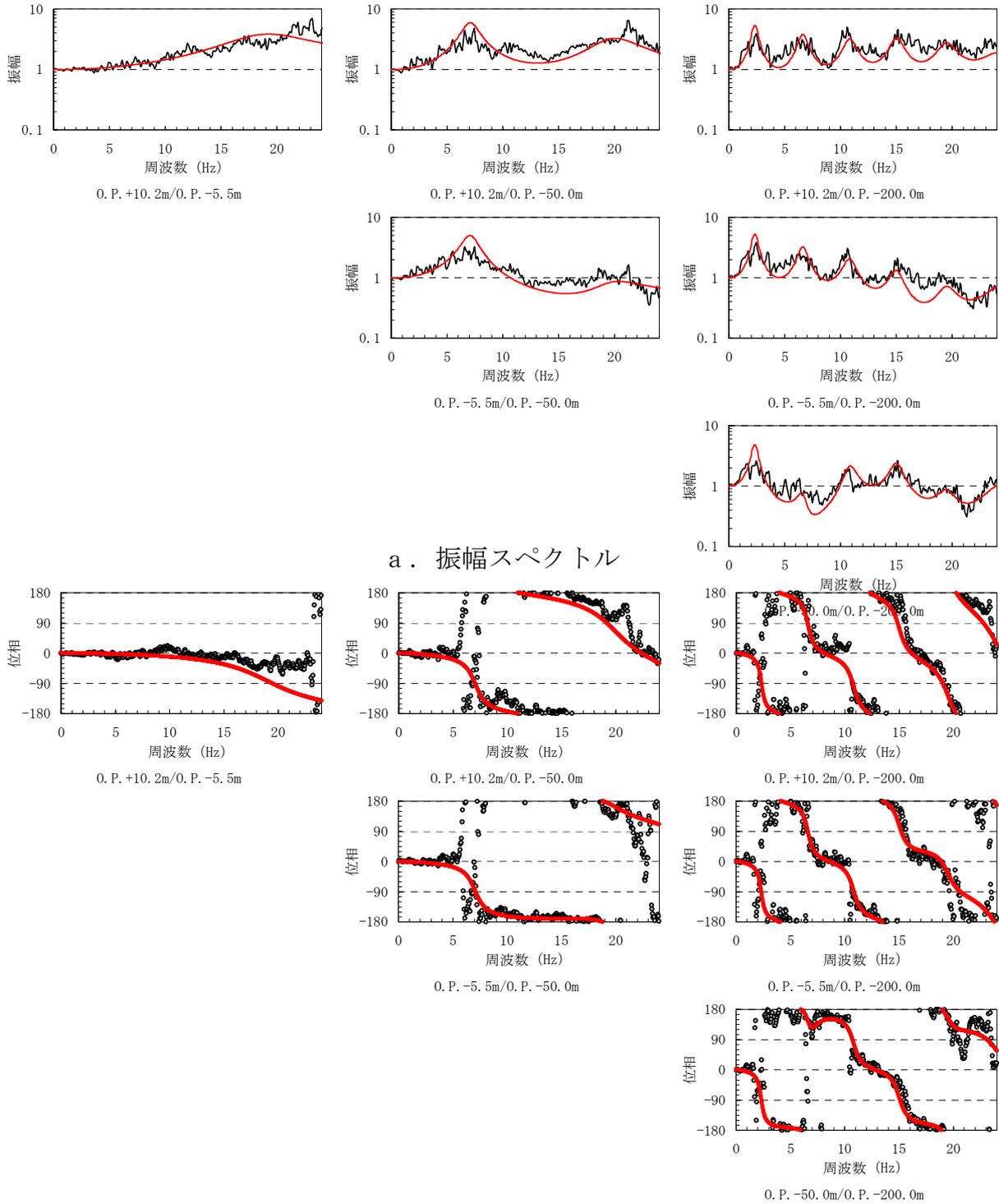
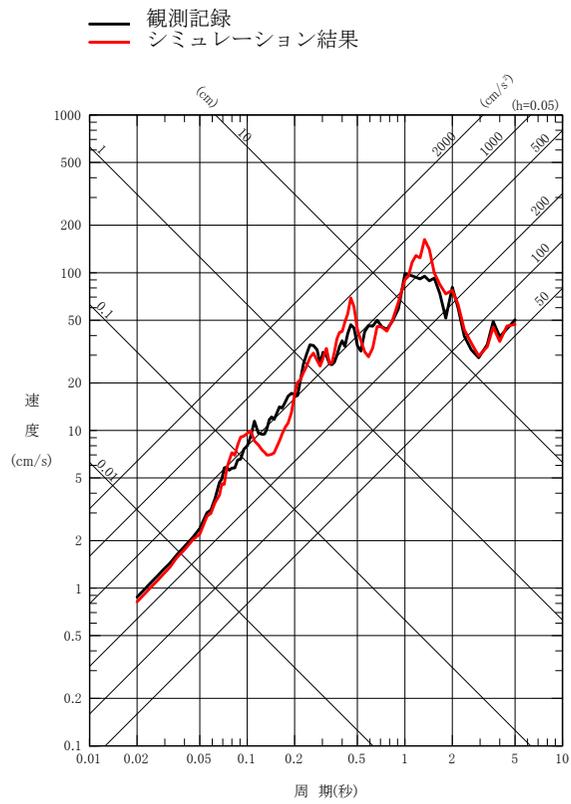
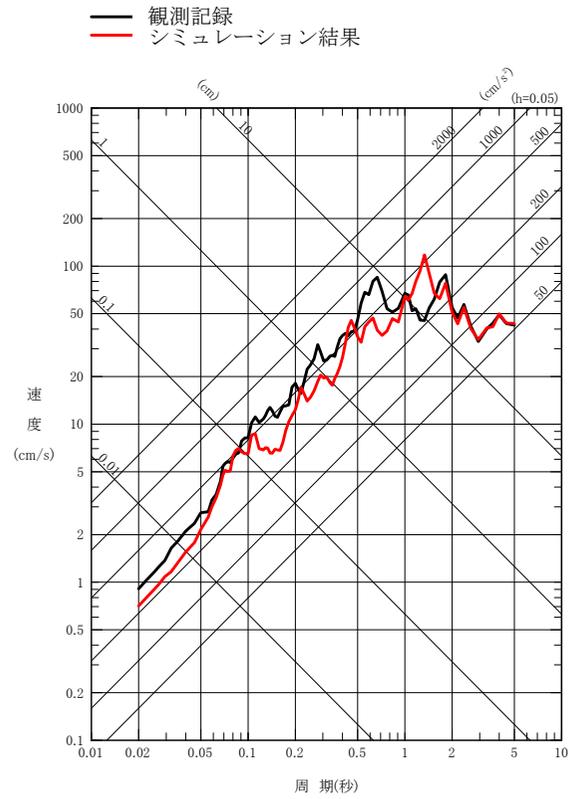


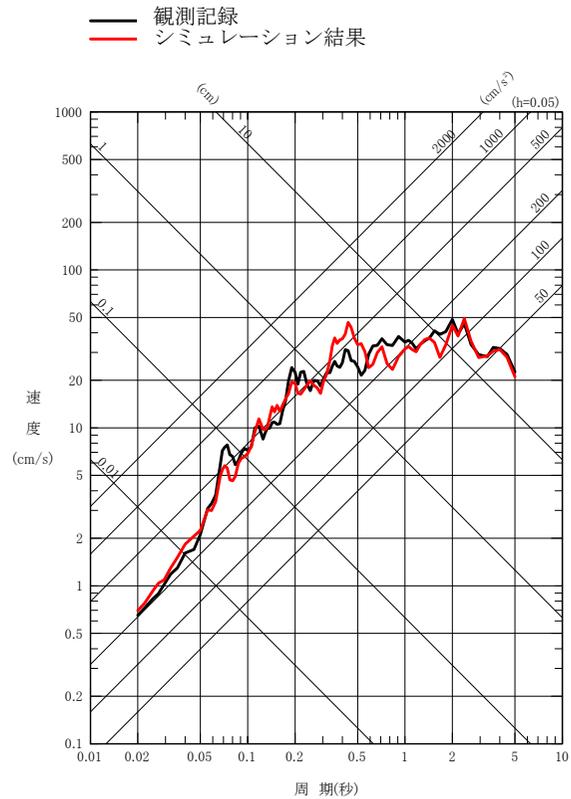
図3- (2) 福島第二 自由地盤系 上下方向に対する推定地盤モデルの伝達関数と観測記録による伝達関数



(1) NS 方向

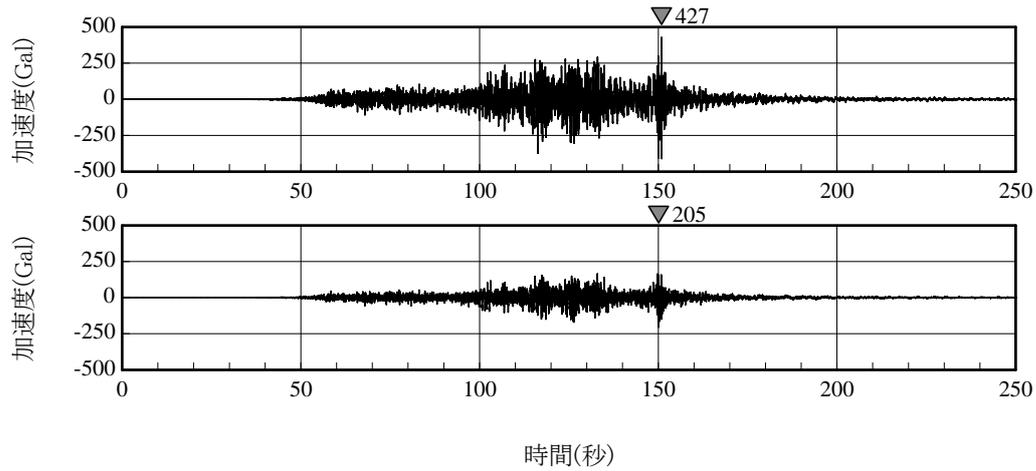


(2) EW 方向

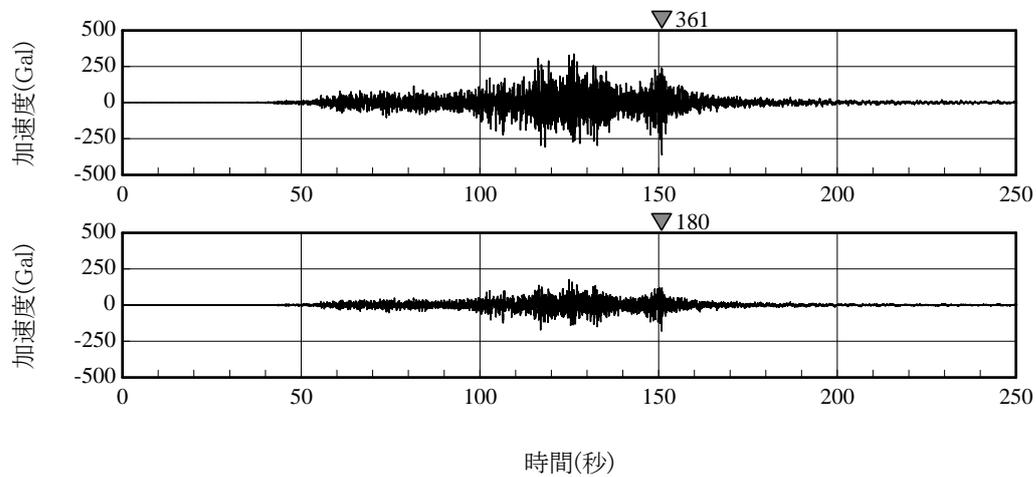


(3) 上下方向

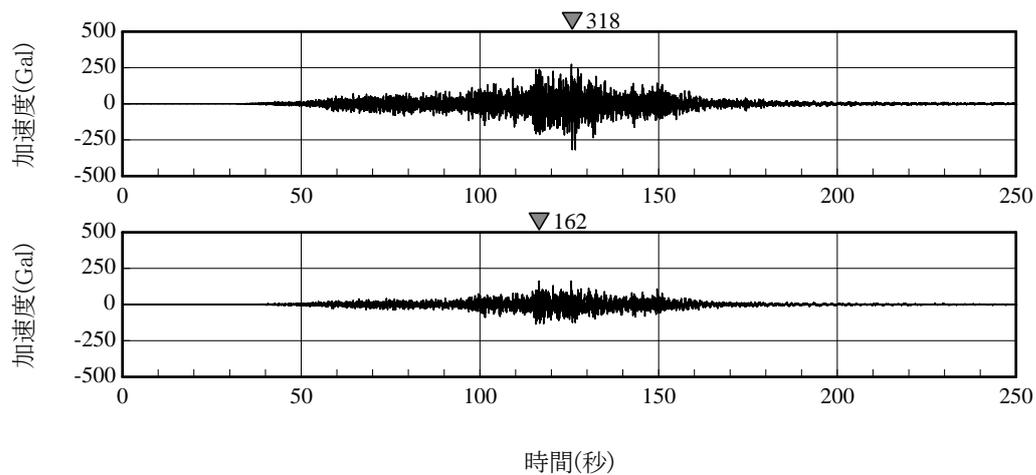
図4 地盤応答シミュレーション結果 (福島第二 自由地盤系 0. P. -200m→0. P. -5. 5m)



(a) NS 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)



(b) EW 方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)



(c) 上下方向 (上段 : はぎとり解析結果, 下段 : O. P. -200. 0m 観測記録)

図5 はぎとり解析による時刻歴波形 (自由地盤系)

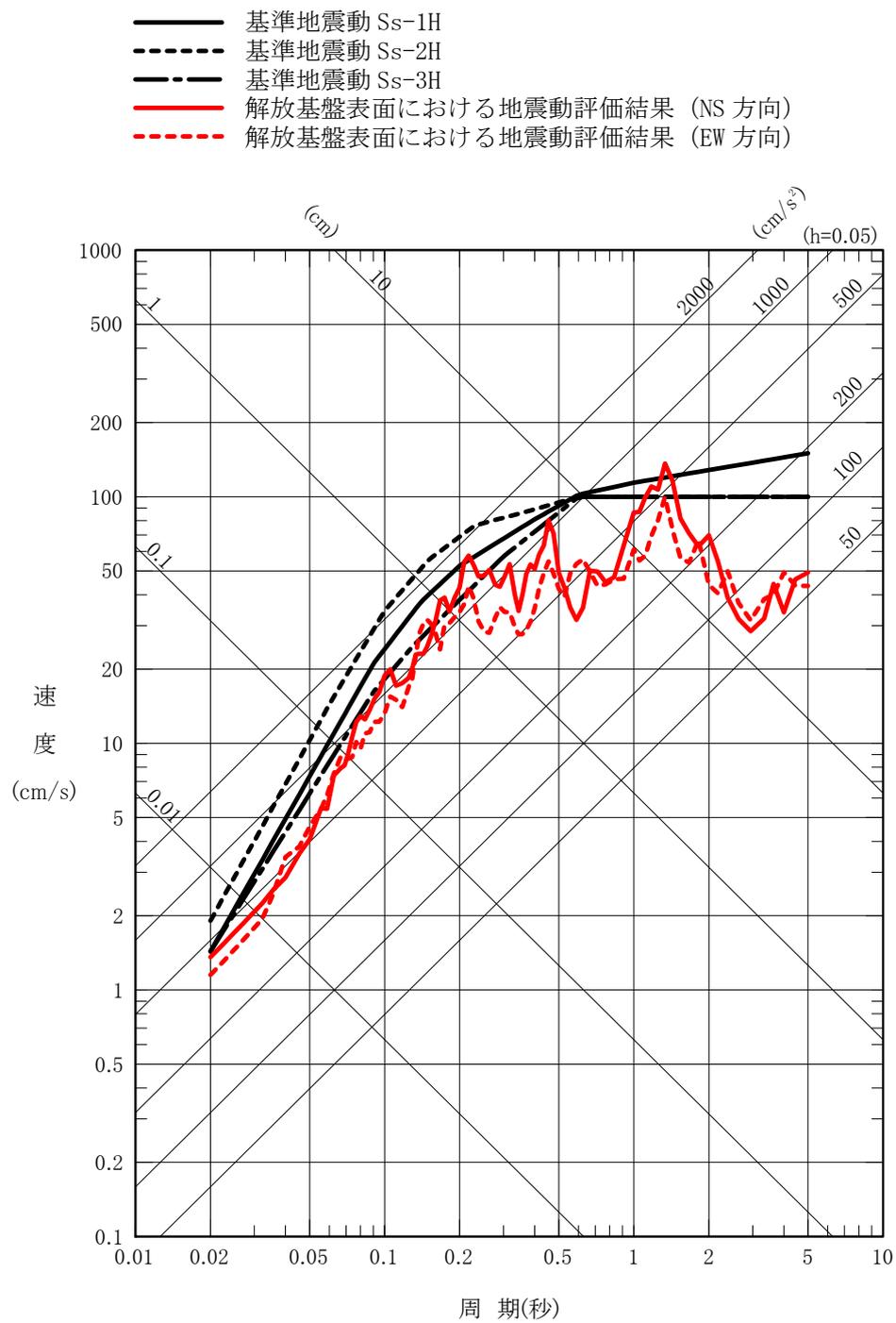


図6- (1) はぎとり解析による解放基盤表面における地震動評価結果と基準地震動 Ss の比較 (水平方向)

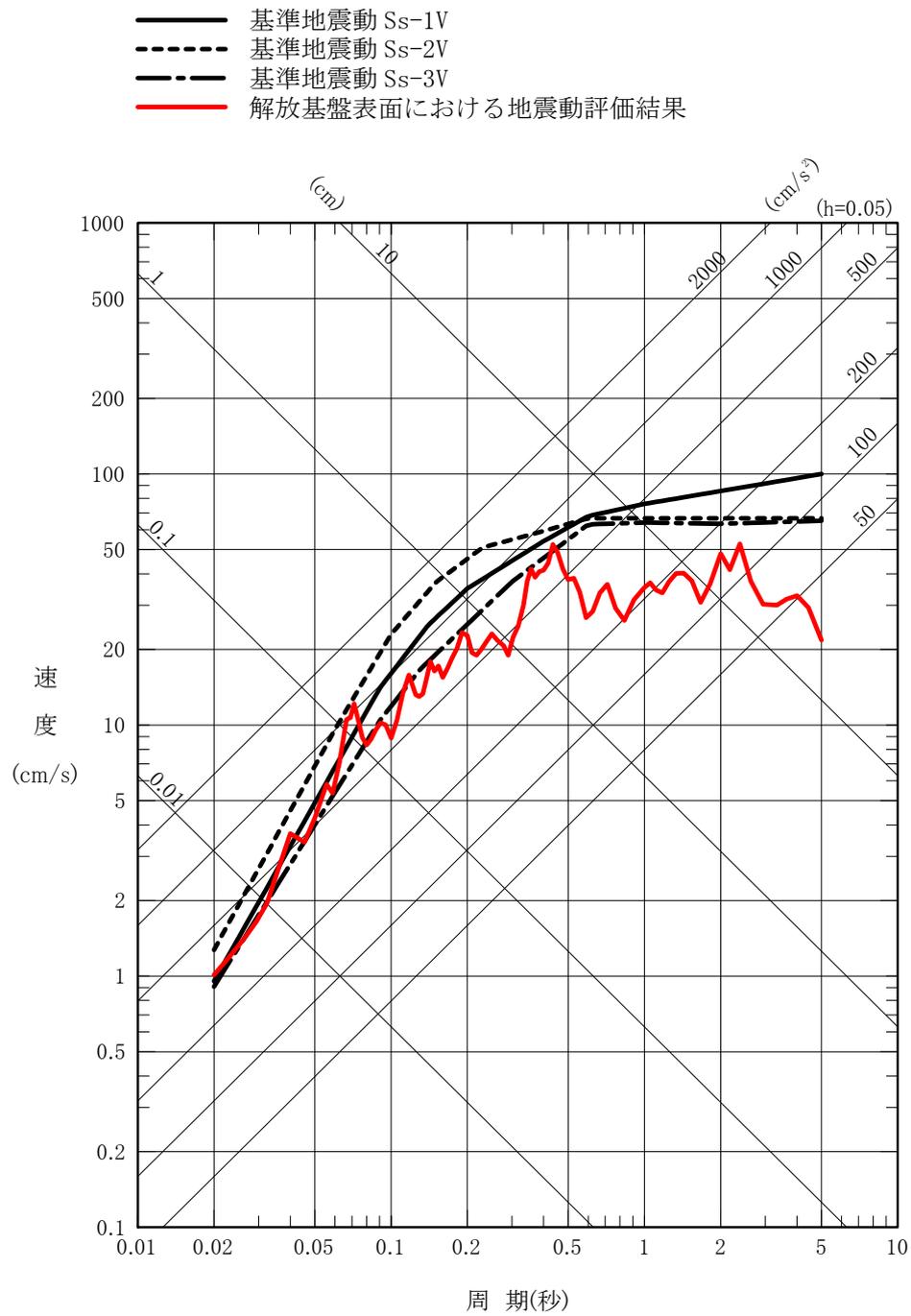


図6-(2) はざり解析による解放基盤表面における地震動評価結果と基準地震動 Ss の比較 (上下方向)

(4) 東北地方太平洋沖地震の津波断層モデル (津波の計算波形と観測波形の比較)

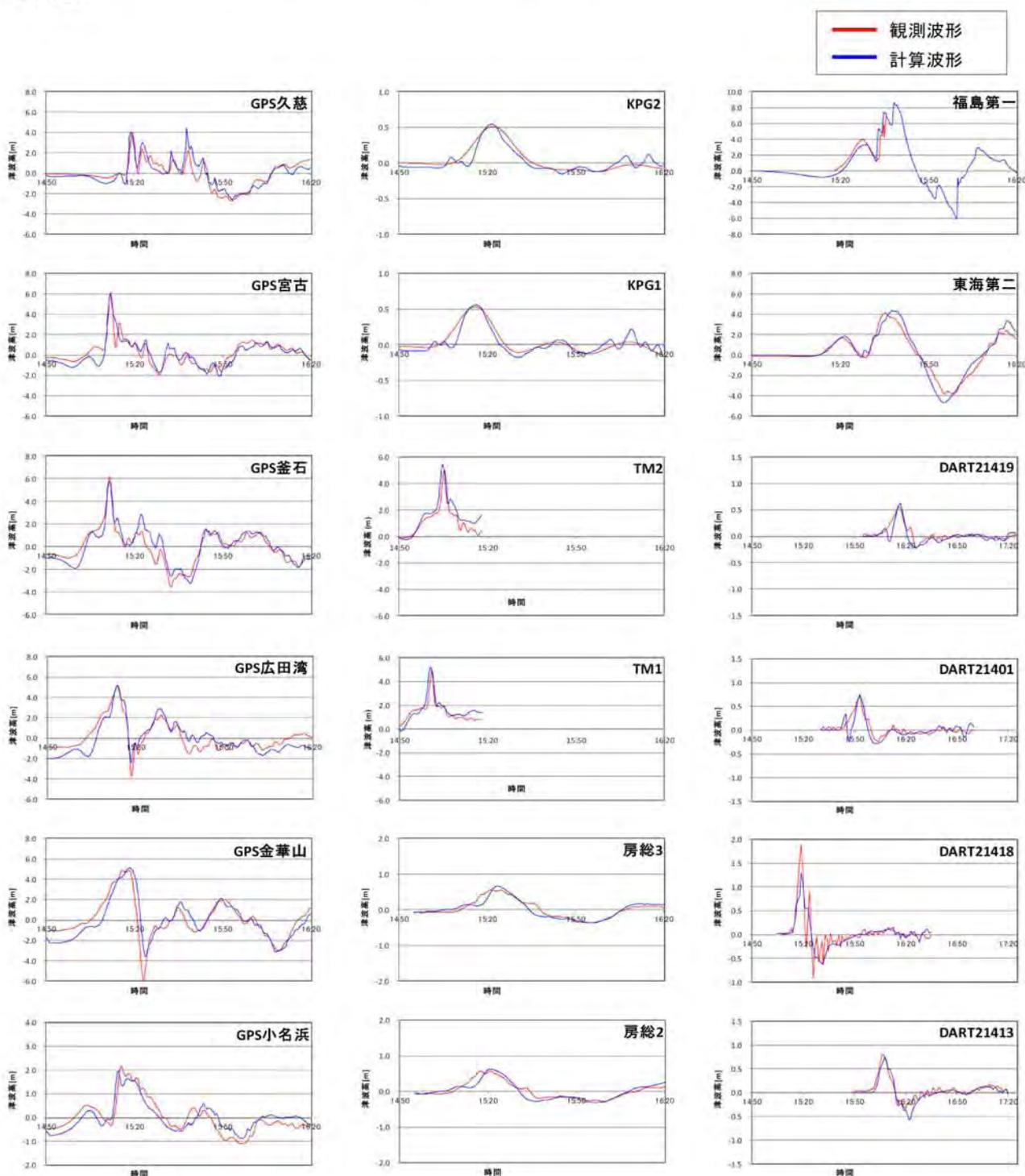
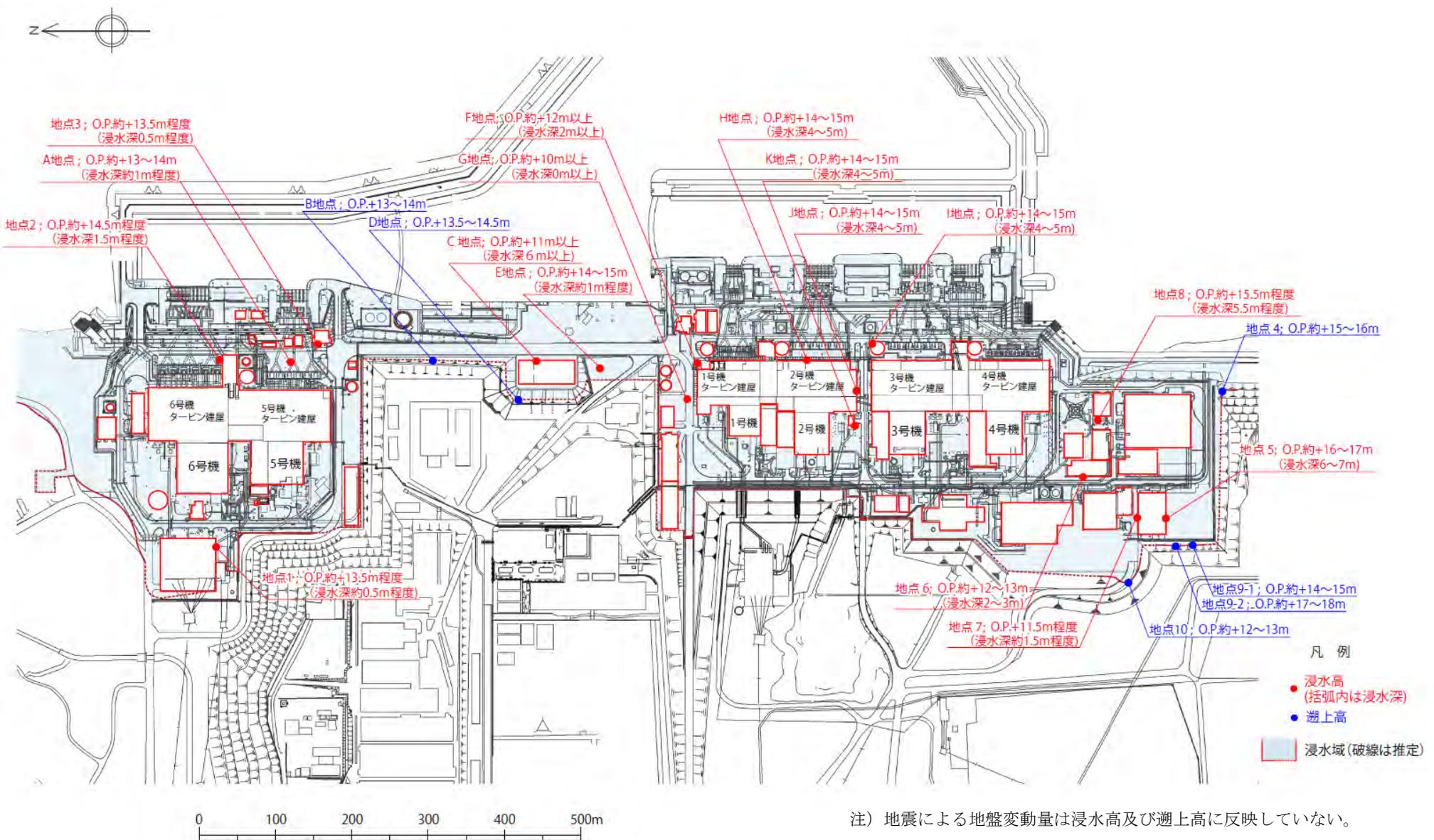


図5 津波の計算波形と観測波形の比較

出典: 第12回 南海トラフの巨大地震モデル検討会(平成24年3月1日)
 参考資料1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震の津波断層モデルについて」

福島第一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)



注) 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。

福島第一原子力発電所の屋外浸水状況（3月11日）

< 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 >



浸水直後：0秒



6秒後



46秒後



56秒後



74秒後



98秒後

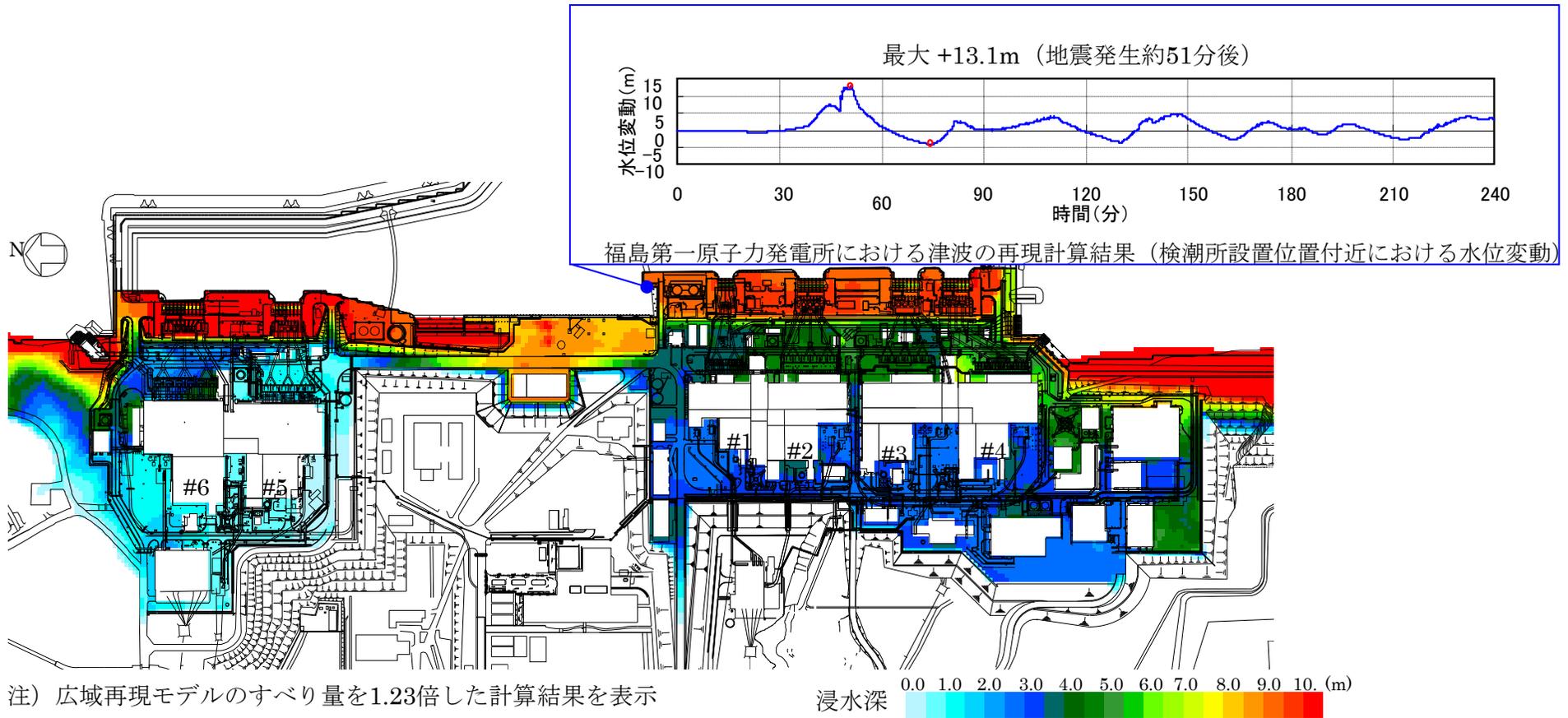
注) 経過時間はカメラの内部時計による（撮影時刻は、誤差があるため表記していない）。

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）>

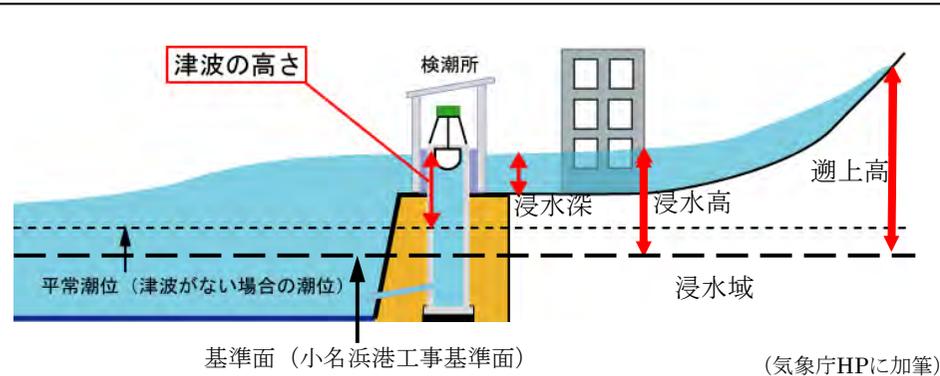


福島第一原子力発電所における津波の再現計算結果（浸水深及び浸水域）

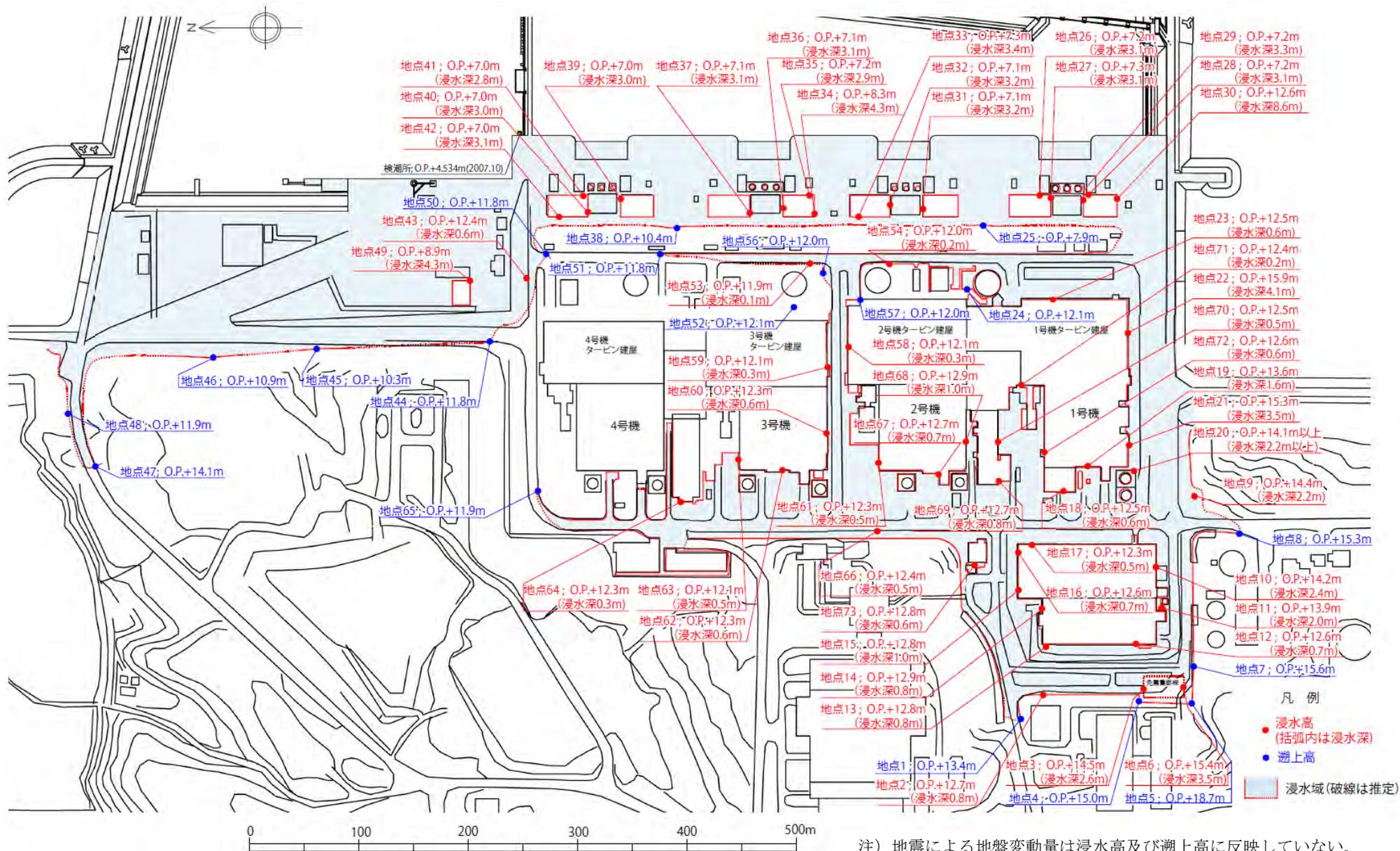


用語の定義

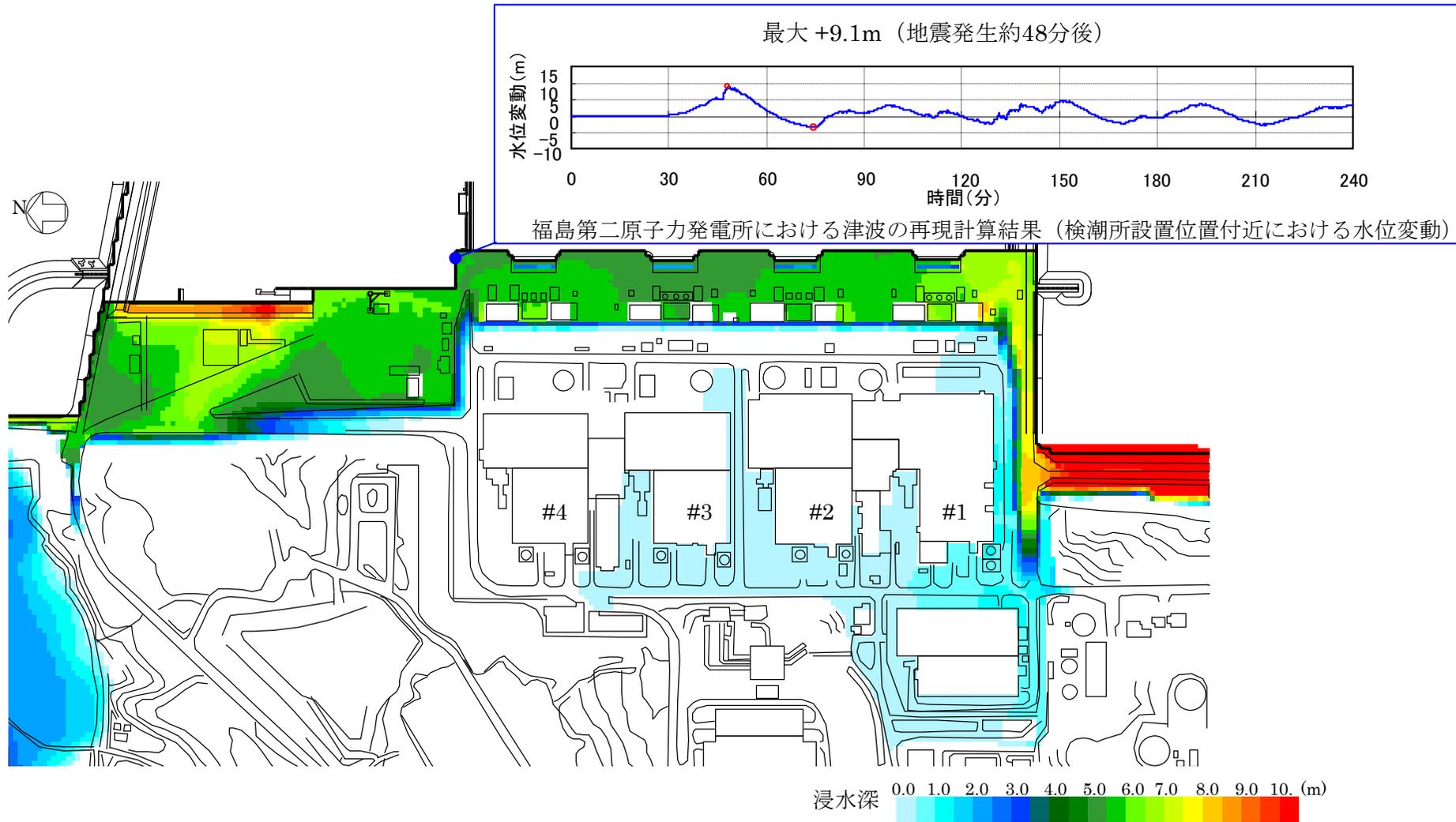
- ・津波の高さ：平常潮位（津波がない場合の潮位）から、津波によって海面が上昇した高さの差。
 - ・浸水高：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ（O.P.表示※）。
 - ・浸水深：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
 - ・浸水域：津波によって浸水した範囲。
 - ・遡上高：津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ（O.P.表示※）。
- ※小名浜港工事基準面（O.P.）は東京湾平均海面（T.P.）の下方0.727mにある。



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)



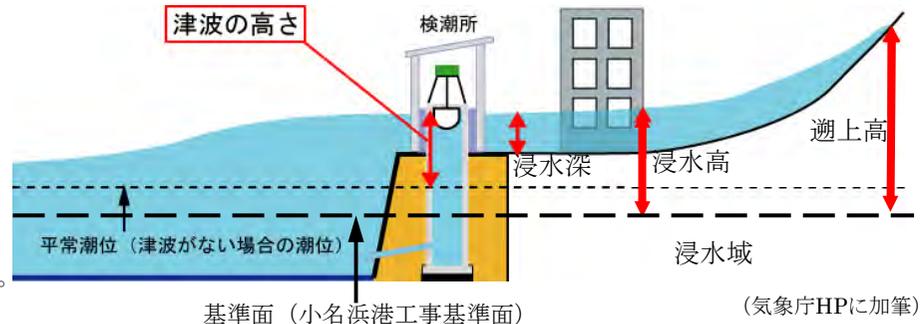
福島第二原子力発電所における津波の再現計算結果(浸水深及び浸水域)



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。



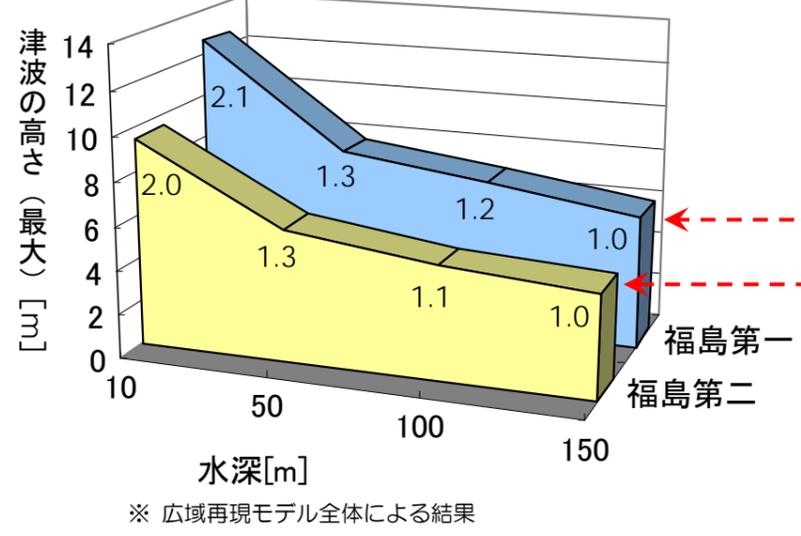
福島第一と福島第二との津波の差異に関する分析

主要な成分（ブロック）を取り出した結果

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

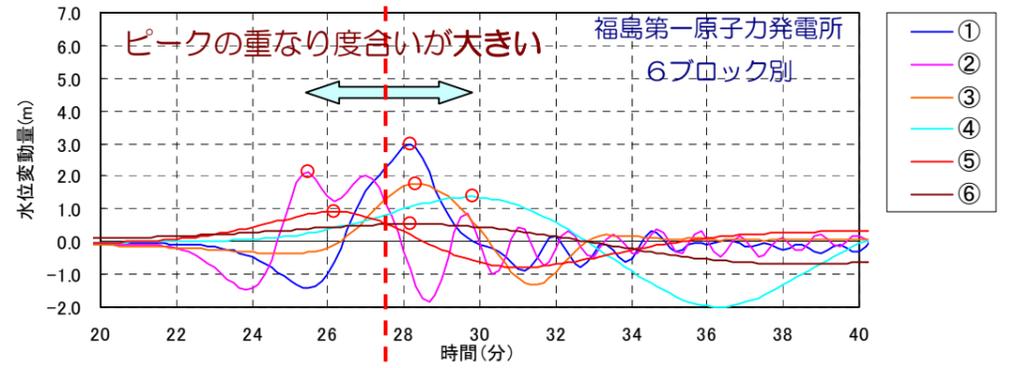
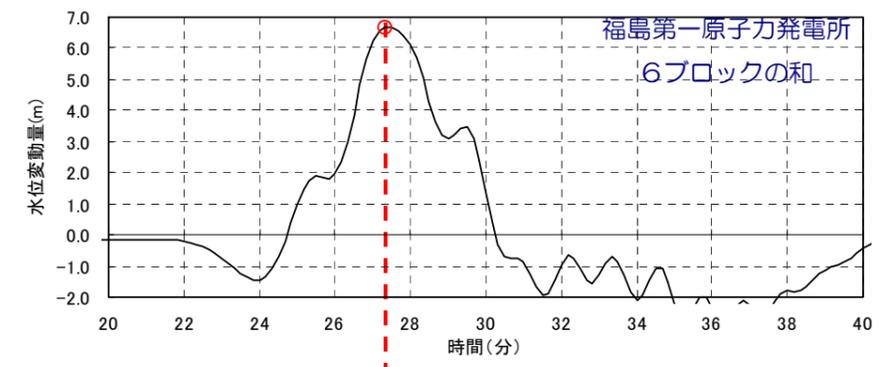
- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが大きいいため、津波の高さも大きくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

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

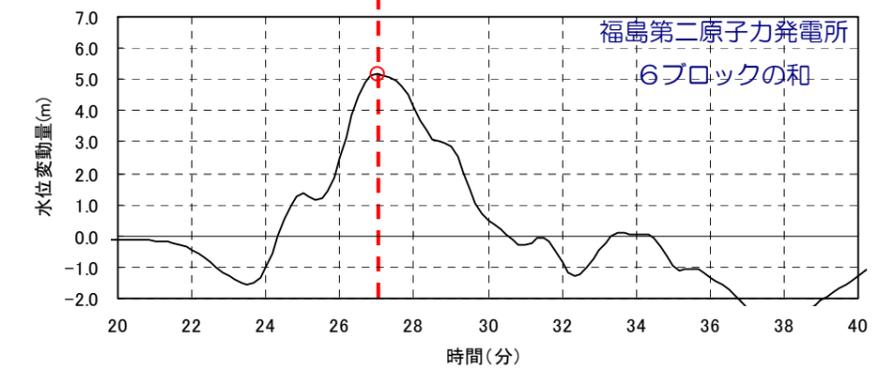
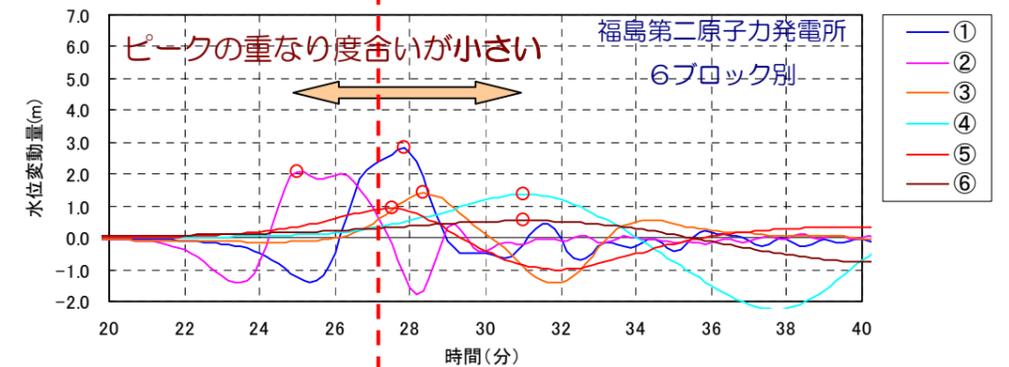


- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが小さいため、津波の高さも小さくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

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

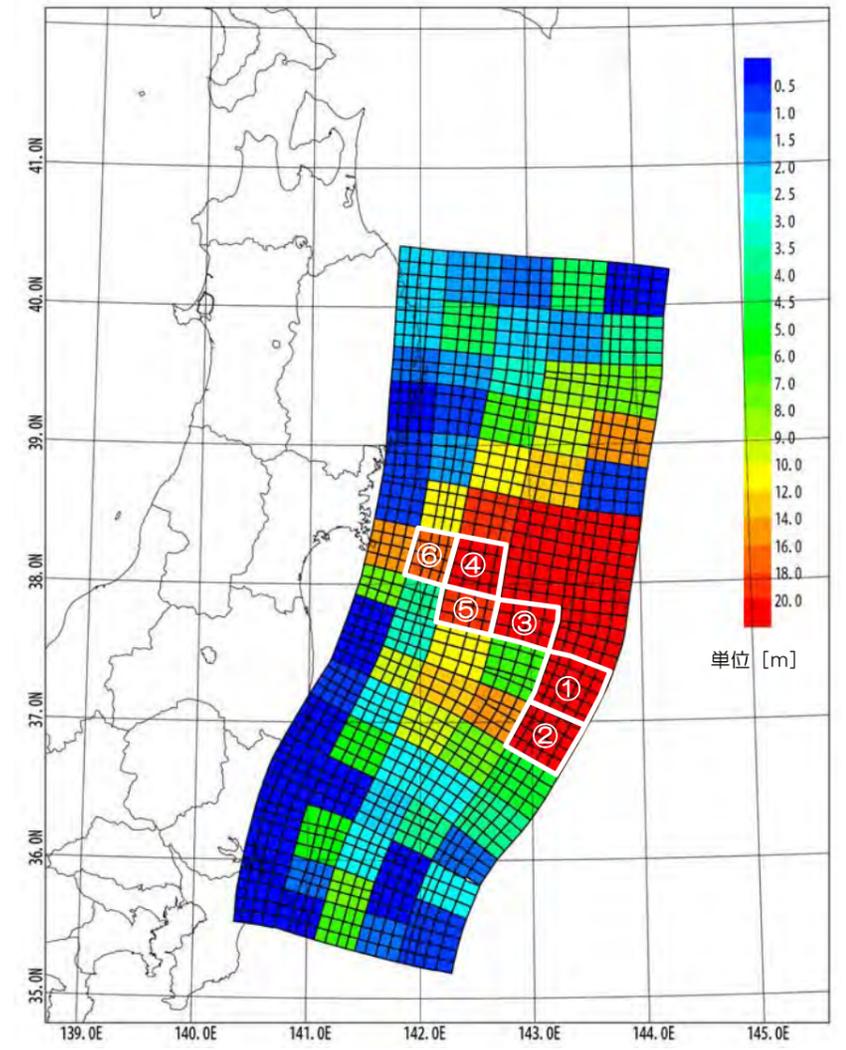


6ブロックの和で概ね全体の違いを説明可能



※ 時間は、地震発生時からの経過時間

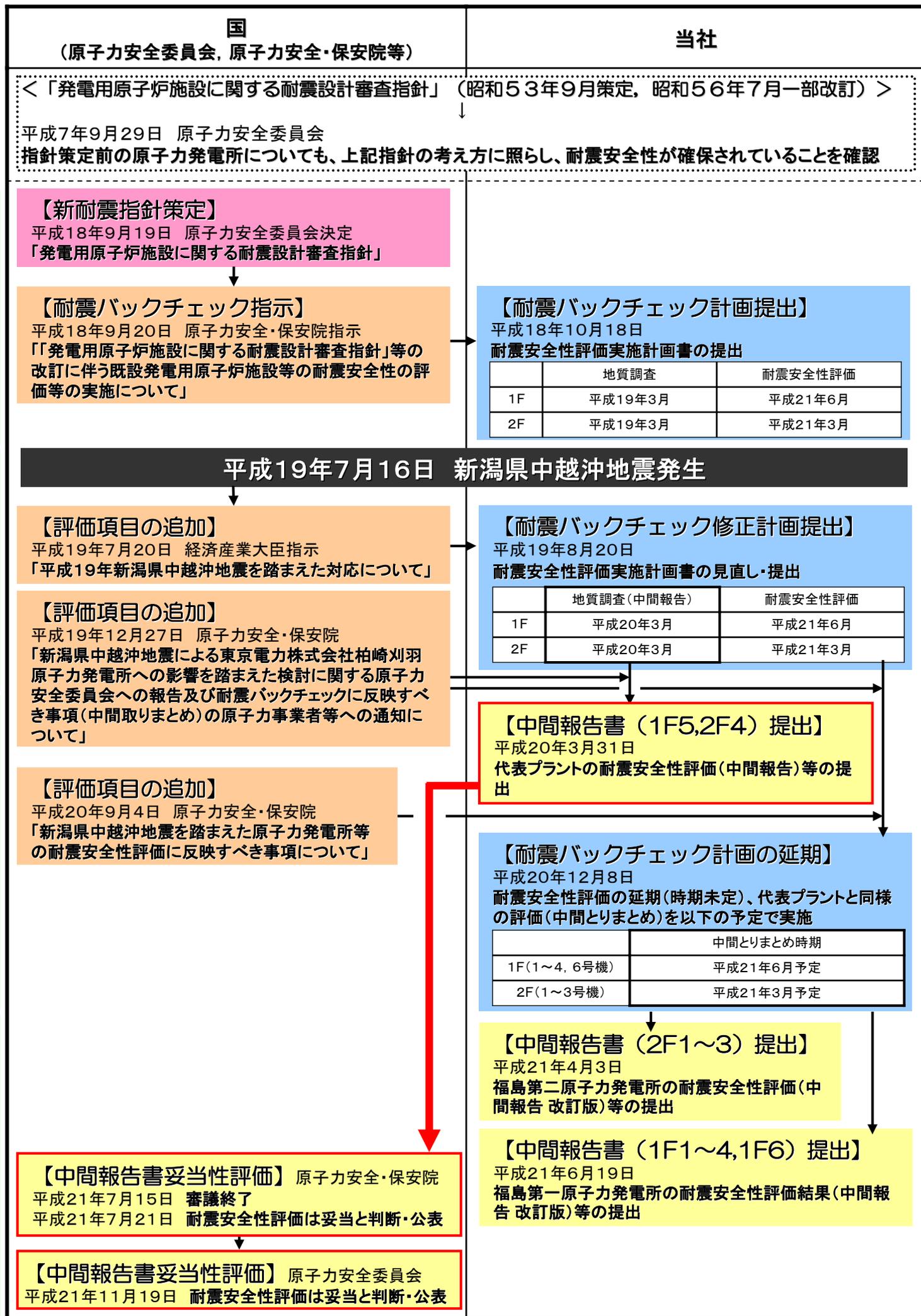
推定された波源モデルのうち
両発電所沖合いの津波の高さに
影響が大きいブロックの位置



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。

耐震バックチェックに係る主な経緯



平成18年

平成19年

平成20年

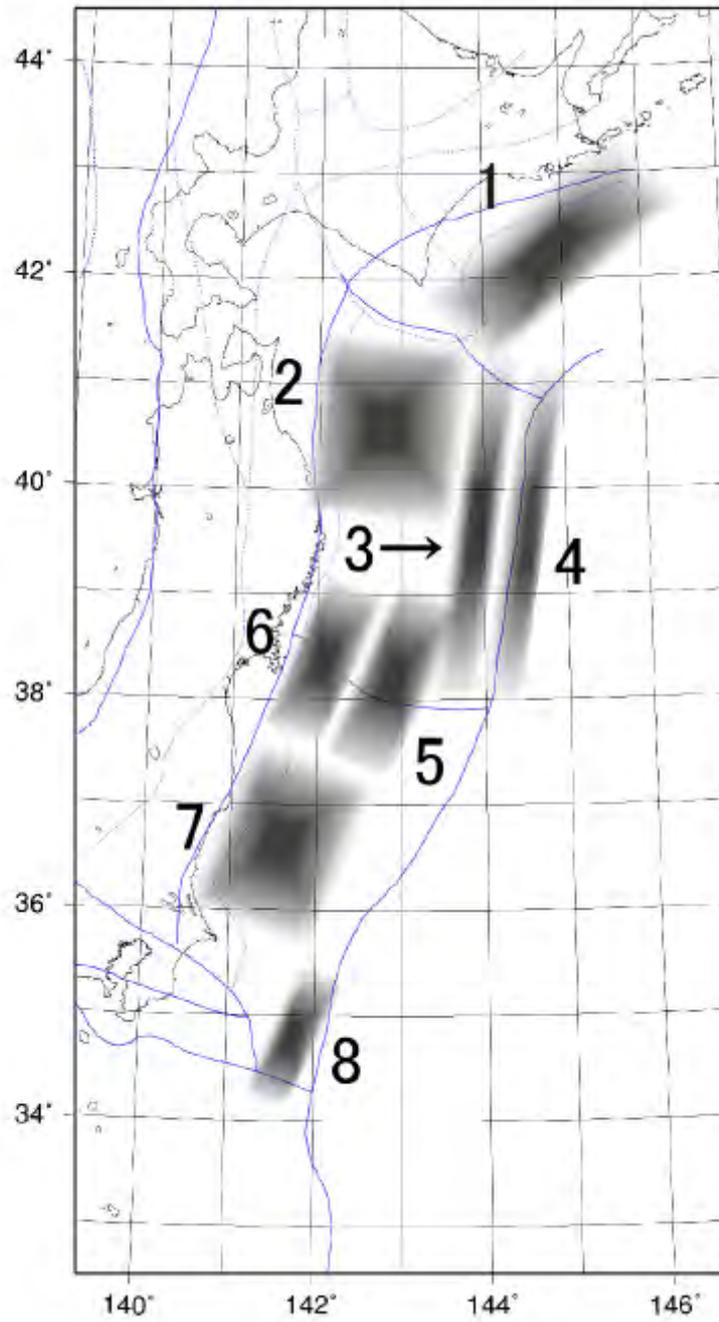
平成21年

津波の安全性評価に係る主な経緯

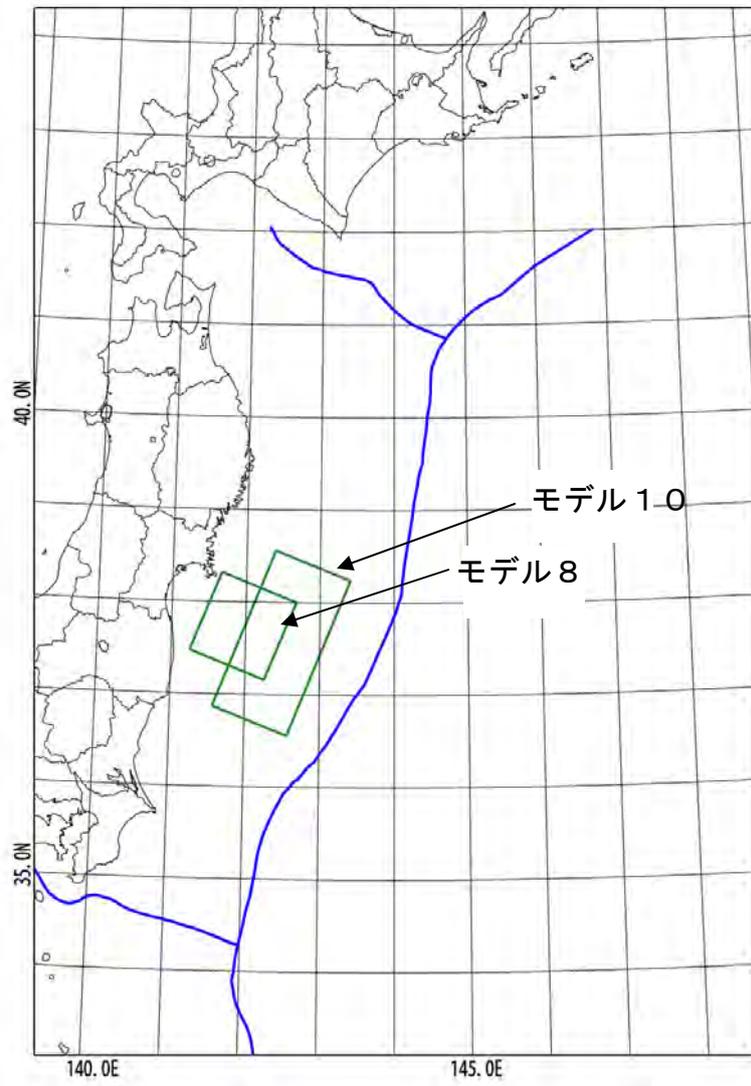
	主な経緯	当社の対応
福島第一原子力発電所 S41～47 チリ津波をもとに設置申請・許可 水位)O.P.+3.122m		
H14.2	土木学会が「原子力発電所の津波評価技術」(以下、「津波評価技術」)刊行	「津波評価技術」に基づく安全性評価を実施 ポンプのかさ上げ、手順書の整備、建屋の水密化等の必要な対策を実施 福島第一：水位)O.P.+5.4m～5.7m
H14.7	国の地震調査研究推進本部が長期評価(以下「地震本部の見解」)を公表 →土木学会ではH15年度から検討予定の確率論的評価手法に取り入れて検討を実施。 (福島県沖の日本海溝沿いは過去に津波が発生していない領域。波源モデルがない。)	
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	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開始
H19.7	新潟県中越沖地震発生 →中越沖地震に関する対応実施	
H20.3		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	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
H20.12		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 福島第一：水位)O.P.+5.4～6.1m
H21.4	産総研 ^{※1} 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)	審 議 中 
H21.6	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	
H21.7	保安院 ^{※2} 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」)	
H21.8 ～9	保安院 ^{※2} へ貞観津波説明	
H21.12 H22.3		
H23.1		津波堆積物調査(開始) 津波堆積物調査(終了)
H23.3	保安院 ^{※2} 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

※1：産業技術総合研究所、※2：原子力安全・保安院

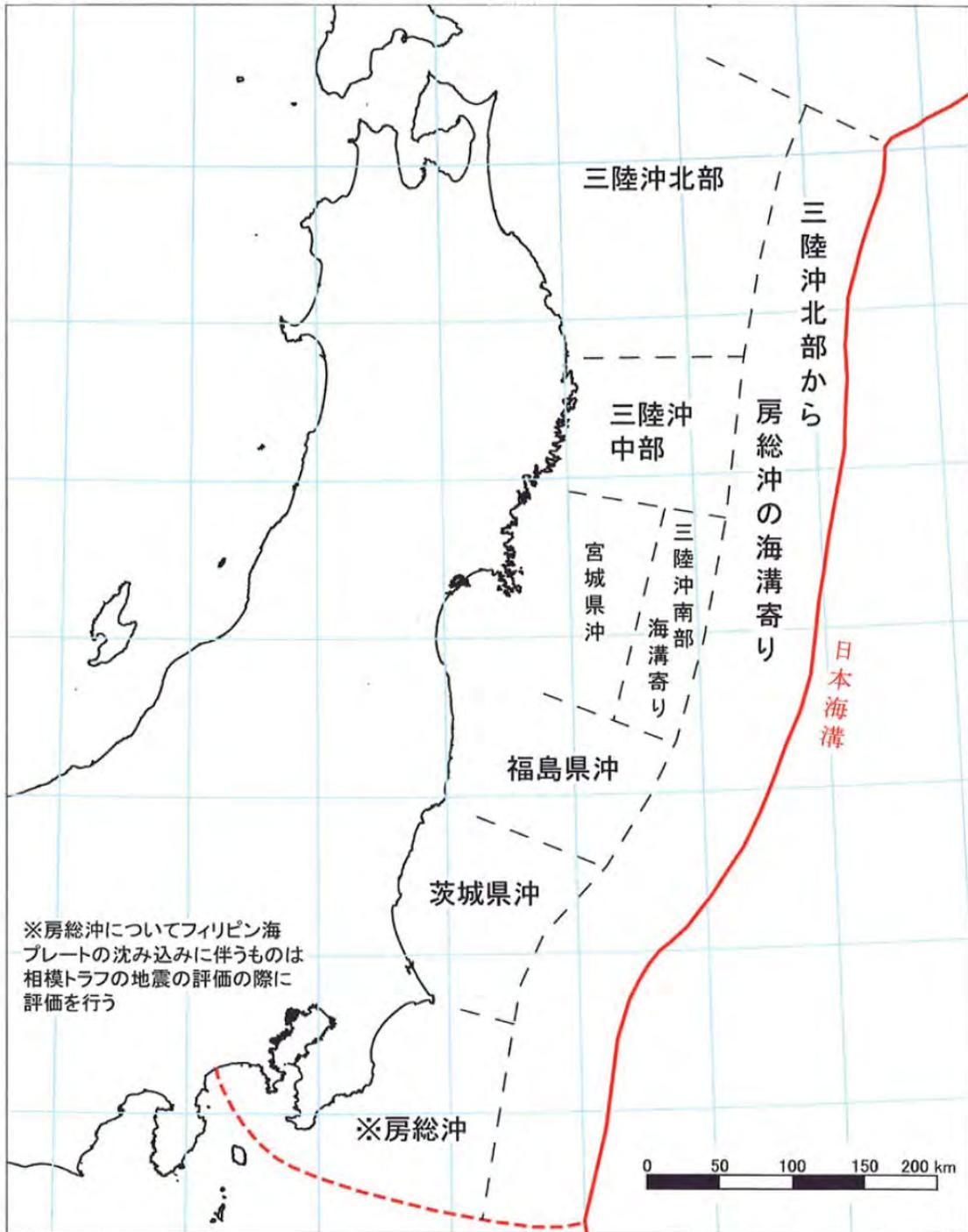
各研究機関等から提案されている波源及び波源の領域



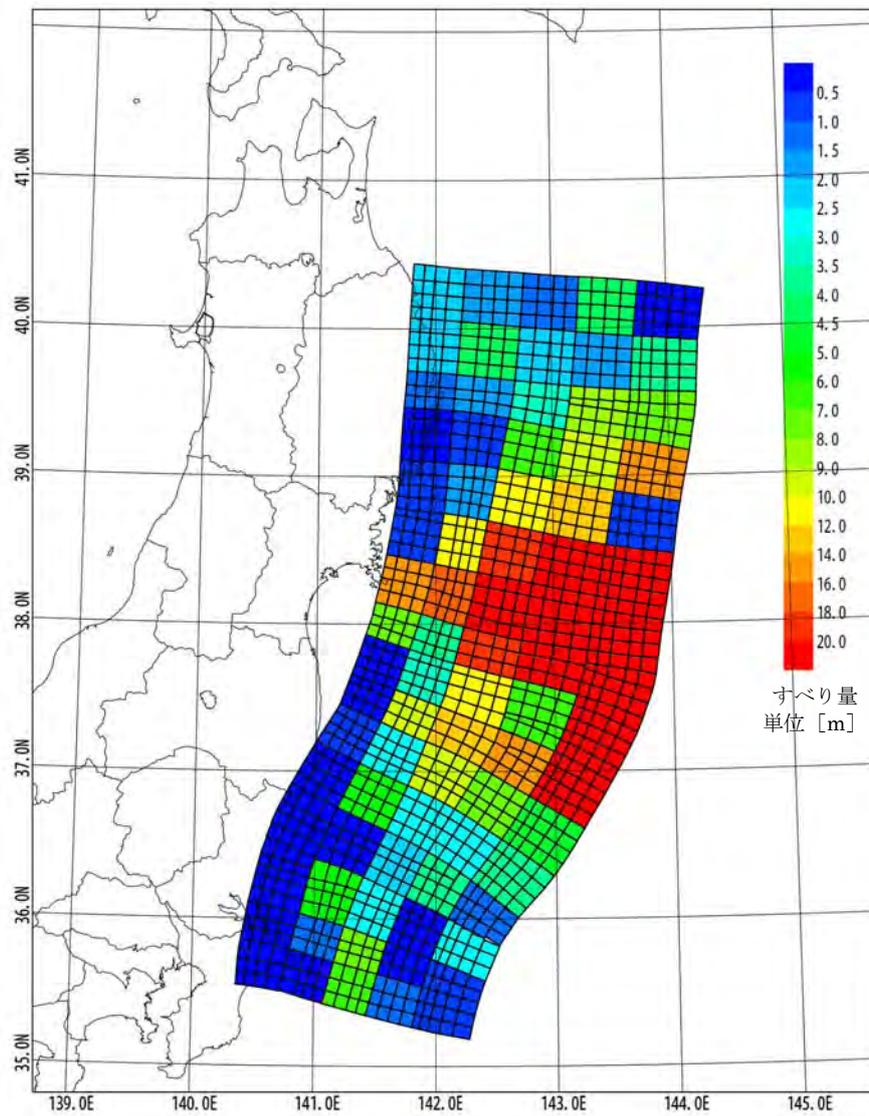
土木学会 (2002) の波源



貞観津波の波源 (佐竹ほか、2008 に基づいて作成)

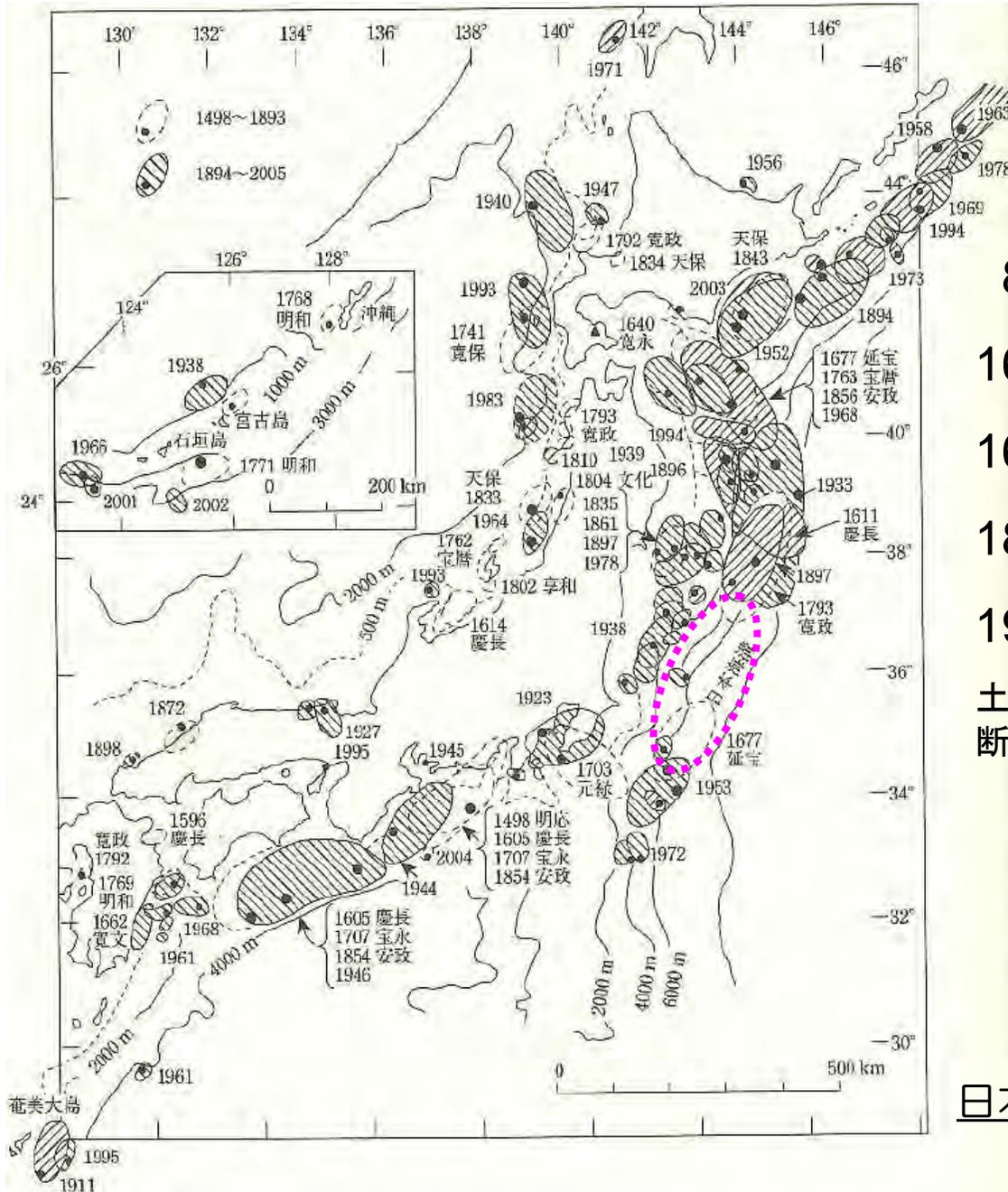


三陸沖北部から房総沖の評価対象領域
(地震調査研究推進本部 HP 地震調査委員会平成14年7月31日)



インバージョン解析から推定した波源（東京電力、2011）

過去に東北地方周辺で発生した主な津波



869年 貞観津波 (M8.4程度)

1611年 慶長三陸津波 Mw8.6

1677年 延宝房総沖津波 Mw8.2

1896年 明治三陸津波 Mw8.3

1933年 昭和三陸津波 Mw7.9

土木学会(2002)既往津波の痕跡高を説明できる
断層モデルにおけるMw(モーメントマグニチュード)

日本近海において想定される津波波源域の分布

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、津波が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、冷温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) 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

(2) 日本原子力発電 (株) 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

(3) 東北電力 (株) 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

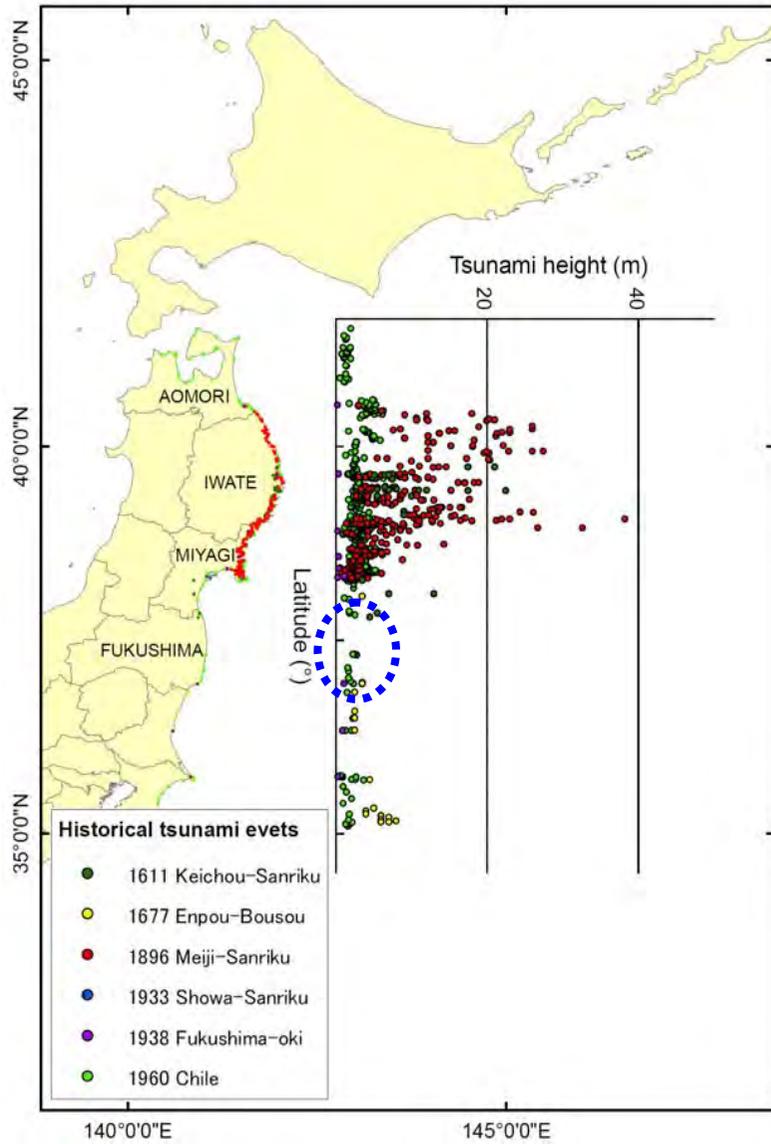
3. 設計裕度比較結果

前項データから求めた裕度を以下に示す。

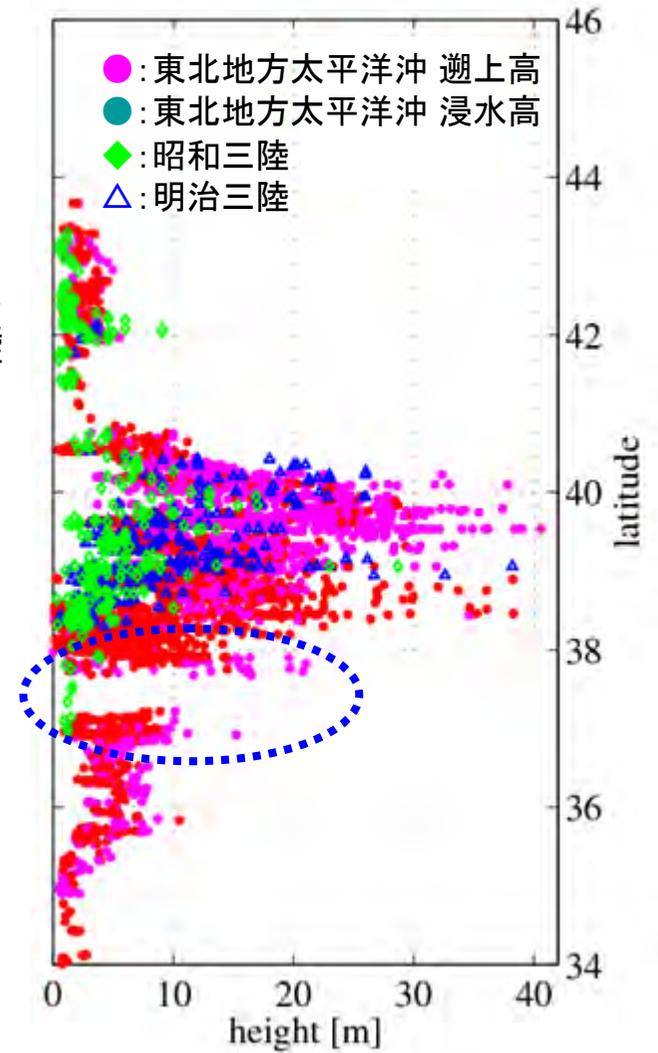
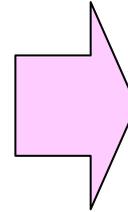
発電所名	主要敷地高さ (m) [A]	津波高さ (m)		(A-B)	(A-C)
		設置許可 [B]	土木学会 [C]	A	A
福島第一原子力発電所	+10.0	+3.122	+6.1	68%	39%
東海第二原子力発電所	+8.9	記載なし	+5.8	—	34%
女川原子力発電所	+14.8	+9.1 (2号) +3程度 (1号)	+13.6	38% 80%	8%

以上

過去に東北地方に襲来した津波の痕跡



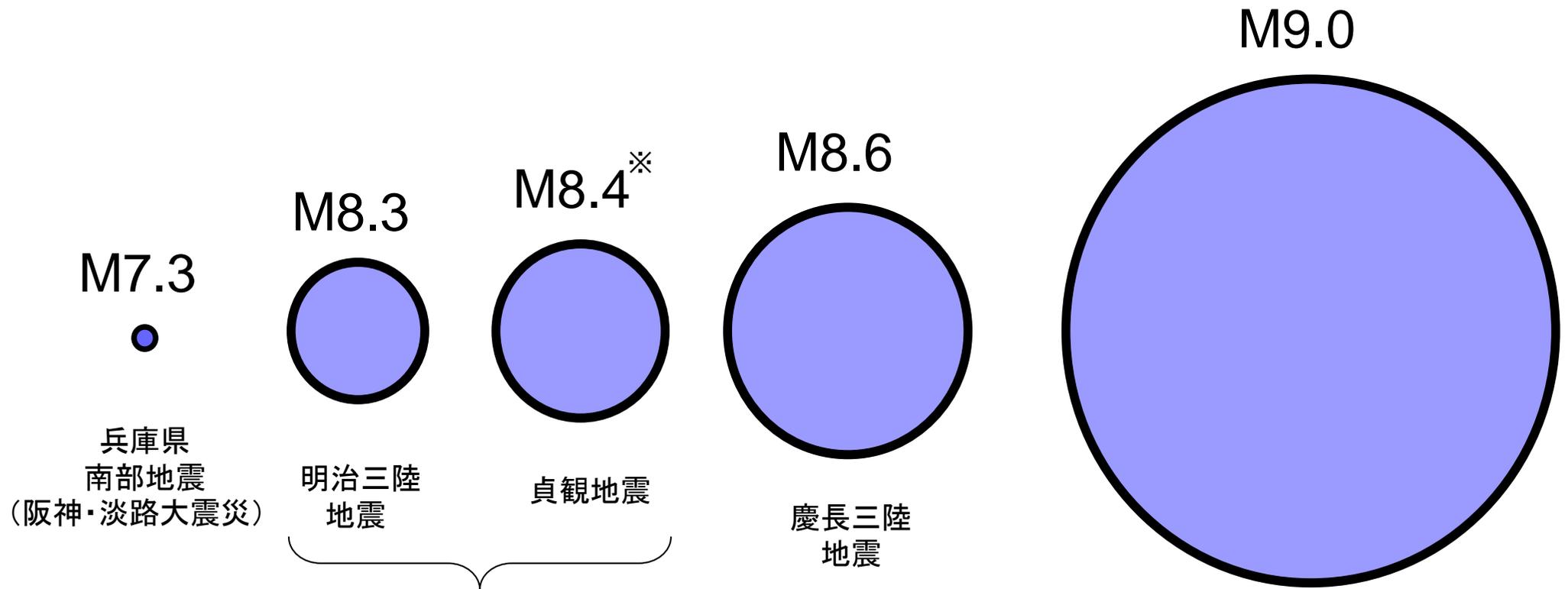
東北地方太平洋沖津波と
明治三陸津波、昭和
三陸津波を比較



江戸時代以降の主な津波痕跡高記録の分布

東北地方沿岸における津波痕跡高の分布

マグニチュードから見た地震エネルギーの大きさ



東北地方太平洋沖地震前の試算に使用

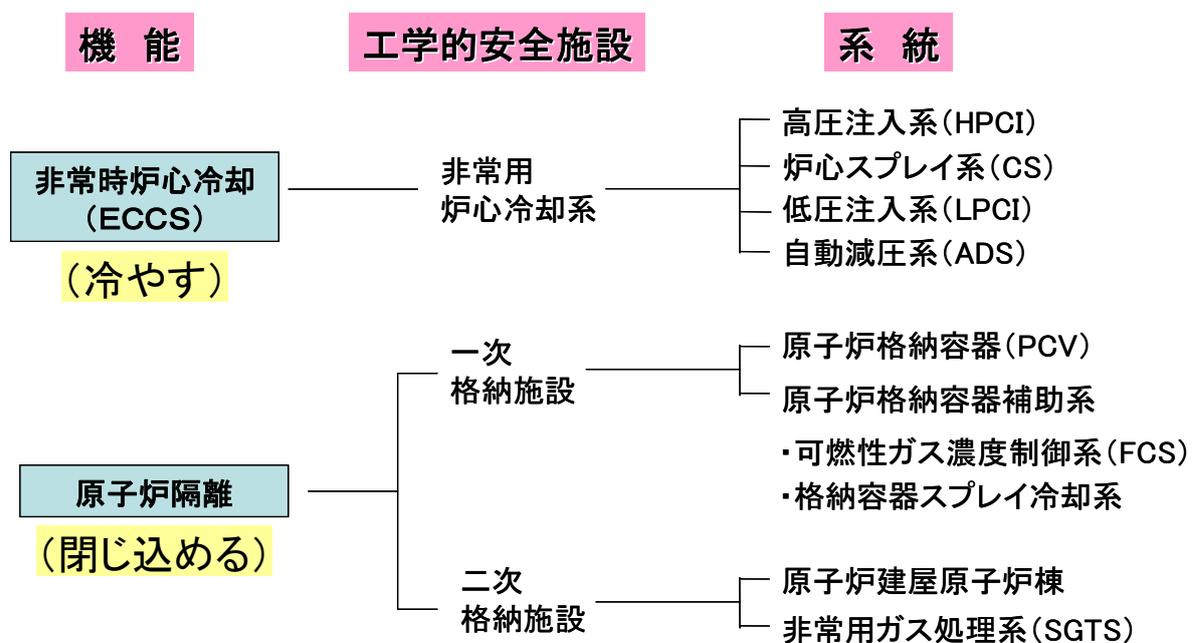
※東北地方太平洋沖前の知見

東北地方
太平洋沖地震
(東日本大震災)

原子力発電所における工学的安全施設の多重性、多様性、独立性

「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。

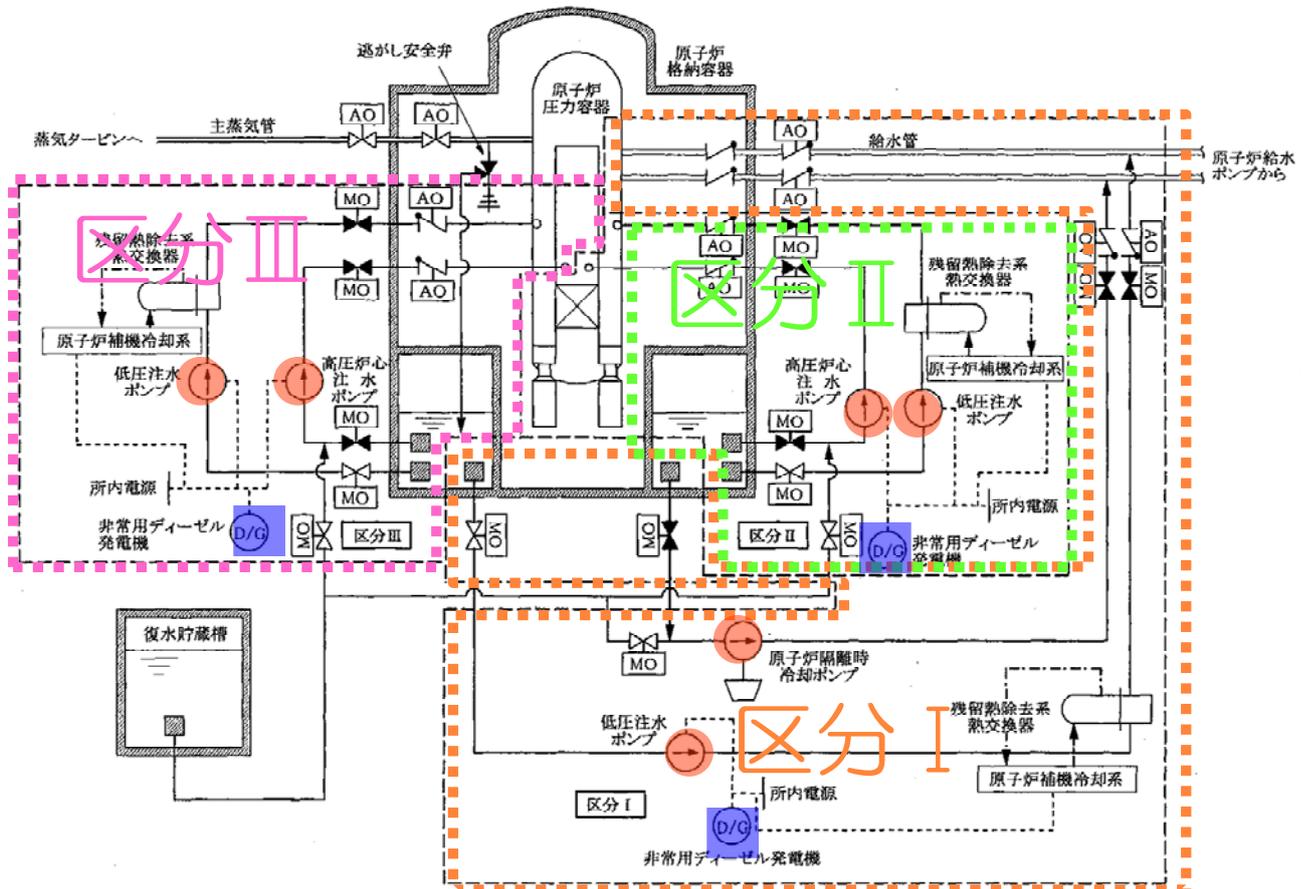
工学的安全施設の構成（BWR-4の例）



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。

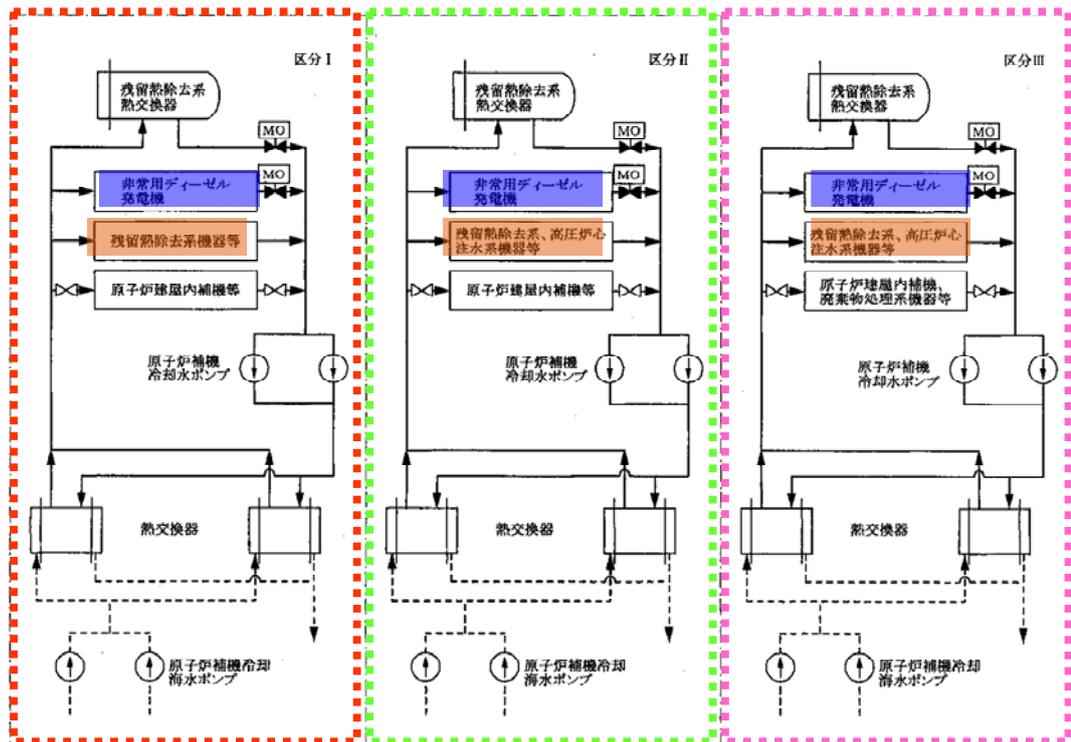
例) 原子炉の停止機能

- ・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

各号機における「冷やす」「閉じ込める」機能を持つ設備の設置状況

	目的	設備名	福島第一			福島第二
			1号機	2～5号機	6号機	1～4号機
「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)の詳細

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)]					
						C-BUS	D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS		
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	97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		A系	B系					
冷やす	高圧注水	非常用復水器	IC	2系統	A系 B系						直流電源で動作	
		高圧注水系	HPCI	1系統	○						直流電源で動作	
	減圧	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	4個	○						直流電源で動作	
	低圧注水	炉心スプレイ系	CS	2系統		A系	B系					
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統			Aポンプ	Bポンプ				
		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 3台					A,Bポンプ	Cポンプ		
				復水系 3台				Aポンプ	B,Cポンプ			
		制御棒駆動系	CRD	1系統			Aポンプ	Bポンプ				
最終除熱	停止時冷却系	SHC	2系統			A系	B系					
閉じ 込める	PCV冷却	格納容器冷却系	CCS	2系統		A系	B系					
	PCVベント (AM)	S/Cベント弁	—					格納容器ベント弁 [MO弁]				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ベント弁	—						格納容器ベント弁 [MO弁]			

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

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)]						
				C-BUS	E→D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS				
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	137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			A系	B系				
冷やす	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	
	減圧	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	8個	○	○	○				直流電源で動作	
	低圧注水	炉心スプレイ系	CS	2系統				A系	B系			
		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)			
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統				Aポンプ	Bポンプ			
		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		
	制御棒駆動系	CRD	1系統				Aポンプ	B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)	B系 (B,Dポンプ)				
閉じ込める	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)				
	PCVベント (AM)	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	
		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)の詳細

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		A-BUS	B-BUS	S-BUS			
				[D/G(A)]	[D/G(B)]						
				C-BUS	D-BUS						
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	137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		A系	B系				
冷やす	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
	減圧	逃がし安全弁 (ADS機能/逃がし弁機能/安全弁機能)	SRV	8個	○	○	○				直流電源で動作
	低圧注水	炉心スプレイ系	CS	2系統		A系	B系				
		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)				
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統		Aポンプ	Bポンプ				
		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			
	制御棒駆動系	CRD	1系統		Aポンプ	B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)	B系 (B,Dポンプ)					
閉じ込める	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)				
	PCVベント (AM)	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
		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

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

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)]					
						C-BUS	E→D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS		
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	137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		A系	B系					
冷やす	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	
	減圧	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	
	低圧注水	炉心スプレイ系	CS	2系統			A系	B系				
		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)				
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統			Aポンプ	Bポンプ				
		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			
制御棒駆動系		CRD	1系統			Aポンプ	B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)	B系 (B,Dポンプ)					
閉じ込める	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)				
	PCVベント (AM)	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	
		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)の詳細

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)]													
				C-BUS	D-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS										
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	137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		A系	B系											
冷やす	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
	減圧	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
	低圧注水	炉心スプレイ系	CS	2系統			A系	B系										
		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)										
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統			Aポンプ	Bポンプ										
		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	○													
	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							
	制御棒駆動系	CRD	1系統			Aポンプ	B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)	B系 (B,Dポンプ)											
閉じ込める	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)										
	PCVベント (AM)	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
		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

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

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)]							
				C-BUS	D-BUS	H-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS				
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	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		A系	B系						
冷やす	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				○					
	減圧	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
	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	LPCS	1系統		○							
		残留熱除去系	RHR-LPCI	3系統		A系	B,C系						
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
		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	CRD	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
最終除熱	残留熱除去系	RHR-SHC	2系統		A系	B系							
閉じ込める	PCV冷却	残留熱除去系	RHR	2系統		A系	B系						
	PCVベント (AM)	S/Cベント弁	—			格納容器ベント弁 [MO弁]							C及びD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	—			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)の詳細

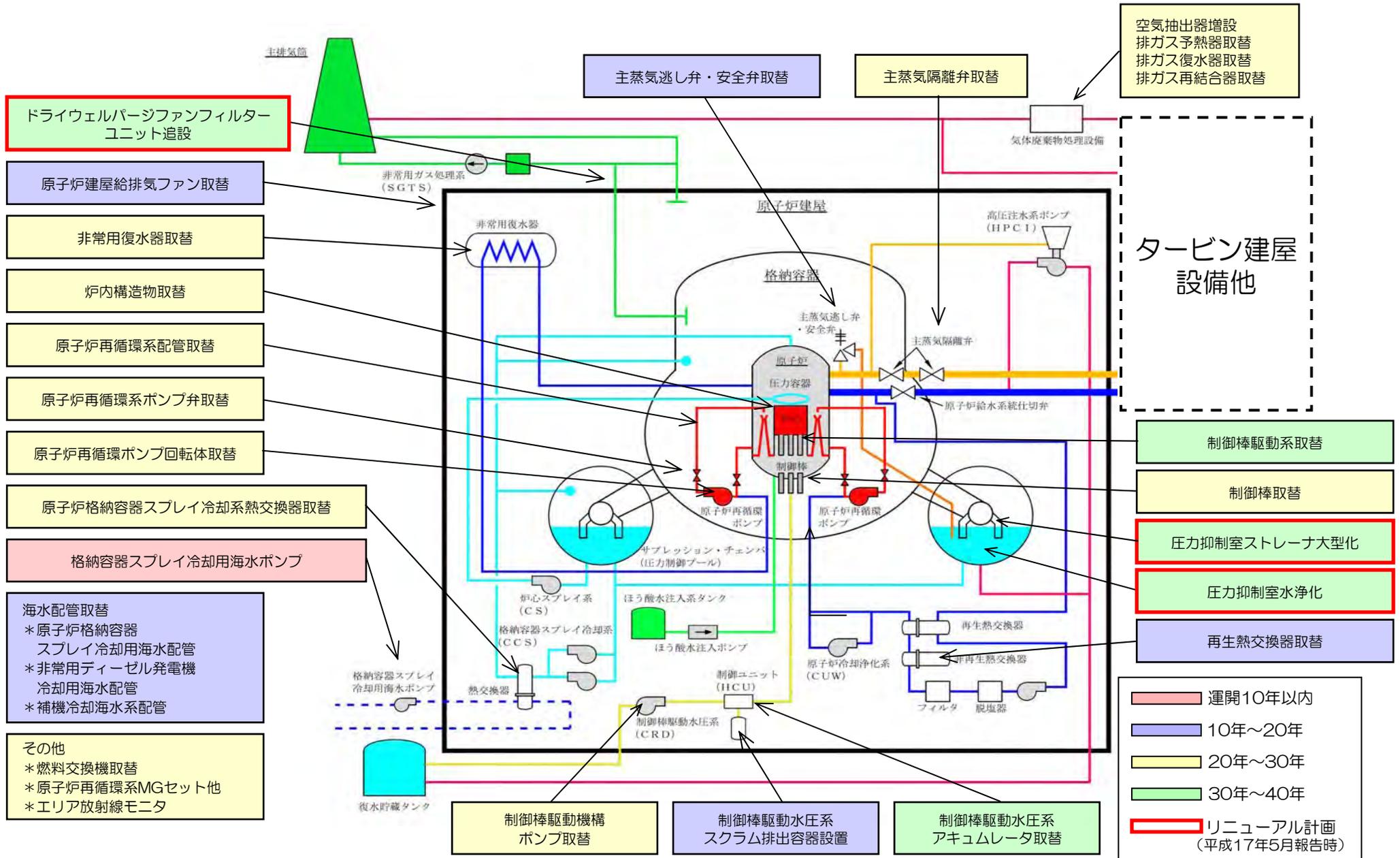
目的	設備名			系統数 (数量)	交流電源 が不要な 設備	交流電源が必要な設備						備考 (C,D,H-BUSについてはD/G からも受電可能)
						外部電源						
						[D/G(A)]	[D/G(B)]	[D/G(H)]				
						C-BUS	D-BUS	H-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS	
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	HCU	185体	○							全交流電源喪失で自動スクラム
	未臨界	ほう酸水注水系	SLC	2系統		A系	B系					
冷やす	高圧注水	原子炉隔離時冷却系	RCIC	1系統	○							直流電源で動作
		高圧炉心スプレイ系	HPCS	1系統				○				
	減圧	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
	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	LPCS	1系統		○						
		残留熱除去系	RHR-LPCI	3系統			A系	B,C系				
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統			A,Cポンプ	Bポンプ				
		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	○							
	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	CRD	1系統			Aポンプ	Bポンプ				
最終除熱	残留熱除去系	RHR-SHC	2系統			A系	B系					
閉じ込める	PCV冷却	残留熱除去系	RHR	2系統			A系	B系				
	PCVベント (AM)	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
		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」)に使用する設備の詳細

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)]							
				C-BUS	D-BUS	H-BUS	A-BUS	B-BUS	S-BUS				
止める	スクラム	制御棒駆動水圧系	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		A系	B系						
冷やす	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				○					
	減圧	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
	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	LPCS	1系統		○							
		残留熱除去系	RHR-LPCI	3系統		A系	B,C系						
	代替注水 (AM)	復水補給水系	MUWC	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
		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	○								
	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	CRD	1系統		Aポンプ	Bポンプ						
最終除熱	残留熱除去系	RHR-SHC	2系統		A系	B系							
閉じ込める	PCV冷却	残留熱除去系	RHR	2系統		A系	B系						
	PCVベント (AM)	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
		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

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（原子炉建屋設備）



溢水勉強会とそれを踏まえた対応状況等について

平成 18 年 1 月～7 月 溢水勉強会での議論

保安院と原子力安全基盤機構（JNES）は「溢水勉強会」を立ち上げ、電事連および各電気事業者がオブザーバーとして参加した。この勉強会では、米国原子力発電所の内部溢水に対する設計上の脆弱性の問題やスマトラ沖津波によるインド原子力発電所の海水ポンプ浸水などを踏まえた検討が行われている。この勉強会の成果は、平成 19 年度原子力安全基盤機構年報で「溢水検討タスク」として公開されている。

平成 18 年 10 月 保安院からの要望

勉強会での検討を踏まえ、保安院からは耐震バックチェック計画に関する打合せにおいて「津波については、保守性を有している土木学会手法による評価が良い（安全性は確保されている）。ただし、土木学会手法による評価を上回る場合、低い場所にある非常用海水ポンプについては、機能喪失し炉心損傷となるため、津波（高波、引波）に対して余裕が少ないプラントは具体的な対策を検討し対応して欲しい。（※建屋の浸水については、触れられていない）」という要望と、この要望を各社上層部に伝えるように、という話を口頭で電事連が受けている。

当時の東京電力の取り組み状況

東京電力では、保安院からの要望を原子力・立地本部長まで情報共有した。福島第一原子力発電所については、土木学会手法で評価した津波高さが最大 5.7 m（最終的には 6.1 m）で、非常用海水ポンプの設置高さが 4 m であったため、電動機のかさ上げなどの対策を既に実施しており、安全性は確保されていた。非常用海水ポンプの機能維持については、東京電力としても以前から非常用海水ポンプ電動機の水密化の一環として軸受け部の性能確認などを先行して実施してきたが、保安院からの要望も踏まえ、更に非常用海水ポンプ電動機の水密化の実機適用性検討などを自主的に進めることとした。また、万一非常用海水ポンプが津波で冠水し機能を失ったと仮定しても、福島第一原子力発電所には空冷の非常用ディーゼル発電機が設置されているため、建屋敷地レベルに津波が到達しなければ全電源喪失には至らないと考えていた。

平成 19 年 4 月保安院への報告

平成 18 年 10 月の保安院の要望に対して、電事連は、それまでの検討結果として

- ・耐震バックチェックでは、土木学会手法による評価結果を報告する
- ・津波に対するプラントの更なる安全性の向上（電動機の水密化など）の検討を行うことを報告した。このとき、保安院から新たな追加指示などはなかった。

なお、当時の「溢水勉強会」の中では、全国の原子力発電所からいくつかを選んで、建屋敷地が浸水することを仮定した検討を行っている。

溢水勉強会での検討状況

- 浸水は、敷地高さ + 1 m で無限時間継続すると仮定した。
- 建屋敷地が浸水すると、建屋開口部から水が浸入し、電源設備などが水没し機能を喪失するという結果が得られている。
- ただし、この結果は保安院から指摘されて気付くような知見ではなく、設計上想定していない場所に浸水を仮定すれば、当然の結果として機能を失うものと認識していた。この検討は、現実の津波の可能性や蓋然性を考慮せずに、勉強会として影響を確認したものに過ぎない。この勉強会の結果は「外部溢水勉強会検討結果について（平成 18 年 8 月 2 日）」としてまとめられている。

溢水勉強会の検討結果と津波高さの想定

- 津波高さの評価については、土木学会手法で行い、それを耐震バックチェックに反映することについては、その保守性を判断した上で、保安院の了解が得られていた。したがって、東京電力では、土木学会手法に基づいて保守的な評価を行い、当時発電所の安全性は確保されていると考えていた。また、地震調査研究推進本部の見解や貞観津波の論文の発表など新たな波源モデルが必要になってきたことから、非常用海水ポンプ電動機の水密化などの検討とともに、あらためて土木学会に評価手法の見直しを依頼するなどの対応を並行して進めていたところ。
- 一方、全国の原子力発電所を見渡してみると、非常用海水ポンプについては、評価した津波高さに対して見かけ上の余裕が少ないプラントがあるため、保安院から追加的な安全性の向上の要望があったものと受け止めている。したがって、保安院からの要望も、建屋への浸水対策など今回のような津波に対する影響を防ぐような対策を念頭においたものではない。

以 上

外部溢水勉強会検討結果について (1/2)

1. はじめに.

原子力発電所の津波評価及び設計においては、「原子力発電所の津波評価技術」(平成 14 年・土木学会)に基づき、過去最大の津波はもとより発生の可能性が否定できないより大きな津波を想定していることから、津波に対する発電所の安全性は十分に確保されているものと考えている。今回、この想定を大きく上回る津波水位に対して、あくまでも仮定という位置づけで、想定外津波に対するプラントの耐力について検討を実施した。

2. 代表プラントの選定

各海域の沿岸に位置する原子力発電所から代表プラントを選定し、検討を実施した。
代表プラント：泊 1・2号機、女川 2号機、福島第一 5号機、浜岡 4号機、大飯 3・4号機

3. 検討条件

上記代表プラントに対して極めて保守的ではあるが、敷地レベル+1m の範囲について検討を実施した。図 1, 2 に例として福島、泊サイトにおける敷地レベルの概略図を示す。なお、建屋への浸水評価においては、津波継続時間の考慮が必要であるが、今回は簡易評価として、これを考慮しないこととした(継続時間∞と仮定)。

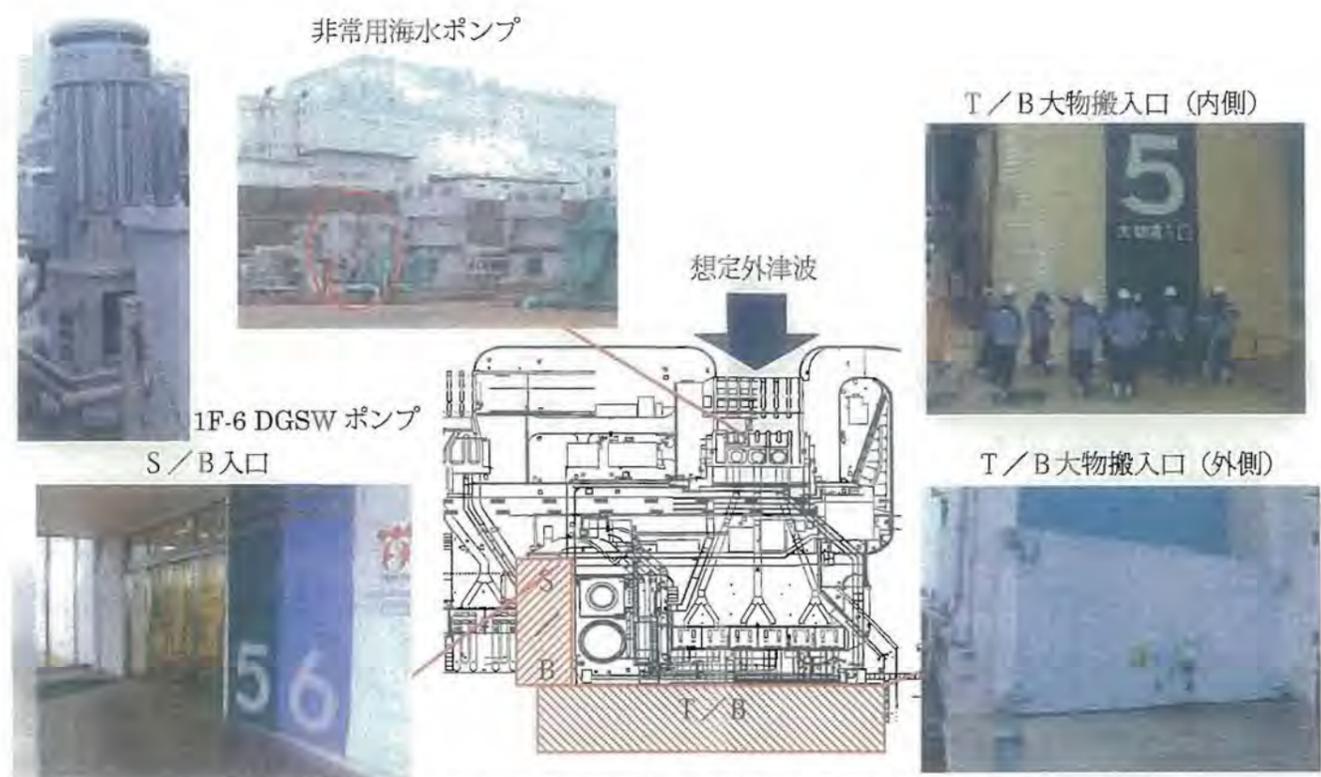
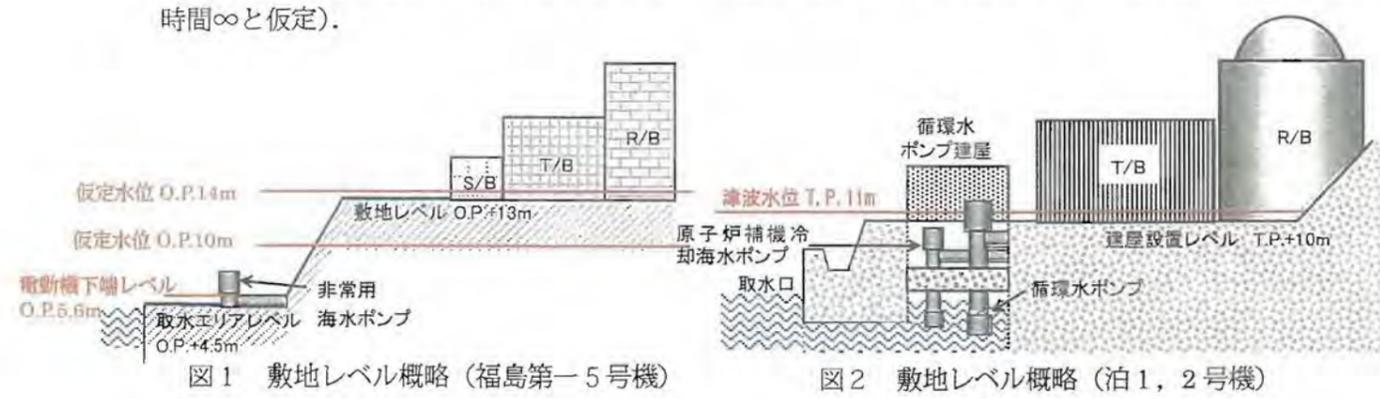


図 3 想定を上回る津波の場合に浸水の可能性がある屋外設備(福島第一 5号機)

4. 検討結果

4. 1 屋外設備への浸水影響検討の概要(福島第一, 泊)

表 1 に仮定した津波水位による主な設備への浸水の可能性を示す。敷地レベル+1m を仮定した場合、いずれのプラントについても浸水の可能性は否定できないとの結果が得られた(津波から受ける影響が特に大きい開口部として図 3, 4 に例を示す)。なお、福島第一 5号機、泊 1, 2号機については現場調査を実施し、上記検討結果の妥当性について確認した。

表 1 想定外津波による主な設備への浸水, 機器影響の可能性

プラント	仮定津波水位	非常用海水ポンプ	循環水ポンプ建屋 (原子炉補機冷却系海水ポンプ)	R/B	T/B	S/B
福島第一 5号機	O.P.10m	×	○	○	○	○
	O.P.14m	×	×	×	×	×
泊 1, 2号機	T.P.11m	×	×	×	×	×

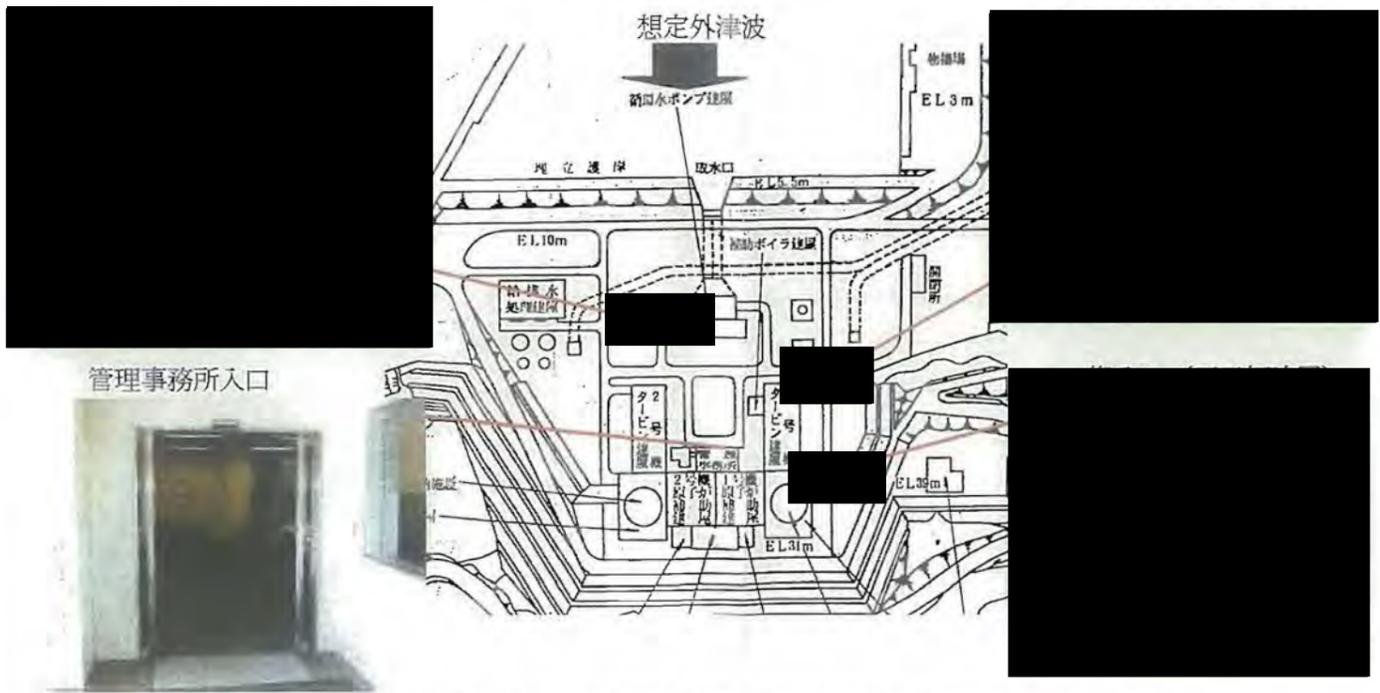


図 4 想定を上回る津波の場合に浸水の可能性がある屋外設備(泊 1号機)

平成18年8月2日

外部溢水勉強会検討結果について (2/2)

4.2 建屋への浸水による機器への影響

図3, 4に示すような開口部から建屋への浸水を仮定した場合, 建屋内の機器へ及ぼす影響について検討した。

① 1F-5

- 【津波水位 O.P.10m】 建屋への浸水は無いと考えられることから, 建屋内の機器への影響は無い。
- 【津波水位 O.P.14m】 T/B大物搬入口, S/B入口から流入すると仮定した場合, T/Bの各エリアに浸水し, 電源設備の機能を喪失する可能性があることを確認した(図5)。

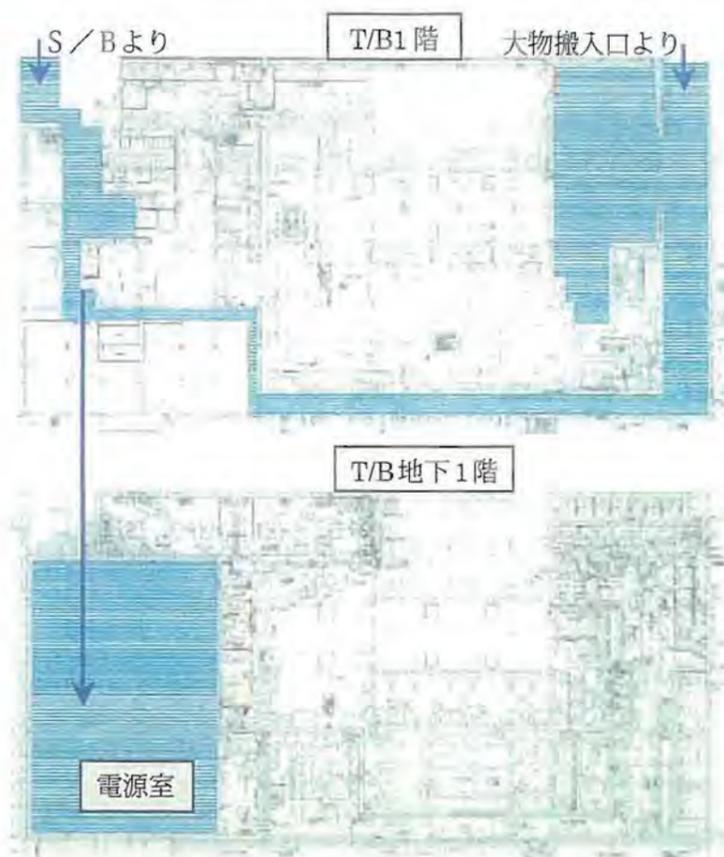


図5 津波による水の流入経路 (1F-5)

② 泊1, 2号機

浸水経路のうち, 開口している管理事務所入口, 定期検査時においては開口している防護扉を経由して, 原子炉補助建屋及び原子炉建屋に至る経路の浸水範囲について検討した。その結果, EL11m以下の原子炉補助建屋および原子炉建屋の管理区域が浸水範囲として抽出された(図6)。

4.3 プラントへの影響検討結果

4.1, 4.2に例示したような検討の結果, 代表プラントについては表2の結果が得られた。

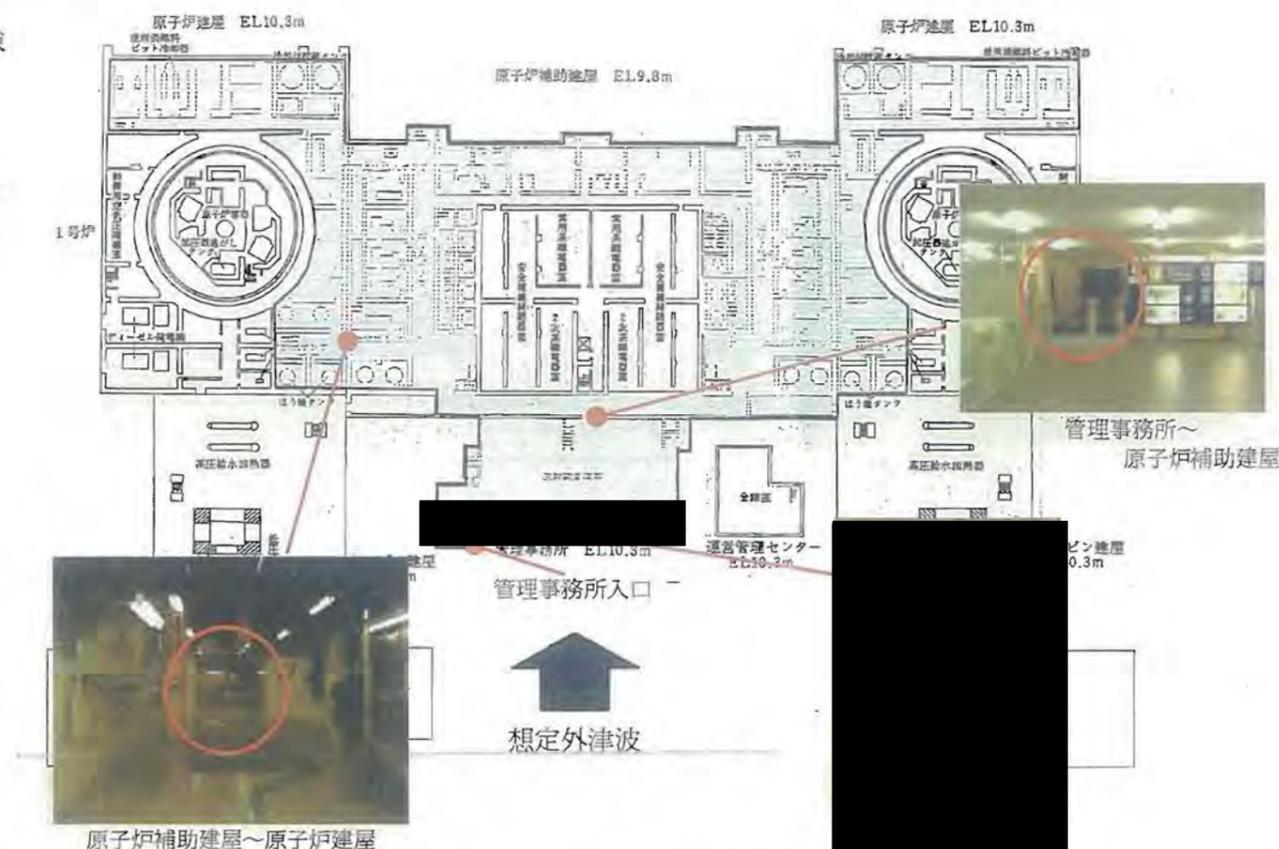


図6 津波による水の流入経路 (泊1, 2号機)

表2 想定外津波 (敷地+1m) に対する屋外設備への影響

プラント	仮定津波水位	津波の影響を受ける主な設備	敷地レベル (設置レベル)	機能喪失する主な設備	備考
泊1・2号機	T.P.+11m	原子炉補機冷却海水ポンプ, 電源設備※	T.P.+10m	ECCS, DG	土木学会手法による評価: T.P.+8.3m 設置許可申請書の評価: T.P.+4.1m
女川2号機	O.P.+15.8m	非常用海水ポンプ, 電源設備※	O.P.+14.8m	ECCS, DG, RCIC※	土木学会手法による評価: O.P.+13.6m 設置許可申請書の評価: O.P.+9.1m
福島第一5号機	O.P.+10m	DGSWポンプ, RHRSポンプ	O.P.+5.6m	ECCS, DG	土木学会手法による評価: O.P.+5.6m 設置許可申請書の評価: O.P.+3.122m
	O.P.+14m	DGSWポンプ, RHRSポンプ, 電源設備※	O.P.+13m	ECCS, DG, RCIC※	
浜岡4号機	T.P.+7m	D/G燃料移送ポンプ, 原子炉機器冷却海水ポンプ, 電源設備※	T.P.+6m	ECCS, DG, RCIC※	土木学会手法による評価: T.P.+6.8m 設置許可申請書の評価: T.P.+6.0m 前面砂丘高さ: T.P.+10~15m
大飯3・4号機	T.P.+10.7m	原子炉補機冷却海水ポンプ	T.P.+9.7m	ECCS, DG	土木学会手法による評価: T.P.+1.86m 設置許可申請書の評価: 津波水位の記載なし。ただし, 敷地標高 T.P.+9.3mのため津波の影響はなし

※津波継続時間を考慮しない(∞継続)とした場合。

新潟県中越沖地震の教訓から福島第一・第二原子力発電所へ水平展開した具体例

福島第一、第二原子力発電所の耐震安全性の取り組みについては、平成18年度から取り組んでおり、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震で経験した所内用変圧器の火災やその対応から得られた教訓等、地震対応上の諸課題についても継続して対応している。

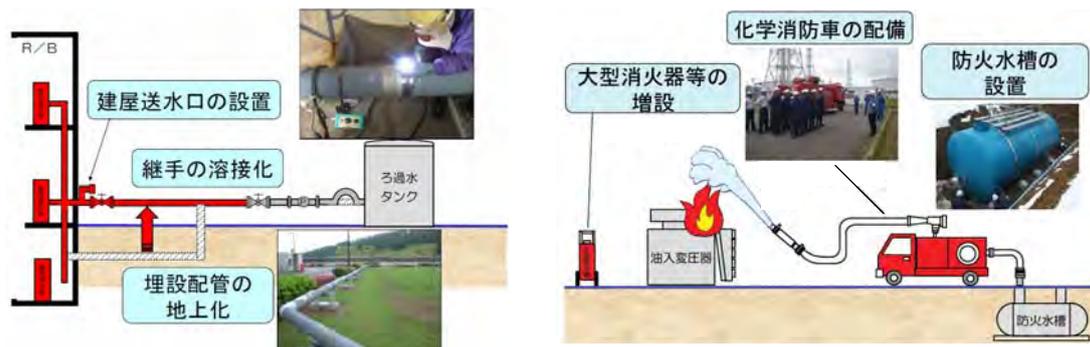
柏崎刈羽原子力発電所で地震による被害を受けた機器・構築物損傷事例の評価も踏まえ、福島第一・第二原子力発電所の設備において、先行的に耐震性向上に着手すべき事項を検討し、自主的に対策を展開している。以下に、対策の具体的な例を示す。

1. 消火設備の信頼性向上

- 新潟県中越沖地震の影響により、地中に埋設された屋外消火配管が破断し、初期消火活動が十分に行えなかった。

→消火設備の耐震性確保・多様化・多重化

- 屋外消火配管地中埋設部の地上化、建屋送水口の設置、継ぎ手の溶接化等
- 化学消防車の配備、防火水槽の設置、大型消火器等の増設等



2. 変圧器周辺基礎強化

- 新潟県中越沖地震の影響により、変圧器及び周辺機器の基礎面が沈下。各々の基礎構造の違いにより不等沈下が生じた。
- これに伴い、NPB（相非分離母線）ダクトに変圧器二次ブッシング端子部が接触。アーク放電が発生し、変圧器からの絶縁油の漏えいと相まって火災が発生。
- また、地震に伴い変圧器の防油堤が破損したことから、絶縁油が土壤に漏出。

→不等沈下対策としてNPBダクト基礎の地盤改良及び変圧器基礎等と一体化、NPBダクト絶縁強化対策としてダクト内面への絶縁ゴムシート取り付け。防油堤外部への絶縁油の流出に対しては、防油堤内部に変位追従性のある難燃性遮水シート（ポリ塩化ビニールシート）を貼り付け、防油堤破損時における土壤への絶縁油漏出を防止。

変圧器基礎地盤の沈下対策



変圧器の油漏洩対策



3. 免震重要棟の新設

- 新潟県中越沖地震の影響により、緊急時対策室の入室扉が開かなくなるなど、通報連絡等、初動対応に支障をきたした。

→震度7クラスの地震があっても初動対応に必要な設備の機能を確保

- 免震構造の採用により、地震の揺れを低減
- 専用の非常用自家発電機を設置し電源強化
- 通信設備、コンピュータ装置などの重要設備を設置



免震重要棟外観

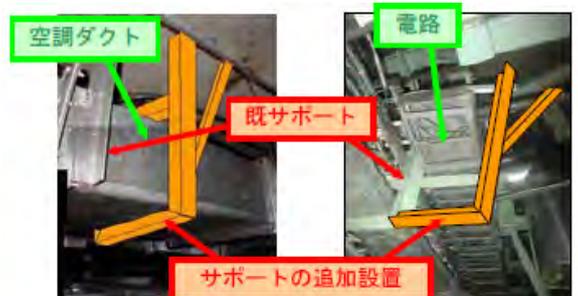


緊急時対策本部室全景

4. 非常用空調設備・電路類へのサポート追設

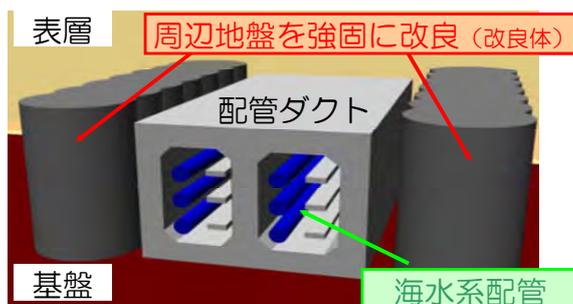
耐震性向上のため非常用空調設備及び電路類（ケーブルトレイ、電線管）に対しサポートを追設

- 非常用空調設備へのサポート追設
- 電路類へのサポート追設



5. 非常用海水系配管ダクト耐震強化工事

配管ダクト周辺地盤を強固にし、耐震性を向上



6. その他の対策

機器の固定



新たにサポート器具を設置

ドラム缶の転倒防止



ドラム缶をベルトで固定

手摺りの設置



中央制御室の操作盤に手摺りを設置

アクシデントマネジメント（AM）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。

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。

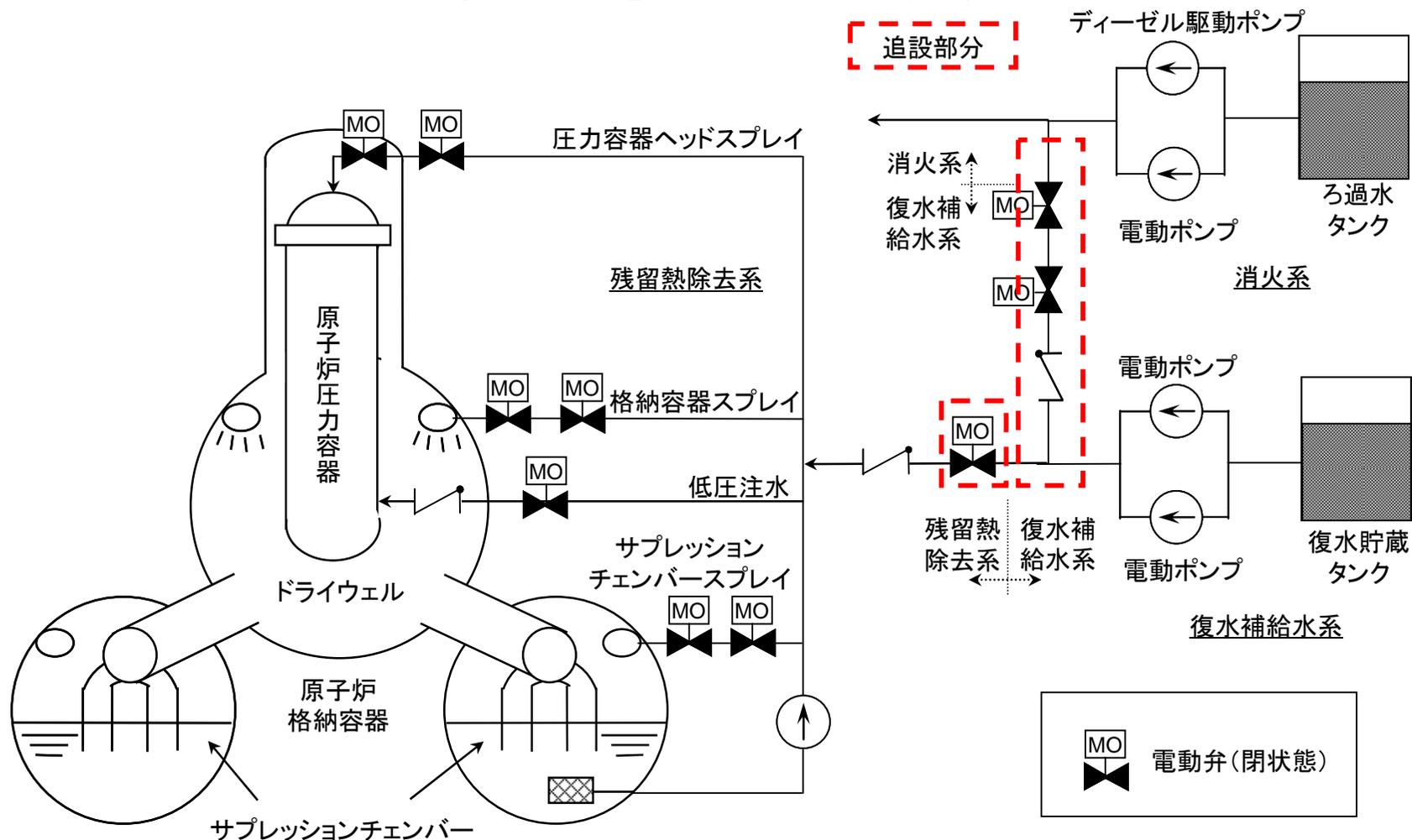
【アクシデントマネジメント整備結果の報告】

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。

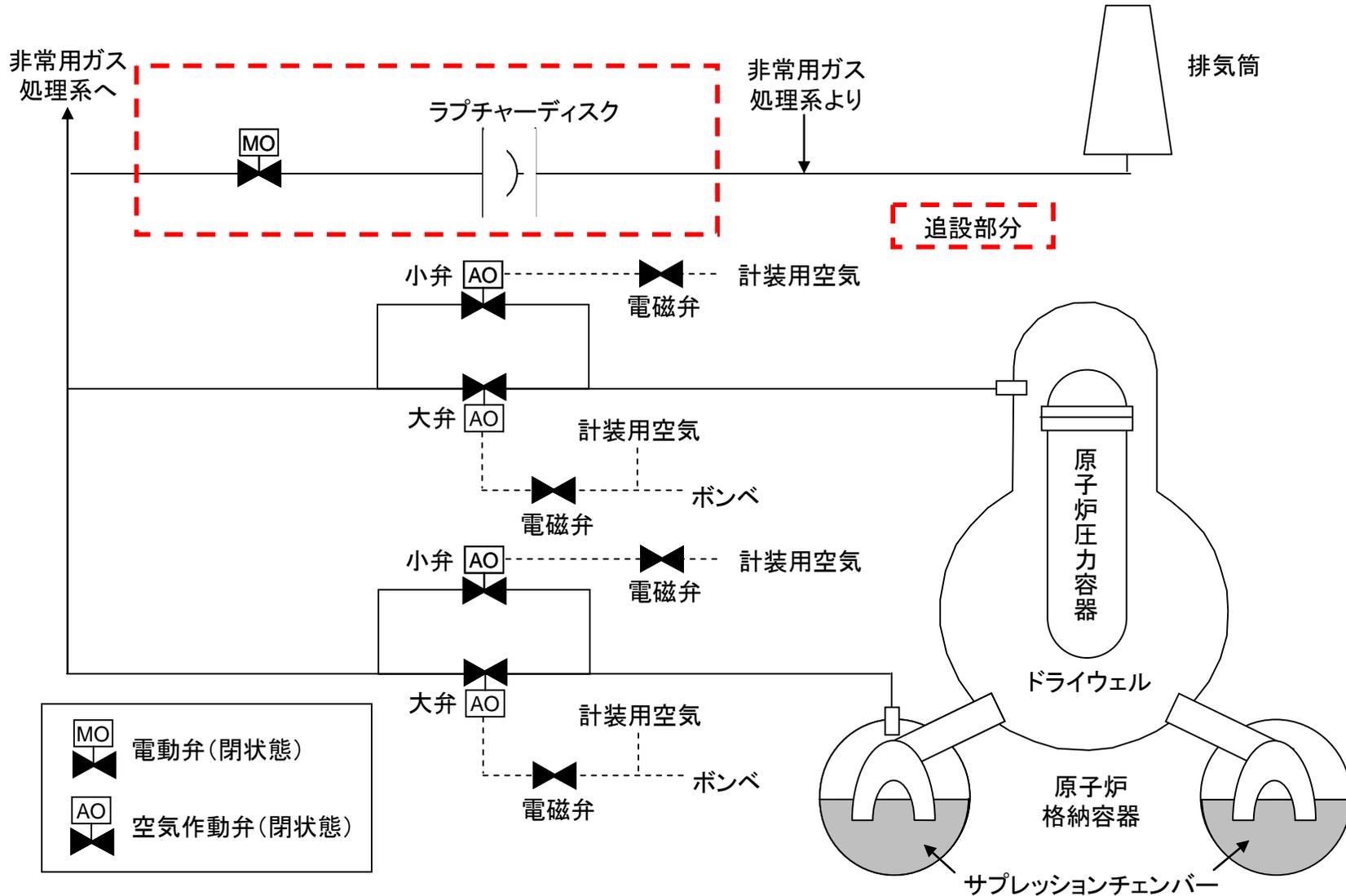
整備したAM内容 —「冷やす」機能の強化—

全非常用炉心冷却系(ECCS)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



—「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)



— 電力供給機能の強化 —

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



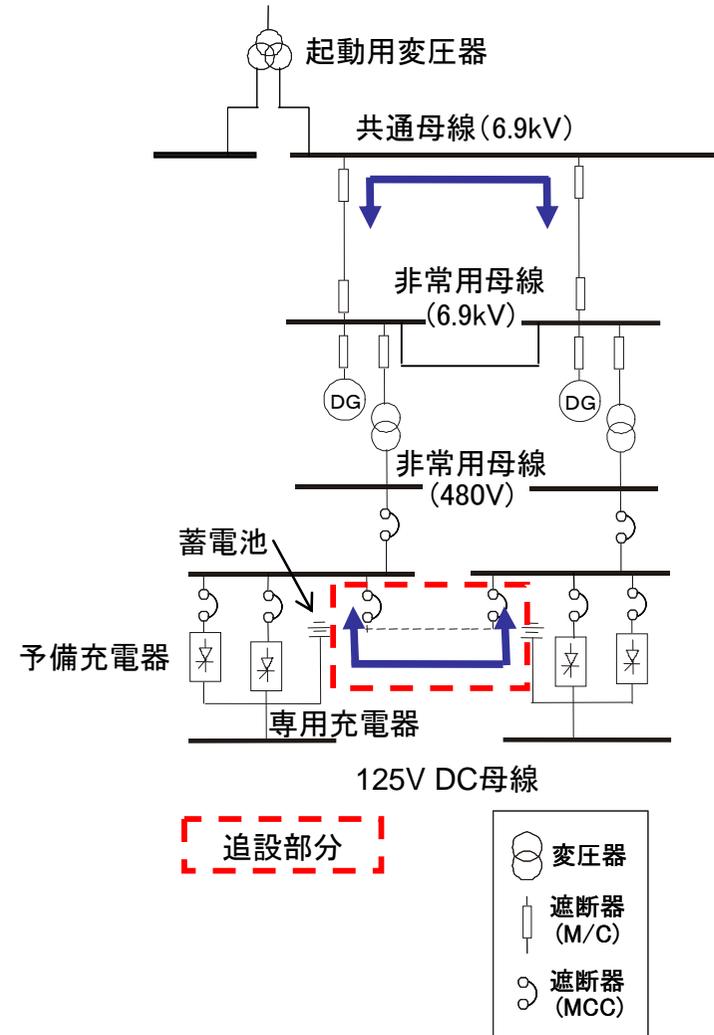
整備したAM策

(1) 電源の融通

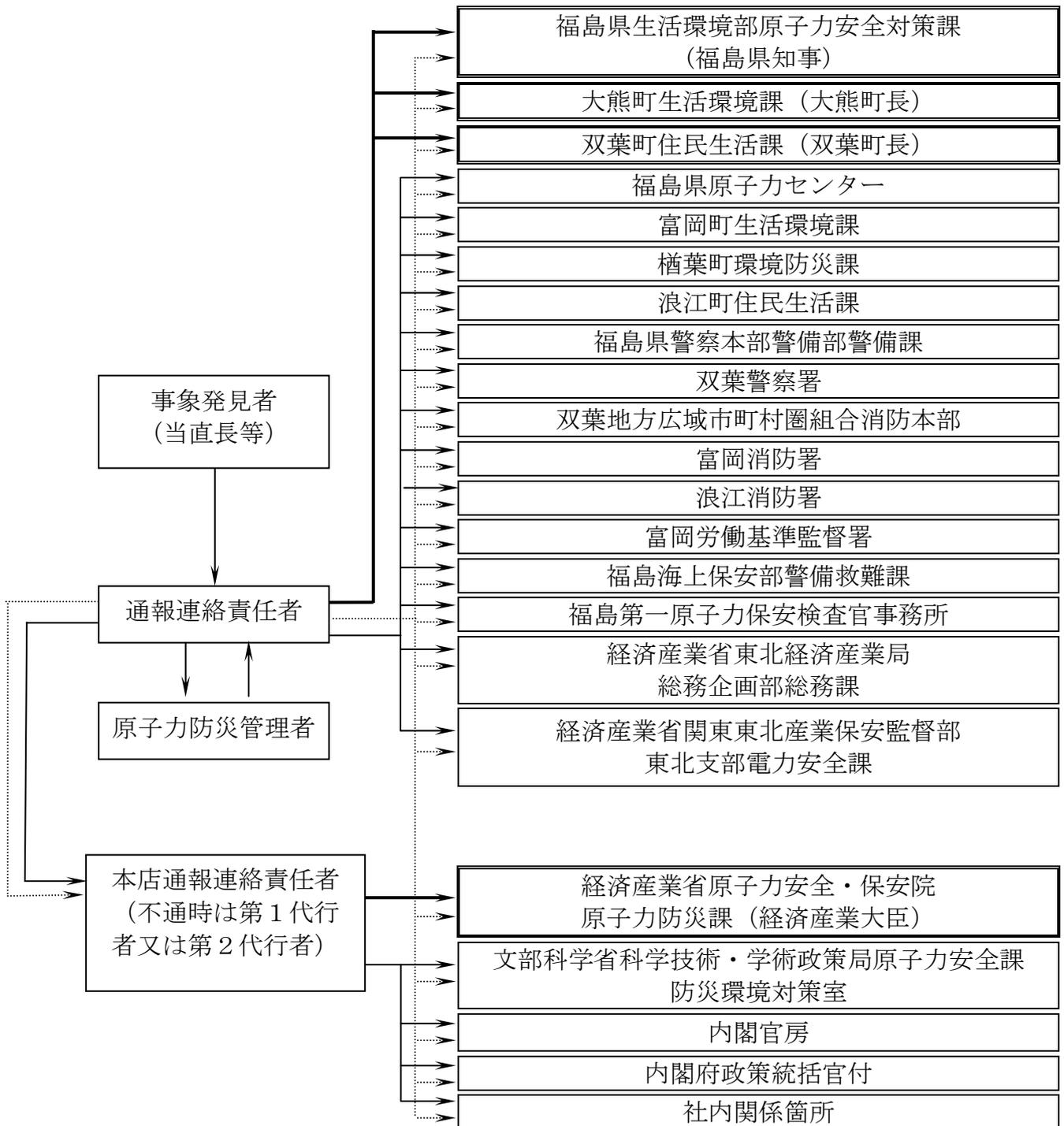
高圧／低圧交流電源の融通

(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

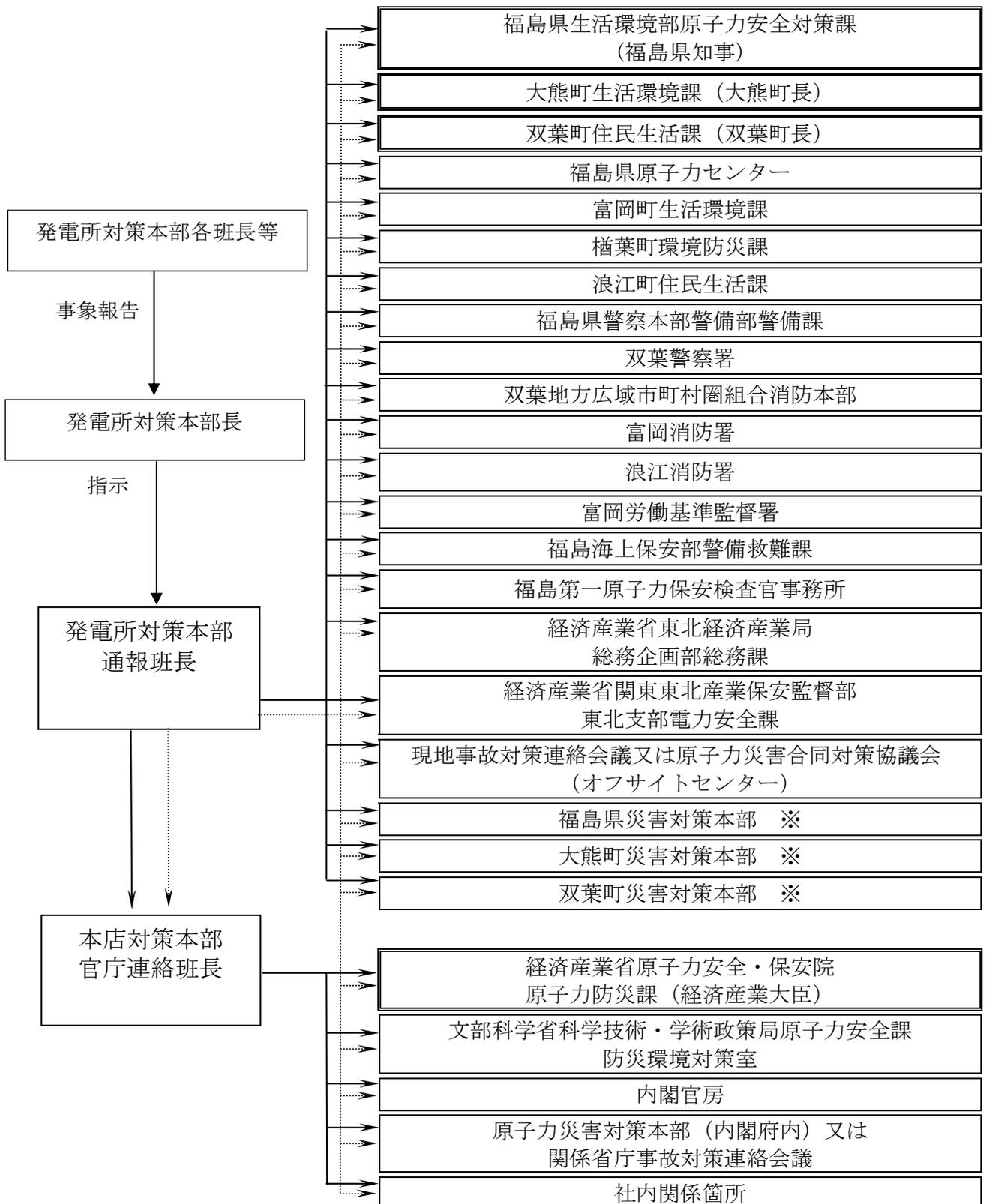


原災法第10条通報の連絡先
(福島第一原子力発電所)



- : 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報先
- : 電話によるファックス着信の確認
- : ファックスによる送信
- : 電話等による連絡

原災法第10条通報後の連絡先
(福島第一原子力発電所)

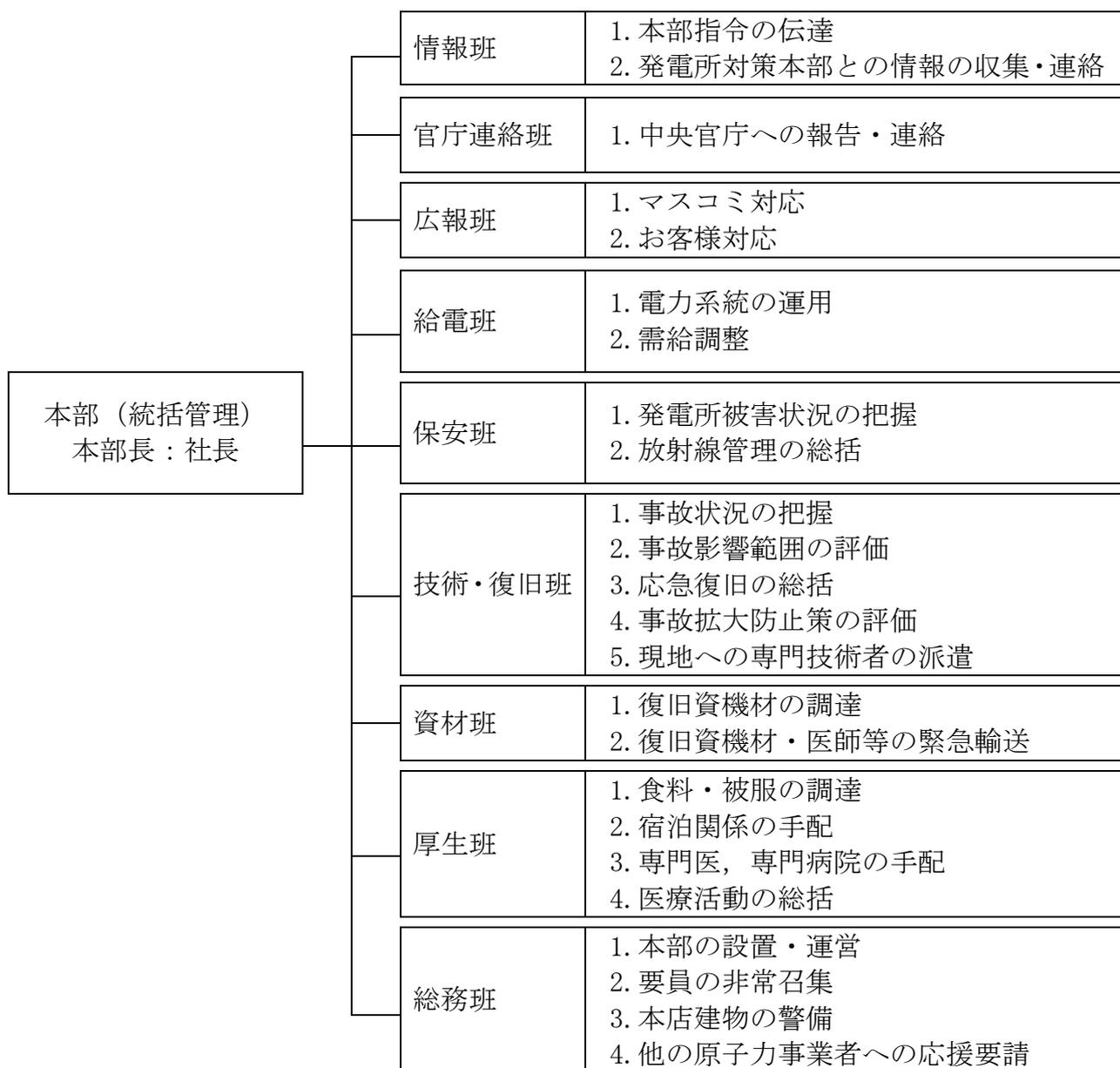


- : 原子力災害対策特別措置法第25条第2項に基づく応急措置の概要報告先
- : ファックスによる送信
- : 電話等による連絡
- ※ : 災害対策本部等が設置されている場合に限る。

発電所原子力防災組織の態勢と主な業務

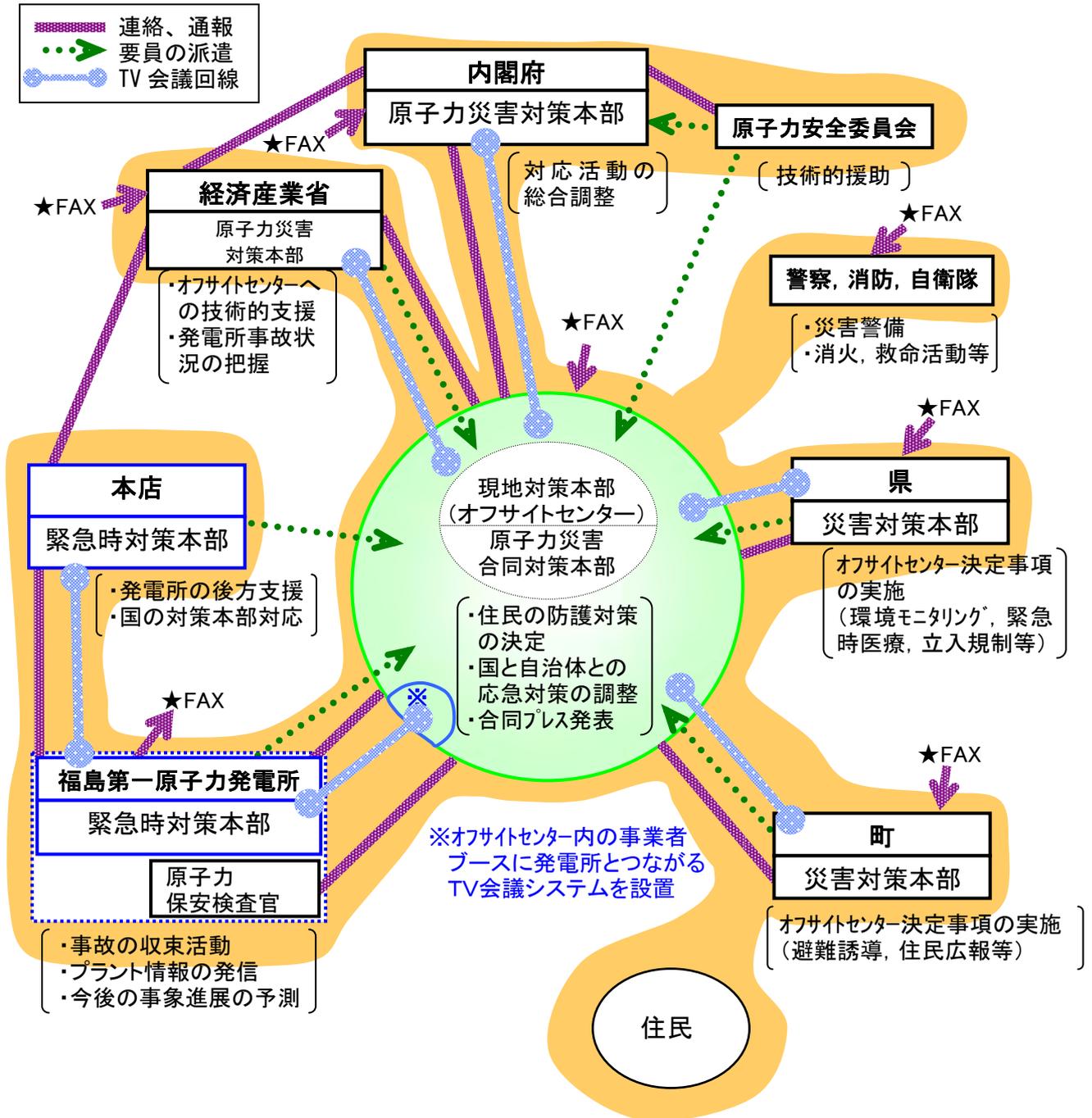
本部（統括管理） 本部長：原子力防災管理者 （発電所長）	情報班	1. 本店対策本部との情報の受理・伝達 2. 各班情報の収集
	通報班	1. 社外関係機関への通報・連絡
	広報班	1. マスコミ対応
	技術班	1. 事故状況の把握評価 2. 事故影響範囲の推定 3. 事故拡大防止対策の検討
	保安班	1. 発電所内外の放射線・放射能の状況把握 2. 被ばく管理・汚染管理 3. 放射能影響範囲の推定
	復旧班	1. 応急復旧計画の立案と措置 2. 事故復旧計画の立案 3. 消火活動
	発電班	1. 事故状況の把握 2. 事故拡大防止に必要な運転上の措置 3. 発電所施設の保安維持
	資材班	1. 資材の調達及び輸送 2. 機動力の調達
	厚生班	1. 食糧・被服の調達 2. 宿泊関係の手配
	医療班	1. 医療活動
	総務班	1. 所内への周知 2. 対策本部の設置・運営 3. 要員の呼集及び輸送 4. 他の班に属さない事項
	警備誘導班	1. 所内の警備 2. 一般入所者の避難・誘導 3. 物的防護施設の運用

本店原子力防災組織の態勢と主な業務



緊急時態勢の変遷
 <本来の対処方法>

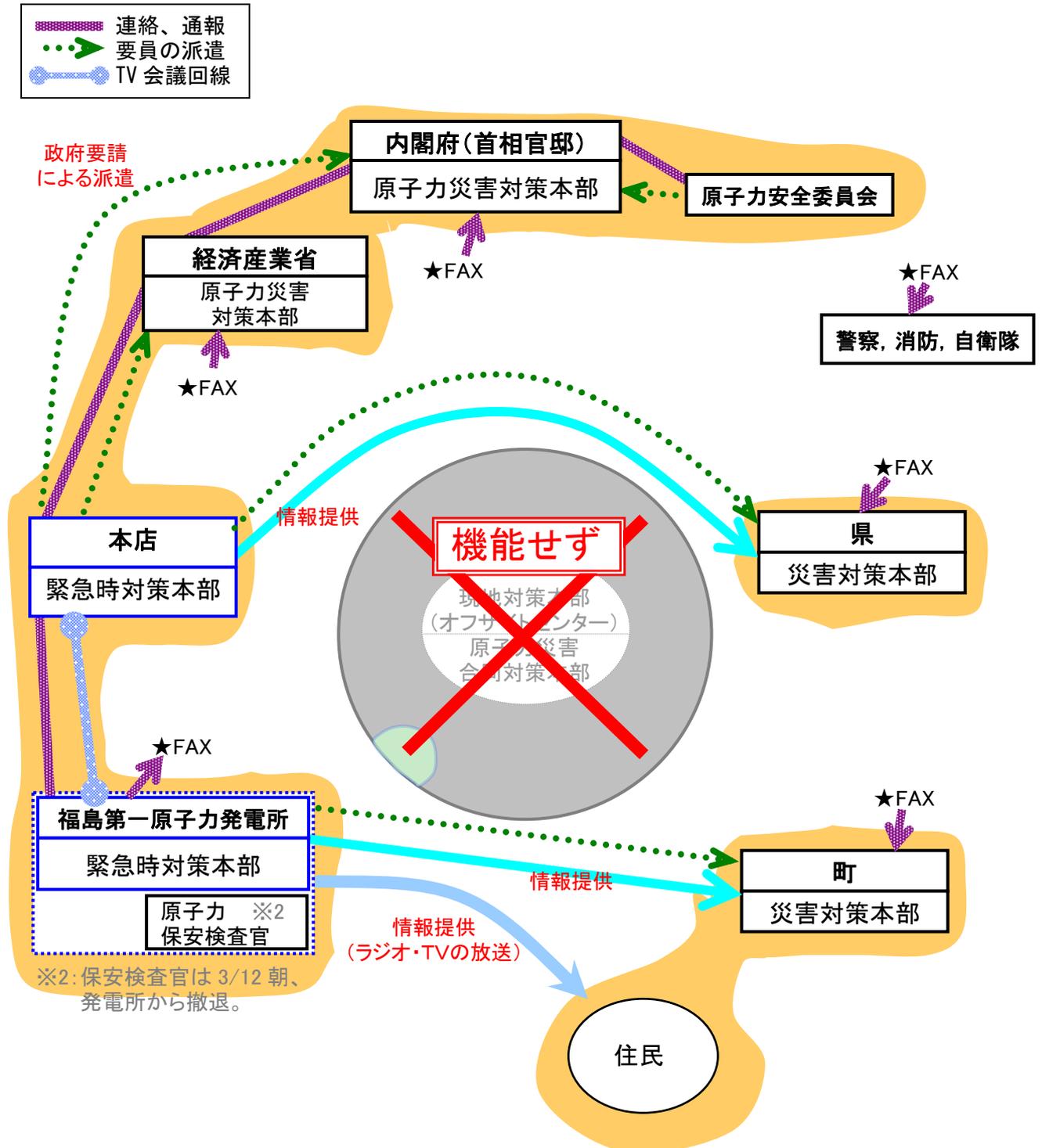
原子力災害対策本部の権限のほとんどを現地対策本部へ委譲し、オフサイトセンターを中心に対応する。



緊急事態勢の変遷

<3月11日 19時03分~3月12日未明>

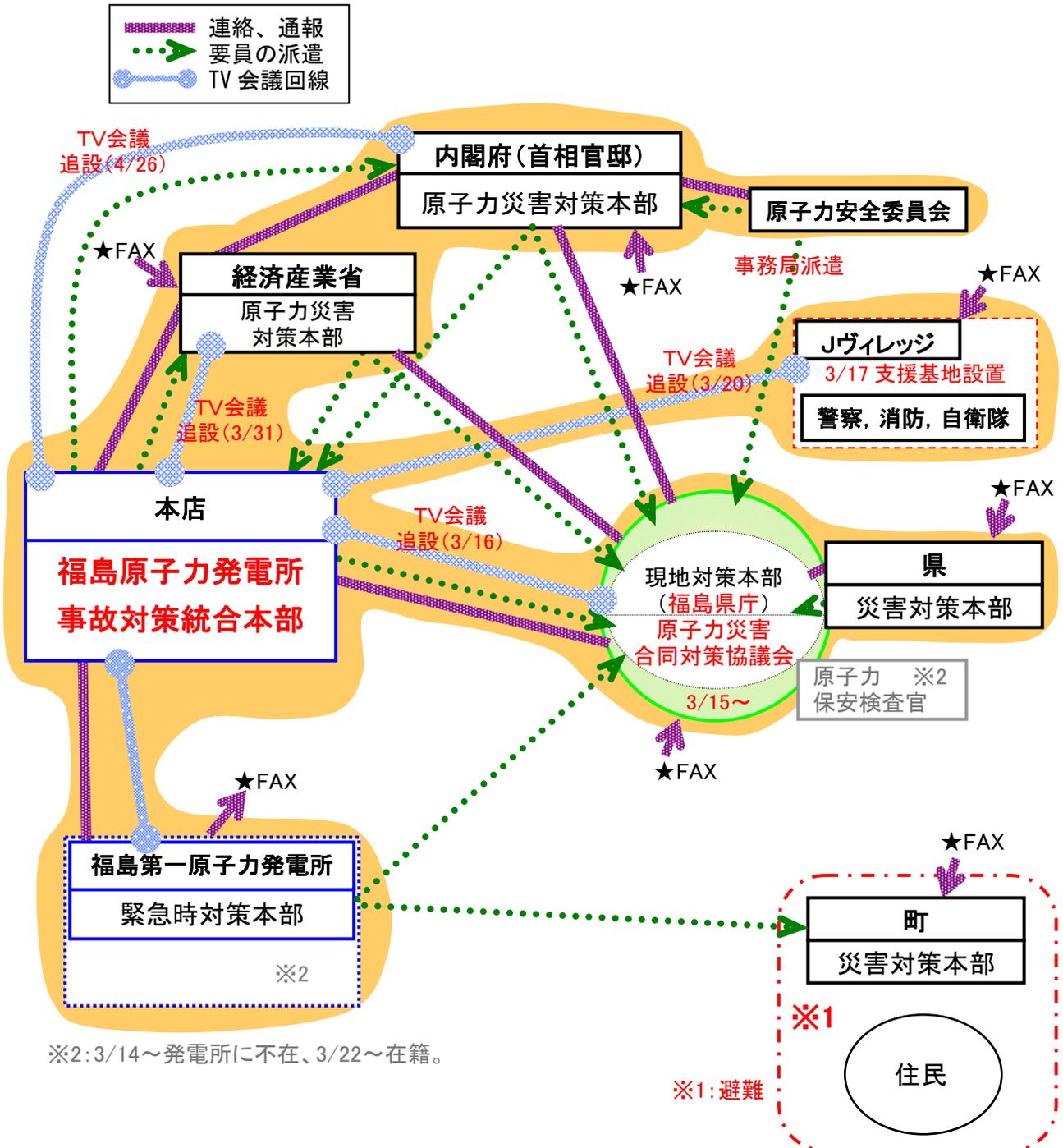
首相官邸に原子力災害対策本部が設置されたが、停電等の影響でオフサイトセンターが活動できる状態ではなかった。



緊急時態勢の変遷

<3月15日 5時35分以降>

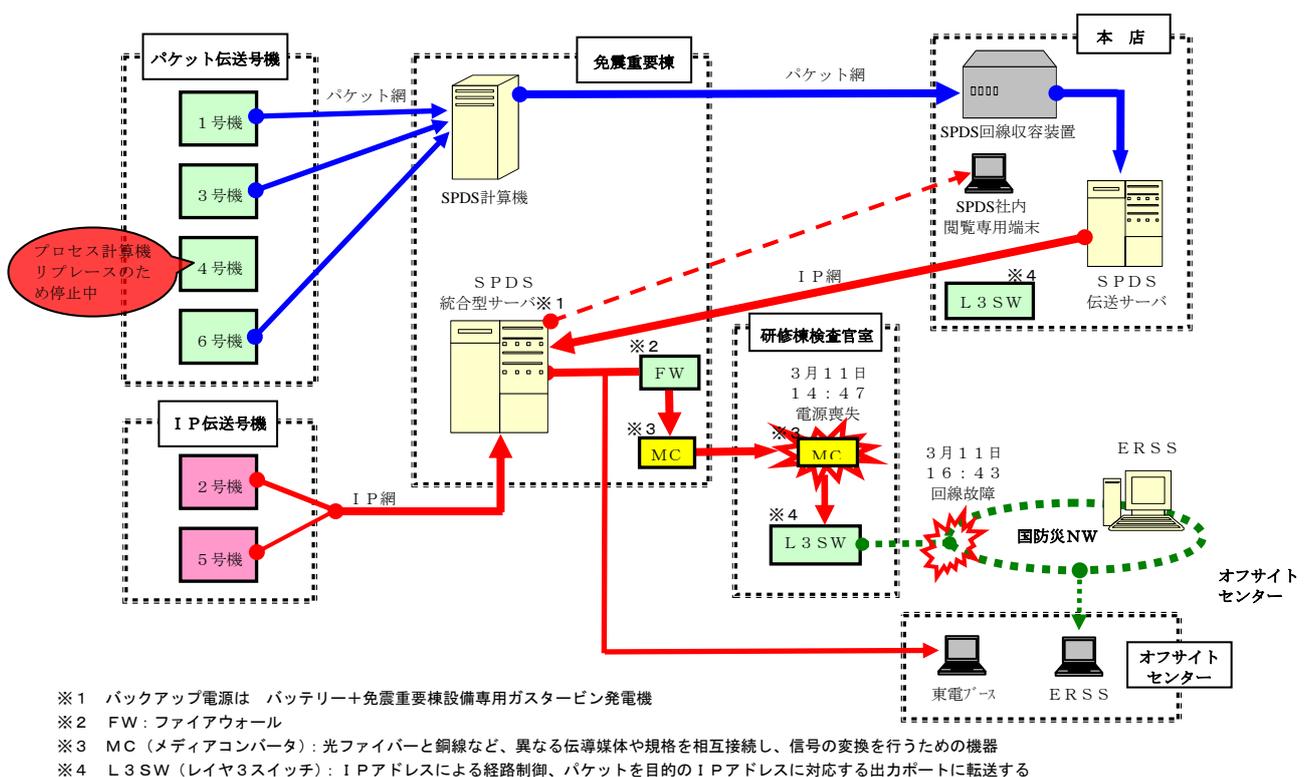
福島原子力発電所事故対策統合本部（現：政府・東京電力統合対策室）の設置を政府が発表。12月16日に統合本部解散。



緊急時対応情報表示システム(SPDS)

1. 緊急時対応情報表示システムの概要について

- ▶ 当社の緊急時対応情報表示システム（SPDS）については、当社原子力発電所において事故等が発生した場合に、中央制御室以外においても各プラントデータを確認できるようにすることで、より迅速な事故収束活動が出来るように整備してきている。
- ▶ 現状では、それぞれの免震重要棟（発電所緊急時対策室）のみならず、当社本店や国のシステムへプラントデータを伝送できる構成となっている。
- ▶ 平成21年4月、原子力発電所のプラント運転情報等について、緊急時対応支援システム（ERSS）に常時伝送するよう求める指示文書が原子力安全・保安院から原子力事業者に対して出された。
- ▶ 当社のSPDSについては、従来3発電所のSPDSデータを本店にて一度集約しERSSへ伝送していたが、本店設備が故障した際に3発電所すべてのデータが伝送不可となるリスクを低減するため、各発電所から直接伝送するシステム構成に変更することとした。
- ▶ 福島第一原子力発電所では、平成22年11月には発電所から伝送が可能となるよう伝送路の変更工事を実施し、その後の工事により2号機と5号機のデータは発電所から直接伝送できる構成となったが、1, 3, 4, 6号機のデータは従来設備で一旦当社本店に送られ、発電所のサーバに戻された上でERSSへデータ伝送をするシステムとなっていた。概略図を下記に示す。



2. 福島第一SPDS関連機器について

- ▶ 免震重要棟には、SPDS関連設備としてSPDS統合型サーバ、SPDS計算機、ファイアウォール（FW）、メディアコンバータ（MC）等が設置されている。
- ▶ 一方、ERSSが接続されている国の防災ネットワークは発電所敷地内の研修棟保安検査官室（第一保安検査官室）まで敷設され、プラントデータを当社から受け入れERSSへ伝送するための装置、レイヤ3スイッチ（L3SW）が設置されている。
- ▶ 免震重要棟のSPDS関連設備は、免震重要棟の電源を使用しており、通常は外部からの交流電源を主電源としているが、バックアップ電源としてはバッテリーを活用した無停電用の電源（CVCF）が確保されており、免震重要棟設備専用の非常用ガスタービン発電機による電源供給が可能になるまでの間、必要最小限の電源を供給するシステムとなっていた。
- ▶ ERSSの関連設備が設置されている第一保安検査官室については、通常、1号機で発電した電気を受電しているほか、1号機が停止している場合には、バックアップ電源である大熊1号線（外部電源）または東電原子力線（予備電源）から受電することとなっていた。また、ERSSの更なるバックアップ電源としては、国が保有する無停電電源装置（UPS）が設置されていた。

3. 福島第一SPDS伝送停止事象の経緯について

(1) ERSSへの伝送停止時間について

- ▶ 発電所の免震重要棟に設置されているSPDS統合型サーバを調査したところ、全号機のプラントデータがERSSへ最後に伝送された時間は、3月11日14時47分であることを確認した。
- ▶ 一方、ERSSの保守・管理について国の委託を受けている原子力安全基盤機構（JNES）からの情報で、福島第一各号機のプラントデータがERSSへ最後に伝送されたのは、以下の時間であるとの情報を入手した。

1号機・・・ 3月11日 14時46分*（当時、10分周期で伝送）

2号機・・・ 3月11日 14時47分（当時、1分周期で伝送）

3号機・・・ 3月11日 14時47分（当時、1分周期で伝送）

4号機・・・ プロセス計算機交換工事中につき伝送停止中。

5号機・・・ 3月11日 14時47分（当時、1分周期で伝送）

6号機・・・ 3月11日 14時40分*（当時、10分周期で伝送）

※1号機および6号機は、プラントデータが10分おきに伝送されるよう設定されており、次の更新までは先の伝送時間が記録・保持されることになるため、他号機とは時間に相違がある。

- ▶ また、同様にJNESからの情報により、第一保安検査官室に設置されているL3SWにおいて、免震重要棟FWとの接続状態の異常が3月11日14時52分に検知（5分周期）されているとの情報があり、前述の14時47分を最後に伝送が停止し、約5分後の14時52分に異常が検知されたもの

と考える。さらにL3SWから国防災ネットワーク網までの回線、即ち国のシステムについては、3月11日16時43分に故障が検知されているとの情報があり、津波到達から約1時間後には機能を停止している。

(2) 2, 5号機プロセス計算機からのデータ伝送について (IP回線)

- 免震重要棟に設置してある統合型サーバのログ確認の結果、IP化の図られている2号機および5号機について、プロセス計算機からSPDS統合型サーバへプラントデータが以下の時間まで伝送されていたことを確認した。

2号機・・・ 3月11日 15時52分

5号機・・・ 3月12日 16時52分

なお、上記時間はプロセス計算機自体の停止時間とは断定できないものの、プラントに異常があった場合にプロセス計算機から発せられる警報が記録された時間も当該時間付近で終了していることが判明している。

(3) 1, 3, 6号機プロセス計算機からのデータ伝送について (パケット回線)

- 1号機、3号機、6号機については、2号機、5号機のようなIP回線による直接伝送に切り替える前の状態であり、発電所のプロセス計算機、SPDS計算機から本店に設置してあるSPDS伝送サーバにパケット回線で一旦データを送り、免震重要棟に設置してある統合型サーバにIP回線でデータを戻した上で国のシステムERSSにデータ伝送している。
- 本店のSPDS伝送サーバのログを確認した結果、3月11日の14時51分に全パケット号機(1, 3, 6号機)について、パケット伝送を復旧させる回線リセット要求(自動)が行われていることが判明した。これは、プロセス計算機から本店のSPDS伝送サーバへプラントデータを伝送する回線が瞬間的に遮断された場合等に行われるものであり、パケット伝送が一度遮断されている可能性のあることが分かっている。その後も、何度か回線リセット要求が行われており、パケット回線については不安定な状態にあったものとする。
- このため、より詳細にSPDSの状況を調査したところ、14時49分に1号機、3号機の伝送故障ログが残されていることが判明した。なお、6号機については問題なくプラントデータの伝送がなされていた。

(4) 福島第一SPDS設備変更工事の経緯 (補足-1)

- 先に述べた伝送の変更工事については、伝送路の工事自体は平成22年11月に実施し、SPDSからERSSへデータ伝送するために、免震重要棟から第一保安検査官室まで伝送のための回線を設置した。免震重要棟から第一保安検査官室までの回線は、距離があるため当社が光ケーブルを第一保安検査官室まで敷設し、同室に設けた光接続箱で一旦受けている。国のERSSにプラントデータを伝送するためには、ERSSに送るために電気信号に変換するMCを第一保安検査官室に新たに設置し、光接続箱とMCの間は光ケ

- ケーブル、MCから国のL3SWまではLANケーブルで接続する必要がある。
- MCを設置する第一保安検査官室の電源については、前述したようにバックアップ電源はあるものの、万が一の電源喪失に備え、MCをUPSに接続させてもらう旨、JNESに申し出て承認を得ていた（電源構成上、仕様で求められているものではなく、あくまで当社の自主的な申し出によるもの）。
 - 当社と国の設備所掌の境界はMCとL3SWの間にあり、今回L3SWまでの接続作業は当社が実施している。実施にあたっては、事前にJNESと当社本店の担当部署にて電源接続箇所等の調整を行い、さらには、現場確認が必要不可欠であることから、第一保安検査官室を訪問している。
 - JNESと当社本店の事前調整において、国の設備であるL3SW、UPSが収納されているラックの写真が掲載された資料を当社本店担当部署が受け取っていたが、現場確認前までに発電所の担当部署へ情報提供されることはなかった。
 - 第一保安検査官室の事前確認においては、保安検査官にERSS用のL3SW収容ラック場所（電源接続場所）を教えてもらい、その近傍にあった当社のラックにMCを設置することとした。後日、電源接続をした上で、社内ネットワーク側の疎通確認まで実施した。
 - その後、データ伝送のために、第一保安検査官室でMCとL3SWを接続する作業を当社が実施しようとしたところ、JNESから工事依頼を受けていたメーカーの指摘により、保安検査官から事前に教えてもらったL3SWの収容ラックが異なり、UPS電源接続場所も別の場所であることが判明した。
 - L3SWとの通信接続は、より長いLANケーブルを準備し対応することが出来た。一方、UPS電源への接続については、当初UPS接続用のコンセントと考えた位置から、本来の接続箇所まで6m程度長い電源ケーブルが必要となった。
 - 対処方法としては、MCをERSS用の収容ラック内または近くに設置する方法もあったが、光ケーブル接続箱からMCが離れてしまうことで露出補強用光コードが必要となり、資材調達や調整にかなりの時間を要するため、長い電源ケーブルを用意することとした。
 - MCのバックアップ電源としてUPSへの接続は出来なかったが、UPSに未接続でも使用上の支障はなかったこと、電源構成上仕様で求められているわけではないことから、ERSSへの伝送を優先することとし、MCの電源はそのままの状態で行うこととした。
 - これらの状況については、保安検査官に説明し、作業等の再調整を実施した上で、後日UPS電源へ接続することとした。
 - なお、電源ケーブルについては、発電所近傍のホームセンターへ出かけたが、十分な長さのケーブルがなく対応できる電源ケーブルを調達することが出来なかった。その後、免震重要棟やモニタリングポスト設備などにおいて通信関係の規模の大きい工事が続いたこともあり、電源ケーブルの調達・接続を失念してしまい、結果として3月11日の地震発生当日までUPS電源に接

続されることはなかった。

(5) 当社設備と国防災ネットワークの回線接続状況について

地震発生後、ERS Sにデータを伝送できていないことが判明したことを受け、当社が免震重要棟に設置されているFWとL3SWとの疎通確認を実施したところ、結果はNG（不通）であった。また、JNESより、第一保安検査官室に設置されているL3SWにおいて、免震重要棟FWとの接続状態の異常が3月11日14時52分に検知（5分周期）されているとの情報を入手した。

L3SWから国防災ネットワーク網までの回線については、3月11日16時43分に故障が検知されているとの情報をJNESから入手した。

(6) 3月28日以降のERS Sへの常時伝送について（補足-2）

- 3月24日より従来使用していた本店設置のL3SWを経由してデータ伝送を行う回線に切り替える準備を行い、伝送試験を終えた3月28日以降は、プロセス計算機が稼働中である6号機のプラントデータを、免震重要棟にあるFWから本店L3SWを経由して国防災ネットワークへ接続しERS Sへ常時伝送している。
- また、5月25日に5号機プロセス計算機を再起動し、プラントデータについては6号機と同様な回線ルートでERS Sへ伝送している。

(7) 現場確認の結果について

免震重要棟および第一保安検査官室に設置されているSPDS機器については、収納ラックが健全であり、個別機器についても損傷は確認されなかった。

(8) 福島第一SPDSデータ伝送停止原因について

3月11日14時47分にERS Sへ全号機のプラントデータを伝送できなくなった原因は、前述の事実関係から以下のとおり推測することができる。

- 免震重要棟に設置されたFWから第一保安検査官室のL3SWまでの疎通試験の結果がNGであったこと、14時47分には2号機および5号機のプラントデータをSPDS統合サーバまで伝送していたこと、さらには、L3SWから国防災ネットワーク間の異常検知が3月11日16時43分であったことから推測して、ERS Sへ全号機のプラントデータを送れなかった原因は、FWからL3SWまでの間にあるものと考えられる。
- FWからL3SWまでの間の回線や機器のうち、第一保安検査官室に設置してあるMCは、地震発生直後に電源を喪失していたことが判明した。
- 従って、このような状況を踏まえると、第一保安検査官室に設置してあるMCが電源を喪失したことがERS Sへの伝送停止の直接の原因であった可能性が高いものとする。

4. 福島第二SPDS伝送停止事象の経緯について

(1) ERS Sへの伝送停止時間について

福島第二のSPDSで使用され、発電所の免震重要棟に設置されている統合型サーバを調査したところ、プラントデータがERS Sへ最後に伝送された時間は3月11日16時43分であることを確認した。また、JNESから、各号機のプラントデータがERS Sへ最後に伝送されたのは以下の時間であるとの情報を入手した。

1号機・・・	3月11日	16時42分	(当時、1分周期で伝送)
2号機・・・	3月11日	16時42分	(当時、1分周期で伝送)
3号機・・・	3月11日	16時43分	(当時、1分周期で伝送)
4号機・・・	3月11日	16時42分	(当時、1分周期で伝送)

(2) 各号機プロセス計算機からのデータ伝送について

免震重要棟に設置してある統合型サーバおよび本店に設置してあるSPDS伝送サーバを調査した結果、福島第二原子力発電所においては、各号機のプロセス計算機から統合型サーバまでの社内システムの接続において故障はなく、地震発生直後から現在まで問題なく継続していることを確認した。

(3) 福島第二SPDS関連機器について (補足-3)

- 福島第一とほぼ同様な機器構成であり、免震重要棟にはSPDS統合型サーバ、FW、MCが設置されており、バックアップ電源としては免震重要棟設備専用の非常用ガスタービン発電機、さらには無停電用の電源(バッテリー)が確保されている。
- 今回は、非常用ガスタービン発電機は津波による影響で起動できなかったものの、無停電用の電源(バッテリー)により、免震重要棟に設置してあるSPDS統合型サーバ、MCに電源が供給されたため、電源喪失には至らなかった。
- 事務本館情報棟にある保安検査官室(第二保安検査官室)に設置してある当社のMCは、バックアップ用の電源として1号機及び2号機の非常用ディーゼル発電機や国が保有する無停電用の電源(UPS)を確保していたが、今回は、外部電源が喪失しなかったことから、MCへの電気の供給は確保されていた。

(4) 当社設備と国防災ネットワークの回線接続状況について

JNESからの情報により、国の防災ネットワーク上において回線の故障が検知されており、その時刻は3月11日16時43分であることが判明した。

(5) 3月28日以降のERS Sへの常時伝送について (補足-4)

3月24日より従来使用していた本店設置のL3SWを経由してデータ伝送

を行う回線に切り替える準備を行い、伝送試験を終えた 3 月 2 8 日以降は、全号機のプラントデータを免震重要棟にある FW から本店 L 3 SW を経由して国防災ネットワークへ接続し E R S S へ常時伝送している。

(6) 現場確認の結果について

免震重要棟および第二保安検査官室に設置されている S P D S 機器については、収納ラックが健全であり、個別機器についても損傷は確認されなかった。

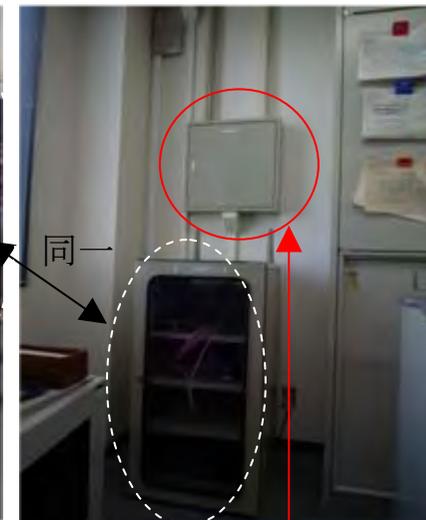
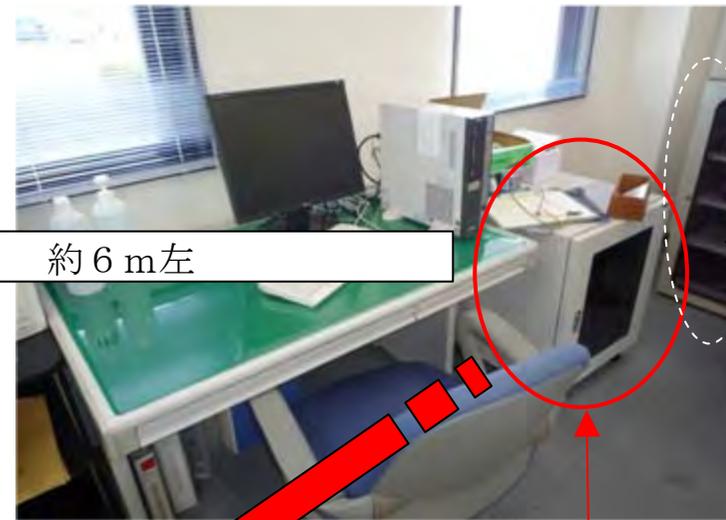
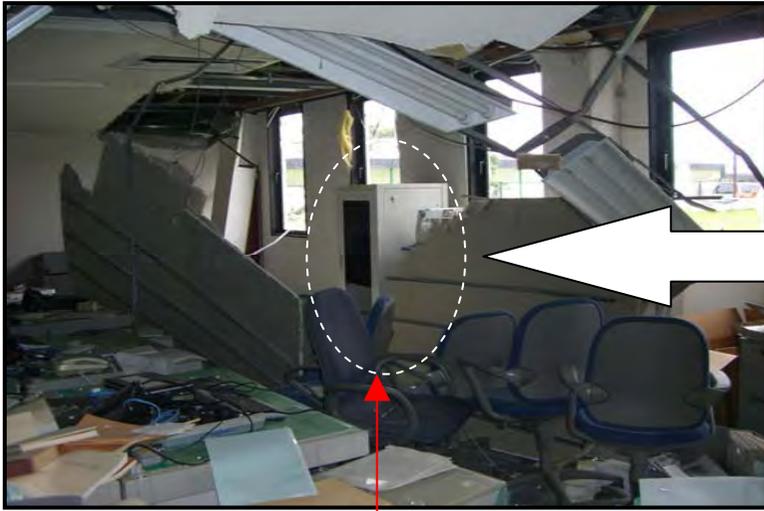
(7) 福島第二 S P D S データ伝送停止原因について

3 月 1 1 日 1 6 時 4 3 分に E R S S への伝送が停止した原因は、前述の事実関係から以下のとおり推測することができる。

- 免震重要棟及び第二保安検査官室に設置してある S P D S 関連機器に損傷はなく、電源も確保されていたことから、健全であったと考えられる。
- また、統合型サーバおよび本店に設置してある S P D S 伝送サーバを調査した結果、社内システムにおいては問題なく伝送できていることを確認した。
- 一方、国の防災ネットワーク網の回線故障が検知された時刻が、当社が最後に E R S S へプラントデータを伝送した時刻と同じであることから、福島第二からの E R S S へのプラントデータの伝送停止は、国防災ネットワーク網の回線故障の発生が直接の原因であると考えられる。

以 上

補足-1 福島第一原子力発電所保安検査官室 SPDS-ERSS関係写真

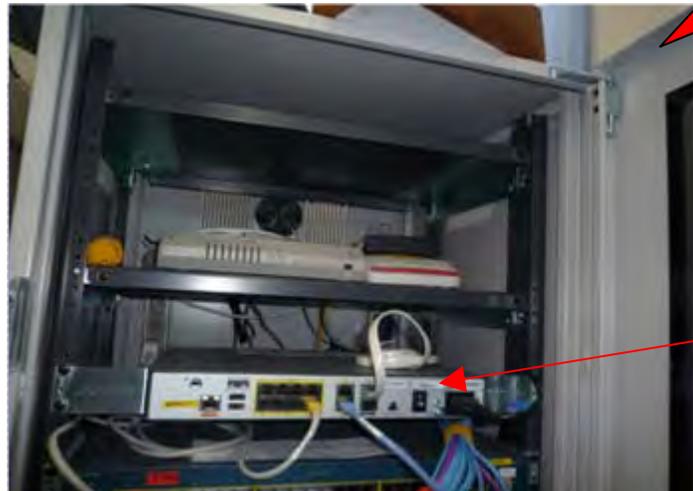


⑤本来のL3SWやUPSが設置されているラック。

①免震重要棟からの光ケーブルが接続されている箱

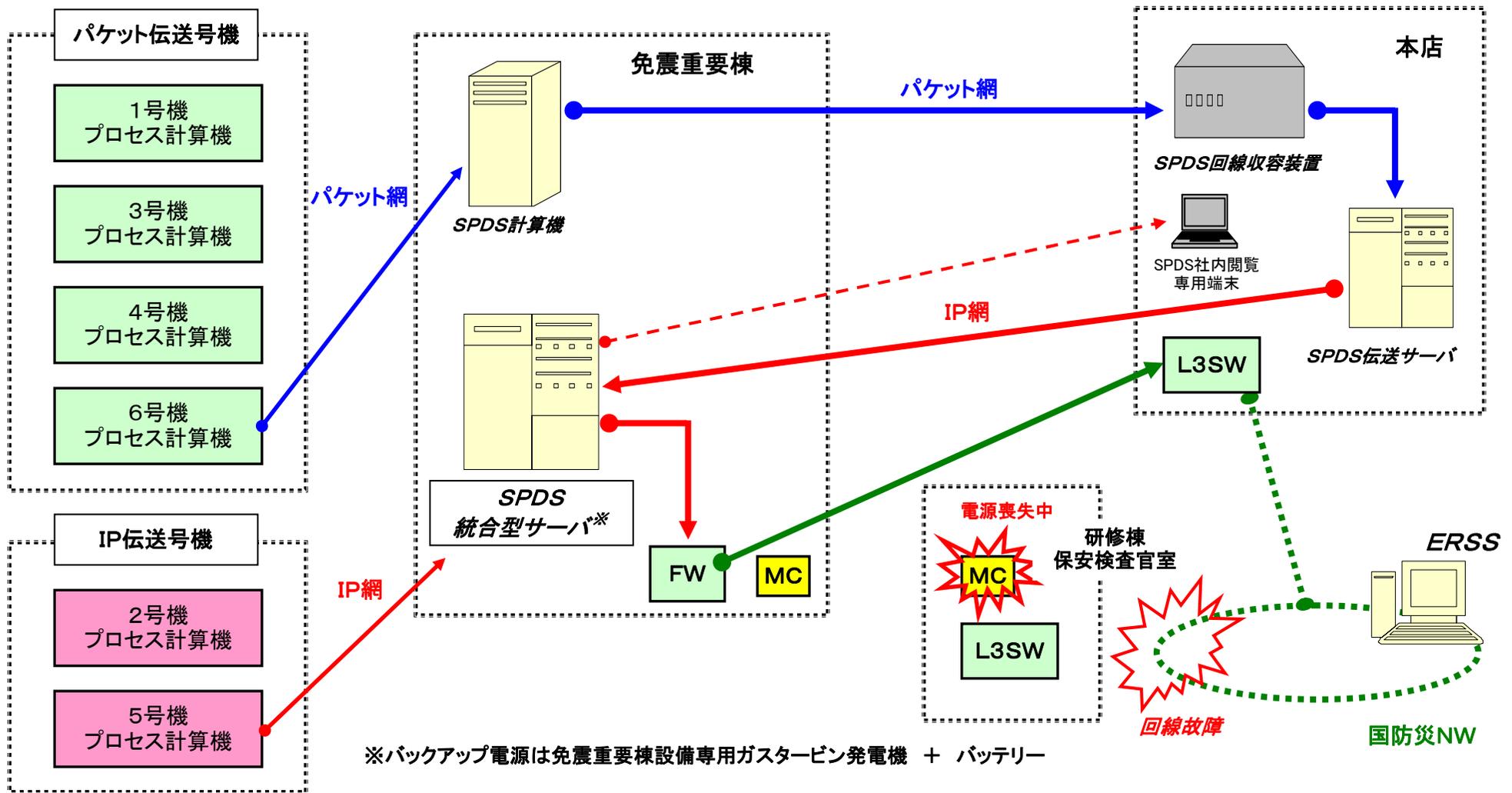
②当社LAN接続装置収納用ラック
光ケーブルで接続されているMCを収納

③事前の現場確認時に保安検査官からL3SWを収納していると誤った情報を教えられた収納ラック。
L3SWのバッテリー(UPS)をMCのバックアップ電源として接続することを予定していた。



④この機器をL3SWと誤解。
・本ラックの後ろにコンセントタップがあり、この機器の電源ケーブルが接続されていた。
・事前の確認でコンセントに2個空きがあると聞いていたが、当該コンセントにも2個空きがあった。
・コンセントのケーブルがUPSが収納されたラック側(左)に伸びていたため、連結されていると勘違いした。

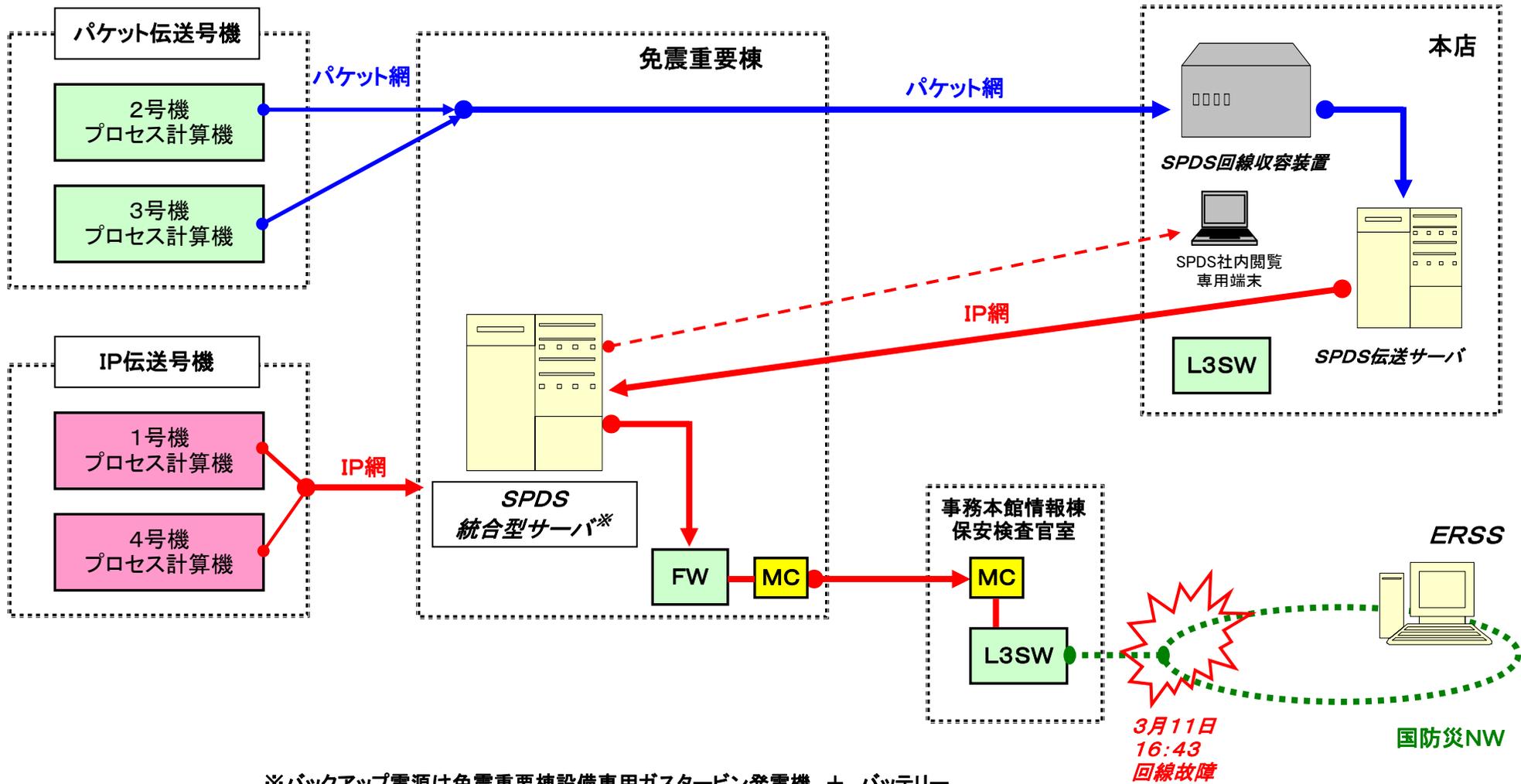
補足-2 福島第一SPDS設備構成 ～本店ルート確保後(3月28日以降)の伝送状態～



ERSSへの伝送は、本店からの伝送ルートに切り替えて伝送
(緑線ライン)

- プロセス計算機の稼働状態
- 1号機・・・停止中(電源がないため)
 - 2号機・・・停止中(電源がないため)
 - 3号機・・・停止中(電源がないため)
 - 4号機・・・停止中(震災発生時、プロセス計算機リプレース中であったため)
 - 5号機・・・運転中(地震発生後に停止し、中操熱負荷制限のため停止していたが、5月25日に再起動した)
 - 6号機・・・運転中(地震発生時においても停止せず)

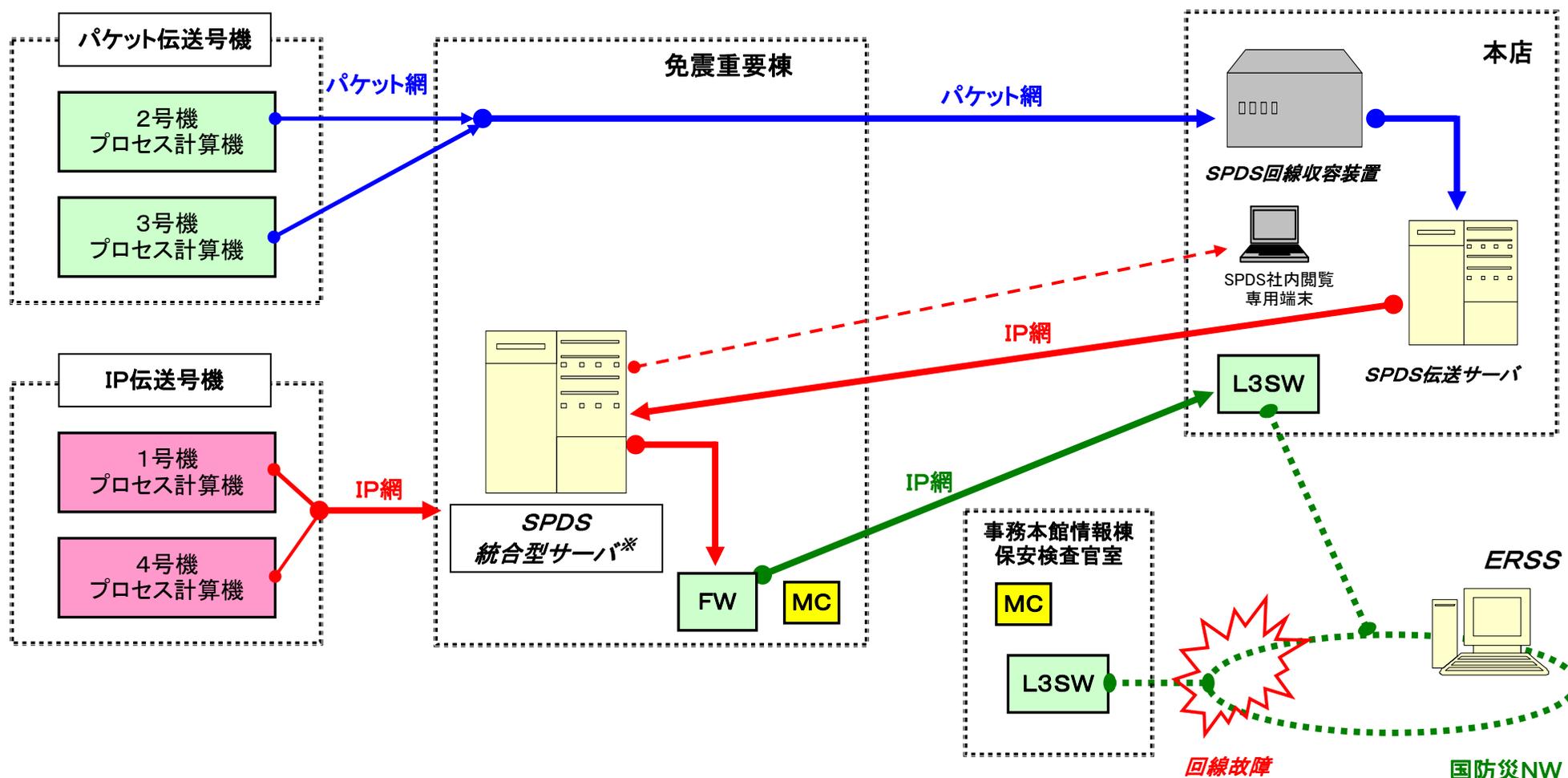
補足－3 福島第二SPDS設備構成 ～3月11日地震発生後の伝送状態～



※バックアップ電源は免震重要棟設備専用ガスタービン発電機 + バッテリー

3月11日
16:43
回線故障

補足－4 福島第二SPDS設備構成 ～本店ルート確保後(3月28日以降)の伝送状態～



※バックアップ電源は免震重要棟設備専用ガスタービン発電機 + バッテリー

ERSSへの伝送は、本店からの伝送ルートに切り替えて伝送 (緑線ライン)

東北地方太平洋沖地震発生に伴う立地班の対応実績
 <地域への情報提供(プレス以外)>

①ラジオ放送

※県内民放各局に依頼（放送実績＝ラジオ福島：計13回、FM福島：39回）

No.	日 時			放送内容(抜粋)
	日	放送依頼	終了依頼	
1	3月11日(金)	21:44	-	福島第一2号機の原子炉を冷やすための非常用発電機が使えなくなったことから、国より福島第一原子力発電所を中心に半径3km以内の住民の皆さまへ緊急避難指示が出されました。 国、自治体のご指示に従って、冷静に行動されるようお願いいたします。 現時点で、外部への放射能の影響は確認されておりません。
2		22:40	3月12日 2:38	(上記避難指示に加え)現在のところ、福島第一原子力発電所・福島第二原子力発電所いずれにおいても、放射線を監視している排気筒モニタあるいはモニタリングカーによる調査データでは通常値と変わっていません。
3	3月12日(土)	7:07	-	国より福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所を中心に、半径10km以内の住民の皆さまへ緊急避難指示が出されております。 国・自治体のご指示に従って、引き続き冷静に行動されるようお願いいたします。
4	3月13日(日)	13:15	15:50	福島第一原子力発電所を中心に半径20km以内、福島第二原子力発電所を中心に半径10km以内の住民の皆さまへ緊急避難指示が国より出されております。 国・自治体のご指示に従って、引き続き冷静に行動されるようお願いいたします。
5	3月14日(月)	12:05	17:28	午前11時01分頃、福島第一3号機原子炉建屋で、大きな音が発生し、白煙が発生しました。水素爆発を起こした可能性が考えられます。 パラメータ上、原子炉格納容器の健全性は保たれていると考えておりますが、今後、プラントの状態、外部への放射能の影響などについては、現在調査中です。 住民の皆さまは国・自治体のご指示に従って、行動されるようお願いいたします。
6	3月15日(火)	9:39	10:56	午前6時14分頃、福島第一2号機の圧力抑制室付近で異音が発生するとともに、圧力が低下したことから、何らかの異常が発生した可能性があるかと判断しました。しかし、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器のパラメータに有意な変化は認められておりません。 住民の皆さまは国・自治体のご指示に従って、行動されるようお願いいたします。

②TVテロップ

※県内民放各局(福島中央TV、福島TV、テレビユー福島、福島放送)に依頼

No.1については福島放送にて放映。その他については各放送局において実施を確認できず

No.	日 時			放送内容(抜粋)
	日	放送依頼	終了依頼	
1	3月11日(金)	23:10	-	現在のところ、福島第一原子力発電所・福島第二原子力発電所いずれにおいても、放射線を監視している排気筒モニタまたはモニタリングカーによる調査データでは通常値と変わっていません。
2	3月14日(月)	13:10	18:01	福島第一3号機の原子炉建屋で、爆発が発生しました。 原子炉格納容器の健全性は保たれていると考えておりますが、住民の皆さまは国・自治体のご指示に従って、行動されるようお願いいたします。
3	3月15日(火)	9:40	10:56	福島第一2号機の圧力抑制室付近で異音が発生し、圧力が低下したことから、何らかの異常が発生した可能性があるかと判断しました。 しかし、原子炉圧力容器および原子炉格納容器のパラメータに有意な変化は認められておりません。 住民の皆さまは国・自治体のご指示に従って、行動されるようお願いいたします。

③広報車(福島第二原子力発電所のみ)

No.	日 時			出動内容
	日	開始	終了	
1	3月11日(金)	-	-	ラジオ放送開始と同時の発車を検討するも周辺道路被災により、福島第一、福島第二原子力発電所とも不可能。
2	3月12日(土)	9:50	11:00	福島第二原子力発電所ベント作業予定(富岡町)
3	3月12日(土)	9:50	11:20	福島第二原子力発電所ベント作業予定(楢葉町)
4	3月12日(土)	20:15	22:00	福島第二原子力発電所半径10km以内住民へ避難指示あり。行政の指示に基づき避難のお願い。(広野町)

福島原子力事故に関する報道対応状況の時系列（本店）

2011年3月11日(金)

発表時刻	形態	内容
15時59分	プレス発表	設備被害の状況（以下、本店時報（15時30分）） <ul style="list-style-type: none"> （原子力関係）福島第一1～3号機、福島第二1～4号機、地震により停止、福島第一4～6号機定検中 （需給関係）405万軒停電
16時54分	プレス発表	福島第一1～3号機、原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」）第10条第1項の規定に基づく特定事象（全交流電源喪失）が発生したと15時42分に判断、官庁等に通報。
(16時30分)	プレス発表	本店時報（16時30分） <ul style="list-style-type: none"> （原子力関係）放射線量異常なし （需給関係）発電設備（火力・水力）、流通設備の被害、西からの応援融通（100万kW）
17時40分	プレス発表	福島第一1号機及び2号機、原子炉水位が確認出来ず注水状況が不明なため、原災法第15条特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと16時36分に判断、官庁等に通報。その後、福島第一1号機は水位監視が回復したことから、一旦特定事象を解除するも、17時07分再度適用。
19時10分	プレス発表	本店時報（18時30分） <ul style="list-style-type: none"> （需給関係）停電件数更新（405万軒→398万軒）、設備被害状況の更新、一部の大口需要家への需給調整契約発動*（*21時報にて削除）
19時20分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（「福島第一原子力発電所の現状」、19時20分）
19時35分	プレス発表	プラント状況お知らせ（以下、福島第一原子力発電所時報19時報） <ul style="list-style-type: none"> 福島第一1号機はICで冷却、2, 3号機はRCICで注水中 4～6号機原子炉水位確保 火災なし、放射線量異常なし
20時40分	プレス発表	本店時報（20時00分） <ul style="list-style-type: none"> （需給関係）停電件数更新（全体→各県別）、翌日需給逼迫、節電への協力要請
20時45分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（20時45分）※以降、風向も追加
21時20分	プレス発表	本店時報（21時00分） <ul style="list-style-type: none"> （需給）停電件数更新（398万軒→380万軒）

（注）発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

21時55分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (21時00分) ・ 2号機 RCIC で冷却するも、運転状態不明、水位確認不能、住民避難勧告あり (半径3km圏内)
22時00分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (22時00分)
22時30分	プレス発表	本店時報 (22時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (380万軒→344万軒)
23時20分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (23時20分)
23時30分	プレス発表	本店時報 (23時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (344万軒→297万軒)、設備被害状況の更新 (東扇島火力)

2011年3月12日(土)

発表時刻	形態	内容
00時30分頃	プレス発表	本店時報 (00時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (297万軒→258万軒)
00時30分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (00時00分) ・ 2号機仮設電源により水位確認 ・ 3km圏内避難、10kmまで屋内待機指示 ・ 社員2名所在不明
00時40分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (00時40分)
(01時00分)	プレス発表	本店時報 (01時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (258万軒→240万軒)、五井4運転再開
01時35分	プレス発表	福島第一1号機、15条通報 (格納容器圧力異常上昇を0:49判断)
(02時00分)	プレス発表	本店時報 (02時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (240万軒→207万軒)
02時50分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (02時50分)
03時00分頃	プレス発表	本店時報 (03時00分) ・ (原子力) 福島第一原子力発電所の注水未確認の号機についてベントすることを決定 ・ (需給) 停電件数更新 (207万軒→177万軒)
03時00分頃	プレス発表	ベント実施について ※本店時報 (03時00分) と同内容
03時06分～ 03時48分	共同会見 (経産省)	○小森常務、海江田経産大臣・寺坂保安院長との共同会見 ・ 大臣は、格納容器の圧力が高まっていることから、ベント弁を開いて内部の圧力を放出する旨の報告を東電から受けたことを発言

(注) 発表時刻が分かっているものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

		<ul style="list-style-type: none"> ・ 小森常務は、RCIC の作動が確認できていない状況で格納容器の内部圧力が高まっており、アクシデントマネジメントの手段として格納容器ベントの実施を説明。 ・ どの号機からベントするかと問われ、原子炉に給水するポンプの作動状況が長く確認できていない2号機から準備を進める旨を一旦回答 ・ その後、当社社員が2号機の RCIC 稼働が確認できた旨を速報。ベントは実施予定で1, 2号機共に状況を確認する。実施に当たっては公表するという事で会見終了。
04 時 15 分頃	プレス発表	本店時報 (04 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ (需給関係) 停電件数更新 (177 万軒→162 万軒)、水力の復旧
04 時 15 分頃	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (04 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ IC 運転していたが、停止。PCV 圧力高めも安定。水位も低いも安定 ・ 2 号機 RCIC 運転状態確認
05 時 00 分	プレス発表	本店時報 (05 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 放射線量の上昇について追加記載 ・ (需給関係) 停電件数更新 (162 万軒→144 万軒)
05 時 10 分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (05 時 10 分)
06 時 10 分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (06 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ 10km 圏内の住民避難指示 ・ モニタリングポスト、モニタリングカー測定放射線量上昇 ・ 協力企業 1 名意識不明、救急車搬送
06 時 30 分	プレス発表	本店時報 (06 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ (需給関係) 停電件数更新 (144 万軒→124 万軒)
07 時 50 分頃	プレス発表	本店時報 (07 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 福島第一, 第二原子力発電所 10km 圏内の住民への避難指示 ・ (需給関係) 停電件数更新 (124 万軒→117 万軒)、水力の復旧
07 時 50 分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (07 時 50 分)
09 時 05 分	プレス発表	福島第一 1 号機ベント実施 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器圧力上昇、ベント実施を決定
09 時 20 分	プレス発表	本店時報 (08 時 00 分) <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 7 時報の訂正 (福島第二原子力発電所は 3km 圏内が正) ・ (需給関係) 停電件数更新 (117 万軒→109 万軒)、設備復旧 (水力、変電所)
11 時 03 分～ 11 時 42 分	記者会見	○藤本副社長、鎌倉法人営業部長、島田営業部長、田山系統運用部 GM、高橋原子力運営管理部長 <ul style="list-style-type: none"> ・ 需給の状況について説明し、早ければ 13 日から計画停電を実施す

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

		<p>る旨説明。工場が操業する14日はさらに厳しくなる旨回答</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「福島第一1号機の水位は燃料頂部からマイナス50センチにあり、燃料棒の頂部で若干、燃料の損傷がある可能性は否定できないが、周りの放射能レベルからして、大きな損傷はまだ生じていないと判断している」旨回答
11時15分	プレス発表	<p>本店時報 (10時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 福島第一1号機ベント実施を決定、福島第二1～4号機ベント準備を決定 ・ (需給関係) 停電件数更新 (109万軒→100万軒)、設備の復旧 (水力、変電所)
11時20分	プレス発表	<p>福島第一原子力発電所時報 (11時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1号機ベント操作実施中。水位低くなっているが、注水中 ・ 2, 3号機ベント操作準備中
12時00分	プレス発表	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (12時00分)
12時30分	ホームページ	<p>本店時報 (11時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 福島第一1号機ベント実施中、福島第一2号機ベント操作準備中 ・ (需給関係) 停電件数更新 (100万軒→97万軒)、水力の復旧
13時20分	プレス発表	<p>福島第一原子力発電所時報 (13時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本店13時報と同内容
13時20分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (13時20分)
13時50分	プレス発表	<p>本店時報 (13時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 福島第一1号機 IC は現在停止中。ベントに向け鋭意努力中。社員1名が100mSv超被ばく、2, 3号機ベント操作準備中、福島第二3号機12:05冷温停止 ・ (需給関係) 停電件数更新 (97万軒→71万軒)
14時40分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (14時40分)
15時20分	プレス発表	<p>福島第一原子力発電所時報 (15時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1号機ベント実施済み
16時00分	プレス発表	<p>本店時報 (15時00分)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (原子力関係) 福島第一1号機14:30頃ベント成功と判断 ・ (需給関係) 停電件数更新 (71万軒→60万軒)
16時40分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (16時40分)
17時00分すぎ	プレスルーム	<p>○広報部職員ほか</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 15時36分頃、大きな直下型の揺れがあつて、その後、福島第一1号機の建屋付近で白煙が発生し、復旧に当たっていた社員2名、協力企業2名が負傷し、病院に搬送された、現在分かっているのはここ

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

		までと第一報を伝達
17時20分	プレス発表	15条通報 (15:29 敷地境界放射線量異常上昇) 発生を 16:17 判断
17時40分	プレス発表	福島第一1号機白煙発生 <ul style="list-style-type: none"> 15:36頃 1号機付近で大きな音があり、白煙が発生。社員2名、協力企業2名が負傷し、病院に搬送
17時50分	プレス発表	本店時報 (17時00分) <ul style="list-style-type: none"> (需給関係) 停電件数更新 (60万軒→54万軒)
19時30分	プレス発表	本店時報 (19時00分) <ul style="list-style-type: none"> (原子力関係) 福島第二原子力発電所 10km 圏内の住民への避難指示、福島第二原子力発電所重傷者死亡 (需給関係) 停電件数更新 (54万軒→50万軒)、設備の復旧 (水力)
19時36分 ～21時21分	記者会見	○ 藤本副社長、小森常務、鎌倉法人営業部長、島田営業部長、高橋原子力運営管理部長、系統運用部田山GM <ul style="list-style-type: none"> 福島第一1号機原子炉建屋について最上階の側壁がないこと、圧力容器については線量が高く確認できていない旨説明 炉心溶融については、炉心そのものが通常とは違う状況にあり、厳しい状況と考えるということだが、そこまでいっていない可能性もあると回答 水位が 15:27 値 (マイナス 170cm) から変わらないが、水位計が故障しているのではないかという問いに対しては、2つの水位計で計測して同様の状況であるため問題ないと考えていると回答。爆発は格納容器外 (官房長官会見で指摘) については、当社のプラントデータを見ての判断と思うが、社内ではまだ十分に評価できていないと説明
21時00分頃	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (20時00分) <ul style="list-style-type: none"> 15:36頃 1号機付近で大きな音があり、白煙が発生、4名負傷、現在調査中
21時40分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (21時00分) <ul style="list-style-type: none"> 1号機ホウ酸を混ぜて海水注入開始 20km 圏内の住民への避難指示
22時10分	プレス発表	本店時報 (21時00分) <ul style="list-style-type: none"> (原子力関係) 福島第一1号機 20時20分にホウ酸並びに海水注入開始 (需給関係) 停電件数更新 (50万軒→45万軒)
(23時00分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (23時00分) <ul style="list-style-type: none"> 22時15分の地震発生により、1号機への海水注入作業中断

(注) 発表時刻が分かっているものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

2011年3月13日(日)

発表時刻	形態	内容
(02時00分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (02時00分) ・ 1号機ホウ酸とともに海水注入中
04時00分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (04時00分)
(05時30分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (05時30分) ・ 3号機高圧注水系停止、注水手段を検討中。ベント操作開始予定
06時20分	プレス発表	15条通報 (3号機非常用炉心冷却装置注入不能) 発生を5:10判断
(08時00分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (08時00分) ・ 3号機格納容器圧力低下のため、格納容器内スプレイを実施
08時10分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (08時10分)
09時10分	プレス発表	本店時報 (08時00分) ・ (原子力関係) 福島第一3号機 5:10 原子炉冷却機能喪失。ベント弁操作実施し、8:41完了 ・ (需給関係) 停電件数更新 (45万軒→31万軒)、設備の復旧 (変電所)
09時30分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (09時30分)
09時40分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (09時00分) ・ 3号機ベント操作実施済み。格納容器内スプレイを中止
09時40分	プレス発表	15条通報 (敷地境界放射線量異常上昇) 発生を8:56判断
10時00分	ホームページ	福島第一、第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (10時00分)
11時00分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (11時00分)
11時20分	プレス発表	本店時報 (10時30分) ・ (原子力関係) 8:56、15条通報 (敷地境界放射線異常) 発生、9:01 通報、福島第一2号機ベント実施を決定、福島第一3号機、9:20 ベント成功、9:25 ホウ酸を含んだ水を注入開始 ・ (需給関係) 停電件数更新 (31万軒→28万軒)、北本連系線から60万kW 応援融通
12時00分	ホームページ	福島第一、第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (12時00分)
12時35分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (12時00分) ・ 2号機ベント操作を決定 ・ 3号機SR弁開放後、ホウ酸水を原子炉注入
14時00分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (14時00分)

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

14時40分	プレス発表	本店時報 (13時00分) ・ (需給関係) 停電件数更新 (28万軒→26万軒)
15時10分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (14時00分) ・ 3号機海水注入を試行中 ・ 1号機使用済み燃料プールの冷却方法について関係各所と調整中
15時10分	プレス発表	15条通報 (敷地境界放射線量異常上昇) 発生を14:15判断
16時30分	プレス発表	本店時報 (15時00分) ・ (原子力関係) 14:15、15条通報 (敷地境界放射線異常) 発生、14:43通報、福島第一1号機使用済み燃料プール冷却について関係機関と調整、福島第一2号機ベント弁の操作を11:00に完了、福島第一3号機水素爆発の可能性あり、爆発防止策を検討中 ・ (需給関係) 大井3号復旧
18時00分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (18時00分)
18時15分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (18時00分) ・ 前回 (14:00報) と同内容の記載とあるも、3号機海水注入の試行は記載削除
20時20分～ 23時13分	社長会見	○ 清水社長、藤本副社長、小森常務、鎌倉法人営業部長、島田営業部長、花井系統運用部GM ・ 3/14から計画停電を実施する旨説明 ・ 原子力関係では、高経年化と事故の因果関係を問われ、「想定を超える津波が原因で、高経年は要因ではない」こと、津波への備えでは、「これまで考えられるレベルの津波対策は講じられていた。今回は想定を超える津波で今後それに対応する施策をどうするか、大きな課題」、想定や訓練不足も含めた経営責任について、「バックアップ体制は様々な想定をしてつくっているが、今回は想定を超える津波だった。現時点では原子力の安全確保に全力をかけて取り組んでおり、責任についてお話しする段階ではない」と回答
21時10分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (21時00分) ・ 前回 (18:00報) と同内容の記載
22時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (22時00分)
22時41分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (22時41分)
23時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (23時00分)

2011年3月14日(月)

発表時刻	形態	内容
(00時00分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (00時00分) ・ 前々回 (18:00報) と同内容の記載

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

00時41分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (00時41分)
01時50分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (01時50分)
03時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (03時00分)
(03時00分)	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (03時00分) <ul style="list-style-type: none"> 海水ピットの水が不足しているため、1, 3号機の注水ポンプを停止し、ピットに水を補給することを決定 2号機海水注入の準備中
05時00分	プレス発表	15条通報 (敷地境界放射線量異常上昇) 発生を3:50、4:15判断
06時00分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (05時00分) <ul style="list-style-type: none"> 海水ピットの水にまだ余裕があることを確認し、3号機の注水を再開
06時01分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (06時01分)
08時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (08時00分)
10時30分	プレス発表	15条通報 (福島第一3号機格納容器圧力異常発生)、ならびに格納容器圧力低下によるベント作業再開
11時30分頃	プレスルーム	○広報部職員 <ul style="list-style-type: none"> 11:01頃福島第一3号機において爆発があり、爆発した場所、原因を確認中と第一報を伝達
11時40分頃	プレスルーム	○広報部職員 <ul style="list-style-type: none"> 11:01頃の3号機の爆発は水素爆発と伝達
11時50分	プレス発表	福島第一3号機における白煙発生 <ul style="list-style-type: none"> 11:01頃大きな音とともに白煙発生。水素爆発の可能性あり 格納容器は、パラメータ上健全性は保たれていると考えている 作業員が負傷、救急車要請中
12時08分～ 12時54分	記者会見	○小森常務、桑原原子力設備管理部部長ほか <ul style="list-style-type: none"> 11:48時点で、社員2名、協力会社1名の打撲を確認。協力会社1名、自衛隊6名の計7名が行方不明のため、安否確認中 11:35時点の福島第一3号機原子炉水位は燃料頂部からマイナス1,800mm、原子炉圧力はA系0.17MPa、B系0.18MPa、格納容器圧力はD/Wが360kPa、液相部が380kPa 燃料溶融について可能性を認めつつも、燃料棒頂部が露出しているも、下部で蒸発した蒸気で冷却されるため、燃料の損傷状況は評価しにくい旨回答
12時45分	プレス発表	福島第一3号機における白煙発生 (第二報) <ul style="list-style-type: none"> 社員4名、協力企業2名負傷 放射線量の大きな変動無し

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

14時25分	プレス発表	福島第一3号機における白煙発生（第三報） <ul style="list-style-type: none"> ・社員4名、協力企業3名負傷 ・風下の福島第二原子力発電所の放射線量に大きな変動なし ・福島第一2号機に爆発対策を施すことを検討
14時30分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（14時30分）
16時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ（16時00分）
16時30分	プレス発表	15条通報（福島第一2号機原子炉冷却機能喪失の発生） <ul style="list-style-type: none"> ・13時25分、福島第一2号機RCIC停止、原子炉冷却機能喪失
17時20分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（17時20分）
17時35分	プレス発表	福島第一3号機における白煙発生（第四報） <ul style="list-style-type: none"> ・7名のうち6名に放射性物質の付着確認、うち5名除染実施済 ・お詫びの文追加（立地地域＋社会）
18時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ（18時00分）
20時40分～ 21時45分頃	記者会見	○武藤副社長 <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一2号機の水位について 17:17 燃料棒頂部まで水位低下、18:22 ダウンスケールになった旨説明 ・現在も福島第一2号機がダウンスケール中で空だき状態なのかという質問に対して、19:54 水位計のハンチングが確認、炉内に海水が注入されていると判断している旨回答 ・燃料溶融の可能性については、今後のパラメータを見る必要があるが、高いレベルの放射能が出ているので、燃料が損傷したと見ている旨回答 ・また会見中に、21:20にSR弁を開放し炉圧を下げたところ、21:21 マイナス3,400mmだった水位が21:34にマイナス2,000mmまで回復し、炉圧が下がって海水の流入量が増えたと見られると説明
21時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ（21時00分）
22時35分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（22時35分）
23時35分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報（23時30分） <ul style="list-style-type: none"> ・2号機RCIC停止により、水位が低下、圧力が上昇。ベントを実施し、海水注入したことから、水位や圧力は回復 ・3号機海水注入作業を中断中 ・3号機水素爆発により11名負傷、2Fへ搬送 ・過去発生した15条通報のうち、「敷地境界放射線量異常上昇」についてまとめるとともに、同事象が生じた場合、お知らせする旨を告知

（注）発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

2011年3月15日(火)

発表時刻	形態	内容
00時00分過ぎ	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> 福島第一2号機において、安全弁が閉まり、炉圧が若干高まった結果、水が入りにくくなり、原子炉水位が23:20再びダウンスケールとなった 原子炉への注水再開のため、安全弁を開にする作業を実施中
01時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (01時00分)
01時05分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (01時05分)
06時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (06時00分)
08時10分	プレス発表	職員の移動 <ul style="list-style-type: none"> 福島第一2号機で異音発生後、圧力低下したことから、圧力抑制室で異常が発生した可能性 注水作業に直接関わりのない職員は一時的に安全な場所へ移動
08時30分頃	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> 福島第一2号機の圧力抑制室付近で音がしたこと、圧力抑制室の圧力が低下していることから、何か異常があったのではないかと判断して、注水作業に関わる50名程度以外の職員について、移動を開始した旨説明
09時45分	プレス発表	福島第一4号機建屋損傷 (第一報) <ul style="list-style-type: none"> 6時頃に大きな音が発生後、福島第一4号機原子炉建屋5階屋根付近に損傷を確認
10時50分	プレス発表	福島第一4号機建屋損傷 (第二報) <ul style="list-style-type: none"> 9:38頃4階北西部付近にて出火を確認
11時00分頃	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> 福島第一4号機建屋損傷の発表文に関連して、「2号機も含めて二度の爆発だったのか、一度の爆発だったのか特定できていない状況」と説明 火災について、鎮火させることが最優先であり、自衛隊にも消火の依頼をしている状況と説明
12時00分	ホームページ	福島第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ (12時00分)
13時15分	プレス発表	福島第一4号機建屋損傷 (第三報) <ul style="list-style-type: none"> 11時頃、自然鎮火確認
13時30分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ (13時30分)
14時25分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報 (13時00分) <ul style="list-style-type: none"> 2号機異音発生とともに圧力抑制室の圧力が低下、作業に直接関わ

(注) 発表時刻が分かっていないものは、とりまとめ時間を括弧書きで記載。

		りのない作業員は移動開始 <ul style="list-style-type: none"> ・ 3号機 2:30 海水注入再開 ・ 4号機原子炉建屋 5階付近損傷確認、その後、4階北西部付近にて出火を確認するも、11時頃自然に鎮火していることを確認 ・ 15条通報（敷地境界放射線量異常上昇）についてデータ更新
15時45分頃	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> ・ 福島第一4号機の損傷箇所について、原子炉建屋4、5階北西部の壁面と屋根が崩れている状況と回答
16時00分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報（15時30分） <ul style="list-style-type: none"> ・ 20～30km 圏内の方に屋内退避指示
(16時00分)	プレス発表	本店時報（16時00分） <ul style="list-style-type: none"> ・ （需給関係）変電所すべて復旧、停電件数更新（7,300軒）
16時30分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（16時30分）
17時30分	プレス発表	福島第一原子力発電所時報（17時00分） <ul style="list-style-type: none"> ・ 10時頃3号機原子炉建屋内陸側で400mSvが確認され、4号機原子炉建屋内陸側で100mSvを確認 ・ 15条通報（敷地境界放射線量異常上昇）についてデータ更新
18時00分	ホームページ	福島第一、第二原子力発電所敷地内モニタリングデータ（18時00分）
20時30分頃	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> ・ 福島第一4号機水素爆発の可能性について、現場を確認できておらず、原因も分かっていないが、否定はできないと回答
23時35分	ホームページ	福島第一原子力発電所敷地内モニタリングデータ（23時35分）
23時40分頃	プレスルーム	○広報部、原子力設備管理部職員 <ul style="list-style-type: none"> ・ 福島第一4号機使用済み燃料プールの注水について、線量が高く、がれきも散乱している状況だが、明日・明後日には開始したいと説明

以 上

保安院と東京電力の広報連携体制について

平成23年3月21日
原子力安全・保安院

1. 基本認識

今般の福島第一原子力発電所事故に関する広報については、規制当局である保安院と事業者である東京電力が、その立場は異なるものの、客観的事実を前提に統合本部としての一体的な広報を実施することが求められている。

このため、下記のとおり広報活動に関する連携を図る

2. 連携策

(1) プレス内容における事実関係の確認

- ① 統合本部としての情報共有がなされているところであるが、保安院、東京電力（本社及び福島県庁内の2箇所）の記者会見の時間・実施場所が各々異なり、その情報ルートも各々のものであることから、プレス発表内容において、ややもすれば事実認識に齟齬があるように見受けられる懸念がある。
- ② このため、東京電力のプレス発表前に、保安院広報班は東電課長クラスのしかるべき者より同資料の説明を受け、事実関係における両者の認識のすり合わせを行う。

※規制当局の見解が含まれうる保安院のプレス発表資料における事前確認は行うことは適切ではない。

※上記確認が故にプレス発表が遅くなることは決してないように運用することが肝要。

(2) 活動における連絡体制の構築

- ① 保安院広報官（西山審議官）及び東電メイン記者会見者（武藤副社長）間の連絡会議を適時実施し、報道振り等を踏まえて留意すべき事項等の確認を行う。
- ② 常時、保安院原子力安全広報課長（対策本部事務局広報班長）及び東京電力広報部長は常に連絡を密にし、様々な統合本部としての広報にかかる批判等への対応を検討し、解決策を具体的に実施する。

(参考) 東電からの連携等提案

- ・ 東電課長クラスが保安院に対してプレス発表前にその資料を説明する。
- ・ 東電のメイン記者会見対応者を武藤副社長とする。

当社の情報公開に関する主な記事(3月12日～16日、主要新聞紙)

事例	記事
3/12 ベント実施の会見	<ul style="list-style-type: none"> ・「東電幹部、口重く」(3/12 毎日新聞夕刊) (ベントのタイミング、号機が明らかでなかったとして)
3/12 1号機爆発	<ul style="list-style-type: none"> ・「保安院・東電、『確認中』連発」(3/13 朝日新聞朝刊) ・「正確な情報速やかに」(3/13 毎日新聞朝刊) ・「首相『東電報告遅い』」(3/14 毎日新聞朝刊) (「確認中」「分かりません」を繰り返した、公表に時間を要した等として)
3/12 記者会見	<ul style="list-style-type: none"> ・「エネルギー政策 袋小路 国民の不信 再燃」(3/13 毎日新聞朝刊) (「冷却水の維持に取り組んでいる」などと当面の対応を繰り返す記者会見での姿勢に関して)
—	<ul style="list-style-type: none"> ・「原発情報、速やかに早く」(3/14 朝日新聞朝刊) (これまでの当社と政府の広報に対して)
3/14 計画停電	(3/14～3/15にかけて、発表は実施直前、事前説明が不足、方針が二転三転、政府と連携不足、誤りが多い、等の批判多数)
3/14 3号機爆発	<ul style="list-style-type: none"> ・「原発、計画停電 東電、ずさん対応」(3/15 読売新聞朝刊) (爆発直後、「確認する」の繰り返しで十分な説明が出来ず、対応は後手に回った等として)
—	<ul style="list-style-type: none"> ・「情報は危機管理の要だ」(3/15 毎日新聞朝刊) (官邸、保安院、当社の会見に時間差、情報の濃淡があるとして)
3/15 2号機爆発音	<ul style="list-style-type: none"> ・「東電、歯切れ悪い説明」(3/15 朝日新聞夕刊) ・「説明、歯切れ悪く」(3/15 日本経済新聞夕刊) ・「『分からない』『確認する』 東電、混乱ぶり象徴」(3/15 毎日新聞夕刊) ・「東電、詳しい説明せず」(3/15 読売新聞夕刊) ・「空虚な謝罪、説明不足 東電 経営陣は姿見せず」(3/16 産経朝刊) (「不明です」「確認します」と繰り返すばかり、肝心な事実関係があいまい、経営陣が会見せず責任感のなさがあらわ等として)
3/15 4号機火災	<ul style="list-style-type: none"> ・「東電、歯切れ悪い説明」(3/15 朝日新聞夕刊) ・「東電、曖昧な説明に終始」(3/16 日本経済新聞朝刊) ・「政府 危うい危機管理 東電との連携後手」(3/16 日本経済新聞朝刊) (火災と爆発音の関係について「確認がとれていない」を繰り返す、放射線量を政府が公表済みなのに「詳細は確認中」と繰り返す、政府と東電で見解が異なる(政府:「水素爆発の可能性が高い」、当社:「可能性は否定できない」)等として)

事例	記事
—	・「東電『隠蔽体質』脈々」(3/16 朝日新聞朝刊) (当社は都合の悪い数値を進んで明らかにしてはいない、物事を隠そうとする姿勢はいまに始まったことではないとして)
—	・「東電、リスク管理甘かった」(3/16 読売新聞朝刊) (リスクコミュニケーションの観点から多くの問題が指摘できるとして)
—	・「情報公開不手際を非難 CNN『東電またウソをついた』」(3/16 産経新聞朝刊) (情報公開の不手際に対する非難が国際社会で目立ち始めたとして)

退避の手順

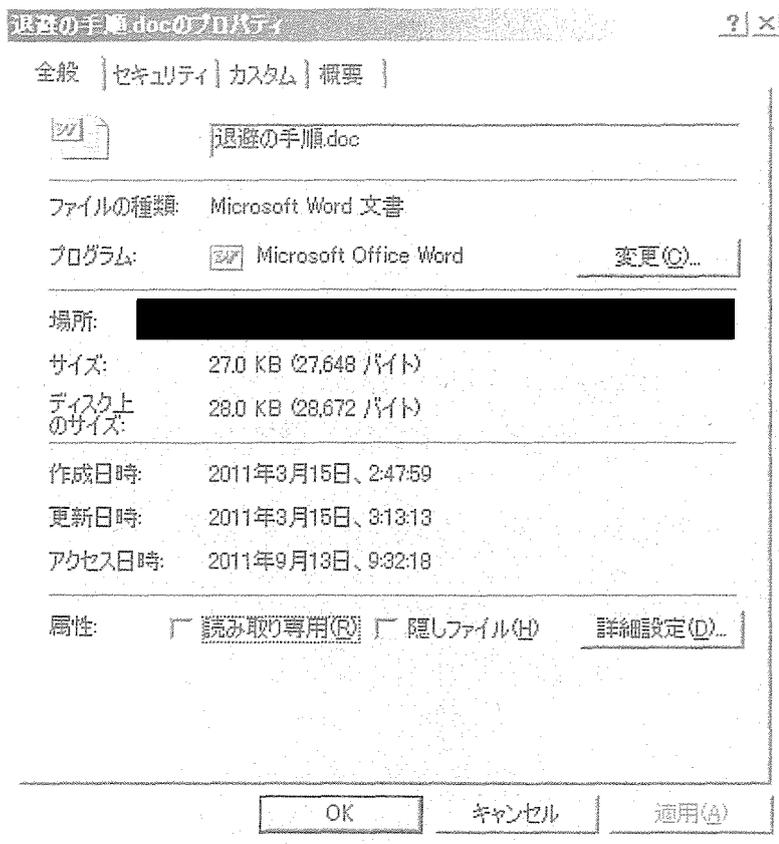
1. 手順

- ① 退避決定
- ② 協力会社への連絡 (バス協力のお願い)
- ③ 国・自治体への通報 (官庁連絡班)
- ④ アナウンスメント
 - ー避難決定が出ました、全員 (緊急対策メンバー以外は) 直ちに退避行動をとって下さい。
 - ーバス、車は免震重要棟の前に集合しています。全員が速やかな退避できるよう、バス・車には最大限、多くの方が乗車したものから出発します。
- ⑤ セキュリティー・放管チェックゲートの解除
- ⑥ 全員、緊急対策室に集合
- ⑦ 退避行動開始
- ⑧ 退避者の受け入れ
 - 健全者ー2F 体育館
 - けが人ー2F ビジター

2. 事前に用意すべきもの

- ・入構者リスト (入構記録から作成?)
- ・バスリスト (連絡者・電話番号)
- ・避難所受け入れ態勢

バス5台×100人/台



福島第一1号機プラントデータ

【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	REM		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	LEVL		-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	LEVL		16.0 MM NORMAL RETURN	
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVEL A	LOW
1447	C004	REACTOR	WATR LEVL		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	LEVL		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

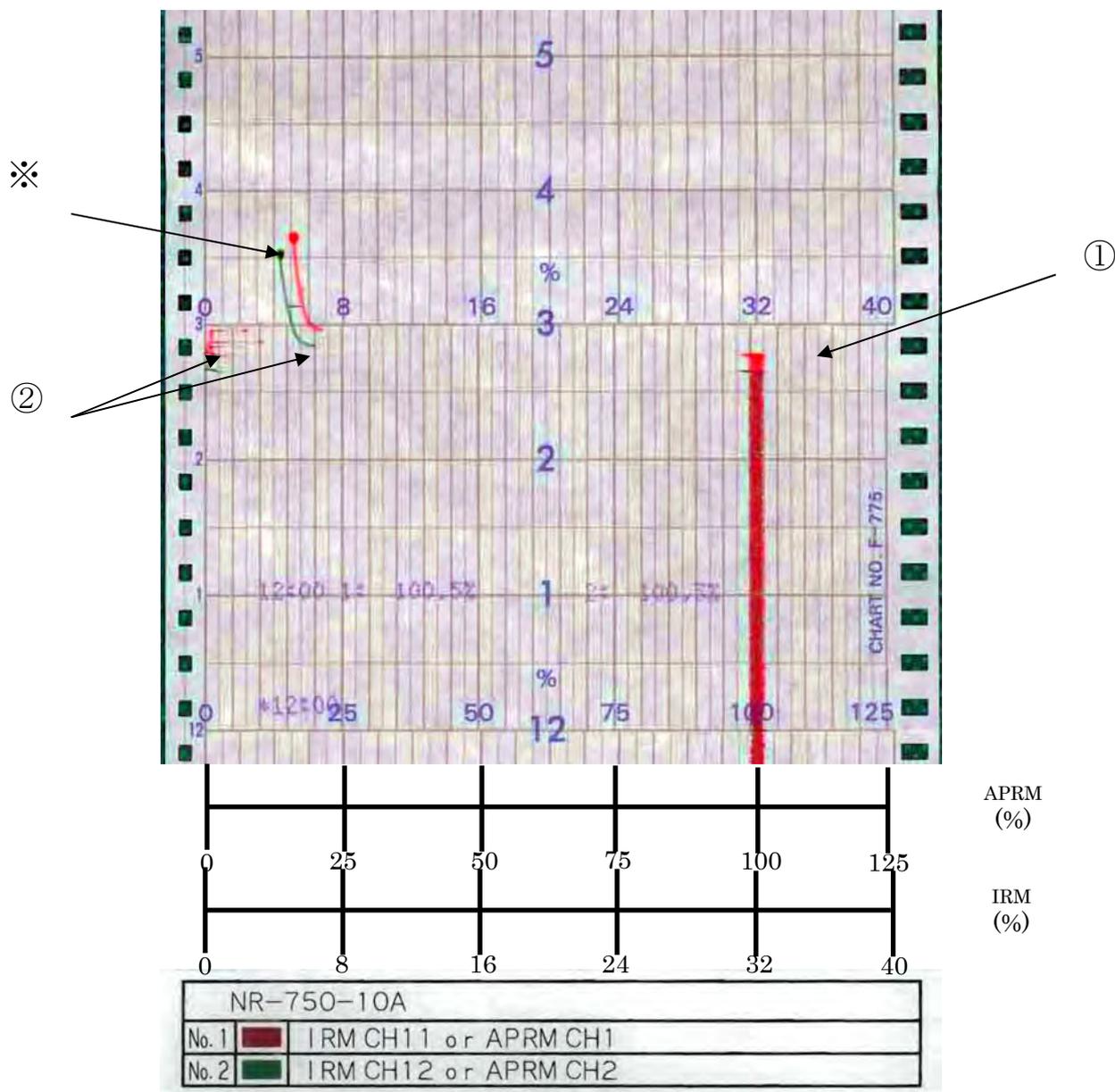
地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

【給復水ポンプトリップ】

1447	A570	#1	MSIV	A	OPN	OFF			
14	47	52	080	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	ON			
1447	A561	#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			給水ポンプ (C) トリップ
1447	A579	#2	MSIV	B	OPN	OFF			
14	47	52	140	D654	CP C TRIP	ON			復水ポンプ (C) トリップ
1447	A580	#2	MSIV	C	OPN	OFF			
14	47	52	250	D653	CP B TRIP	ON			復水ポンプ (B) トリップ
1447	B031	CAMS	12	MONI	D/W	LOW PSN			
14	47	52	250	D650	CWF A TRIP	ON			
1447	B032	CAMS	03	MONI	D/W	LOW PSN			
14	47	52	270	D655	RFP A TRIP	ON			給水ポンプ (A) トリップ
1447	B033	CAMS	12	MONI	S/C	LOW PSN			
14	47	57	070	D690	DIES GEN CB 1D-1	ON			
1447	B034	CAMS	07	MONI	S/C	LOW PSN			
14	47	57	140	D681	6.9KV BUS VLT 1D LOS	OFF			
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	343.0 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 PSN				
14	48	08	220	D680	PLR A LOCKOUT BY ACT	ON			
1447	G007	REAC	RWF	TOTL	FLOW	LOW PSN			
14	48	13	280	D576	TURBINE VIB OVER	NOFN			
1447	G007	REACINCSA	DRVG	FLWM		LOW PSN			
14	48	14	980	D661	PLR B LOCKOUT BY ACT	ON			

【中間領域モニタ (IRM)、平均出力領域モニタ (APRM)】



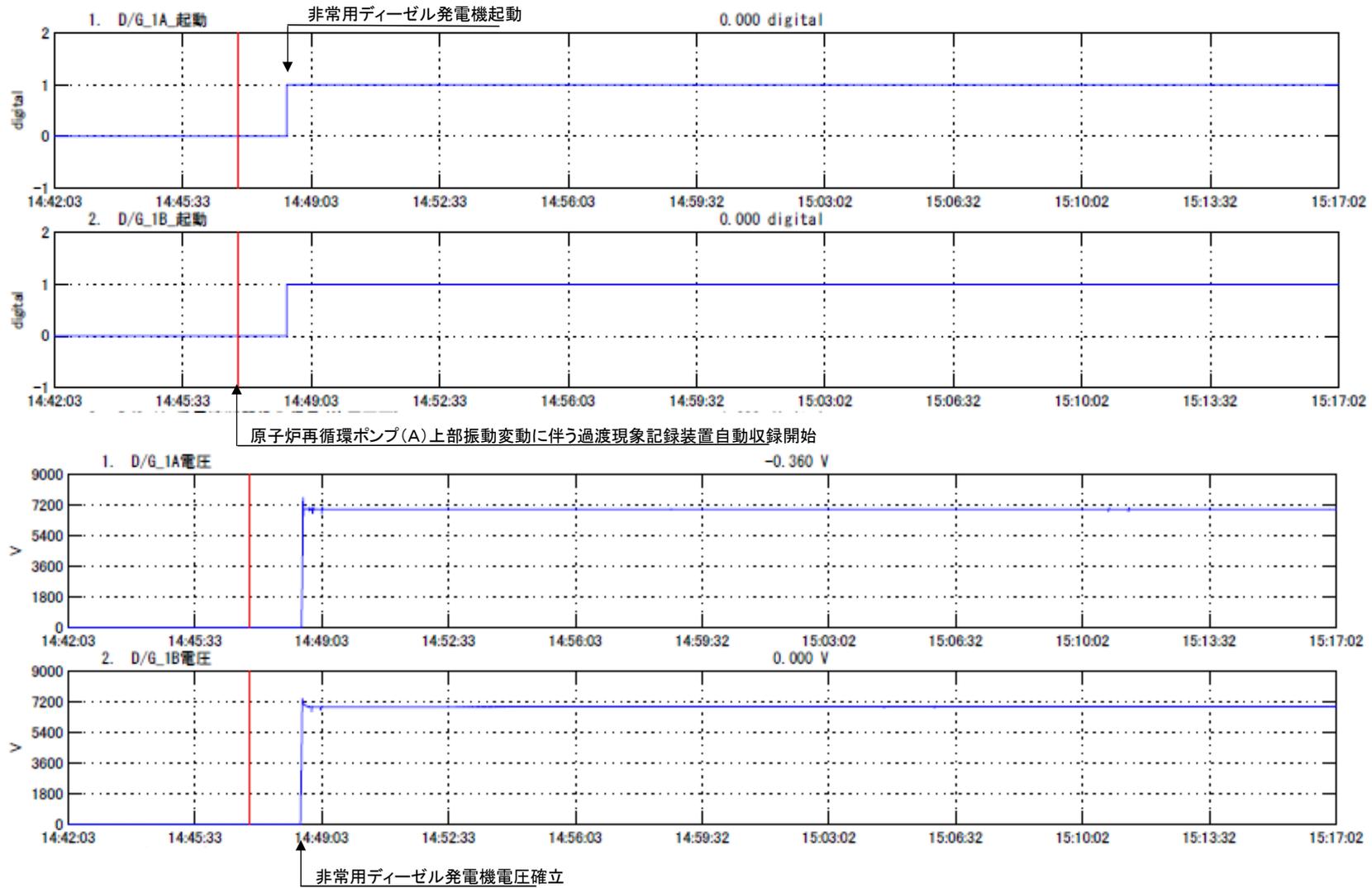
- ① 14時46分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと中間領域モニタ (IRM) への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【ディーゼル発電機（D/G）遮断機投入】

1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW	RSN		
14	47	57	070	D690	DIES GEN CB	1D-1	ON		D/G 1 B 遮断器投入
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		D/G 1 A 遮断器投入
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		

パラメータ

備考



14時47分、非常用ディーゼル発電機が起動し、電圧が確立している。

【主蒸気隔離弁（MS I V）閉】

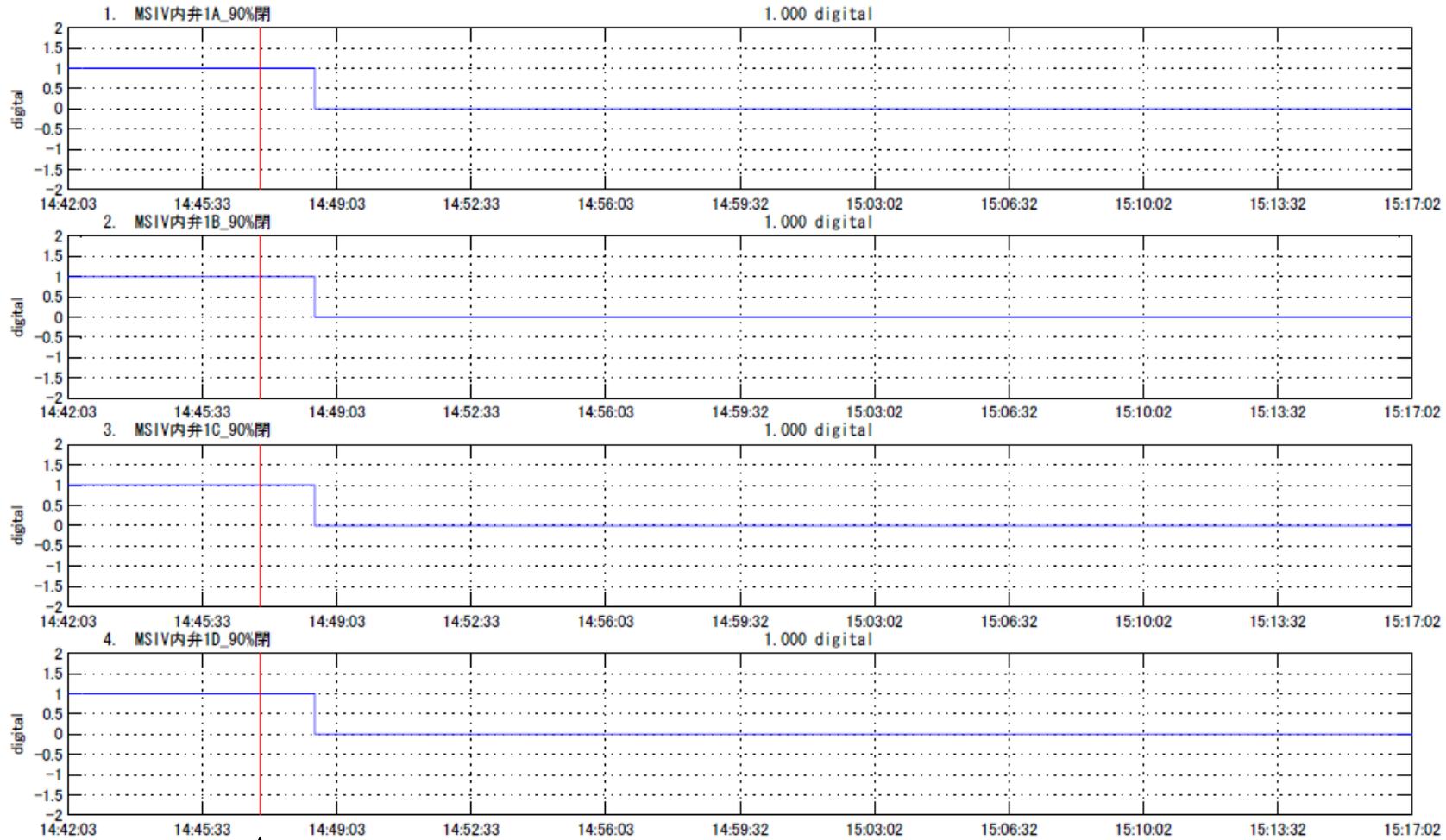
1447	FO65	SWP	DISCHG	HDR	FRES	LOW	RSN			
14	47	50	930	D520	REAC	WTR	LEVL	A	LOW	
1447	BO08	H2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D508	MAIN	STM	VALV	A	CLOSE	
1447	BO09	O2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D522	REAC	WTR	LEVL	C	LOW	
1447	BO01	O2	RECUM	OUT	O2	DENS	LOW	RSN		
14	47	50	930	D606	MAIN	STM	TEMP	HIGH	C	HIGH
1447	A099	HOTWELL	MMHD	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D530	NEUT	MON	SYST	C	TRIP	
1447	CO30	D/W	FRES	(W/R)		LOW	RSN			
14	47	50	930	D526	STM	LINE	RAD	C	HIGH	
1447	FO01	CLEANUP	OUTL	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D510	MAIN	STM	VALV	C	CLOSE	
1447	CO15	SUPPRESSION	PRES		LOW	RSN				
14	47	50	930	D532	MANUAL	SCRM	A		TRIP	
1447	CO67	RK	WTR	LVL	(F/R)	A	LOW	RSN		
14	47	50	930	D504	CONDENS	VAC	A		LOW	
1447	BO22	STACK	RAD	MONI	H/R	0.47>	-1.30	MS/H		
1447	A504	MAIN	STM	LEAK	A		HIGH			
14	47	51	720	D529	NEUT	MON	SYST	B	TRIP	
1447	A502	MAIN	STM	FLOW	C		HIGH			
14	47	51	720	D525	STM	LINE	RAD	B	HIGH	
1447	A506	MAIN	STM	LEAK	C		HIGH			
14	47	51	720	D533	MANDAL	SCRM	B		TRIP	
1447	A525	APRM		INOP			TRIP			
14	47	51	720	D511	MAIN	STM	VALV	D	CLOSE	
1447	A526	APRM	FLOW	BIAS	INOP		TRIP			
14	47	51	720	D509	MAIN	STM	VALV	B	CLOSE	
1447	A529	REB		INOP			TRIP			
14	47	51	720	D527	STM	LINE	RAD	D	HIGH	
1447	A540	APRM	FLOW	BIAS	CMPR		TRIP			

MS I V閉

(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。

パラメータ

備考



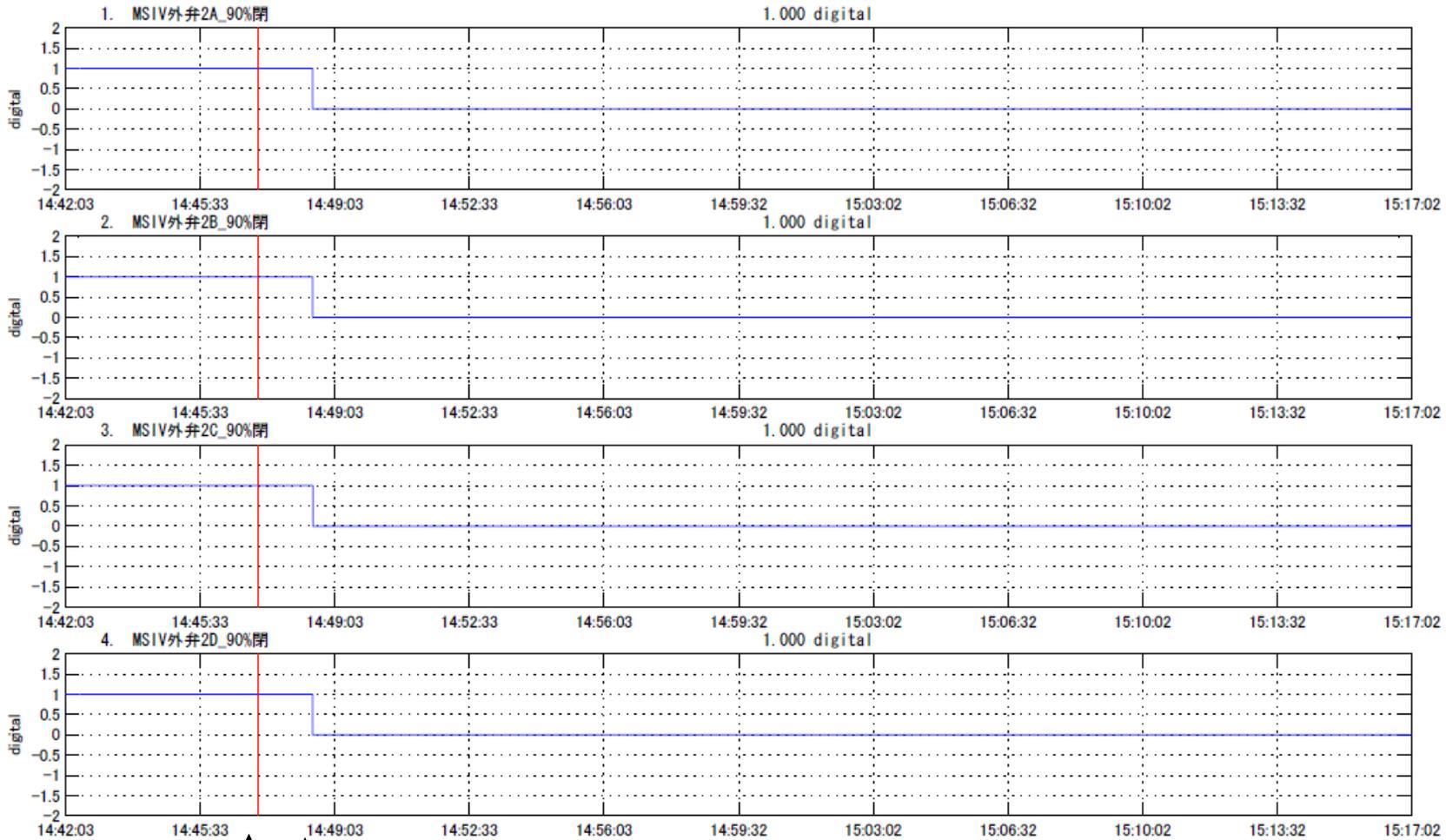
↑ 主蒸気隔離弁閉鎖

↑ 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

主蒸気隔離弁(内側)は、閉鎖している。

パラメータ

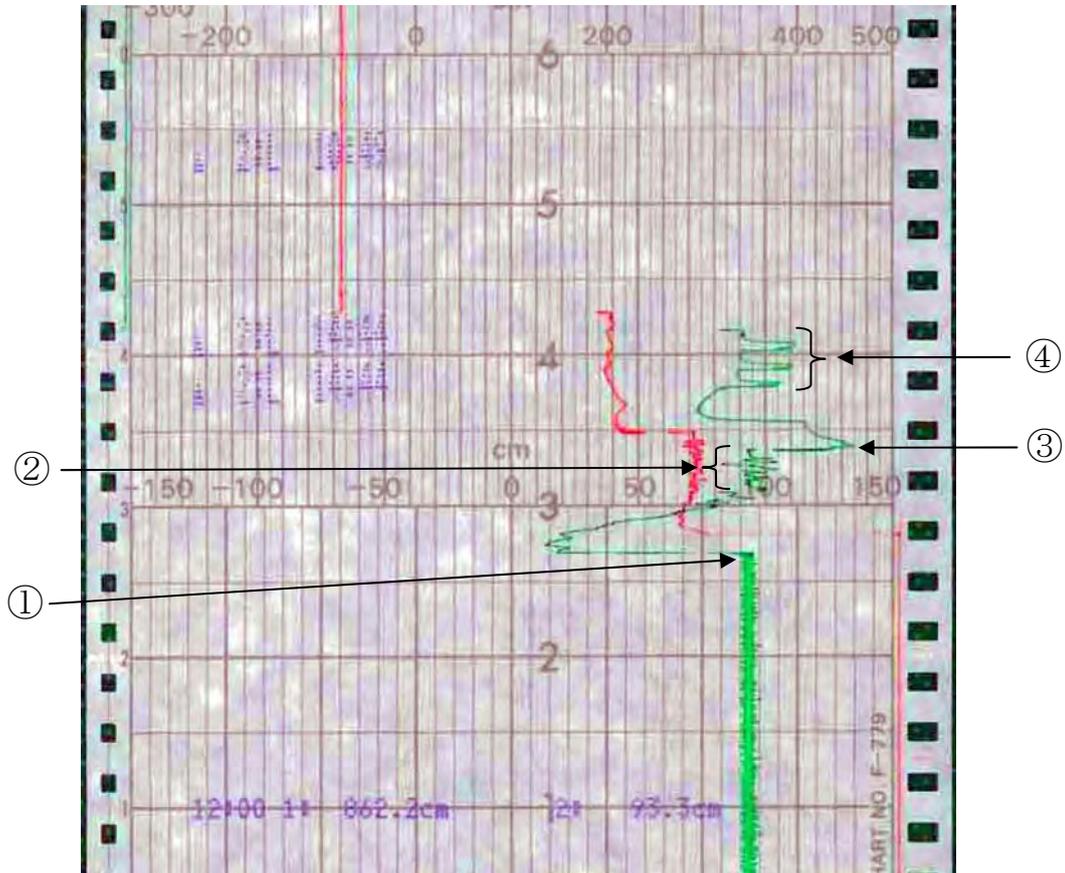
備考



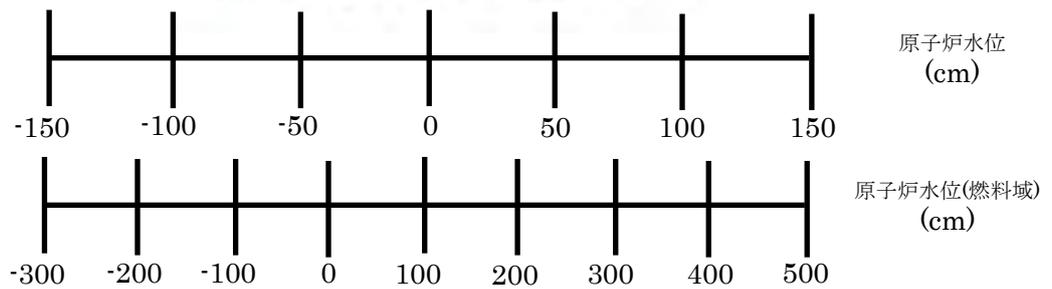
主蒸気隔離弁(外側)は、閉鎖している。

↑ 主蒸気隔離弁閉鎖
↑ 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

【原子炉水位】

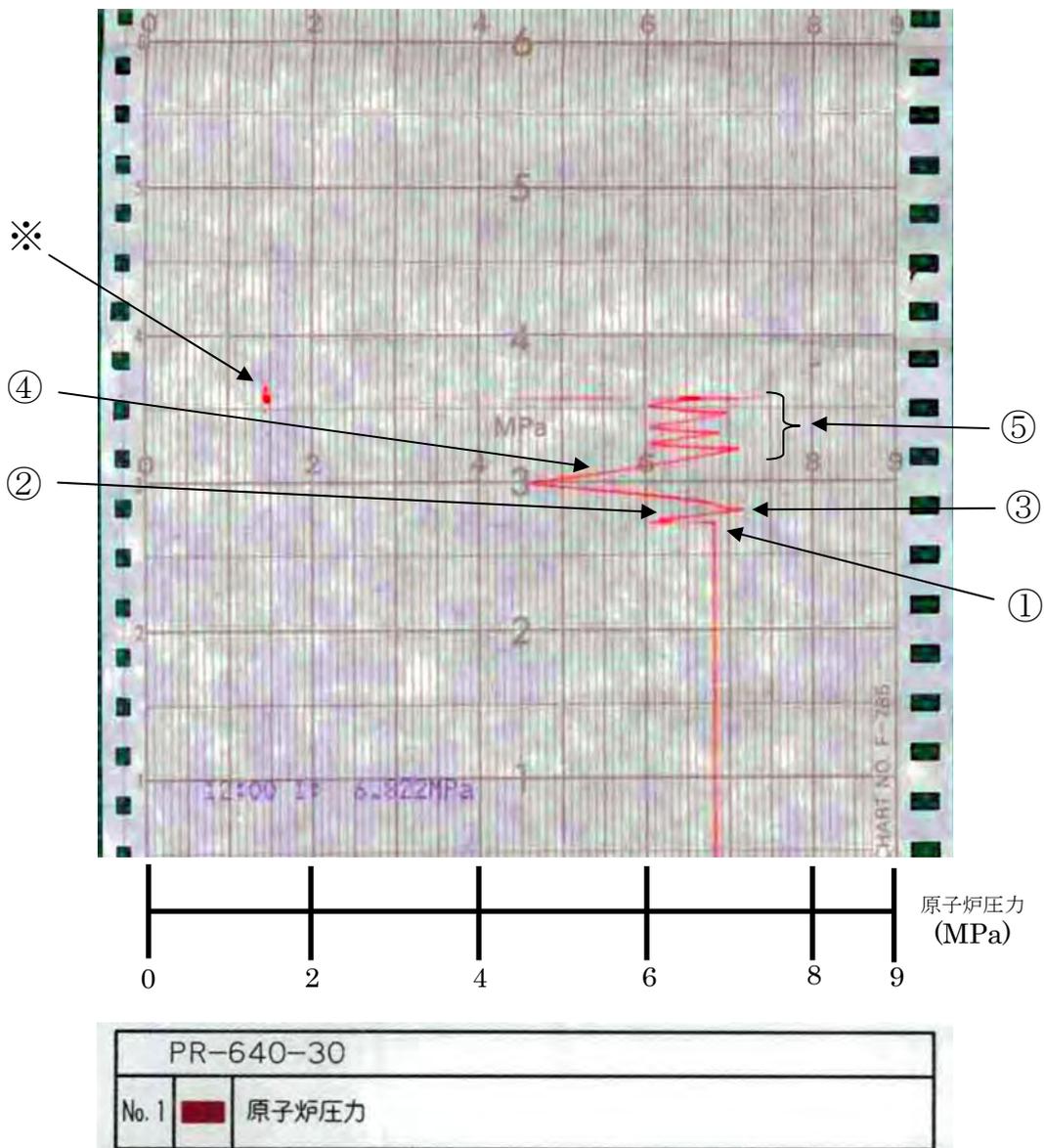


緑 原子炉水位
赤 原子炉水位(燃料域)



- 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、MSIV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

【原子炉圧力】

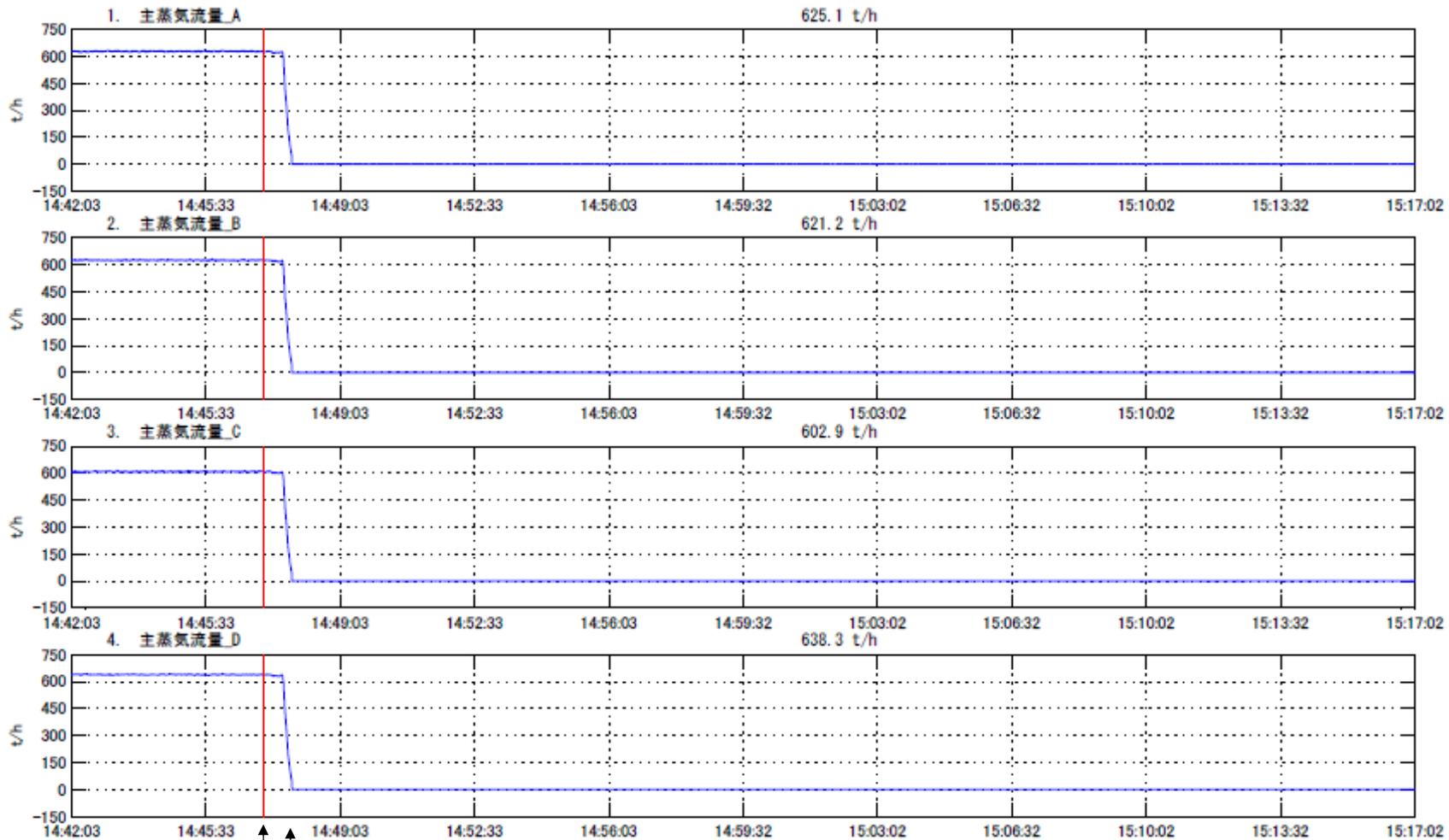


- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② MS I V閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 IC作動とそれに伴う減圧
- ④ IC停止に伴う圧力上昇
- ⑤ ICによると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

パラメータ

備考

原子炉スクラムと共に主蒸気流量は減少している。



原子炉スクラムにより主蒸気流量低下
 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

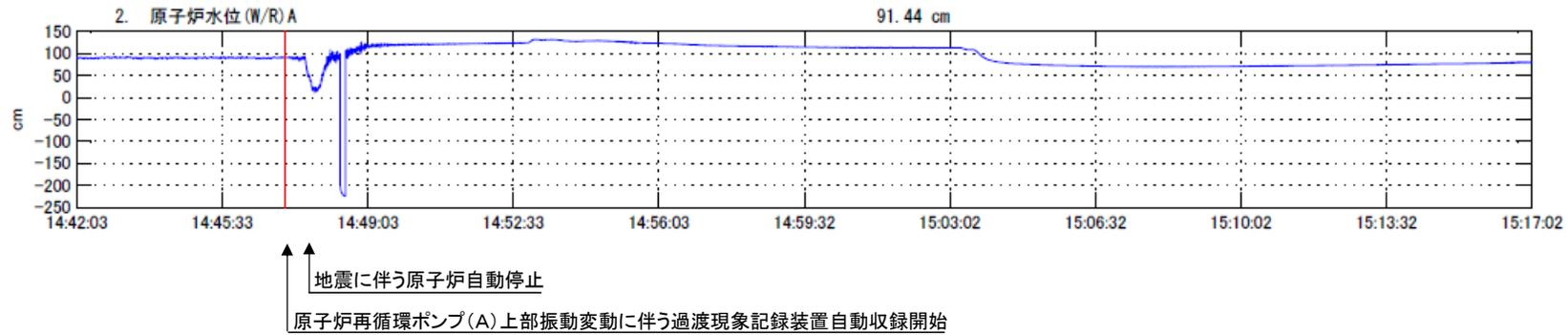
添付6-1(7)

【非常用復水器（IC）作動】

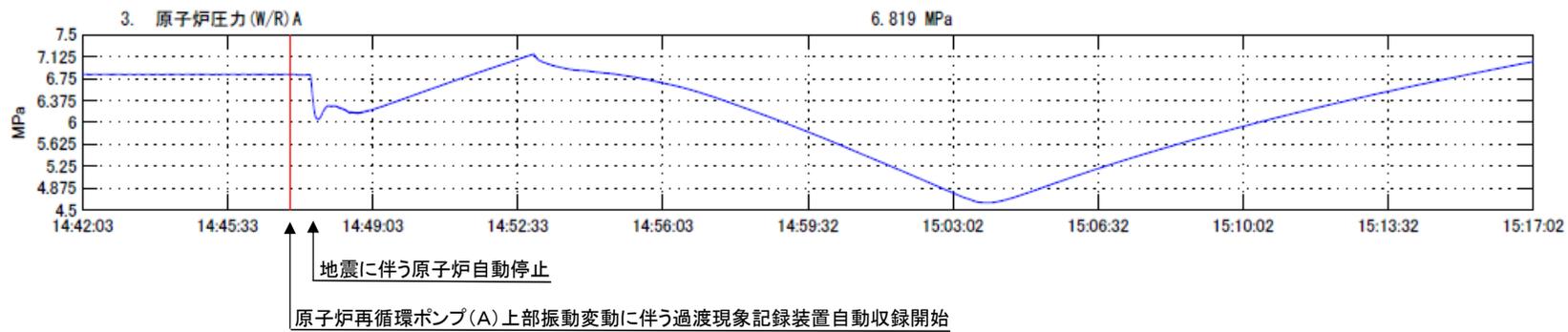
1452	A567	RX MODE SW REFUEL		OFF	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	16.8 MM	NORMAL RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	37.6	20.0 MM	
1452	B526	ISO-CON VLV B	OPN	ON	} IC作動
1452	B525	ISO-CON VLV A	OPN	ON	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	14.0 MM	NORMAL RETURN	
1452	A516	SRM DET POS		IN	
1452	C020	SUPPRESSION LEVL	38.2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

パラメータ

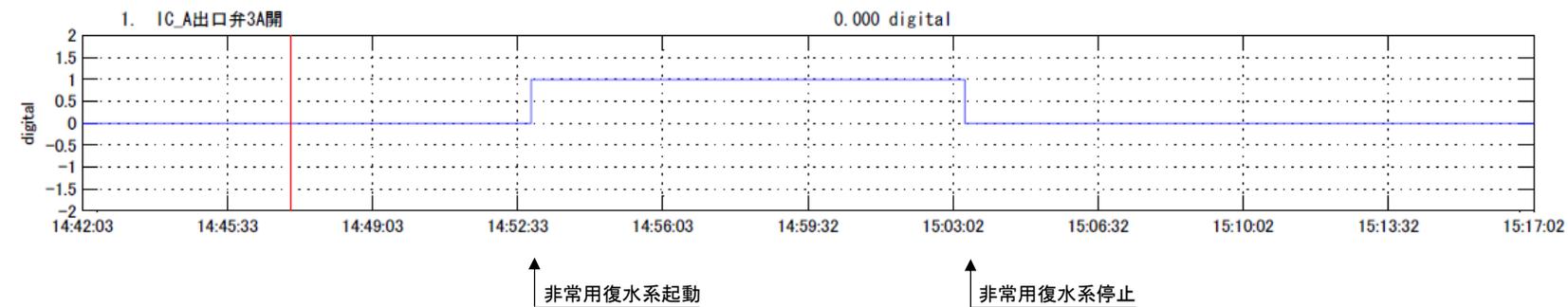
備考



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。



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、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。



非常用復水器(IC)は、14時52分起動し、15時03分に停止している。

パラメータ

備考

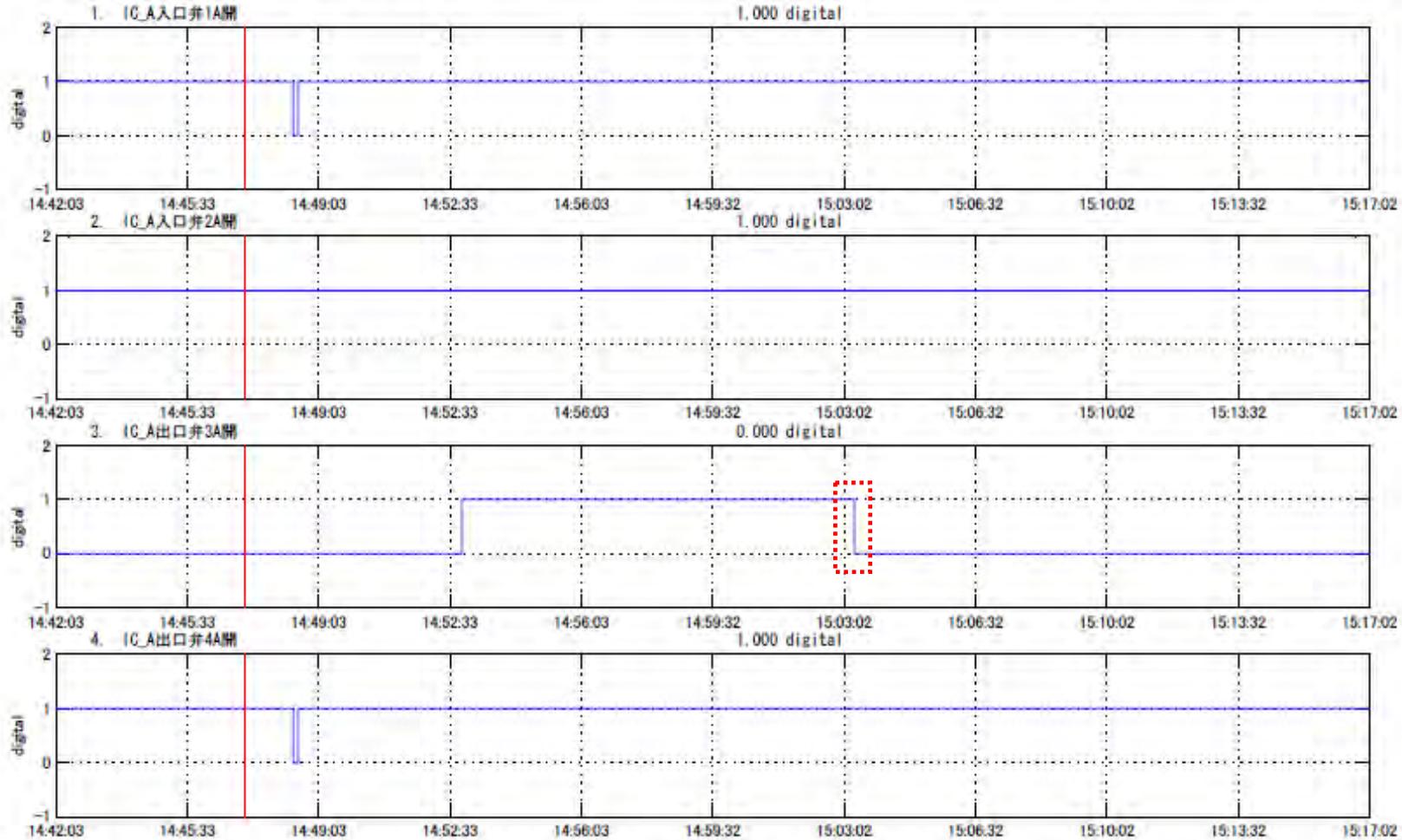
福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示
 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒～2011年03月11日15時17分02秒
 グループ名称：1F-1 非常用炉心冷却系流量(11)-2

ファイル名 1F1_Cy24_EVF_DET_2011_03_11_Fri_14_47_04.dat

データ周期 0.01秒

(1-

イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒



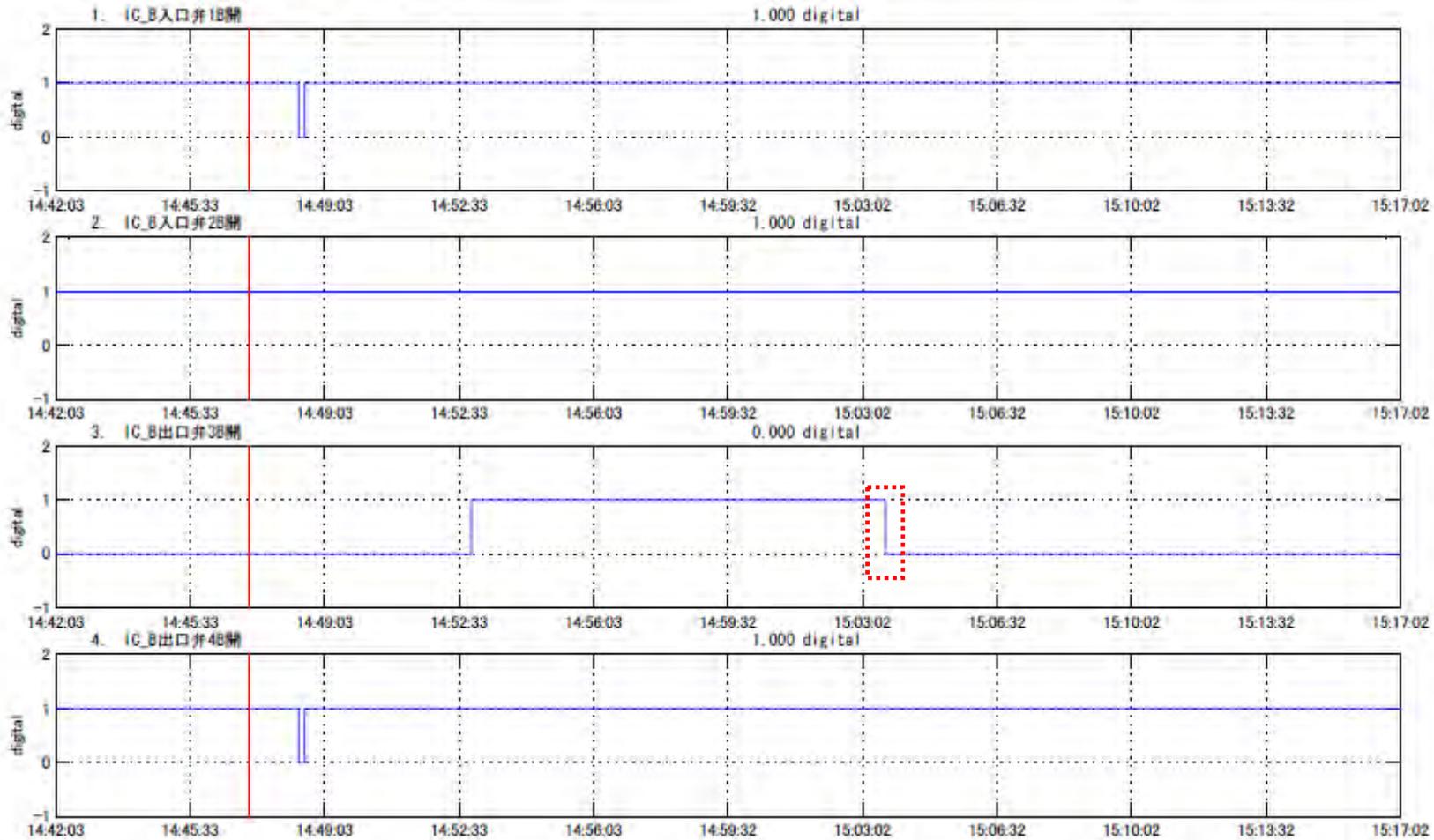
福島第一1号機 過渡現象記録装置トレンド

パラメータ

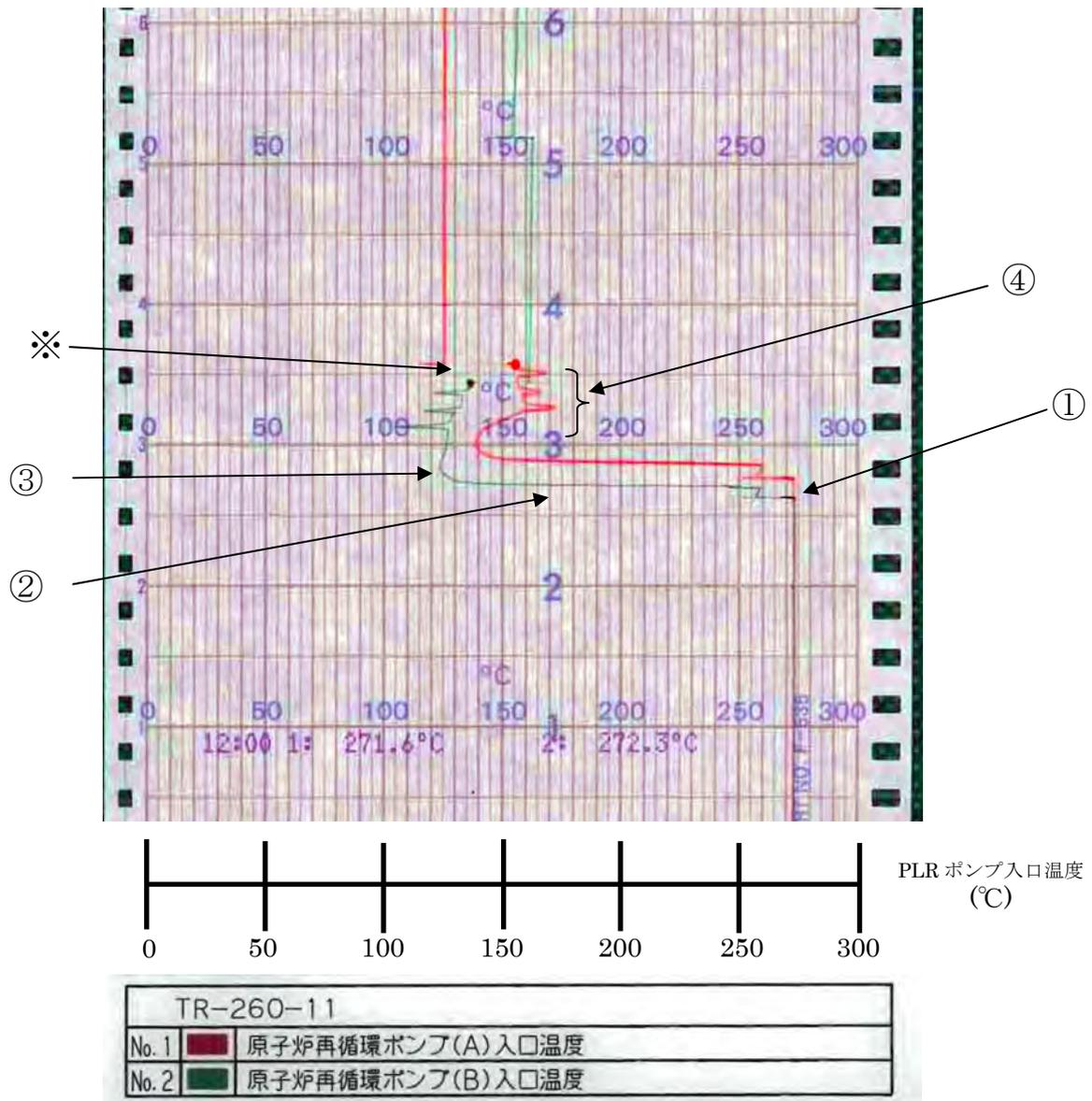
備考

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
 グループ名称 : 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (12) - 2

ファイル名 1F1_Cy24_EVF_DET_2011_03_11_Fri_14_47_04.dat データ周期 0.01秒 (1)
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒

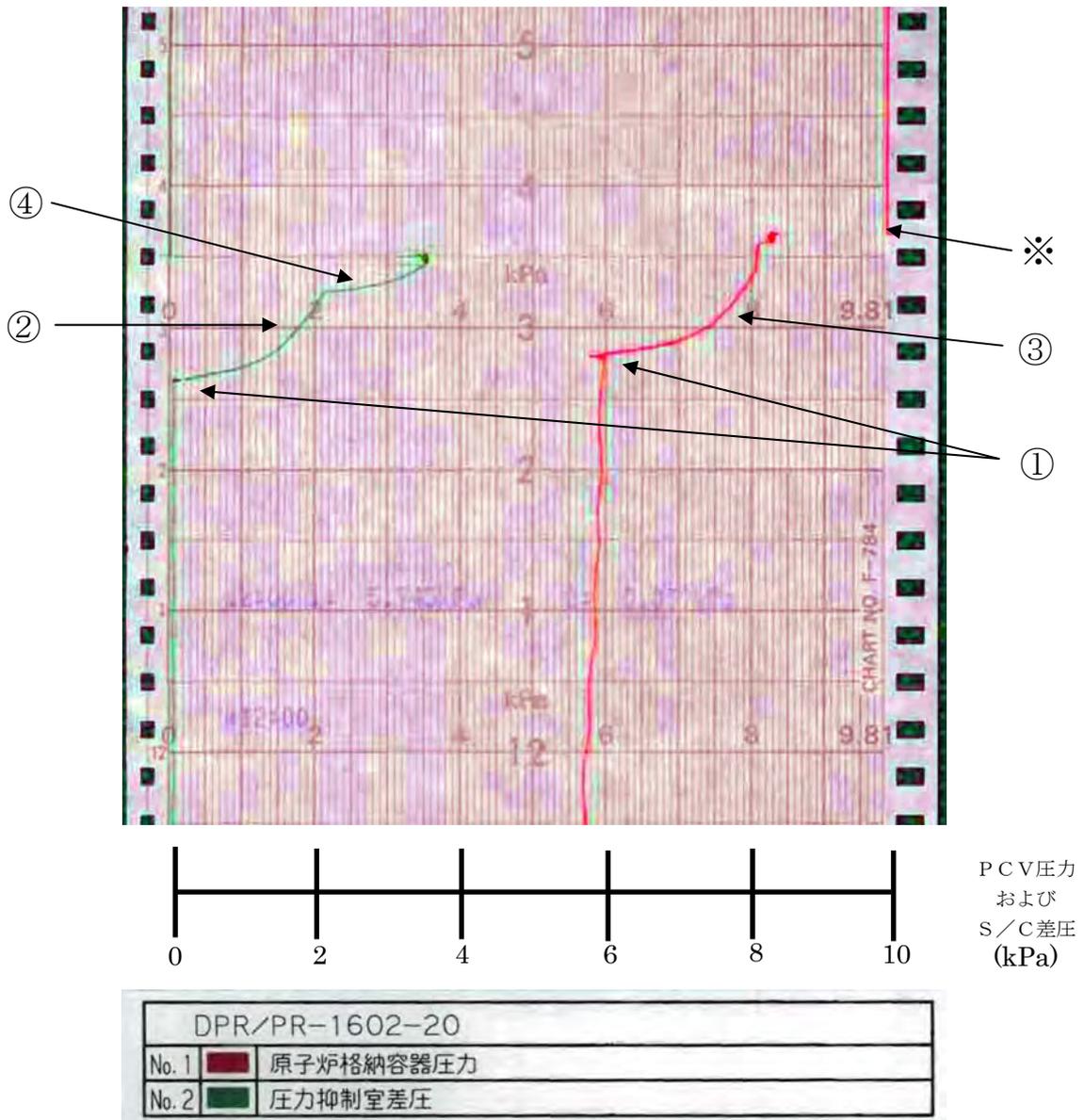


【原子炉再循環 (P L R) ポンプ入口温度】



- 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、I C 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 I C の停止
- ④ I C (A) による圧力制御に伴う変化 (I C 運転時、冷却された戻り水は P L R ループ (B) 入口側に直接流れ込むことから「 P L R ポンプ (B) 入口温度」が急激に低下している。流れ込んだ冷たい戻り水が、徐々に暖められながら反対側の P L R ループ (A) 側に回り込み、若干の時間遅れを持って「 P L R ポンプ (A) 入口温度」が緩やかに低下している)
- ※ 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、その後、再起動したものと考えられる。

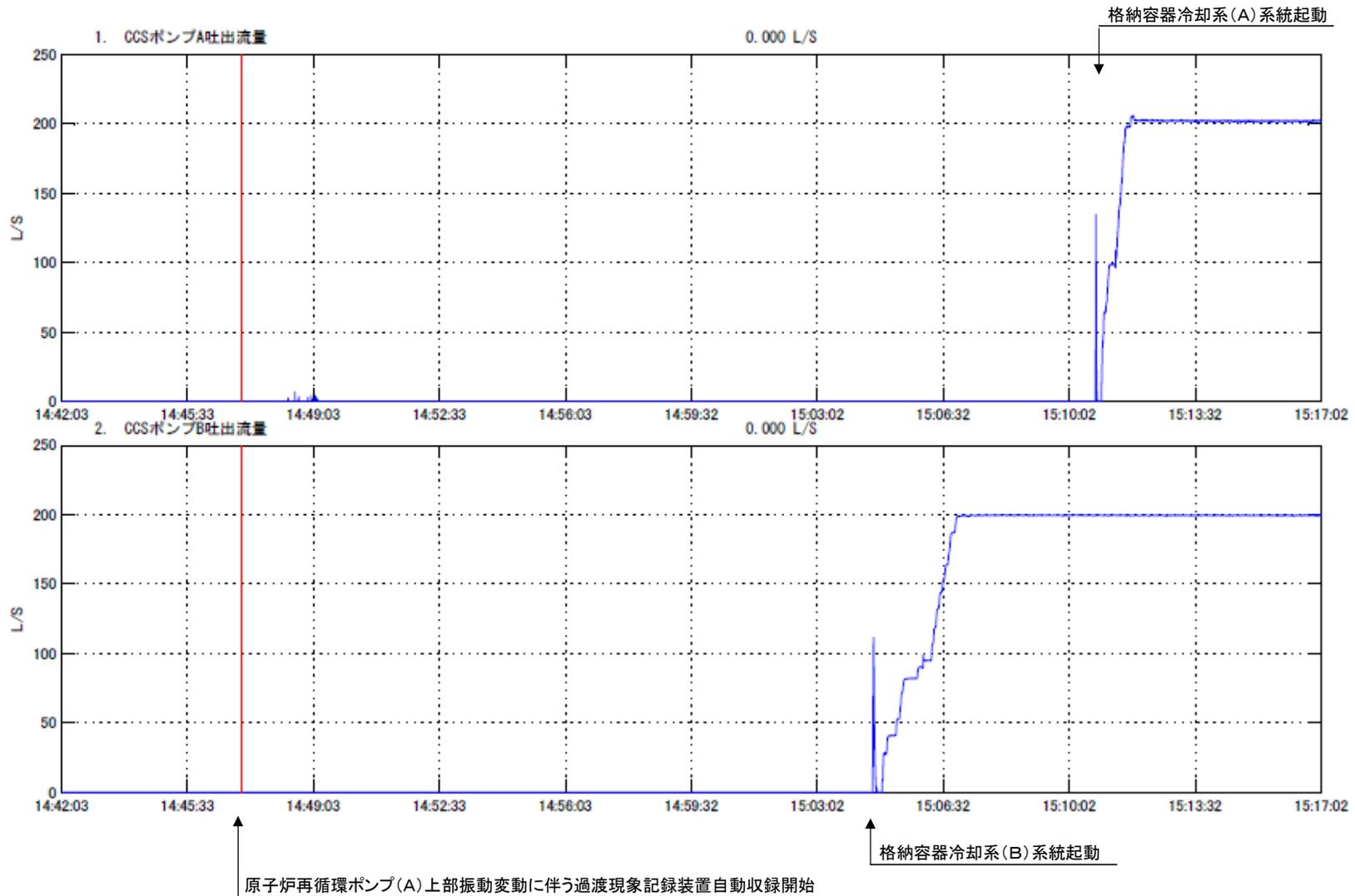
【原子炉格納容器 (PCV) 圧力、圧力抑制室 (S/C) 差圧】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② PCV圧力上昇に伴うS/C差圧上昇
- ③ 格納容器空調停止に伴うPCV圧力上昇
- ④ S/C冷却に伴うS/C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

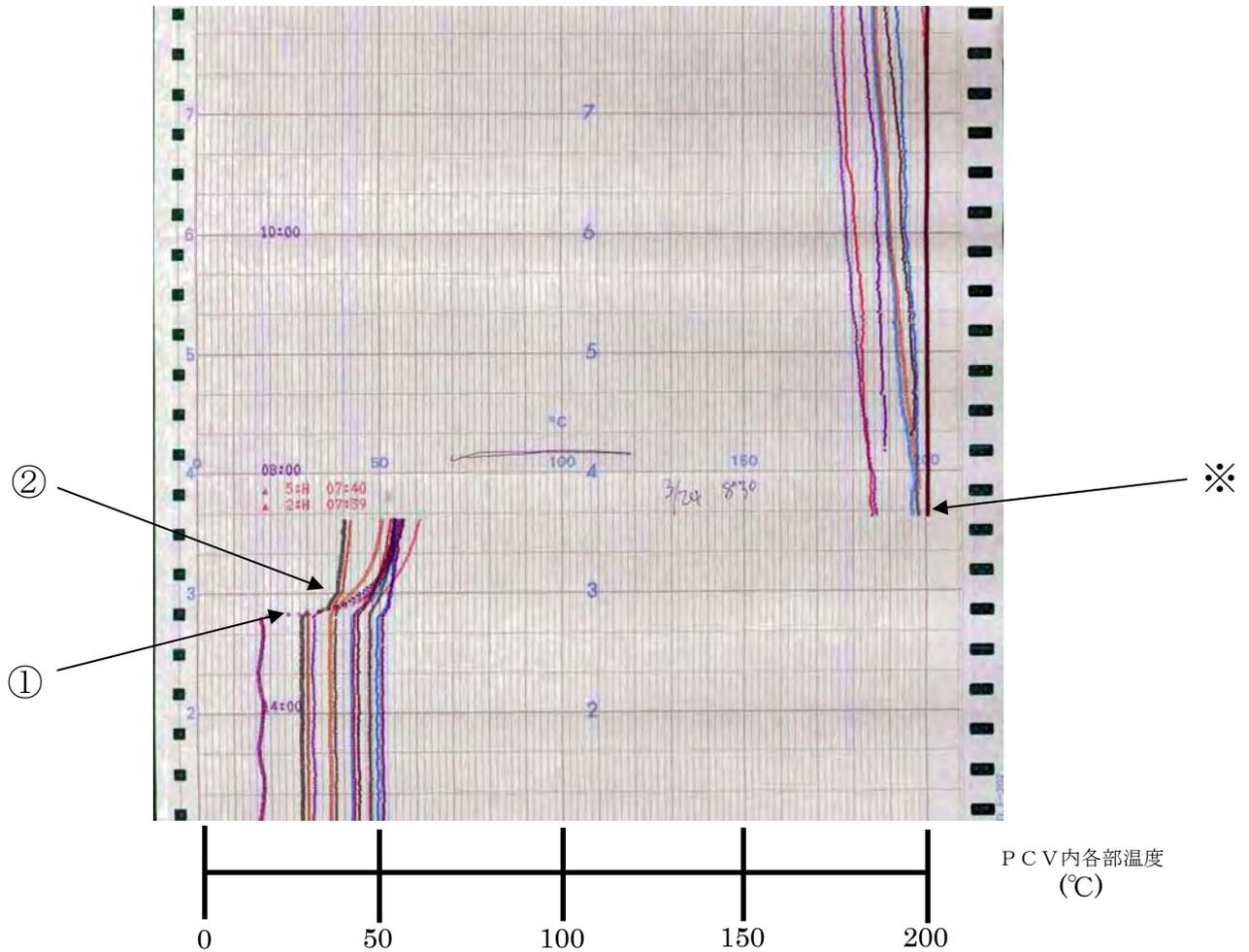
備考



格納容器冷却系ポンプB系統を15時05分頃起動している。
同様に格納容器冷却系ポンプA系統を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。

※当直員引継日誌では、15時07分トラスクーリング(A)インサービス、15時10分トラスクーリング(B)インサービスと記載されている。

【原子炉格納容器（PCV）内各部温度】

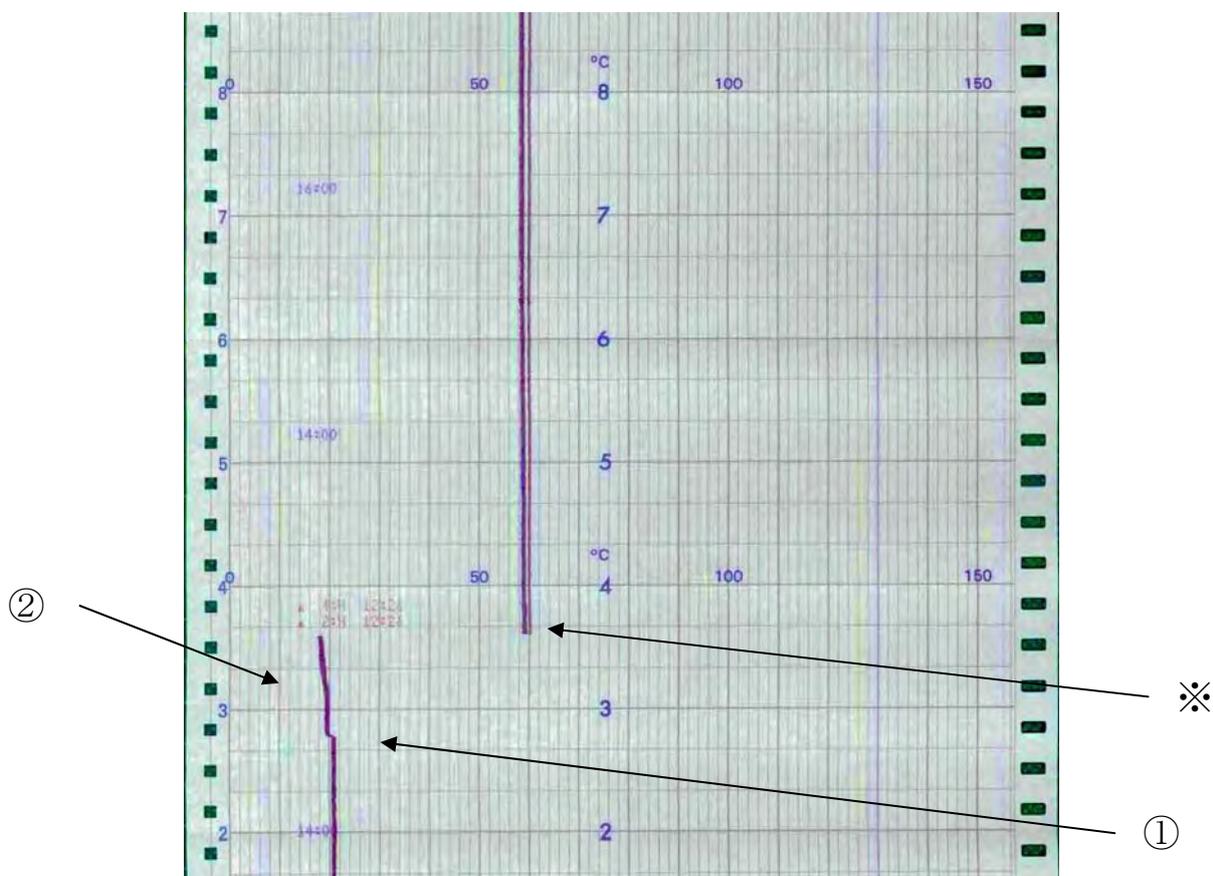


TR-1602-5

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。

【サプレッションプール水温度】

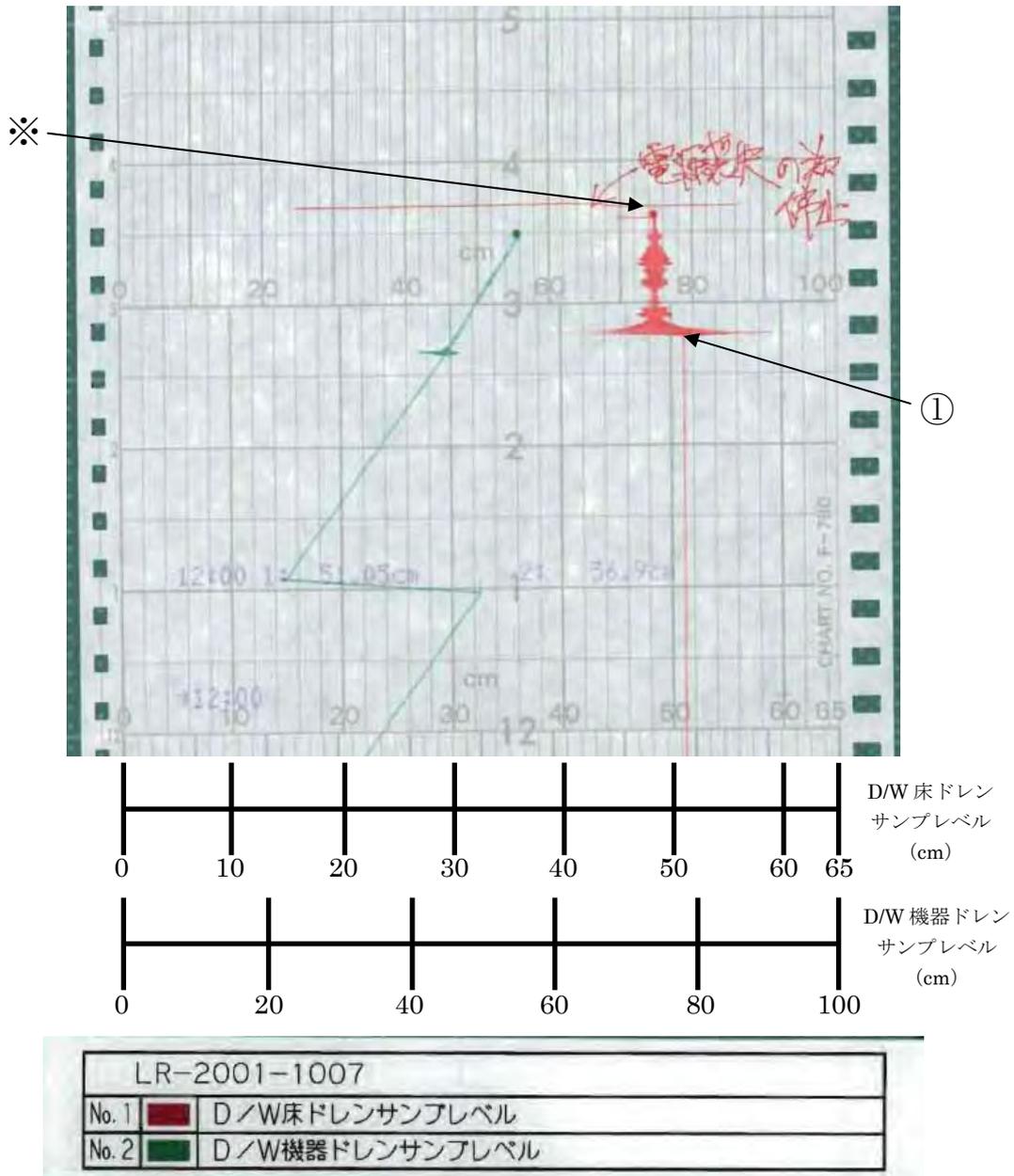


TRS-1601-71A

NO	色	測定名称	NO	色	測定名称
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 格納容器スプレイ系 (CCS) 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。

【ドライウェル (D/W) 床 dren サンプル水位】



① 14時46分 地震によるスクラム

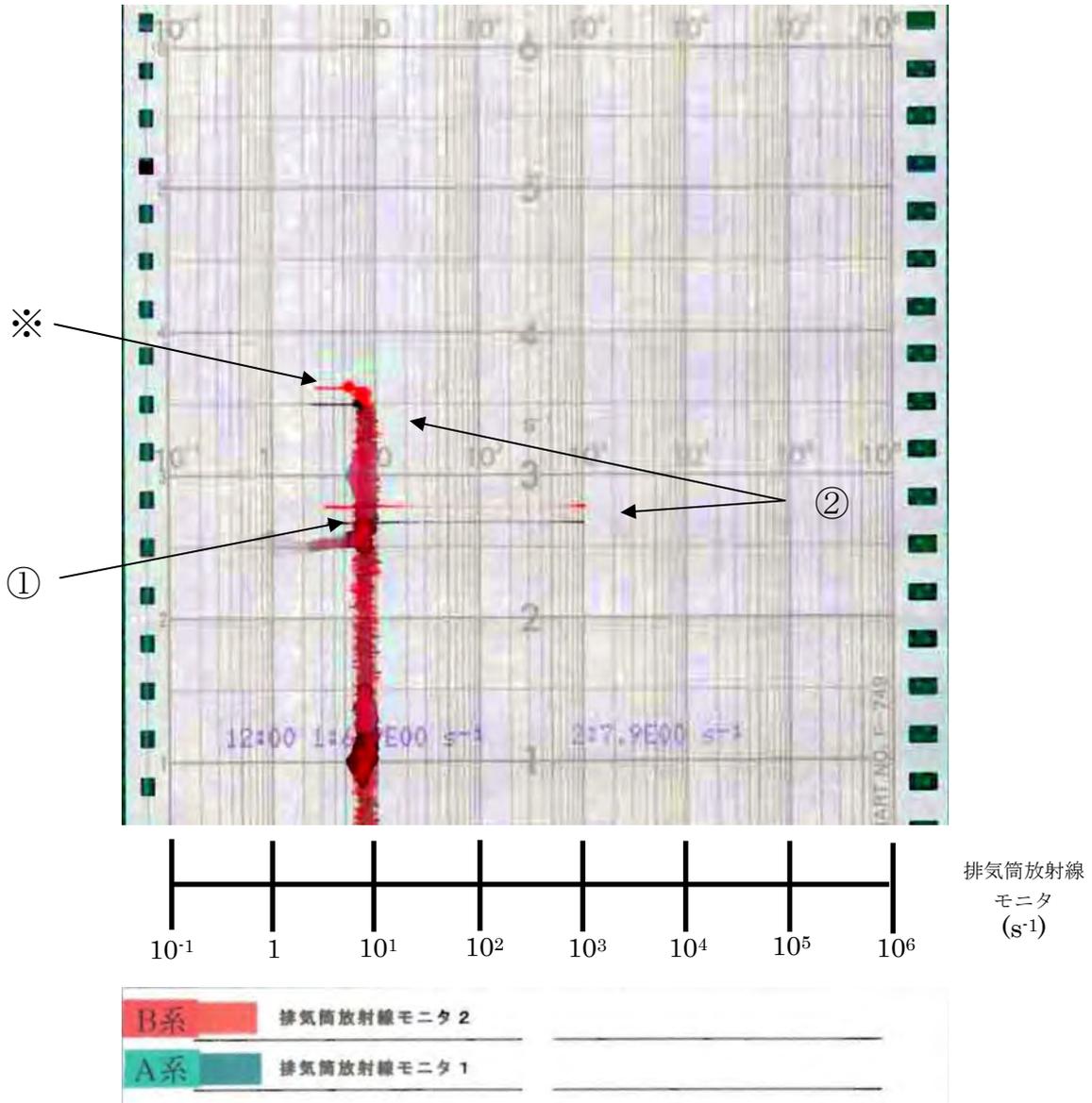
※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【非常用ガス処理系 (SGTS) 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	G001	GENERATR	GROS VARS		264.0	>	228.0	MVAR
14	47	26	290	D578	DUMPTANK 2	LEVL B		HIGH
1447	C055	RX WTR	LVL (W/R) A		214	<	700	MM
14	47	26	550	D502	DUMPTANK 1	LEVL C		HIGH
1447	C056	RX WTR	LVL (W/R) B		276	<	700	MM
14	47	26	750	D503	DUMPTANK 1	LEVL D		HIGH

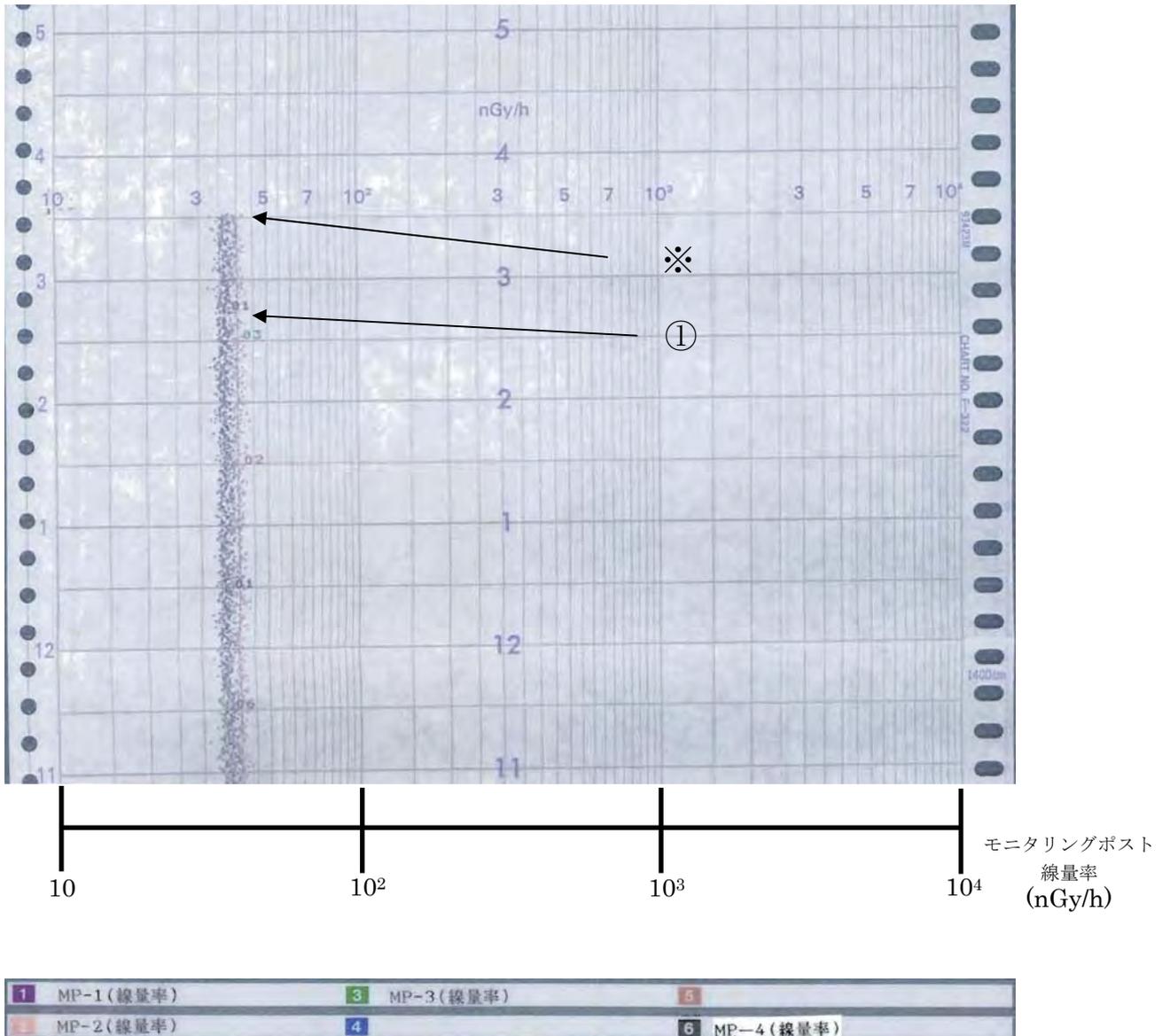
非常用ガス処理系 (B) 起動

【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。

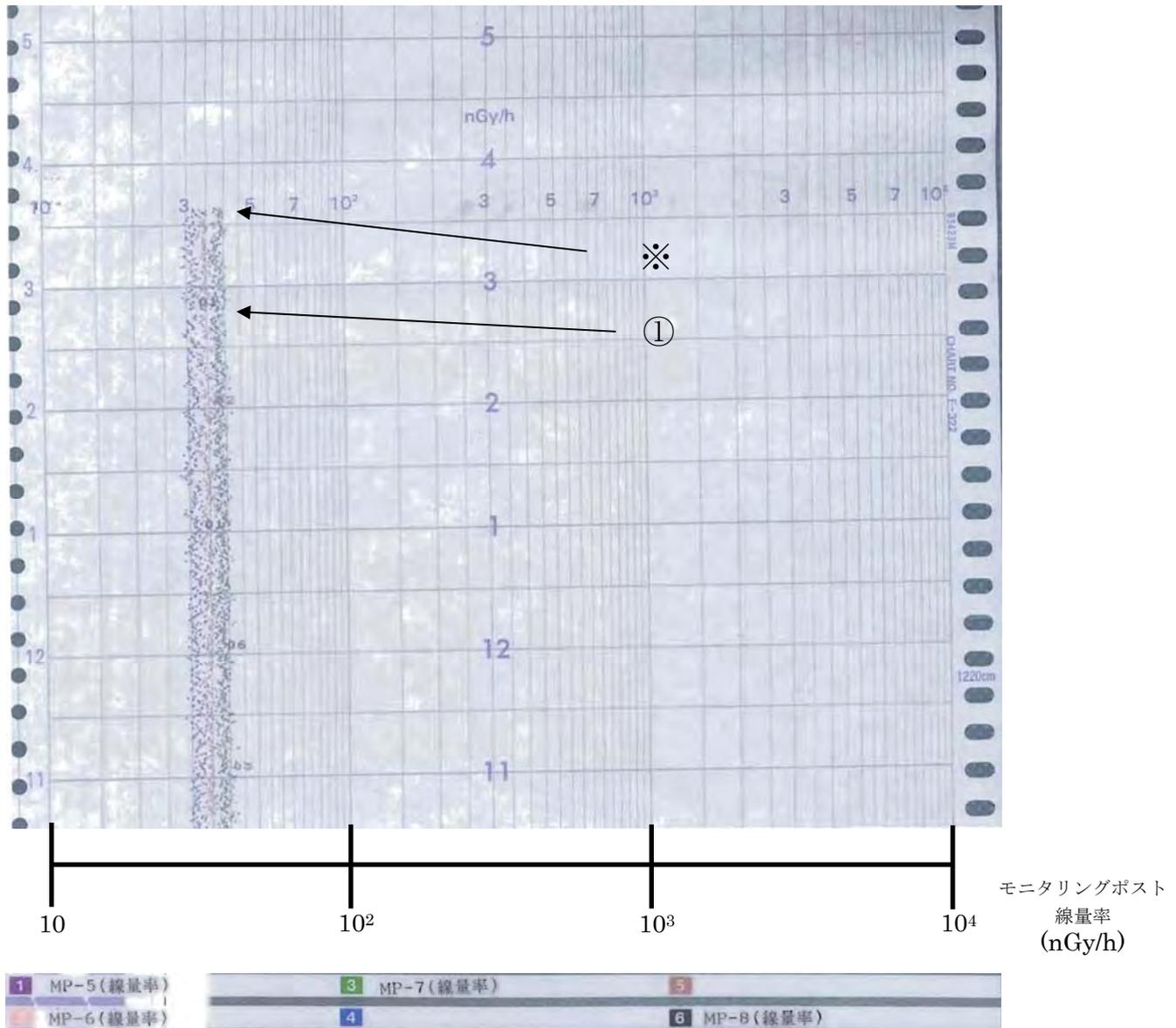
【モニタリングポスト1～4 (低線量)】



① 14時46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。

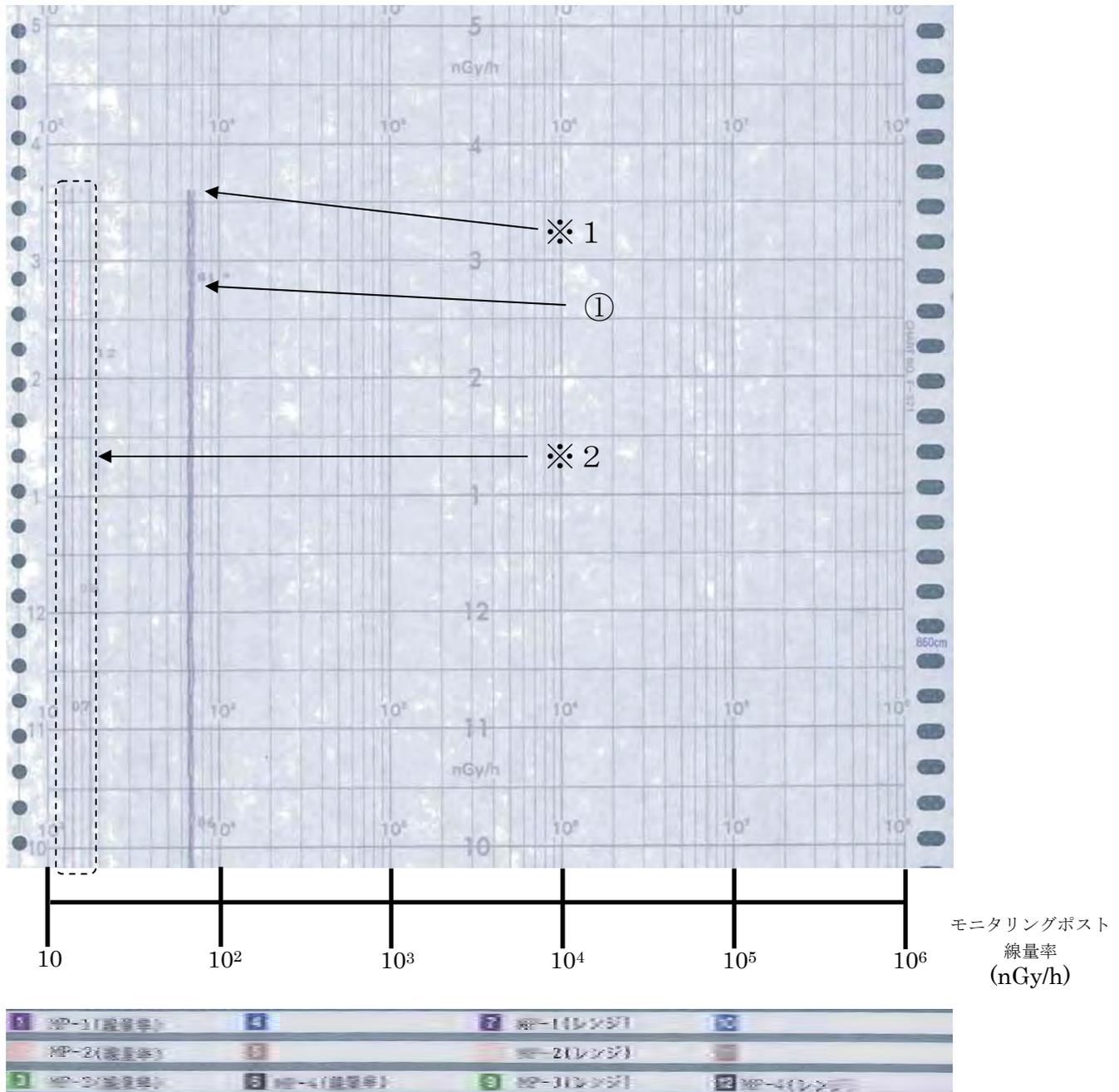
【モニタリングポスト5～8 (低線量)】



① 14時46分 地震によるスクラム

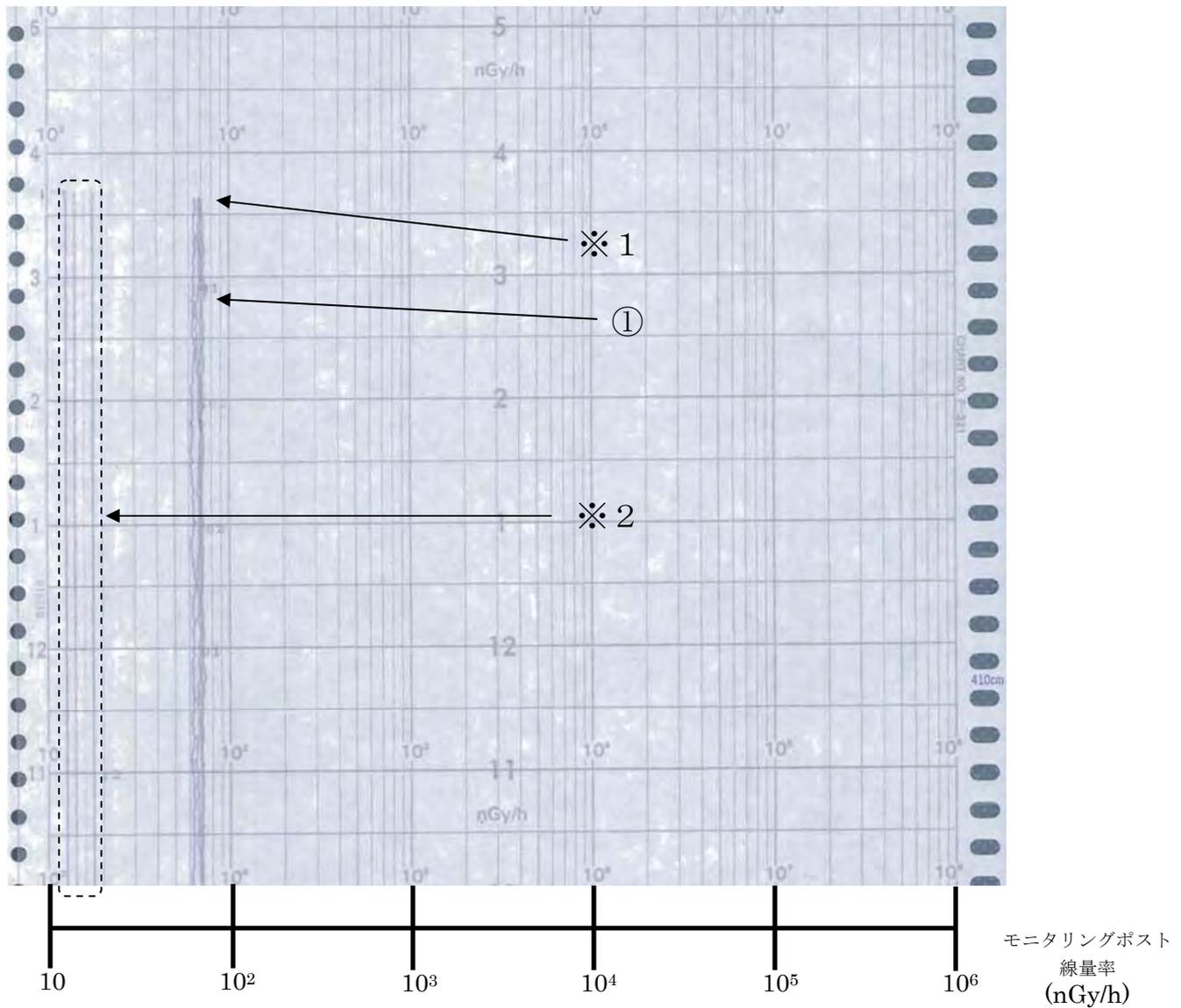
※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【モニタリングポスト1～4 (高線量)】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ※1 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 この記録計は2つのレンジ(低レンジ:10~10⁶nGy/h, 高レンジ:10³~10⁸nGy/h)を記録することができるが、この箇所にレンジの指示があることは低レンジを記録していることを意味する。(高レンジではチャートの右端にプロットされる。)

【モニタリングポスト5～8 (高線量)】



1	MP-5 (線量率)	4	MP-5 (レンジ)	10
2	MP-6 (線量率)	5	MP-6 (レンジ)	11
3	MP-7 (線量率)	6	MP-8 (線量率)	9
			MP-7 (レンジ)	12
				MP-8 (レンジ)

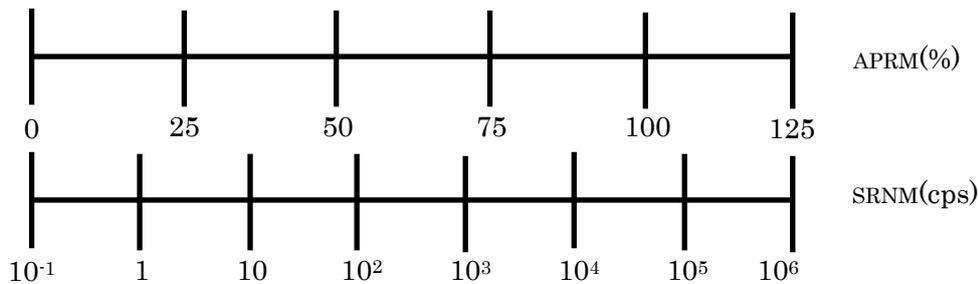
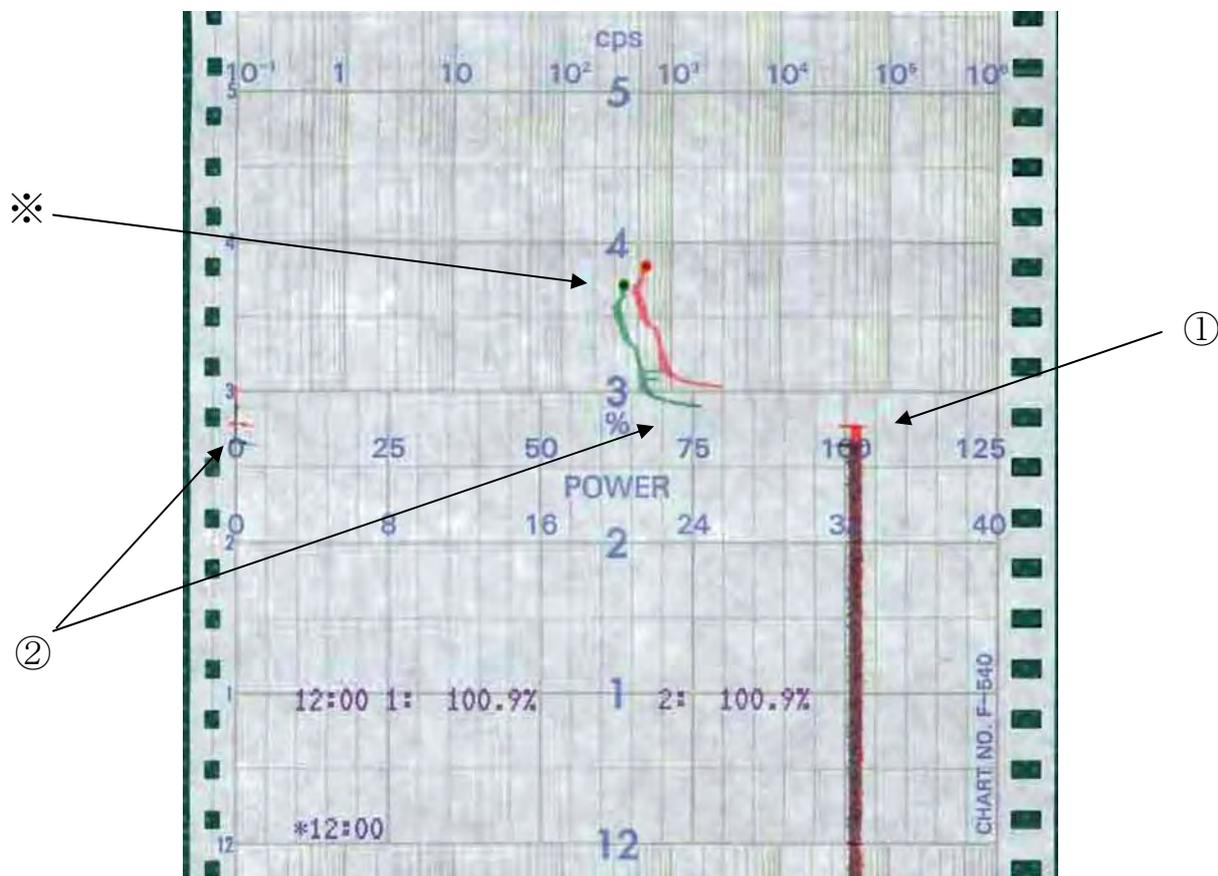
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ※1 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。
- ※2 この記録計は2つのレンジ (低レンジ: $10 \sim 10^6$ nGy/h, 高レンジ: $10^3 \sim 10^8$ nGy/h) を記録することができるが、この箇所にレンジの指示があることは低レンジを記録していることを意味する。(高レンジではチャートの右端にプロットされる。)

福島第一2号機プラントデータ

【スクラム・全制御棒全挿入】

* 2011/03/11 14:47	A524	APRM 中微子モニタ			
* 2011/03/11 14:47	D535	原子炉 自動スクラム B			地震による自動スクラム
* 2011/03/11 14:47	D565	地震トリップ C1-D			
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 C1-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	16-07	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			蒸気圧力
* 2011/03/11 14:47	T006	タービン グランドシール			
* 2011/03/11 14:47	P608	EHC負荷要求偏差信号			
2011/03/11 14:47	G004	発電機 励磁 電圧			
* 2011/03/11 14:47	R033	運転領域制限違反			
2011/03/11 14:47	G007	発電機 無効電力			
2011/03/11 14:47	R035	発電機 励磁 電流			
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位			
* 2011/03/11 14:47	T008	タービン 潤滑油 レベル			

【起動領域モニタ (SRNM)、平均出力領域モニタ (APRM)】



NR-7-46A

赤 SRNM ch.A/APRM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C/APRM ch.C 出力レベル

- 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。

パラメータ	備考
<p>1. LOPA_DG_2A起動</p> <p>非常用ディーゼル発電機起動</p> <p>0.000 digital</p> <p>2. LOPA_DG_2B起動</p> <p>0.000 digital</p> <p>1. D/G_2A電圧_R-T</p> <p>-0.450 V</p> <p>2. D/G_2B電圧_R-T</p> <p>0.450 V</p> <p>非常用ディーゼル発電機電圧確立</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>14時47分、非常用ディーゼル発電機起動し、電圧が確立している。</p>

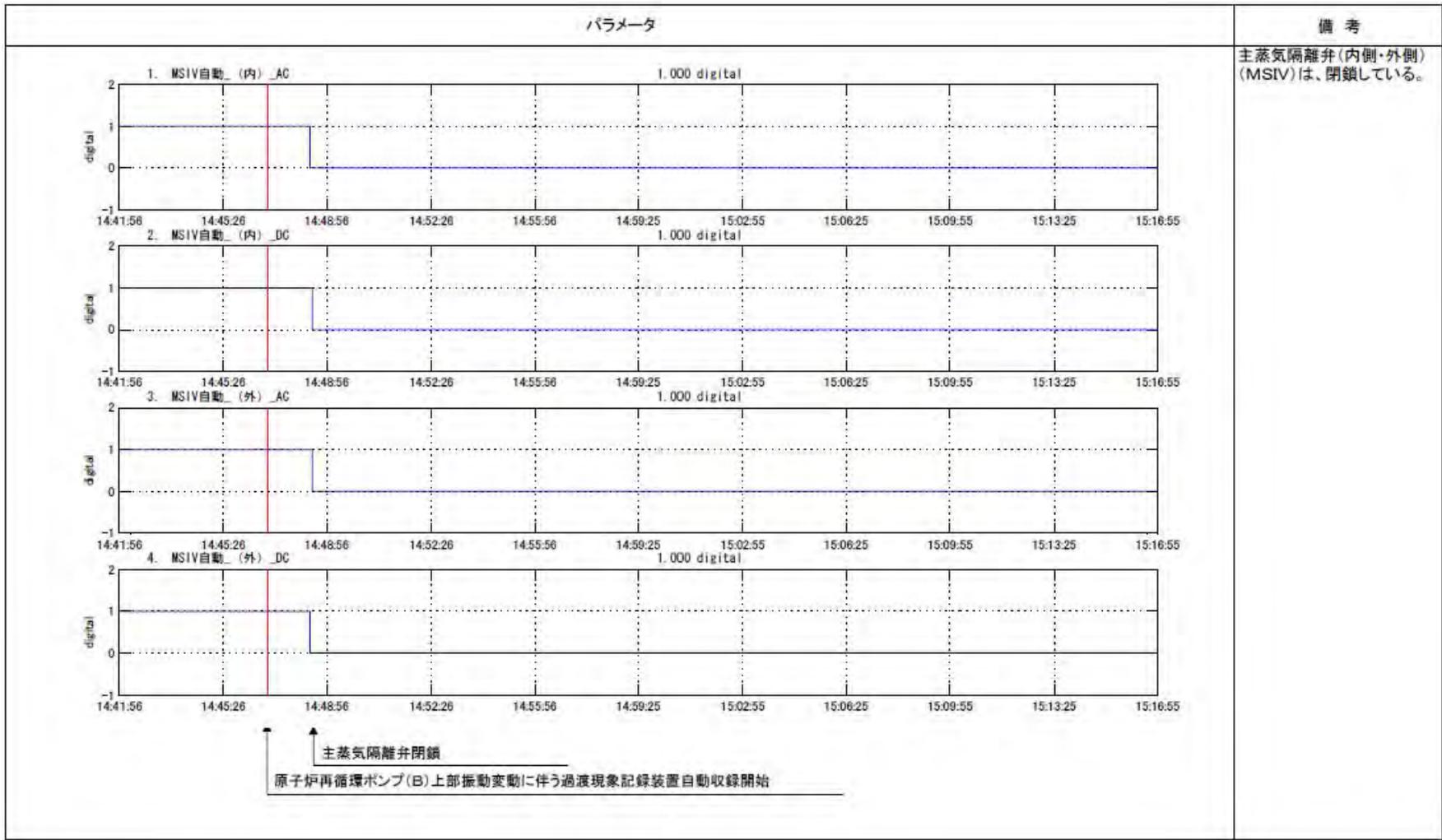
パラメータ	備考
<p>1. D/G 2A電圧 R-T 6942 V</p> <p>3. D/G_2A電流 (R) 379.8 A</p> <p>3. D/G_2A遮断器 1.000 digital</p> <p>1. D/G 2A起動 0.000 digital</p>	<p>D/G 2Aは動作していたが、津波の影響により停止している。</p> <p>15:38頃に再度起動信号が発信された形跡があるが、起動には至っていない。</p>

パラメータ	備考
<p>2. D/G_2B電圧 R-T 6888 V</p> <p>4. D/G_2B電流 (R) 76.95 A</p> <p>4. D/G_2B_遮断器 1.000 digital</p> <p>2. D/G_2B_起動 0.000 digital</p>	<p>D/G 2Bは動作していたが、津波の影響により停止している。</p> <p>2Aとの時間差は、設置位置の違い(2Bは陸側の運用補助共用建屋に設置)のためと推察される。</p>

【主蒸気隔離弁（MS I V）閉】

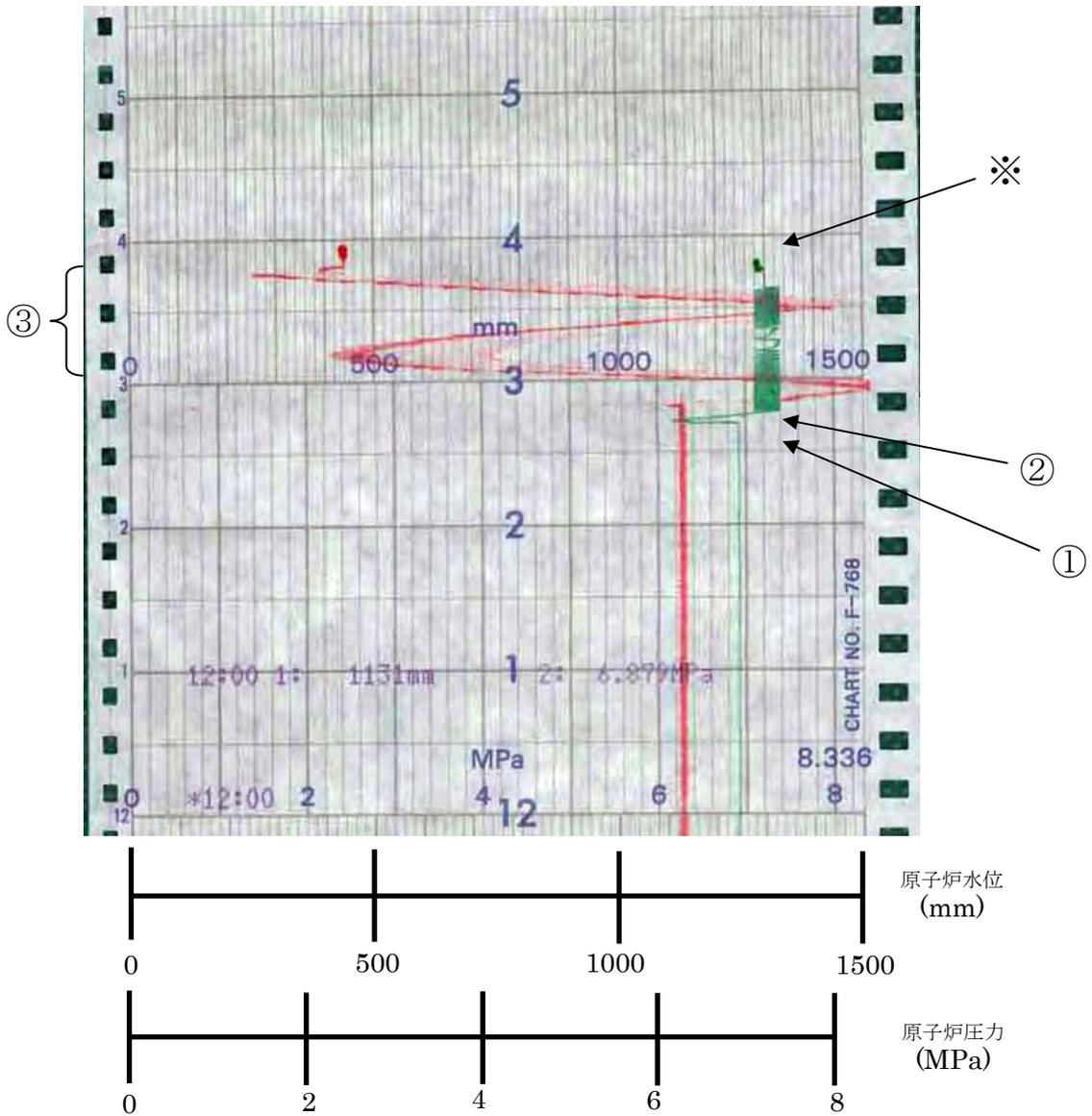
2011/3/11 14:48	A574	第1主蒸気隔離弁 A	閉	= ON	} MS I V閉
2011/3/11 14:48	A575	第1主蒸気隔離弁 B	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A576	第1主蒸気隔離弁 C	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A577	第1主蒸気隔離弁 D	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A582	第2主蒸気隔離弁 A	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A583	第2主蒸気隔離弁 B	閉	= ON	
2011/3/11 14:48	A584	第2主蒸気隔離弁 C	閉	= ON	
2011/3/11 14:48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



福島第一2号機 過渡現象記録装置トレンド

【原子炉水位、原子炉圧力】



LR/PR-6-97

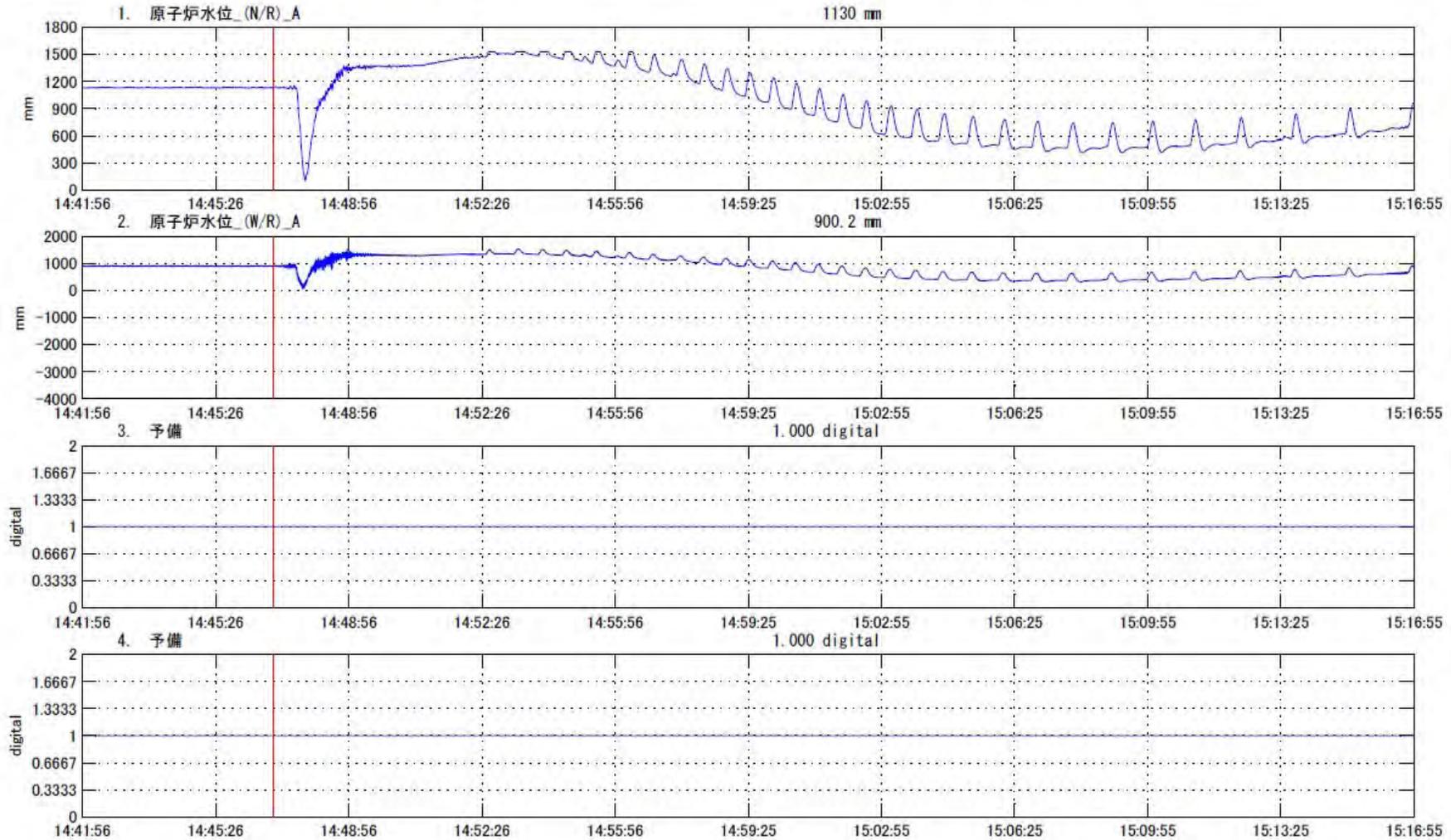
赤 原子炉水位

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
グループ名称：1F-2(1) 原子炉水位

ファイル名 1F2_Cy26_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



福島第一 2号機 過渡現象記録装置トレンド

【原子炉隔離時冷却系（RCIC）作動状況】

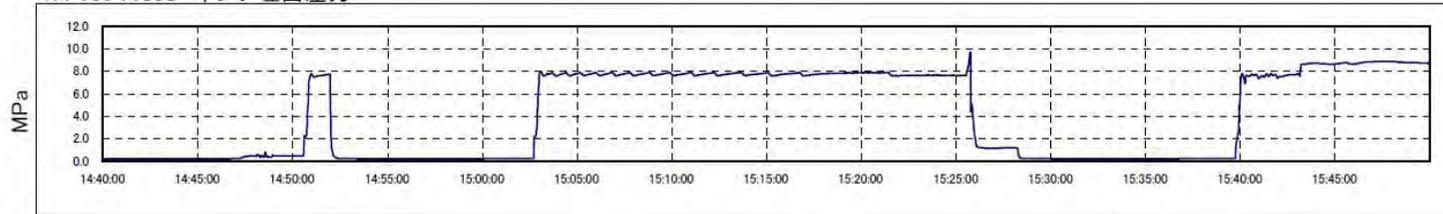
1F2プロセス計算機アラームプリント出力

時間	PID	名称	値	単位	
* 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

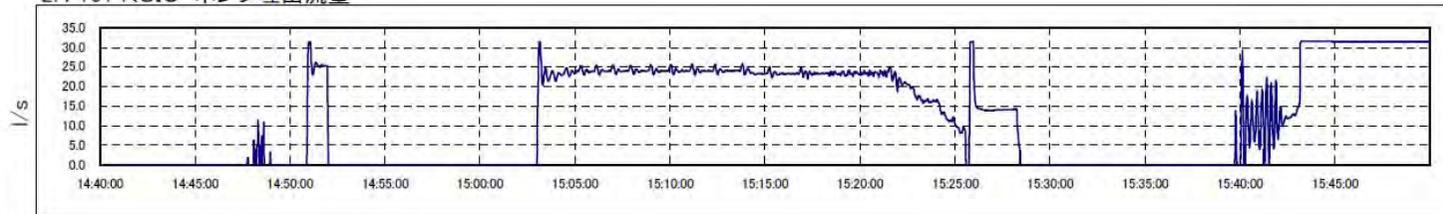
- ① 14時50分にRCICを手動起動、その後、14時51分に原子炉水位高により停止
- ② 15時02分にRCICを手動起動、その後、15時28分に原子炉水位高により停止
- ③ 15時39分にRCICを手動起動

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

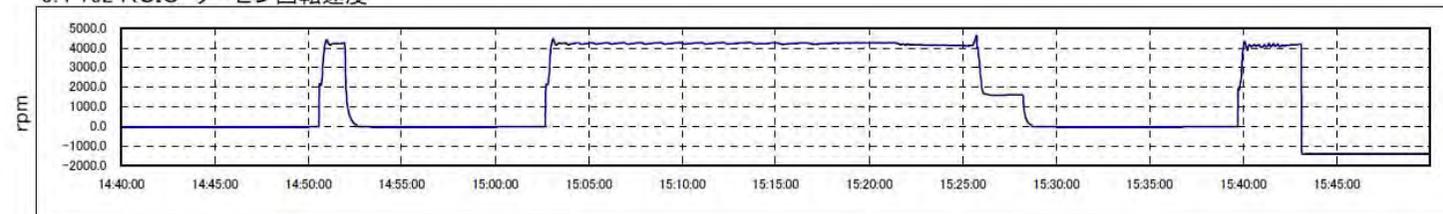
1. P750 RCIC ポンプ吐出圧力



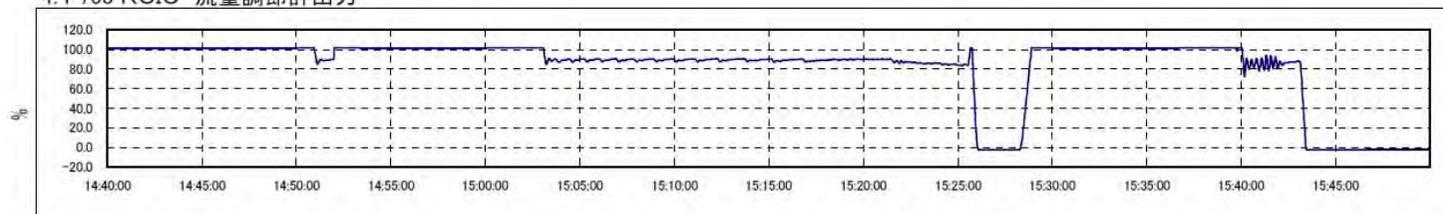
2. P751 RCIC ポンプ吐出流量



3. P752 RCIC タービン回転速度

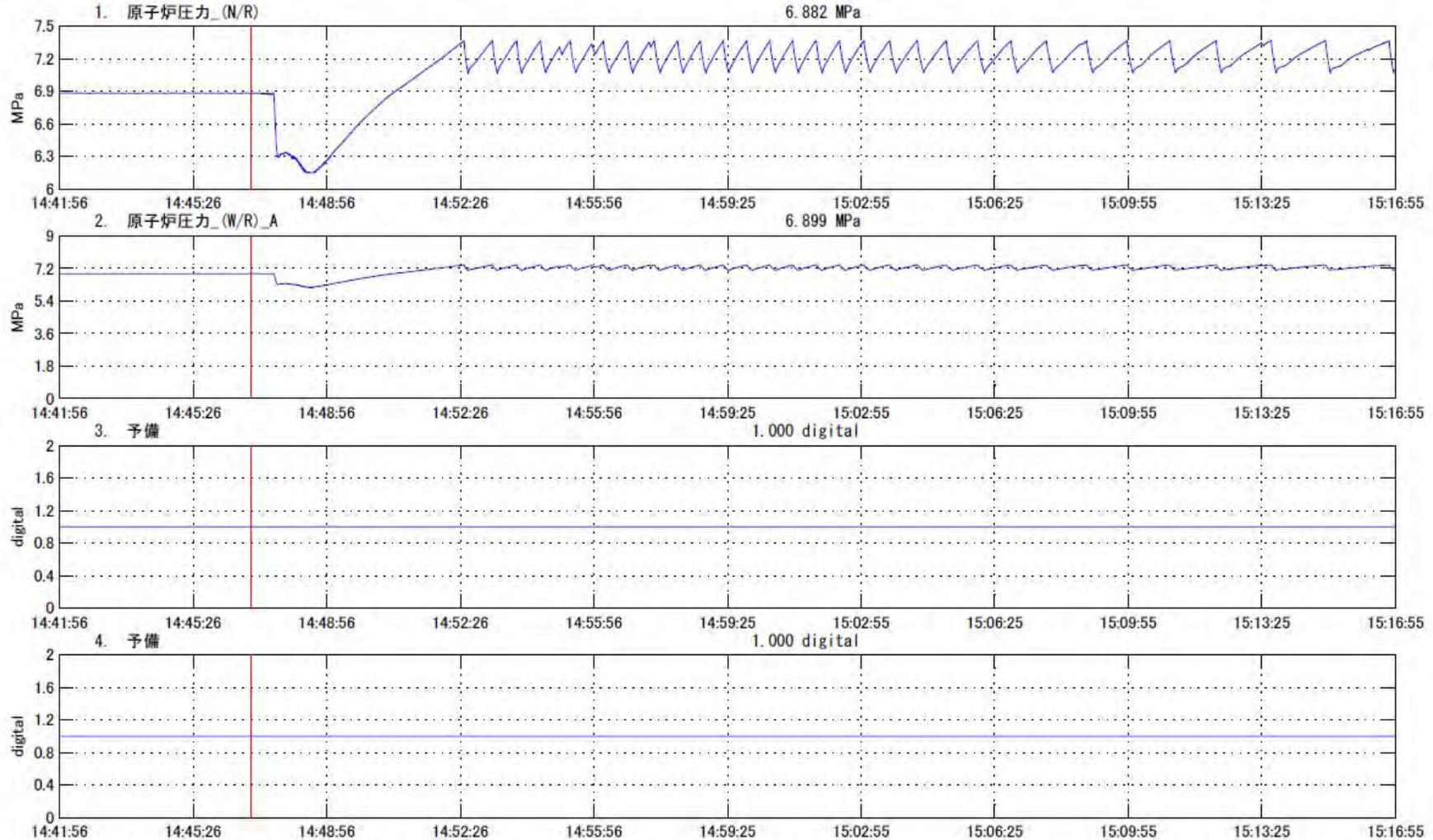


4. P753 RCIC 流量調節計出力



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)

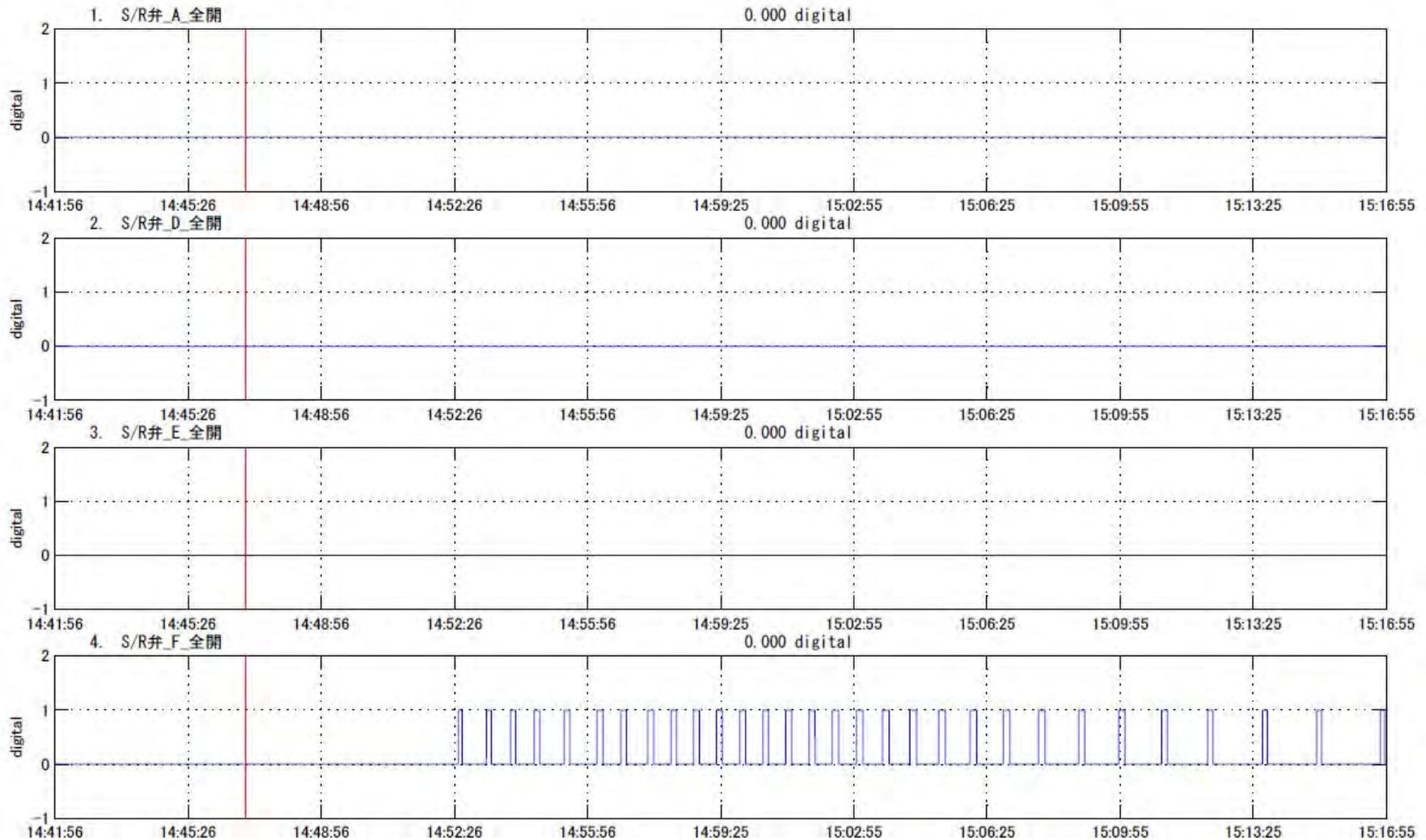
ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat データ周期 0.01秒
イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒



福島第一 2号機 過渡現象記録装置トレンド

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 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

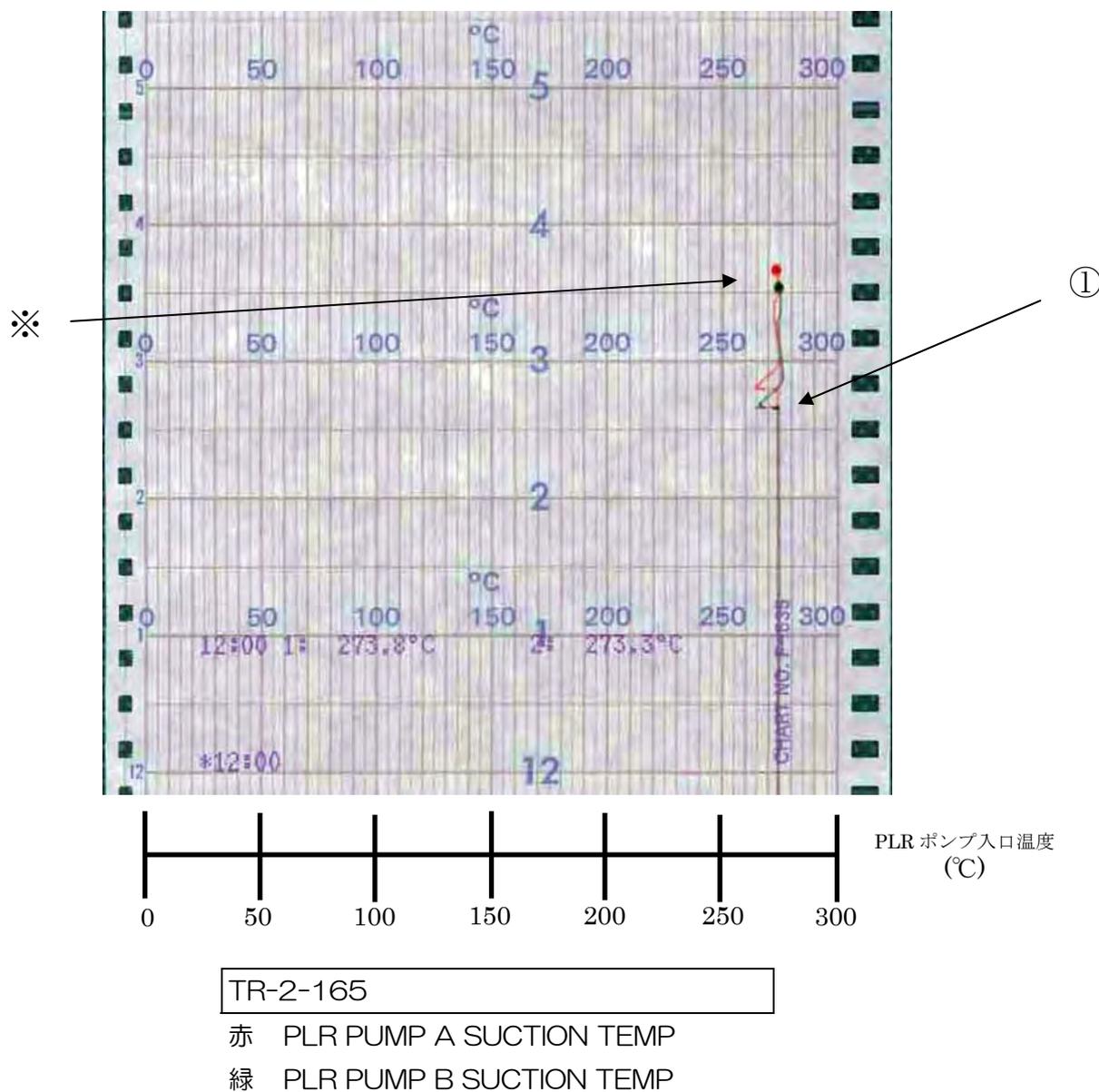


福島第一 2号機 過渡現象記録装置トレンド

パラメータ	備考
<p>1. 主蒸気流量_A 1120 t/h</p> <p>2. 主蒸気流量_B 1075 t/h</p> <p>3. 主蒸気流量_C 1091 t/h</p> <p>4. 主蒸気流量_D 1129 t/h</p> <p>原子炉スクラムにより主蒸気流量減少 原子炉再循環ポンプ(B)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>備考</p> <p>原子炉スクラムと共に、主蒸気流量は減少している。</p>

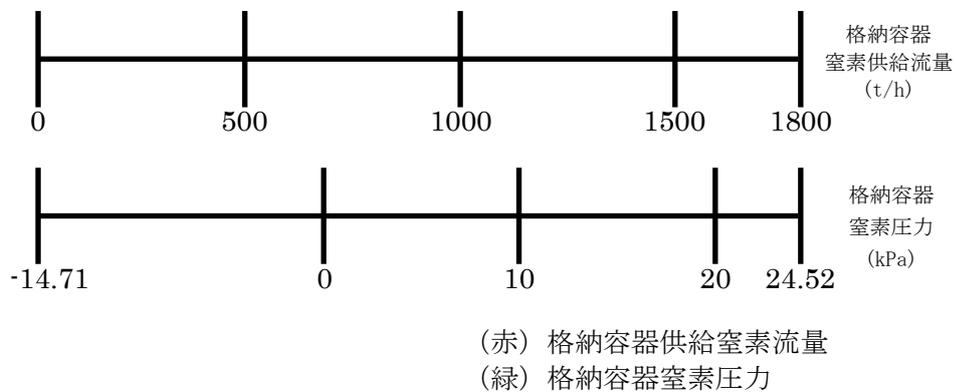
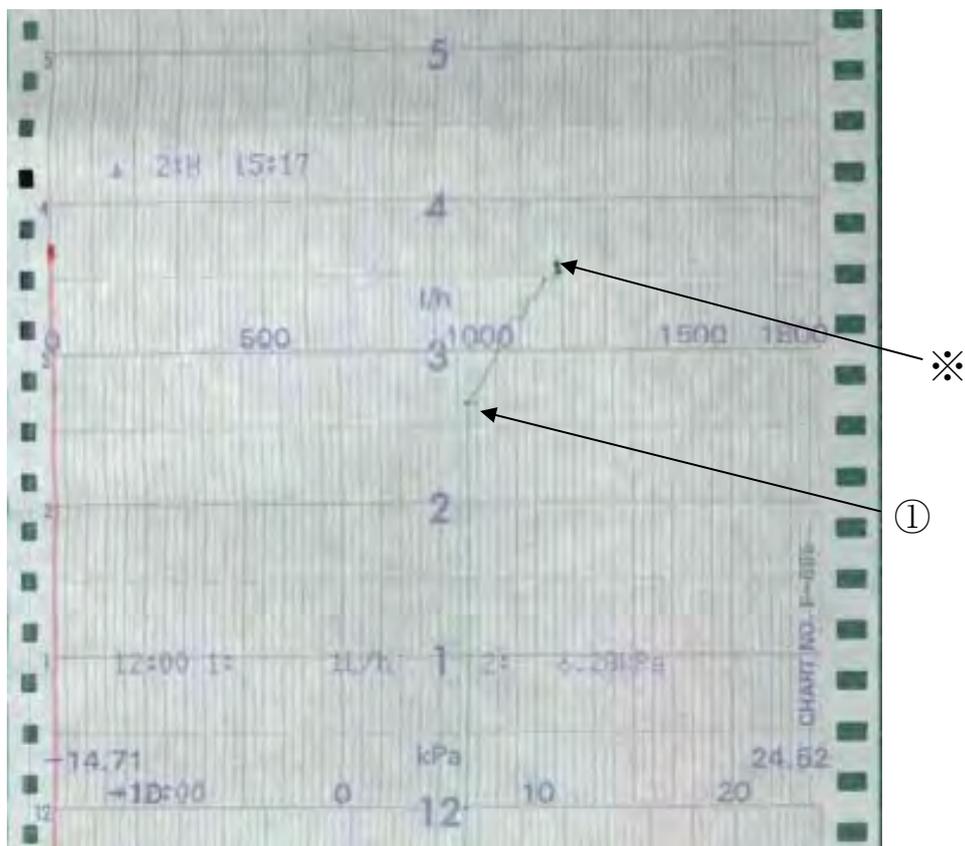
福島第一 2号機 過渡現象記録装置トレンド

【原子炉再循環（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。

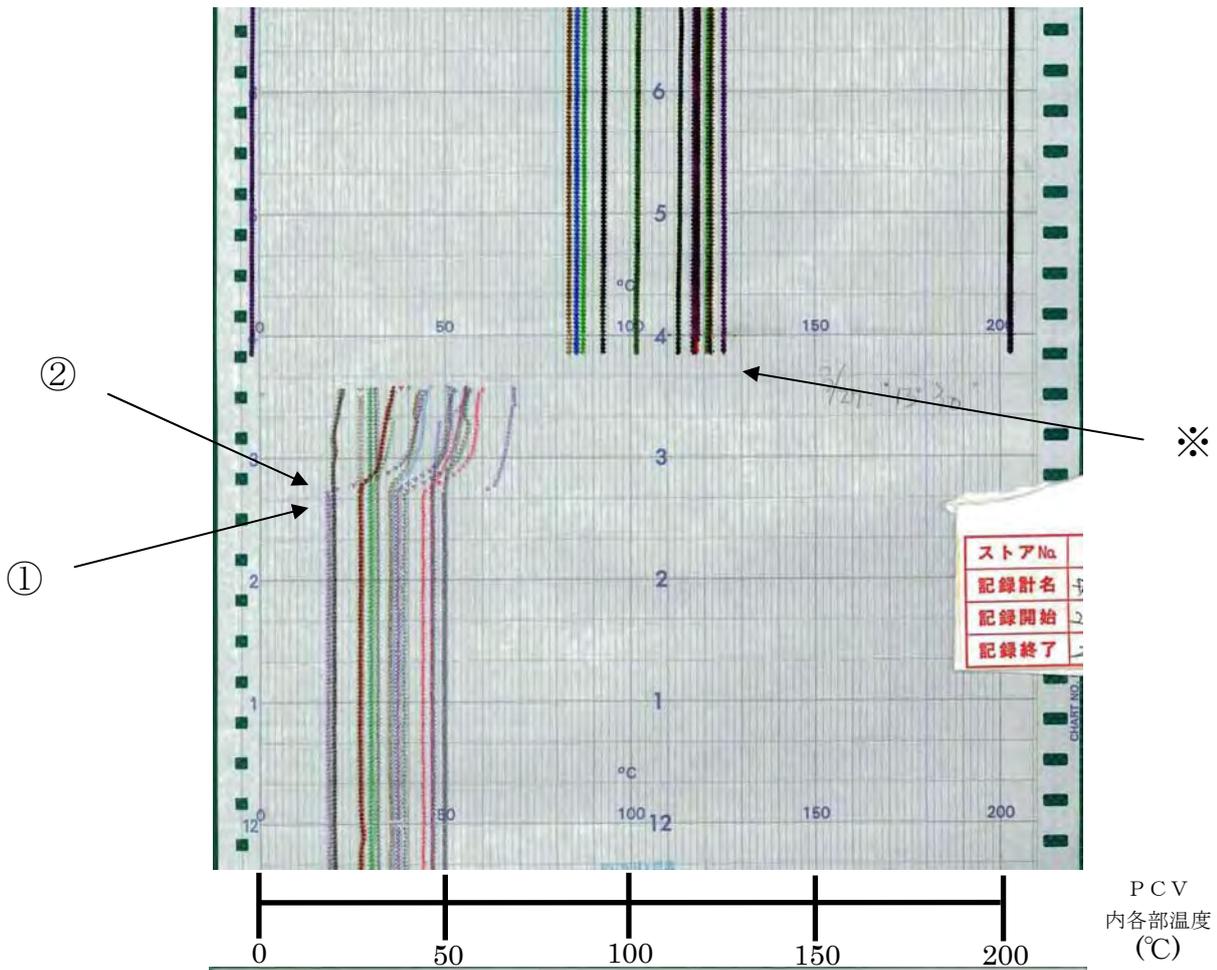
【格納容器窒素圧力／格納容器窒素供給流量】



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。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

【原子炉格納容器 (PCV) 内各部温度】

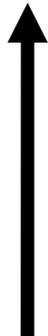


TRIS-16-115	測定箇所	Object of Measurement	設定値 set point
●	1	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16A	66.0°C
●	2	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16B	66.0°C
○	3	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16C	66.0°C
○	4	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16D	66.0°C
+	5	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16E	66.0°C
+	6	供給空気ドライフェルクーラHVH-16A	66.0°C
Y	7	供給空気ドライフェルクーラHVH-16B	66.0°C
Y	8	供給空気ドライフェルクーラHVH-16C	66.0°C
●	9	供給空気ドライフェルクーラHVH-16D	66.0°C
●	10	供給空気ドライフェルクーラHVH-16E	66.0°C
○	11	原子炉圧力容器ベローシールエリア	66.0°C
○	12	原子炉圧力容器ベローシールエリア	66.0°C
+	13	原子炉圧力容器ベローシールエリア	66.0°C
+	14	原子炉圧力容器ベローシールエリア	66.0°C
Y	15	原子炉圧力容器ベローシールエリア	66.0°C
Y	16	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
●	17	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
●	18	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
○	19	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
○	20	予備	
+	21	電気ペネトレーション温度	
+	22	電気ペネトレーション温度	
Y	23	電気ペネトレーション温度	
Y	24	電気ペネトレーション温度	

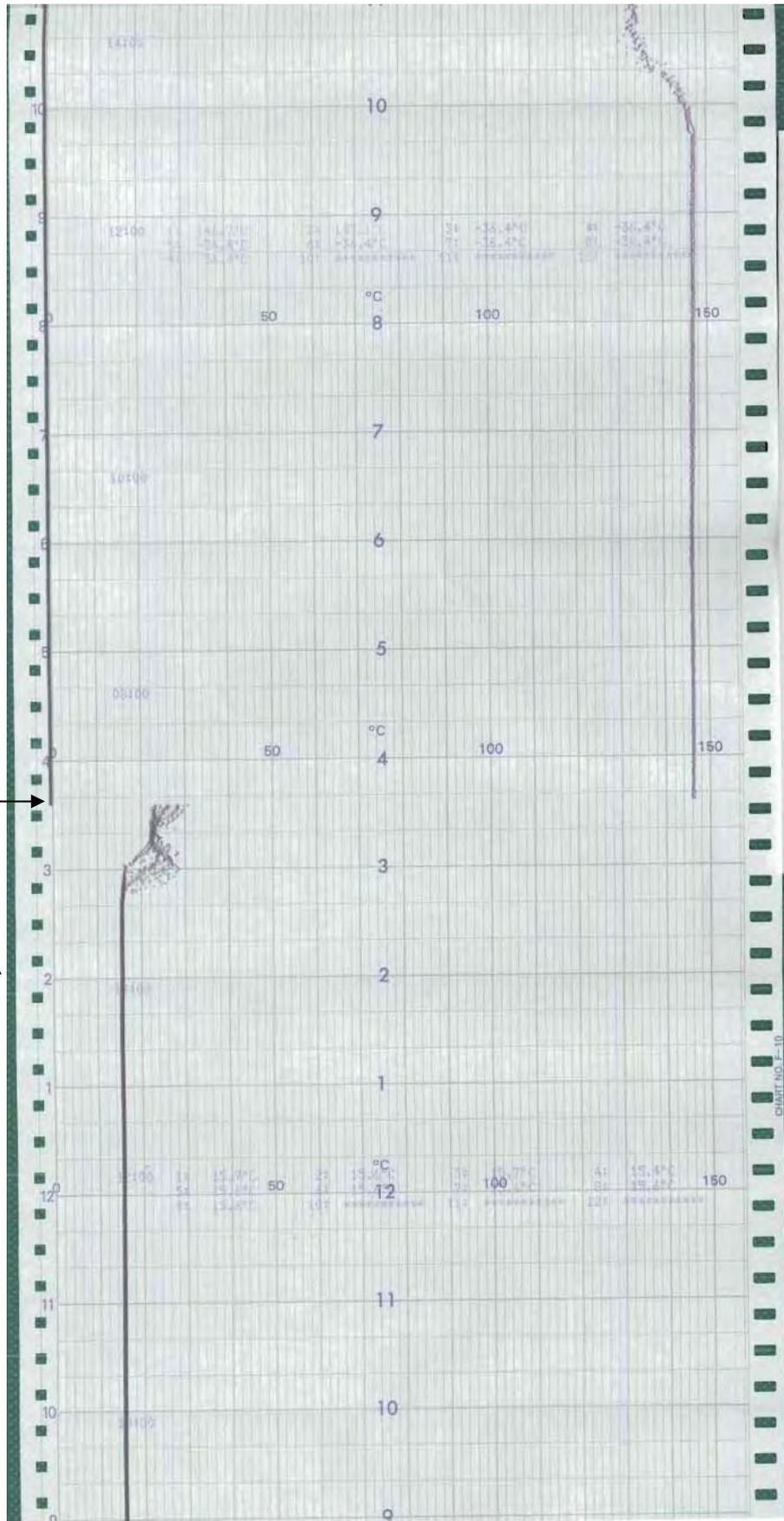
- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴うPCVの温度上昇（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により記録計一旦停止。その後、仮設電源の接続により記録計再稼動。正確な指示をしていないことも想定される。

【サプレッションプール水温度】

記録計
一回停止後
再稼働



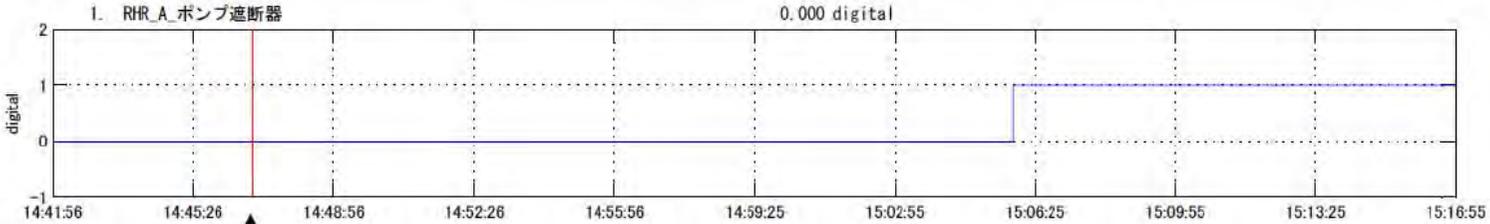
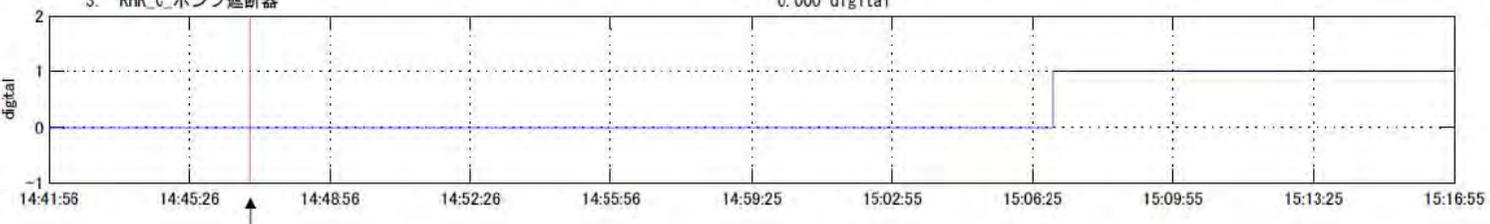
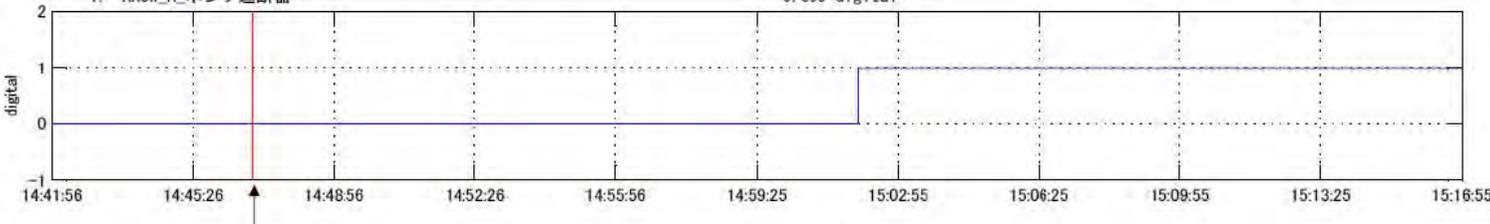
時間



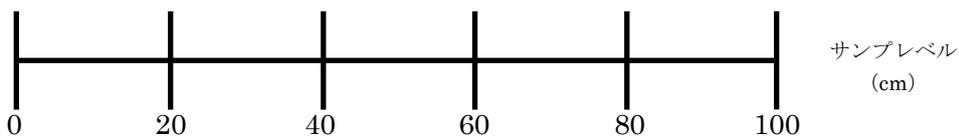
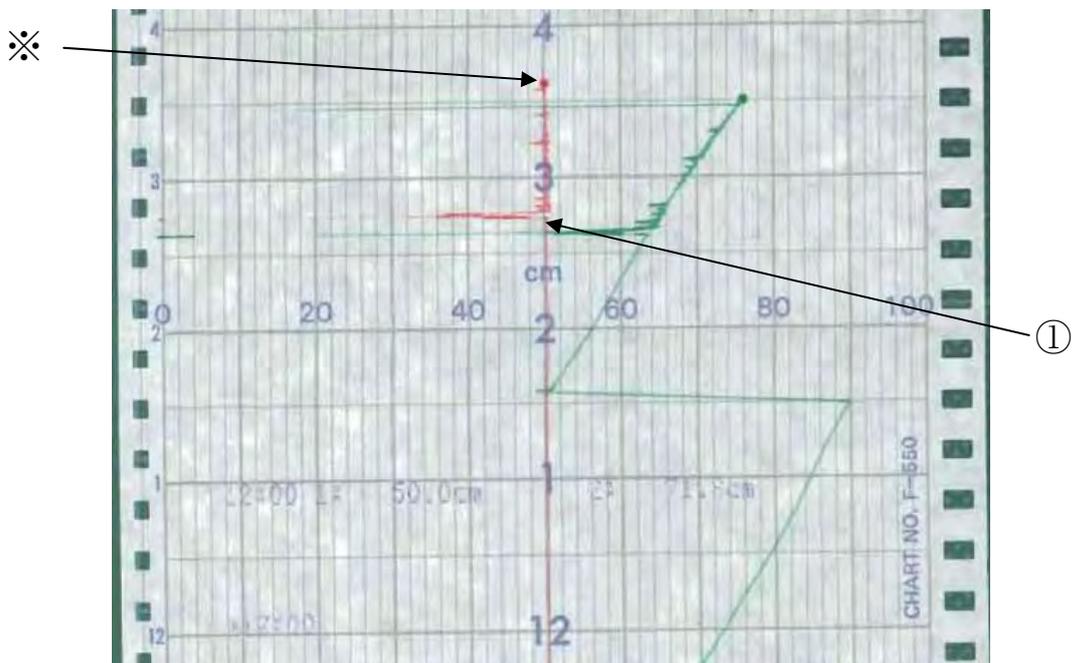
2011/3/11 12:00

0 50 100 150 (圧力抑制室温度) (°C)

TRS-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	□	

パラメータ	備考
<p>1. RHR_A ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部振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>※当直員引継日誌では、15時07分 RHR(A)S/Cクーリングと記載されている。</p>
<p>3. RHR_C ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部振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. RHSW_A ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p> <p>原子炉再循環ポンプ(B)上部振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、残留熱除去海水系ポンプAを起動したものと推定される。※</p>

【ドライウェル (D/W) 床 dren サンプ水位】



LR-20-1007	
No.1	ドライウェル内床 dren サンプ水位
No.2	ドライウェル内機器 dren サンプ水位

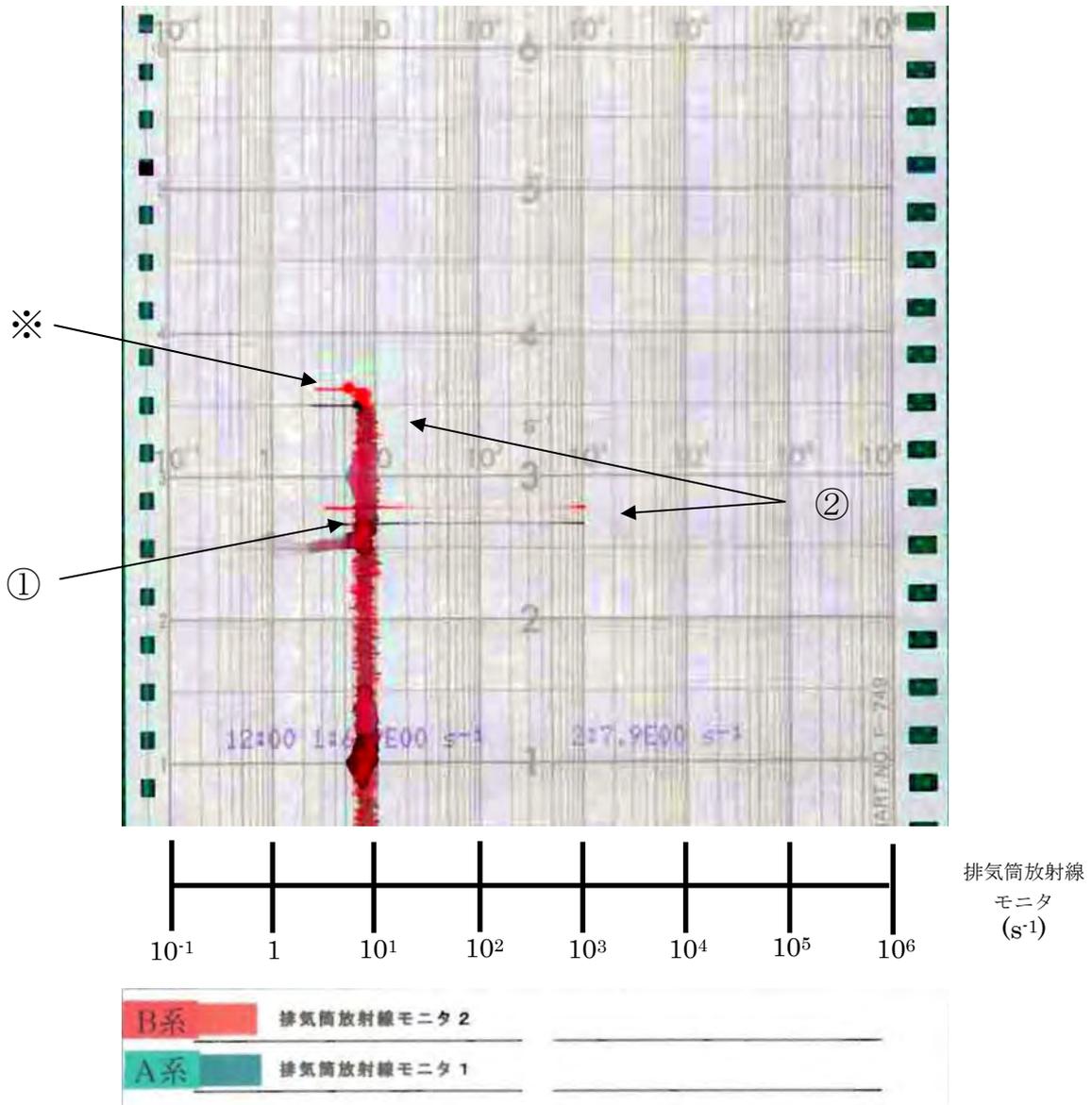
① 14時47分 地震によるスクラム

※ 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。

【非常用ガス処理系（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	

【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

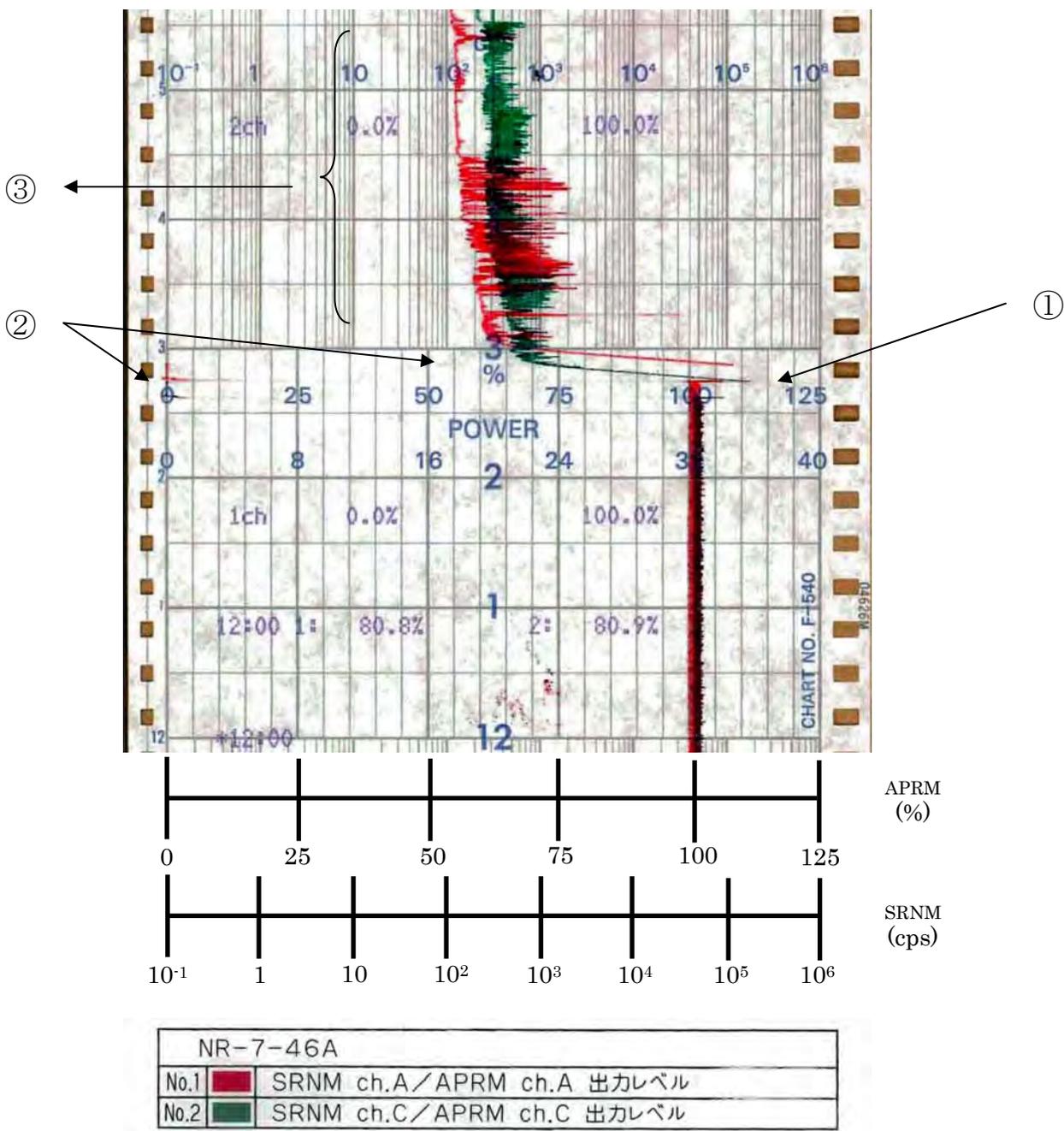
※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

福島第一3号機プラントデータ

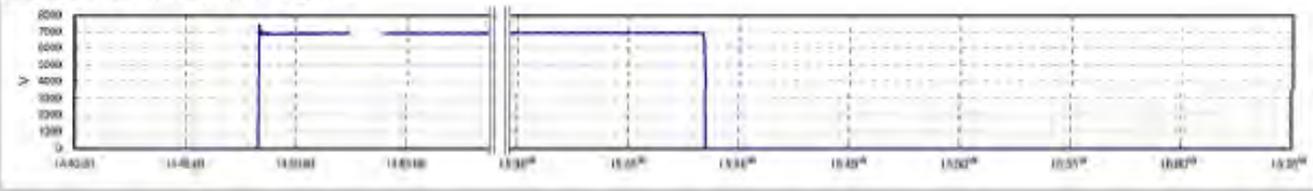
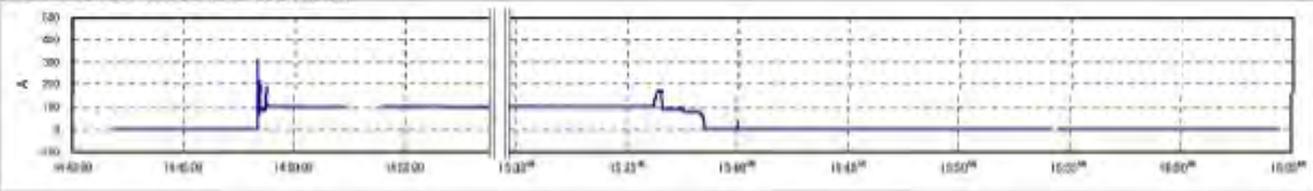
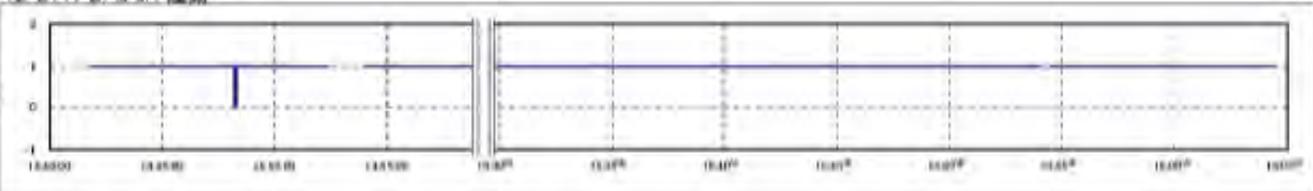
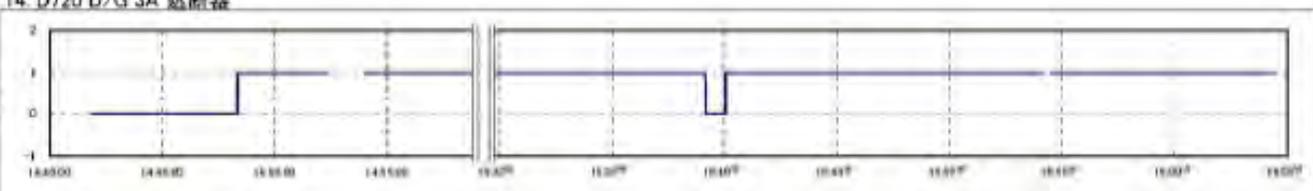
【スクラム・全制御棒全挿入】

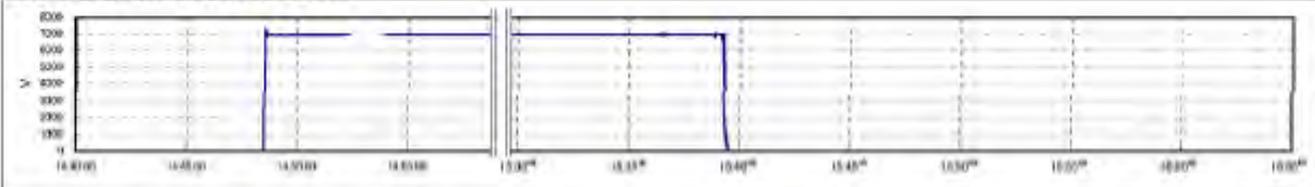
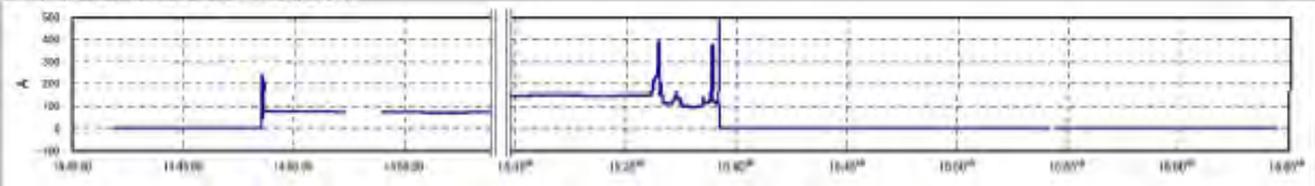
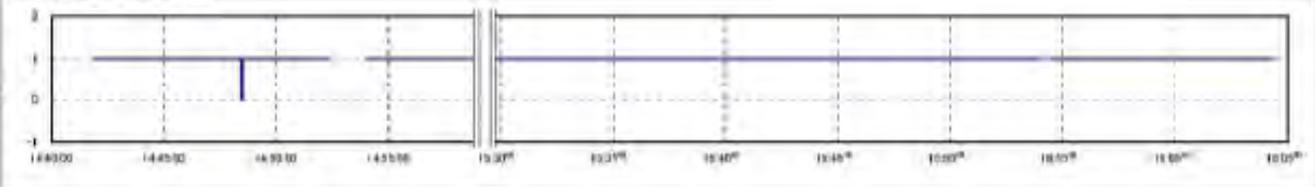
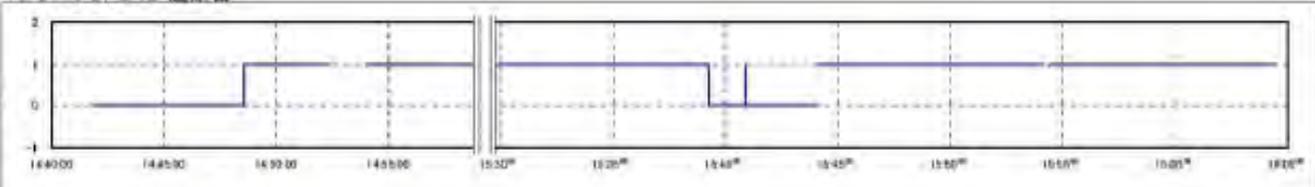
*1447	A524	APRM	中性子束 高			高		
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	B	運転	オン		
14	47	00	750	D564*	地震トリップ CH-C			トリップ
14	47	00	760	D534	原子炉 自動スクラム A			トリップ
1447	A524	APRM	中性子束 高			正常	正常	復帰
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	B	運転	オフ		
*1447	A539	制御棒引抜阻止				オン		地震による自動スクラム
*1447	A524	APRM	中性子束 高			高		
1447	B605	床下レンサンプ	ポンプ	A	運転	オフ		
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	制御棒	全挿入			オン		全制御棒全挿入
*1447	C000	原子炉 水位				836<	1	
*1447	C000	制御棒駆動水流量				オーバーフロー		
*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

【起動領域モニタ (SRNM)、平均出力領域モニタ (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

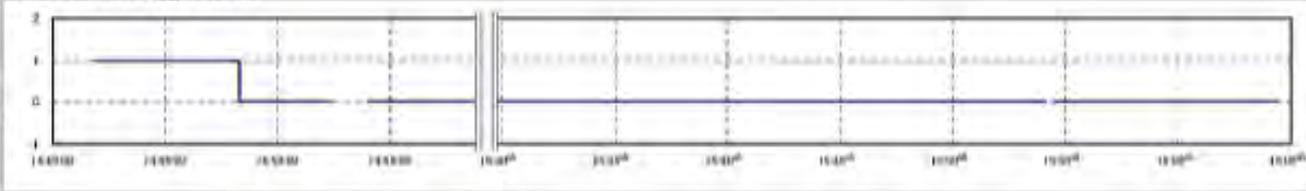
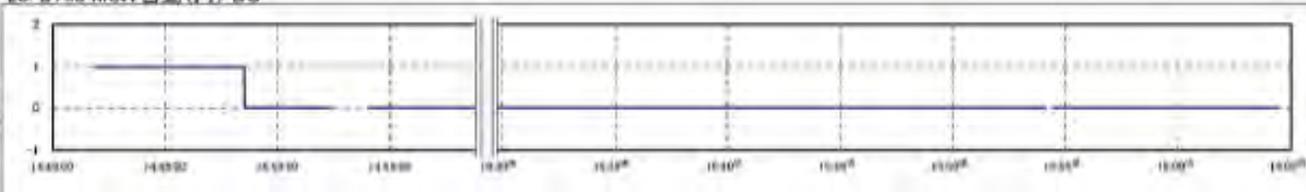
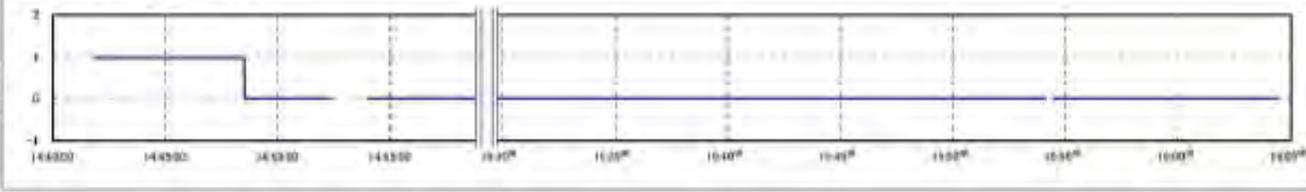
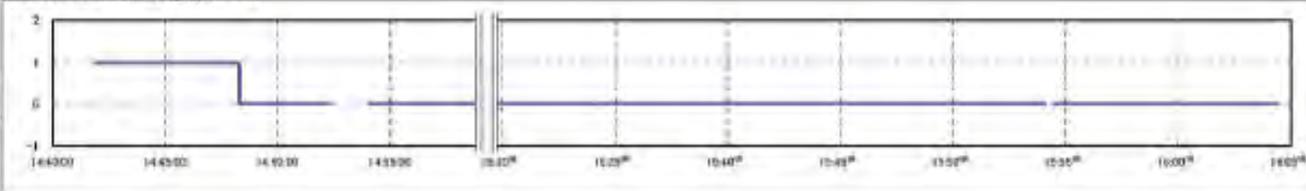
パラメータ	備考	
<p>21. アナログPIDA754 D/G 3A電圧 R-T</p> 	<p>ディーゼル発電機(3A)については、15時35分～40分の間において、津波による影響と思われるが停止したものと推定される。</p>	
<p>23. アナログPIDA757 D/G 3A電流 (R)</p> 		
<p>12. D717 D/G 3A 起動</p> 		
<p>14. D720 D/G 3A 遮断器</p> 		

パラメータ	備考
<p>22. アナログPIDA755 D/G 3B電圧 R-T</p> 	<p>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、津波による影響と思われるが停止したものと推定される。</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> 	

【主蒸気隔離弁 (MS I V) 閉】

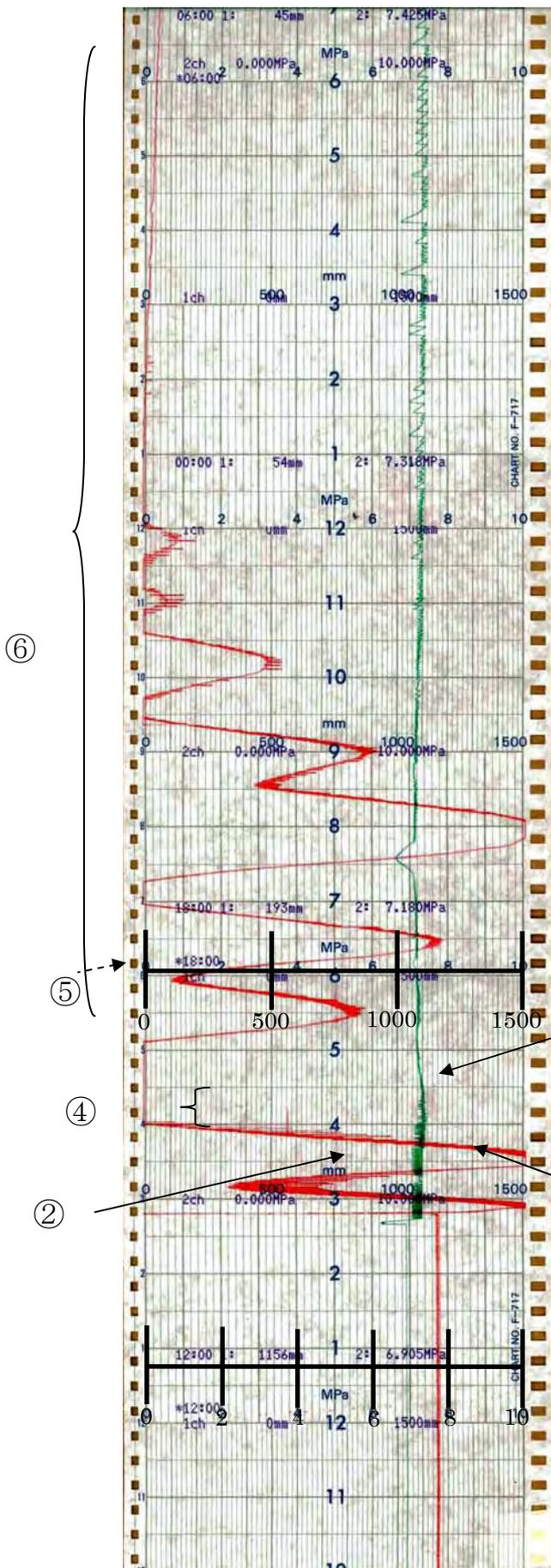
1448	A572	KRM	バイパス	CH-B		オン			
1448	A621	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉	オン			
14	47	22	660	D577	タービン手動トリップ	オン	オン		
1448	A637	主蒸気隔離弁	外側	C	全閉	オン	MS I V 閉		
1448	A624	主蒸気隔離弁	内側	D	全閉	オン			
1448	A632	主蒸気隔離弁	外側	D	全閉	オン			
1448	A629	主蒸気隔離弁	外側	A	全閉	オン			
1448	A622	主蒸気隔離弁	内側	B	全閉	オン			
1448	A630	主蒸気隔離弁	外側	B	全閉	オン			
1448	A623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

(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。

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. D763 MSIV自動(内) DC</p> 	
<p>29. D764 MSIV自動(外) AC</p> 	
<p>30. D765 MSIV自動(外) DC</p> 	

【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

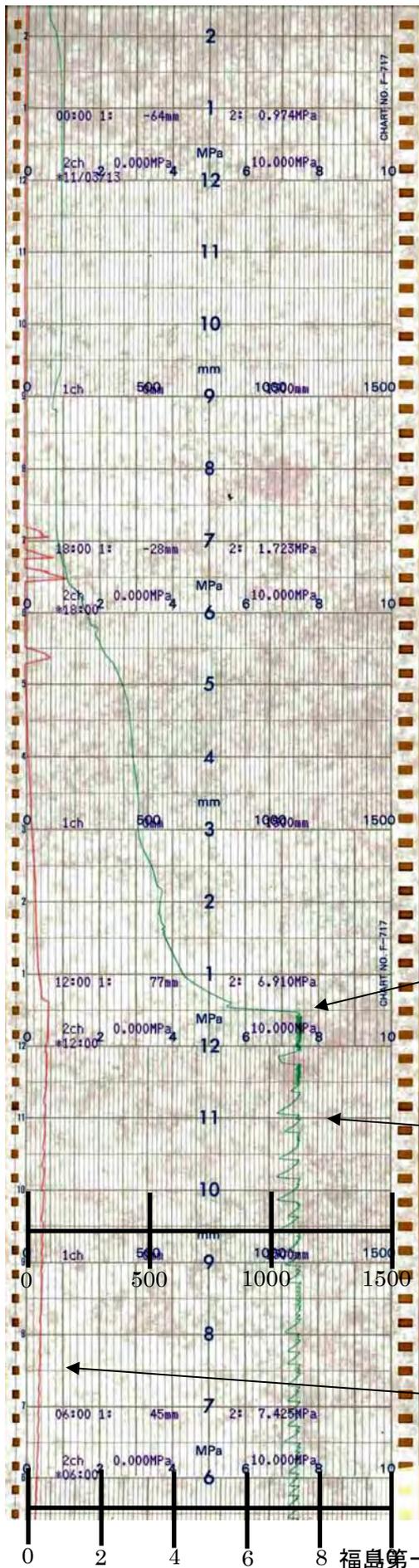


- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 出力低下による炉圧低下とそれに続く主蒸気隔離弁閉による炉圧増加
- ③ SRVによる炉圧制御
- ④ SRV開閉、RCICの起動・停止に伴う水位変動
 - 15時05分；
RCIC起動
 - 15時25分；
同系トリップ (水位高)
- ⑤ RCICの起動に伴う水位変動
 - 16時03分；
RCIC起動
- ⑥ 炉圧7MPa程度、炉水位は狭帯域 (有効燃料頂部から約4m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域) レンジに維持され、安定的に推移

原子炉水位 (mm)

原子炉圧力 (MPa)

【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；
R C I C 停止
- ⑨ H P C I の起動（12時35分）に伴う炉圧低下
以降6時間程度かけて炉圧低下

⑨

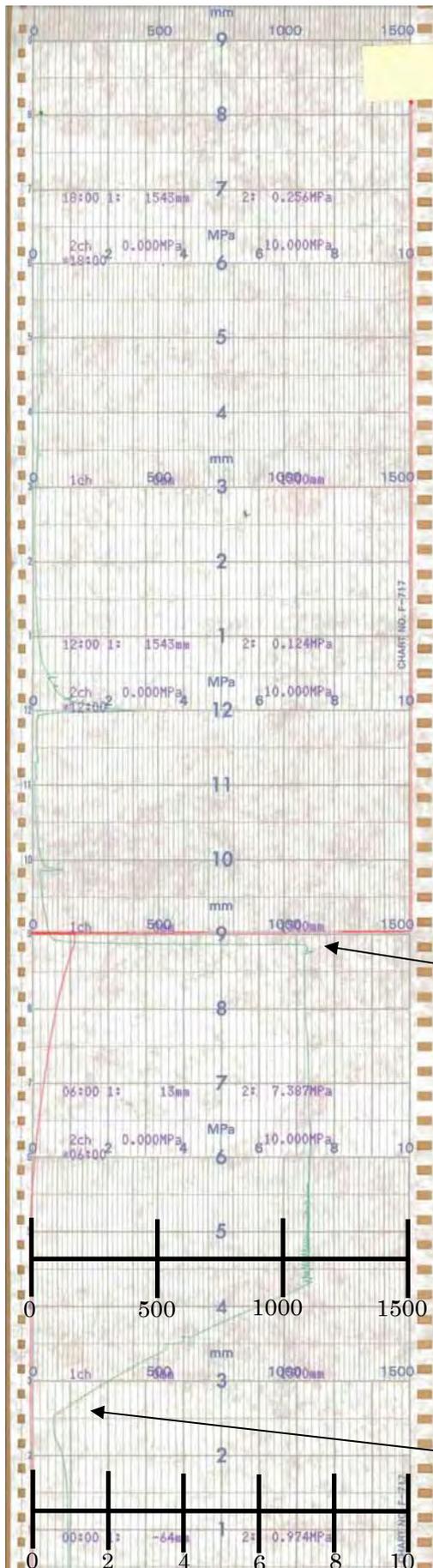
⑧

⑦

原子炉水位
(mm)

原子炉圧力
(MPa)

【原子炉水位、原子炉圧力 (3/3)】

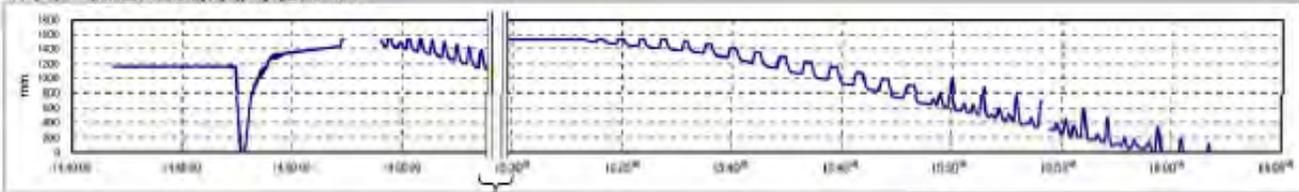
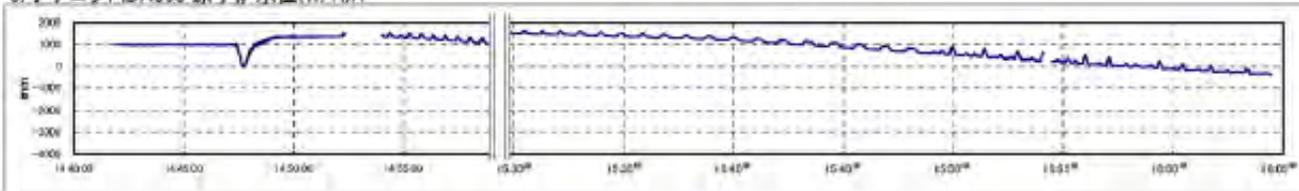
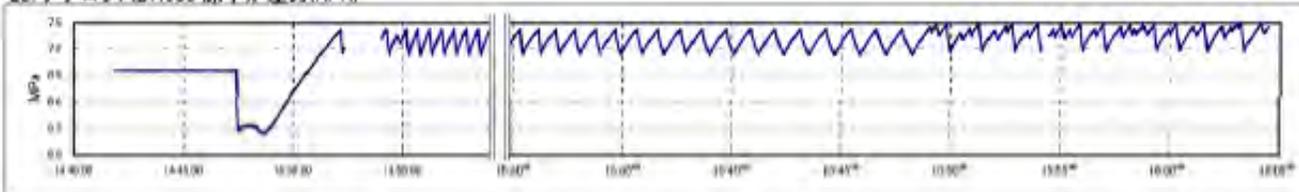
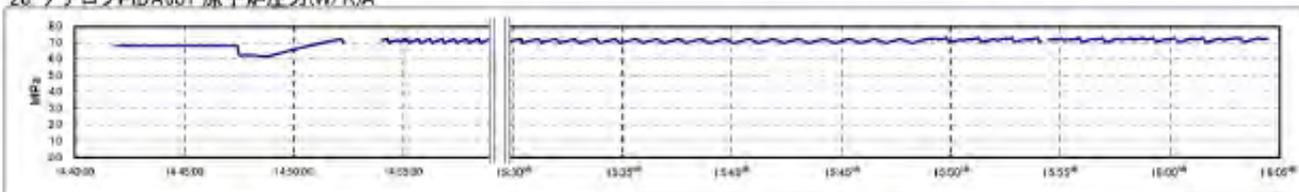


LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ⑩ HPCI停止 (2時42分) に伴う炉圧上昇
- ⑪ 3月13日9時頃より炉圧減圧

原子炉水位 (mm)

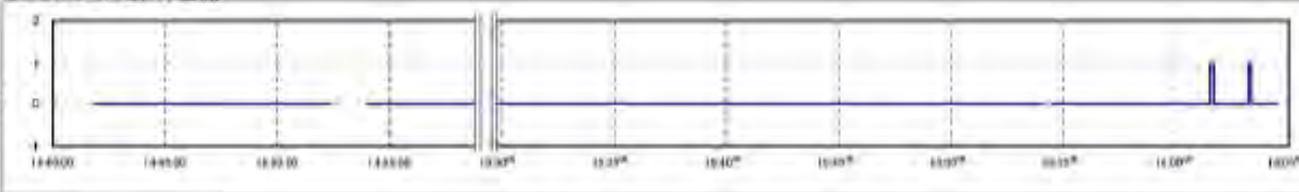
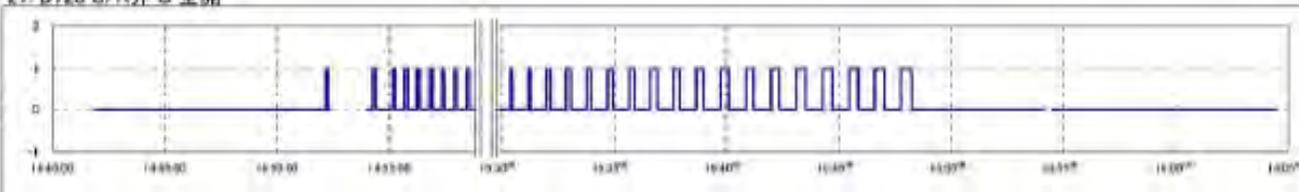
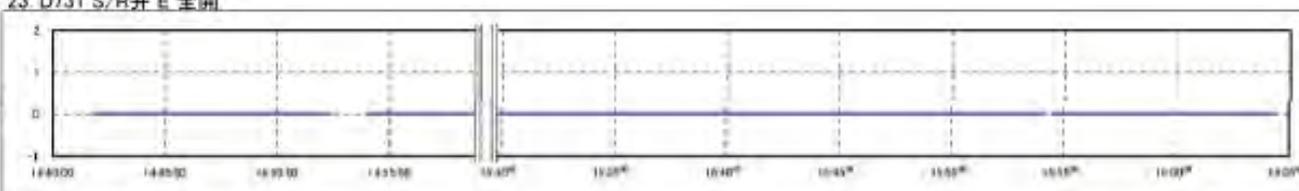
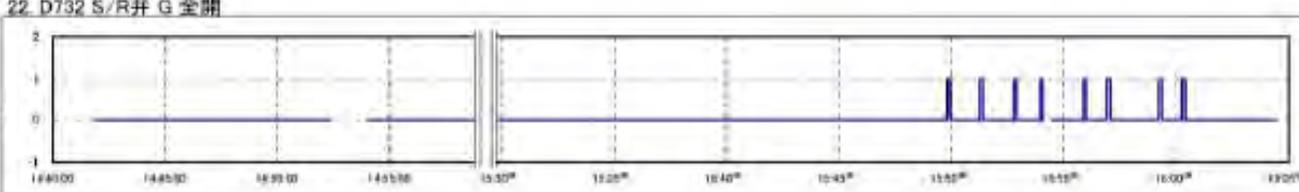
原子炉圧力 (MPa)

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>

【原子炉隔離時冷却系（RCIC）作動状況】

15	05	38	210	D626	蒸気発生器 C 開	31: 8	DEGC	正常	復帰	オフ
15	05	39	420	D648	RCICタービン 起動					オン
15	05	39	420	D648	RCICタービン 起動					オン
15	05	00	000	D648	RCICタービン 停止					オフ
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

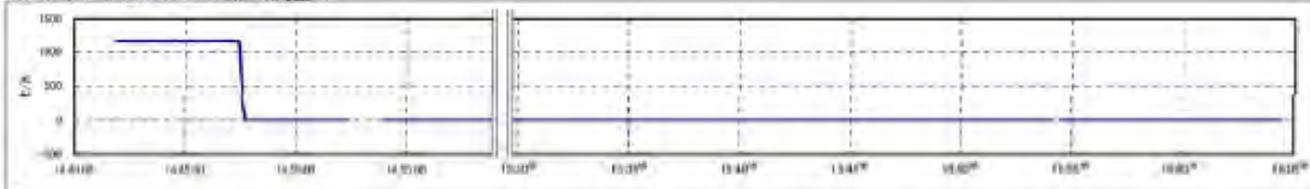
- ① 15時05分にRCICを手動起動、その後、15時25分に原子炉水位高により停止。

パラメータ	備考
<p>26. D747 S/R弁 A 全開</p>  <p>21. D728 S/R弁 C 全開</p>  <p>23. D731 S/R弁 E 全開</p>  <p>22. D732 S/R弁 G 全開</p> 	<p>主蒸気逃し安全弁(SR弁)は、14時55分あたりから周期的に作動している。 主蒸気逃し安全弁は、当初C弁が動作していたが、動作回数が多く作動圧力を喪失したためにG弁に切り替わり、同様にアクムレータの作動圧力を喪失したG弁からA弁に切り替わっていたものと推定する。</p>

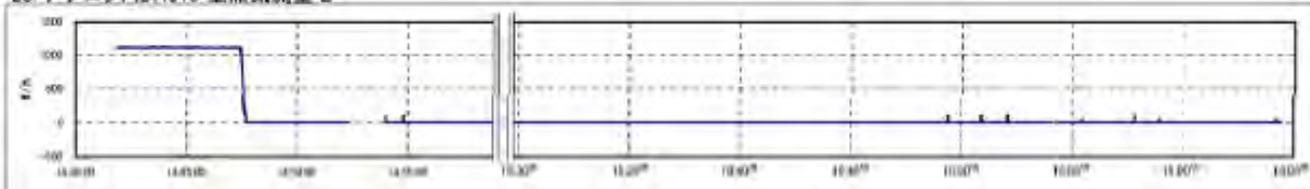
パラメータ

備考

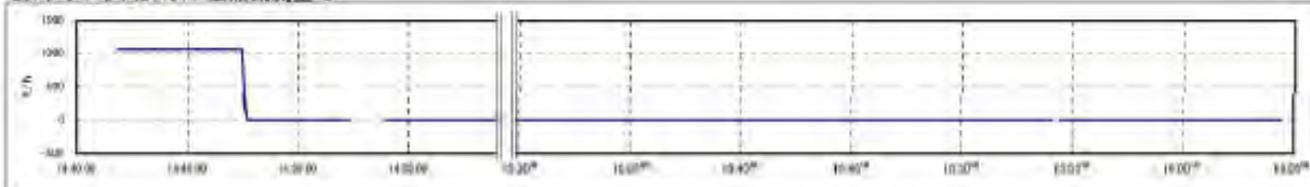
27. アナログPIDA309 主蒸気流量 A



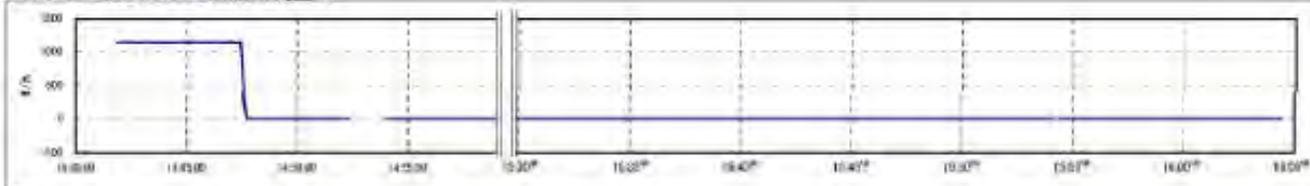
28. アナログPIDA310 主蒸気流量 B



29. アナログPIDA311 主蒸気流量 C

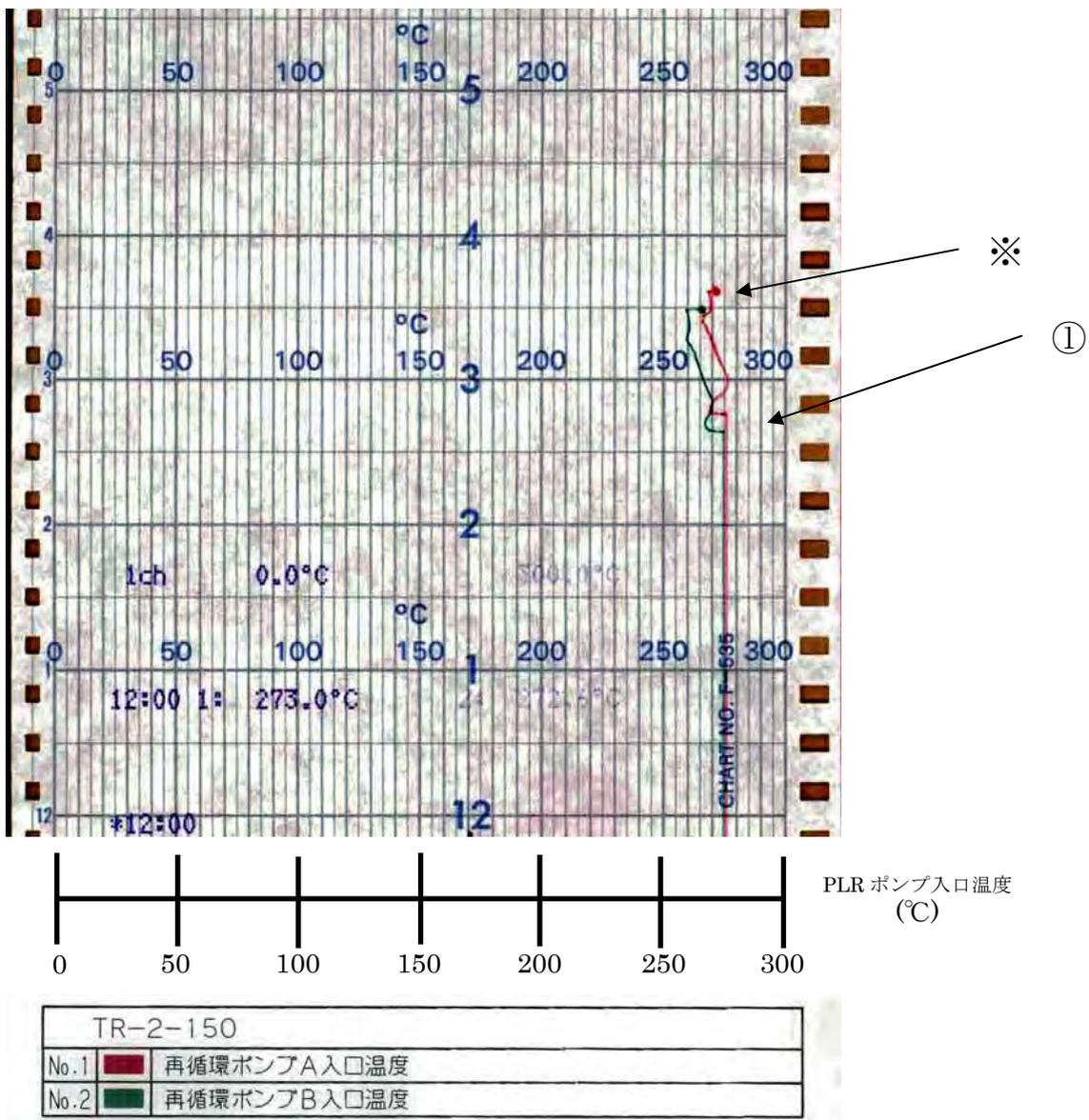


30. アナログPIDA312 主蒸気流量 D



原子炉スクラムと共に主蒸気流量は減少している。

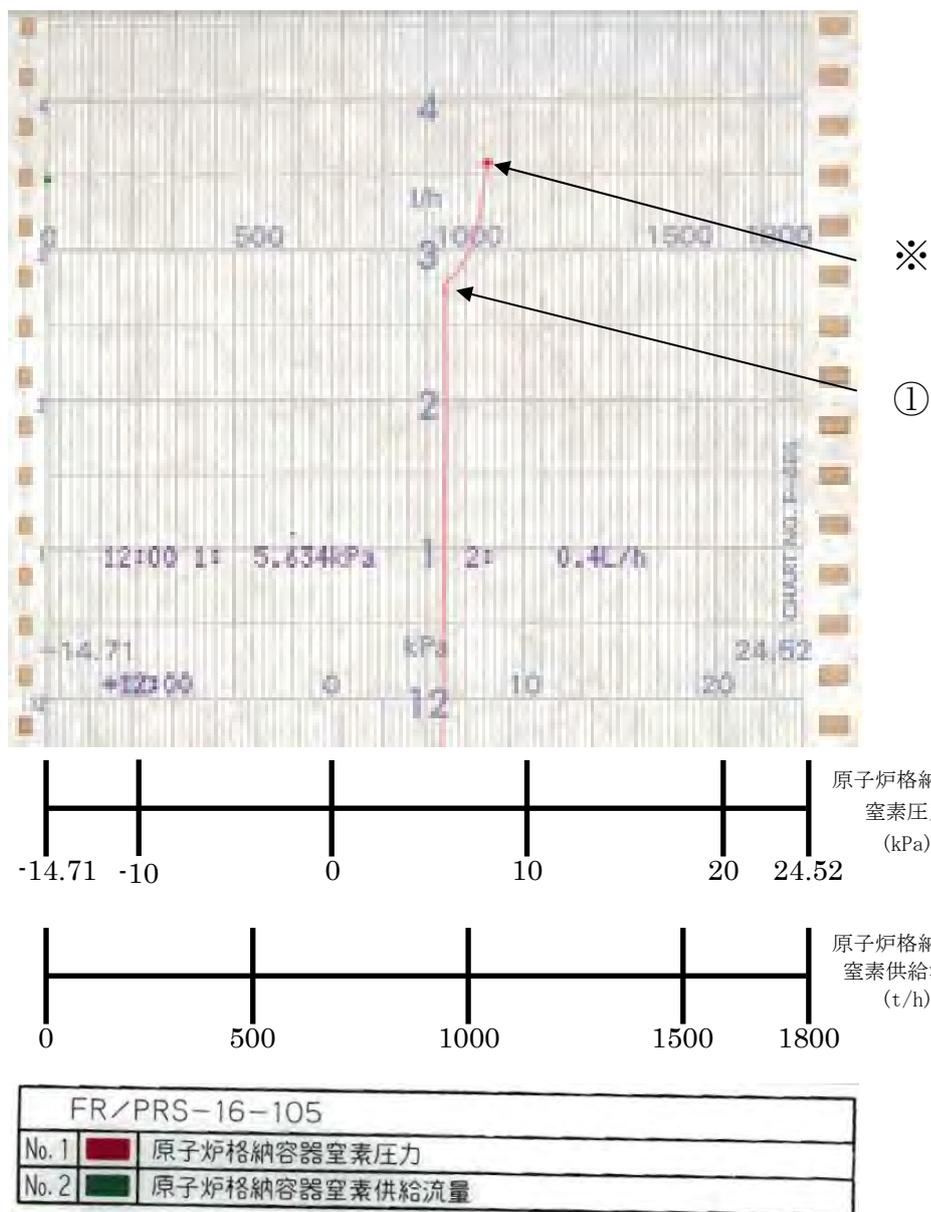
【原子炉再循環 (PLR) ポンプ入口温度】



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。

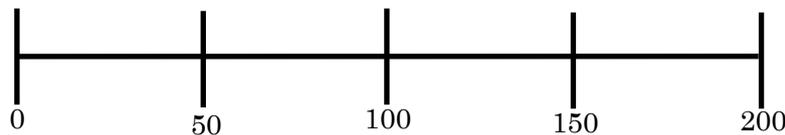
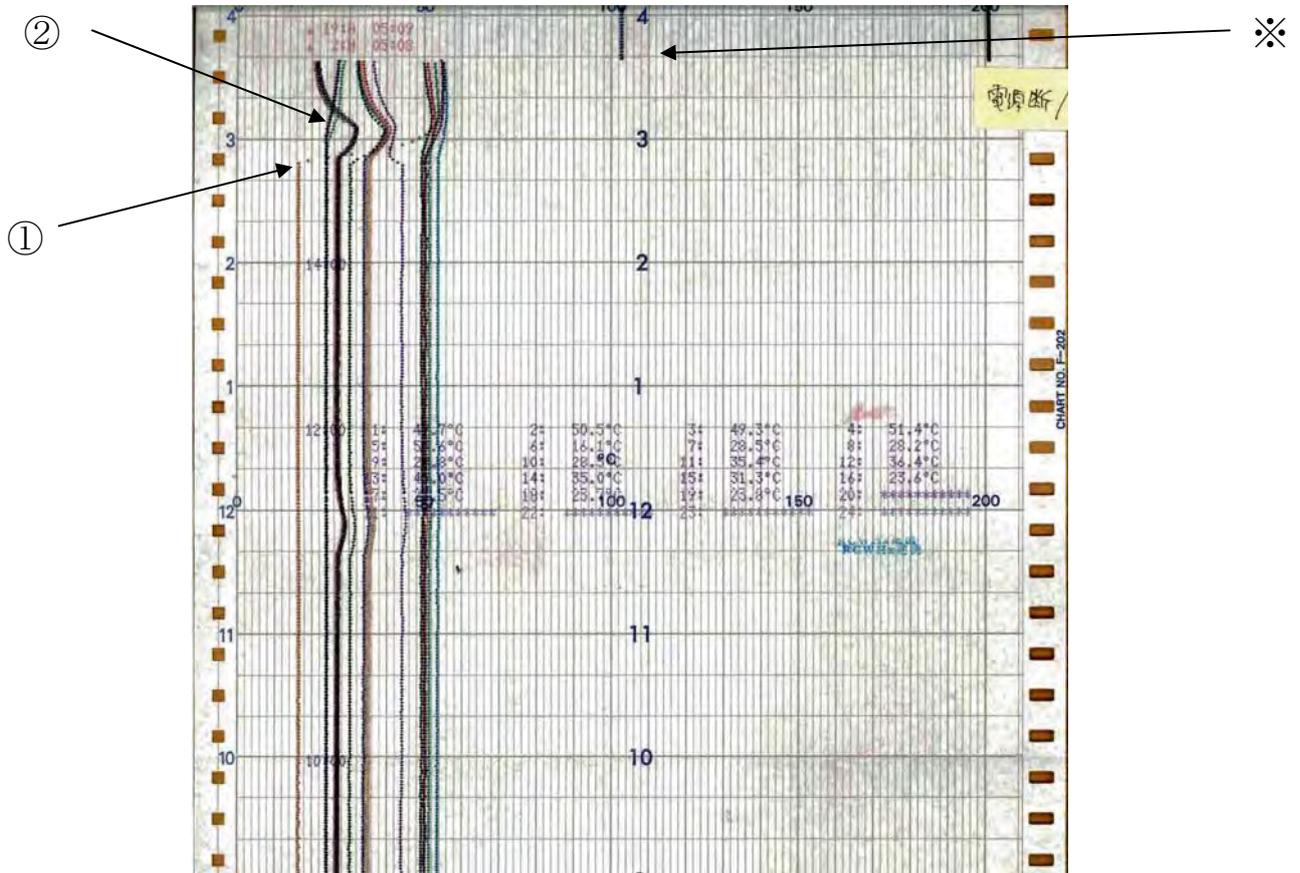
【原子炉格納容器窒素圧力／原子炉格納容器窒素供給流量】



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。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

【原子炉格納容器 (PCV) 内各部温度】



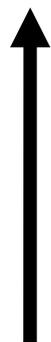
PCV
内各部温度
(°C)

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-16-114J	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			

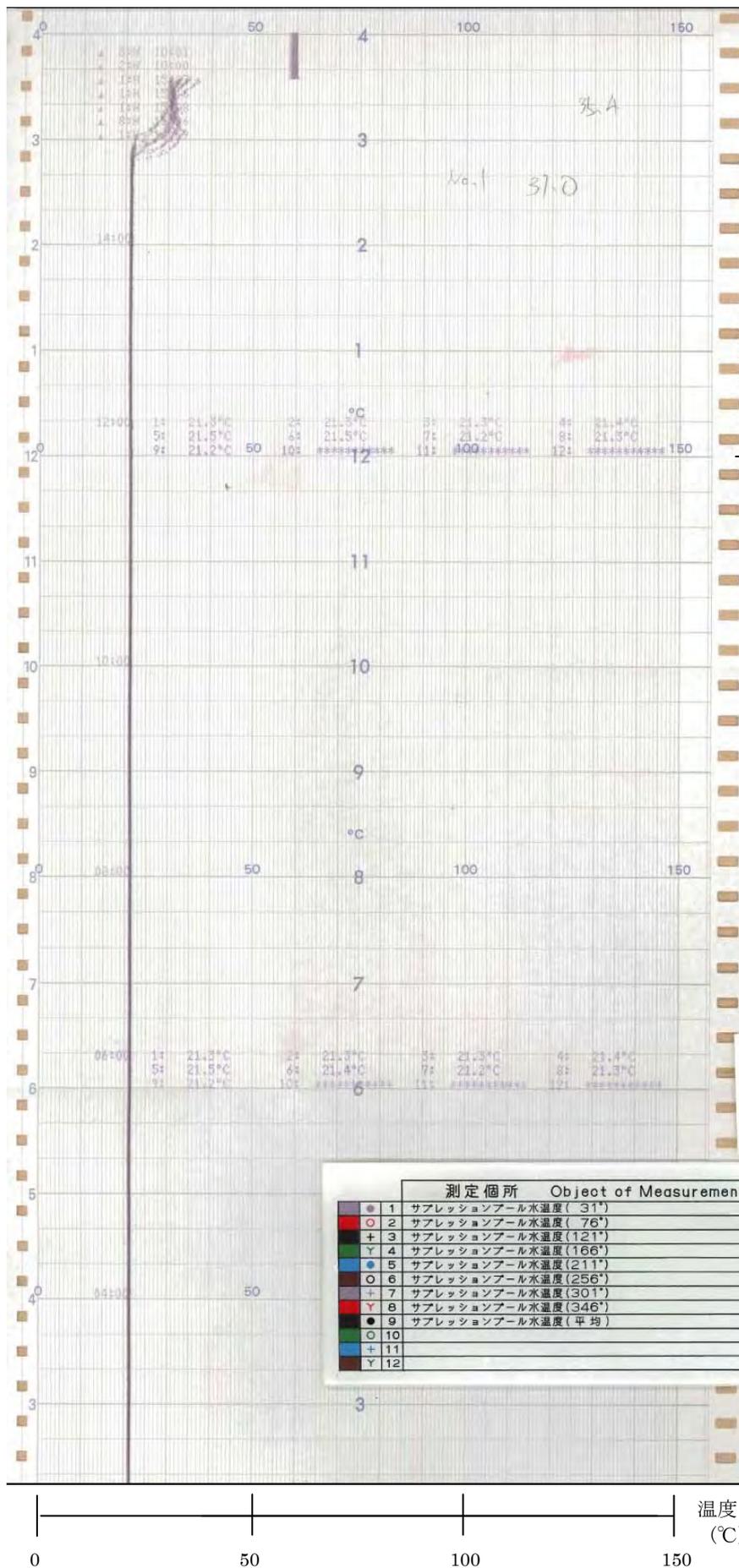
- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止、スクラムによる出力低下等に伴う格納容器内温度変化（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し、記録計が一旦停止したものと考えられる。

【サプレッションプール水温度】

記録計停止→



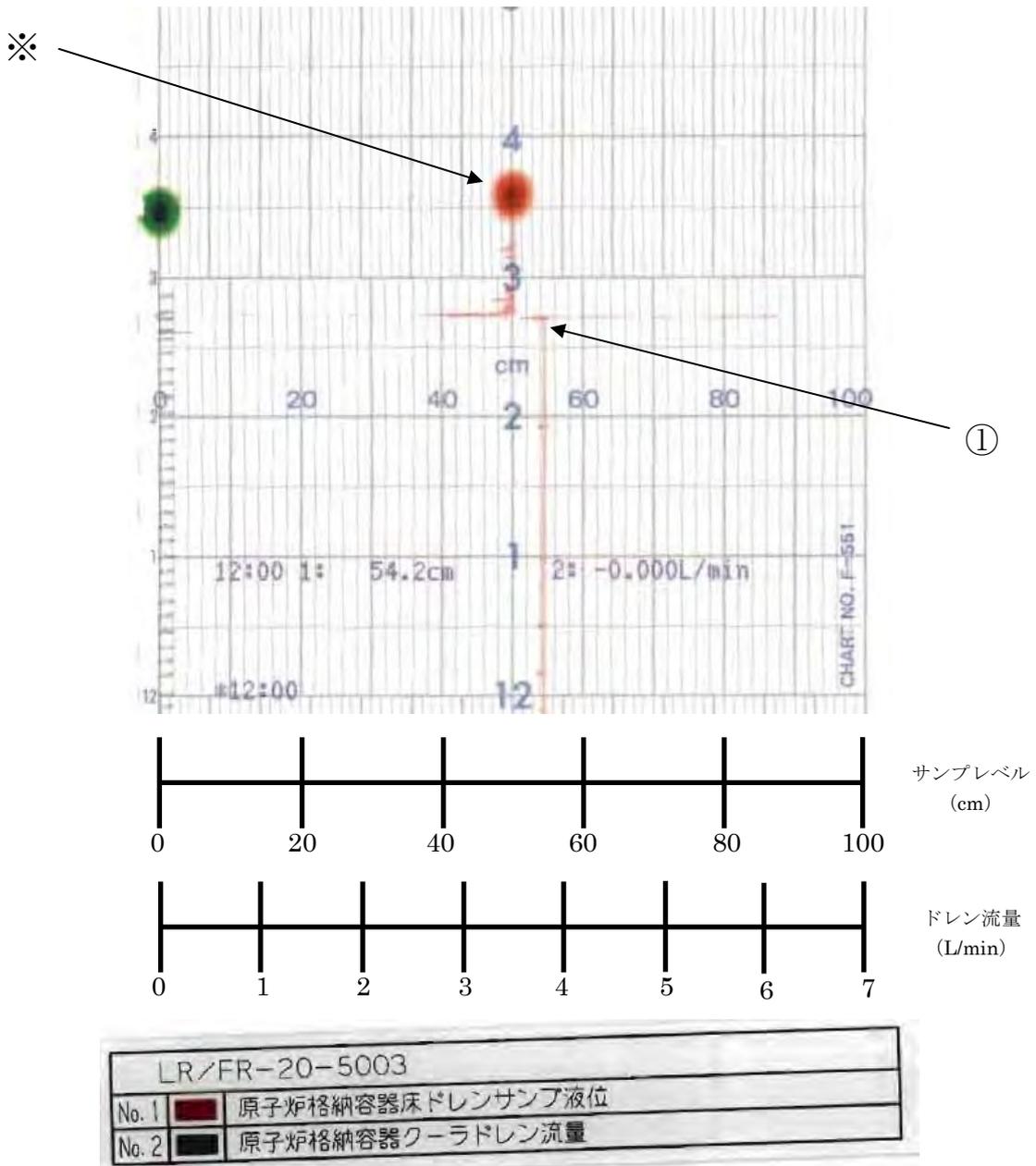
時間



2011/3/11 12:00

2011/3/11 3:00

【ドライウェル (D/W) 床 dren サンプ水位】



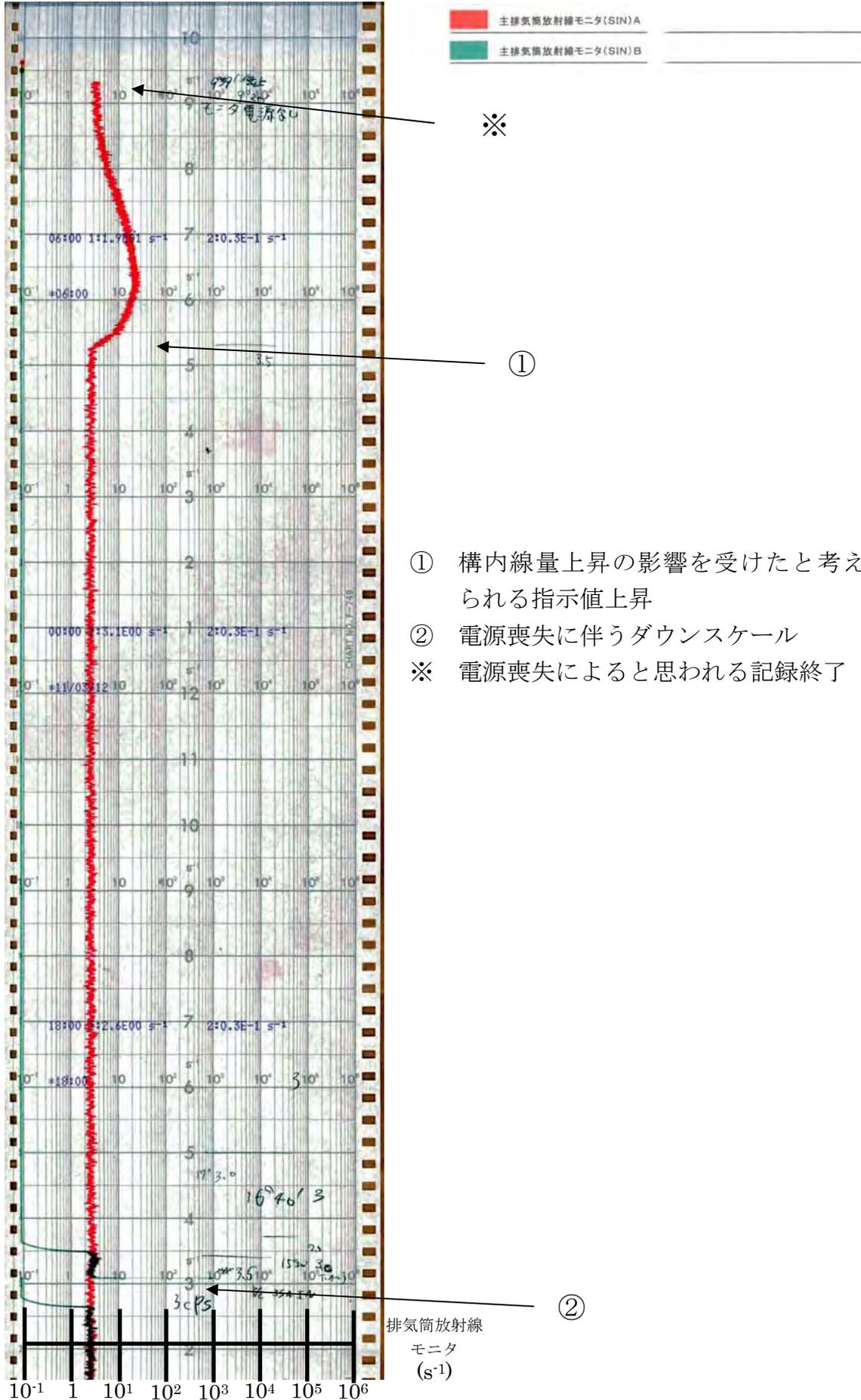
① 14時47分 地震によるスクラム

※ 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。

【非常用ガス処理系 (SGTS) 作動】

*1447	C183	設定値	総水量 (TOTAL)	判定	可能			
1447	A549	負荷	警報点		以下			
1447	B013	S/C	水位		4.5	CM	正常	復帰
1447	A600	PCIS	隔離信号	内側	トリップ			
14	47	12	520	D570	高圧復水ポンプ	A	運転	
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			
14	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			

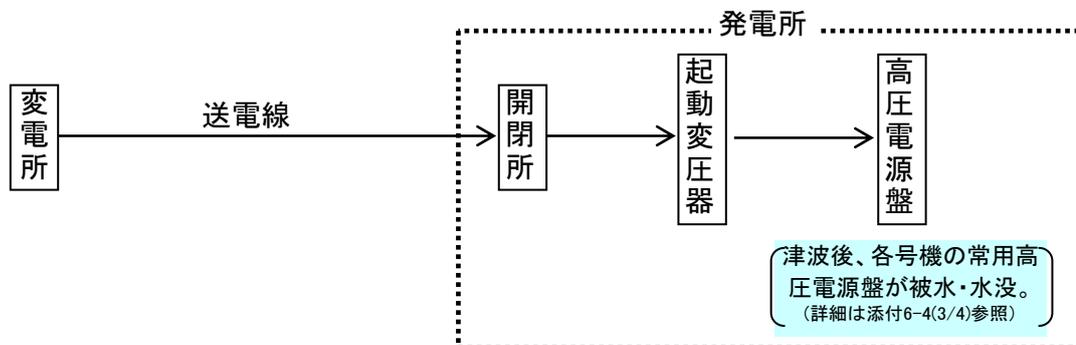
【主排気筒放射線モニタ】



- 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
- ※ 電源喪失によると思われる記録終了

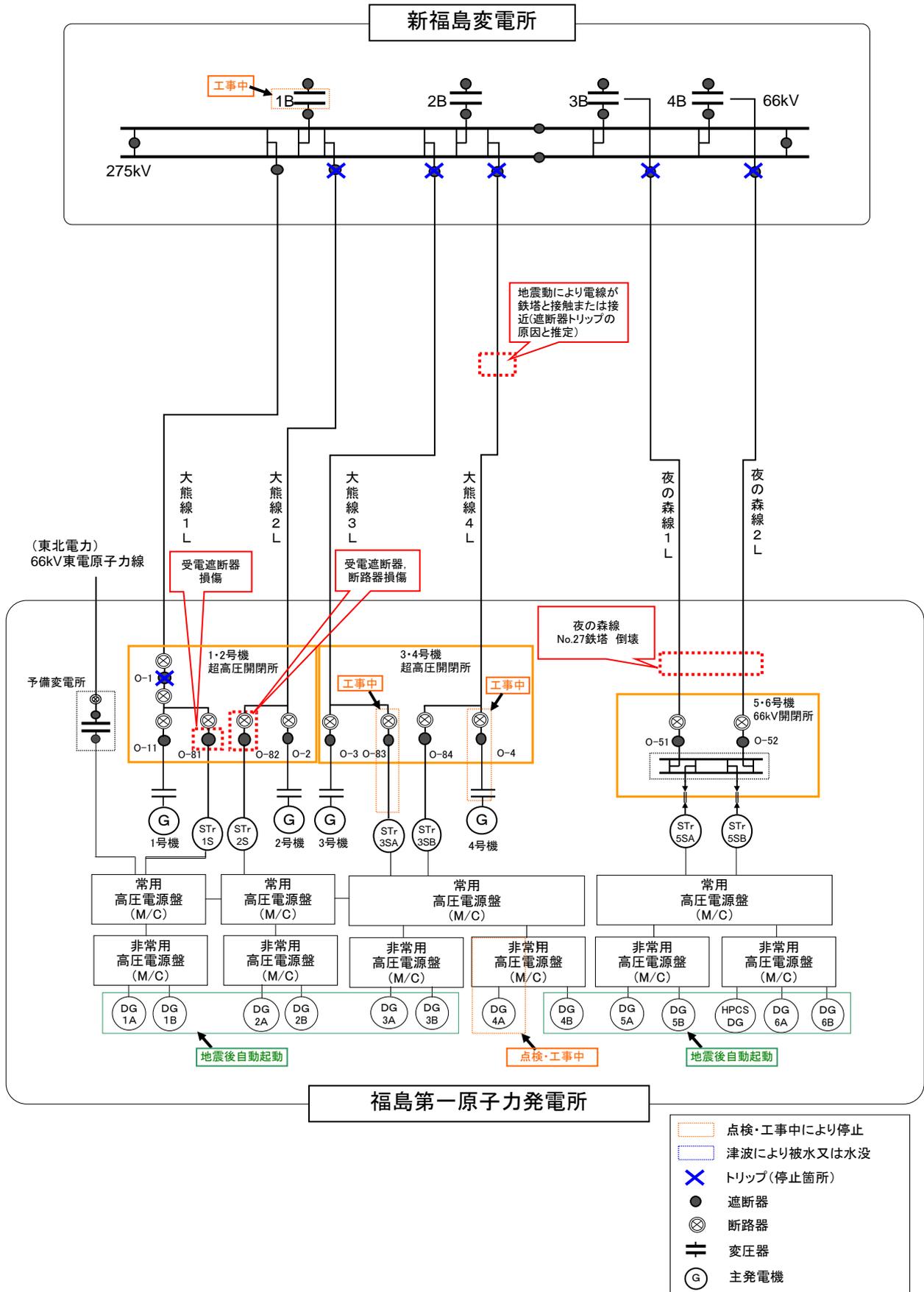
福島第一原子力発電所 外部電源受電状況一覧表

	送電線名	送電線から開閉所までの受電状況			発電所内の受電状況 (津波到達以降の確認結果)		備考
		地震前	地震後～ 津波到達直前	津波到達以降			
外部電源 (予備)	大熊線1L	○(受電中)	受電遮断器損傷により、 受電不可		所内受電側の1号常用高压電源盤が、 被水・水没により、受電不可		
	大熊線2L	○(受電中)	受電遮断器損傷により、 受電不可		所内受電側の2号常用高压電源盤が、 被水・水没により、受電不可		
	大熊線3L	受電遮断器等の設備更新工事につき、受電不可			/		夜の森線1Lを同じ鉄塔 にある大熊線3Lに接続 し、3/22、低压電源盤 にて3,4号機受電
	大熊線4L	○(受電中)	受電停止。 (地震動により電線が鉄塔と接触また は接近による遮断器トリップと推定。開 閉所設備の浸水痕を確認)		所内受電側の3・4号常用高压電源盤が、 被水・水没により、受電不可		
	夜の森線1L	○(受電中)	鉄塔倒壊により、受電不可		所内受電側の5・6号常用高压電源盤が、 被水・水没により、受電不可		3/22、大熊線3Lを経 由し、低压電源盤にて3, 4号機受電
	夜の森線2L	○(受電中)	鉄塔倒壊により、受電不可		所内受電側の5・6号常用高压電源盤が、 被水・水没により、受電不可		3/21、双葉線鉄塔を 経由した新ルートを経 由、既設電源盤にて5,6 号機受電
	東電原子力線	受電端の断路器 まで充電中 (断路器「開放」)	停止中		受電端から1号常用 高压電源盤までの ケーブル不具合を確 認	所内受電側の1号常用 高压電源盤が、被水・ 水没により、受電不可	3/20、ケーブル敷設 後、低压電源盤にて1,2 号機受電
〔参考〕送電設備	双葉線1L	-	-	-	-	-	※双葉線は外部電源で はない(送電のみ)
	双葉線2L	-	-	-	-	-	

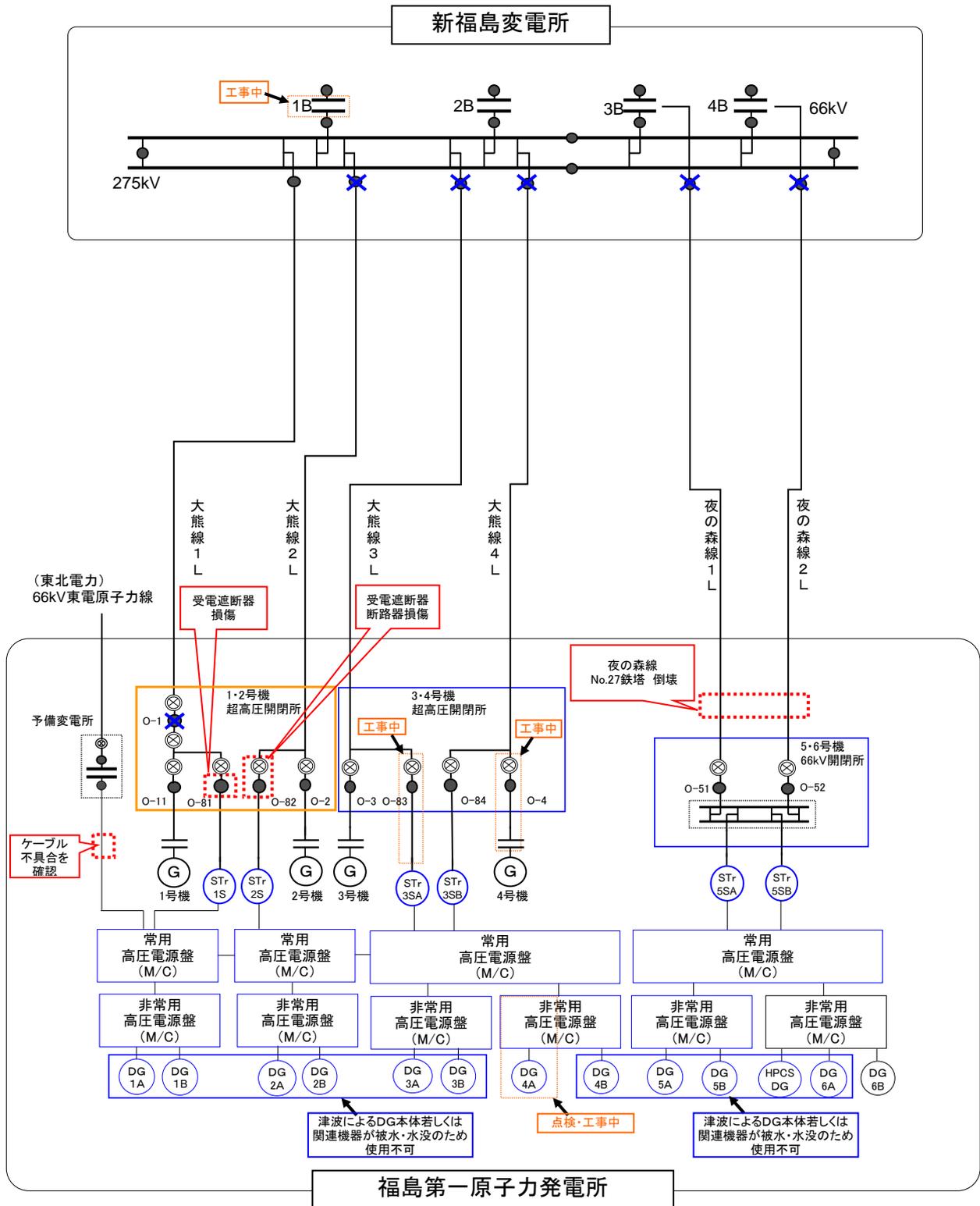


外部電源(変電所)からの受電の流れ

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)



福島第一原子力発電所 外部電源系統概略図 (津波後の状態)



- 点検・工事中により停止
- 津波により被水又は水没
- ✕ トリップ(停止箇所)
- 遮断器
- ⊗ 断路器
- ≡ 変圧器
- ⊙ 主発電機

外部電源設備の被害状況



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

福島第一原子力発電所 外部電源復旧の経緯

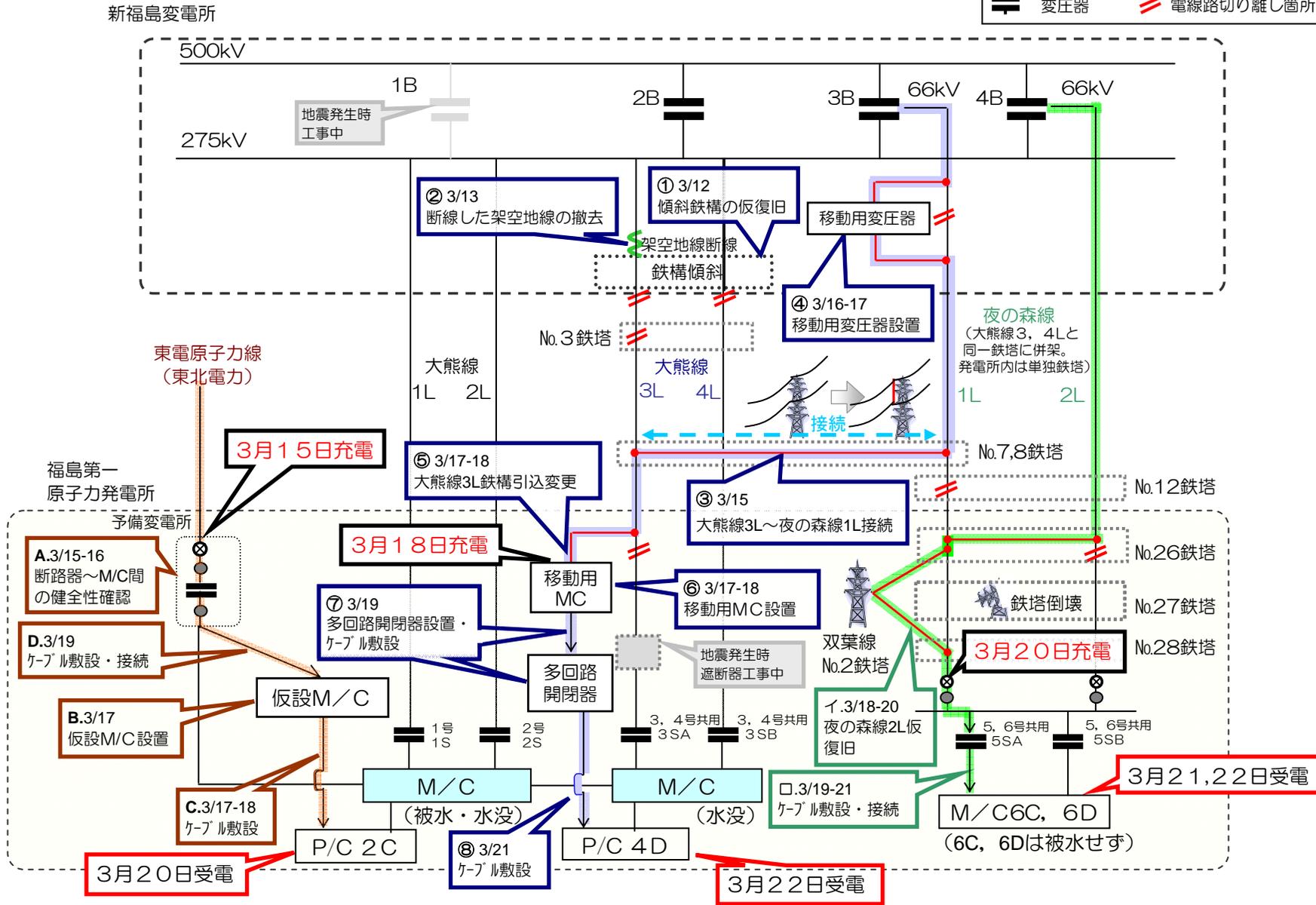
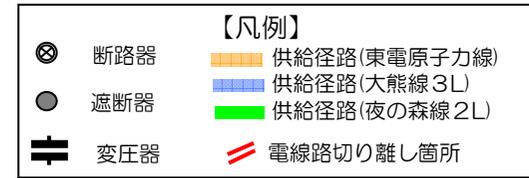
外部電源から福島第一原子力発電所所内への電力供給の復旧経緯は以下のとおり（全号機への供給を開始した3月22日までの経緯）。

供給先	日付及び主な作業内容
1及び 2号機	3月15日 東北電力による東電原子力線 受電断路器まで充電 3月15日～16日 東電原子力線 受電断路器～M/C間の健全性確認(作業A [※]) 3月17日 1・2号仮設メクラ(M/C)*設置(作業B) 3月17日～18日 1・2号仮設M/C～2号機パワーセンター(P/C)2C間ケーブル敷設(作業C) 3月19日 予備変電所M/C～1・2号仮設M/C間ケーブル敷設・接続(作業D) 3月20日 1・2号機へ供給開始(P/C2C受電)
3及び 4号機	3月12日 新福島変電所 大熊線3, 4L鉄構傾斜の仮復旧(作業① [※]) 3月13日 新福島変電所 大熊線3Lの断線した架空地線の撤去(作業②) 3月15日 大熊線3, 4L No.7及びNo.8鉄塔における大熊線3Lと夜の森線1Lの接続(作業③) 3月16日～17日 新福島変電所に移動用変圧器(66kV/6kV)設置(作業④) 3月17日～18日 大熊線3Lの福島第一原子力発電所引込変更(作業⑤) 3月17日～18日 移動用ミクラッド(MC)*福島第一原子力発電所構内設置(作業⑥) 3月18日 (夜の森線1L～)大熊線3L 移動用MCまで充電 3月19日 移動用MC～多回路開閉器間のケーブル敷設(作業⑦) 3月21日 多回路開閉器*～4号機P/C4D間のケーブル敷設(作業⑧) 3月22日 3・4号機へ供給開始(P/C4D受電)
5及び 6号機	3月18日～19日 夜の森線No.27鉄塔2L仮復旧(伐採)(作業イ [※]) 3月19日～20日 夜の森線No.27鉄塔2L仮復旧(架線)(作業イ) 3月19日～21日 5, 6号共用起動変圧器5SA～6号機M/C6C, 6D間の仮設ケーブル敷設・接続(作業ロ) 3月20日 夜の森線2L～1L断路器まで充電 3月21日 5・6号機へ供給開始(M/C6C受電。3月22日M/C6D受電)

※) 作業番号・記号は、図(次頁)の番号・記号に対応

* 「仮設メクラ(M/C), 移動用ミクラッド(MC), 多回路開閉器」
復旧班の各部門(原子力, 工務, 配電)で, それぞれ調達した電源盤等。

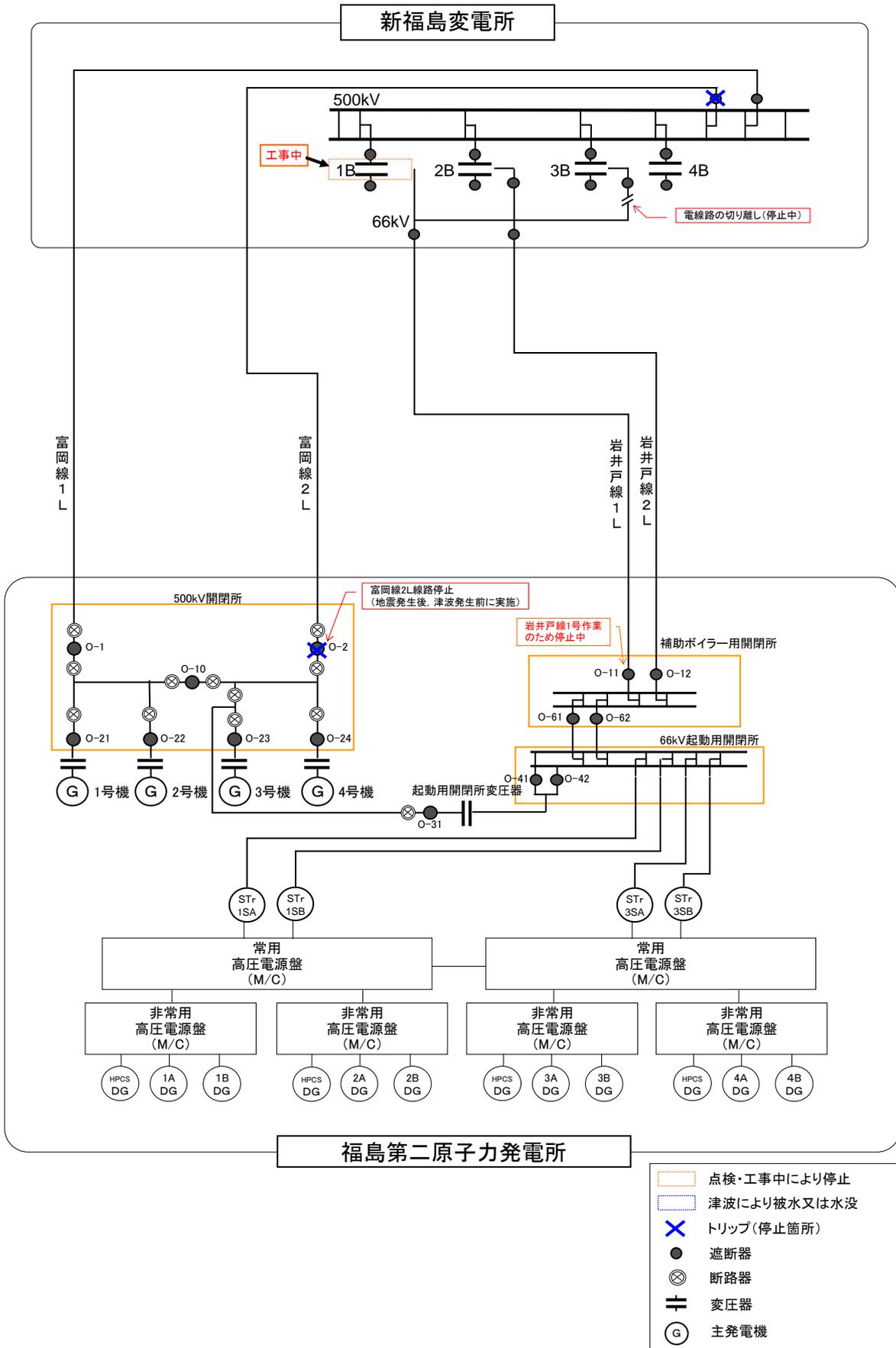
福島第一原子力発電所 外部電源復旧概略図



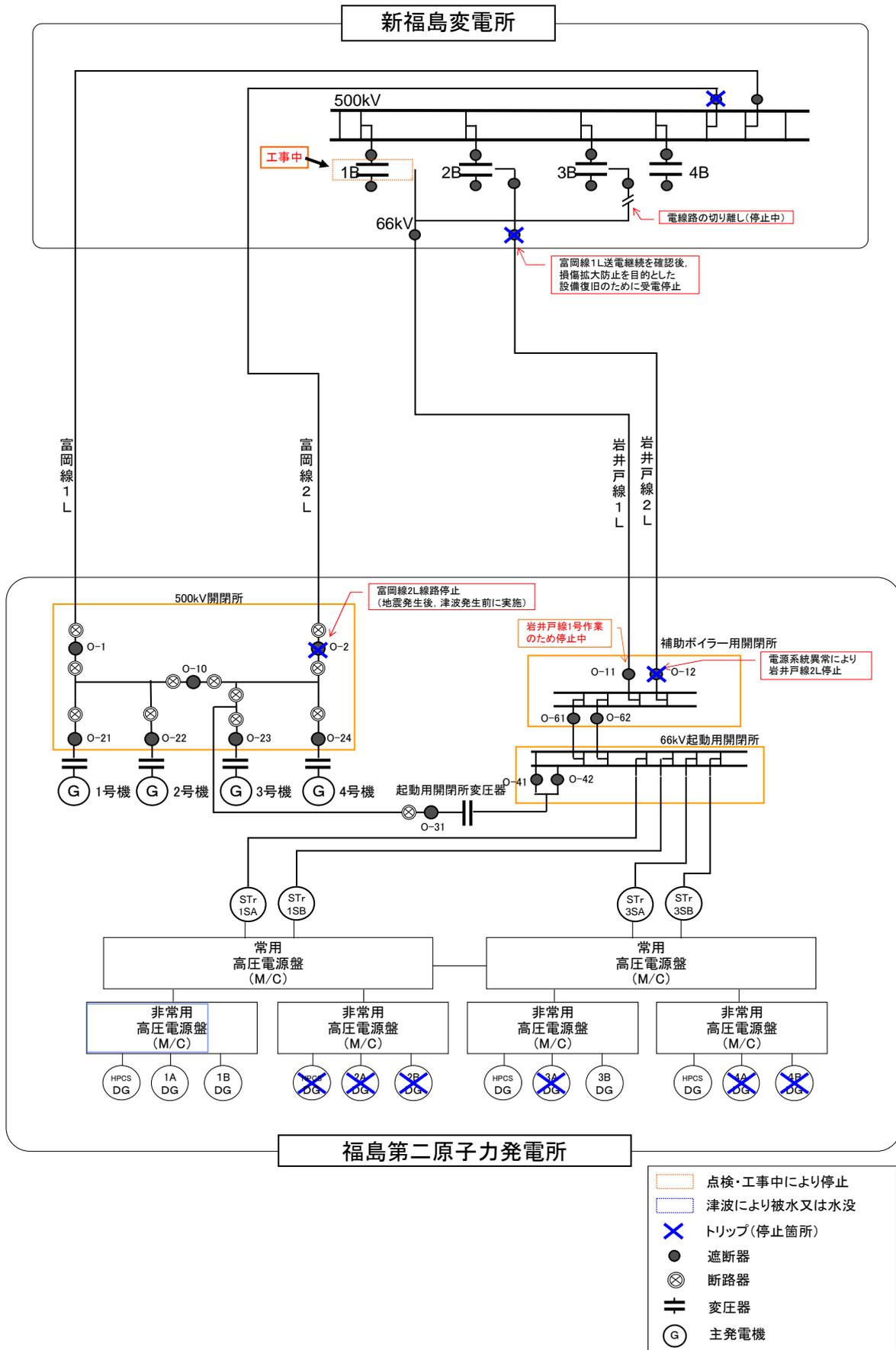
福島第二原子力発電所 外部電源受電状況一覧表

	送電線名	送電線から開閉所までの受電状況			備考
		地震前	地震後～ 津波到達直前	津波到達以降	
外部電源	富岡線1L	○(受電中)			
	富岡線2L	○(受電中)	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
(予備)	岩井戸線1L	点検のため停止中			3/13受電
	岩井戸線2L	○(充電中)	○(充電中) 新福島変電所の避雷器に損傷が発生したが受電継続	富岡線1Lの受電継続を確認した上で、損傷拡大を防止するために一時受電停止	3/12受電

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)



福島第二原子力発電所 外部電源系統概略図 (津波後の状態)



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)

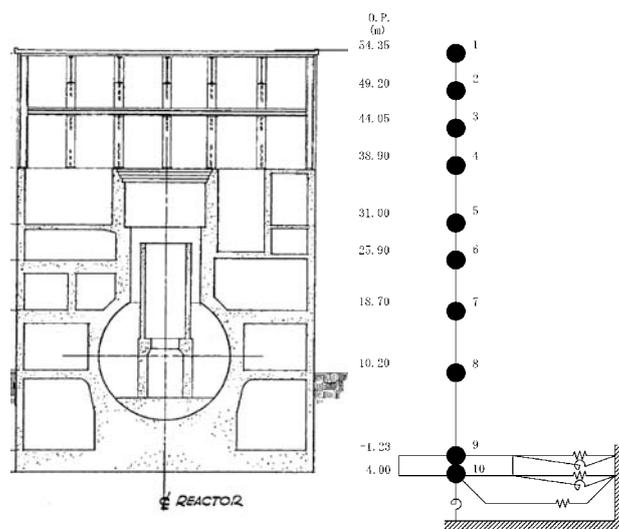


図1 1号機原子炉建屋（モデル図）

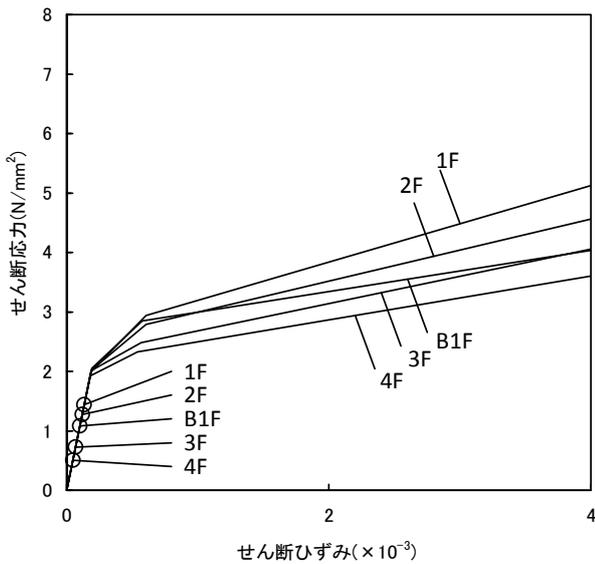


図2 耐震壁のせん断ひずみ (南北方向)

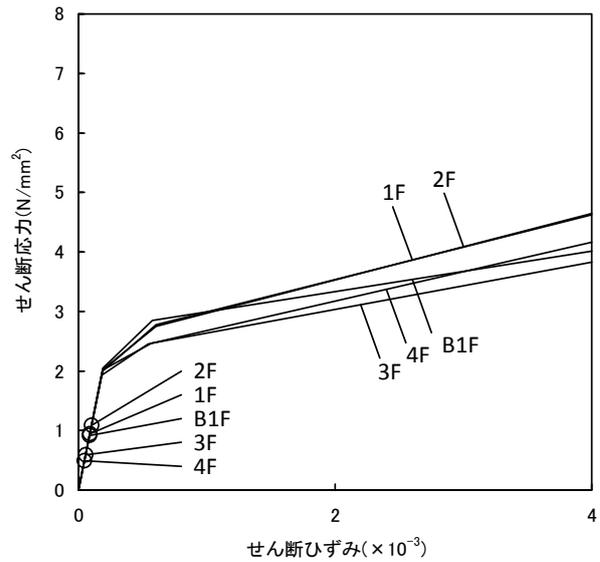


図3 耐震壁のせん断ひずみ (東西方向)

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。

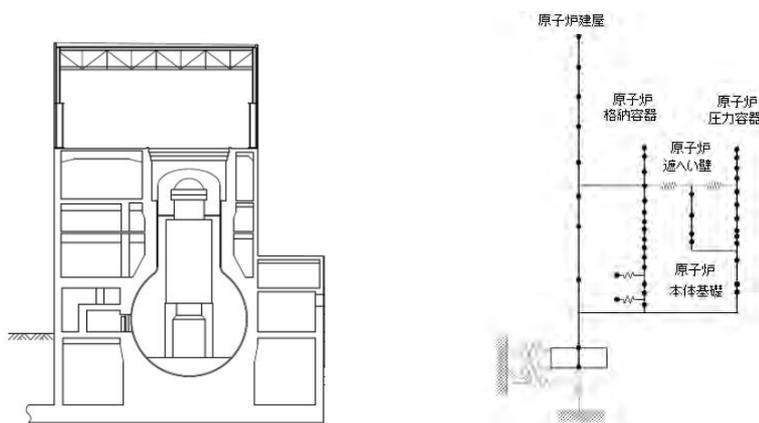
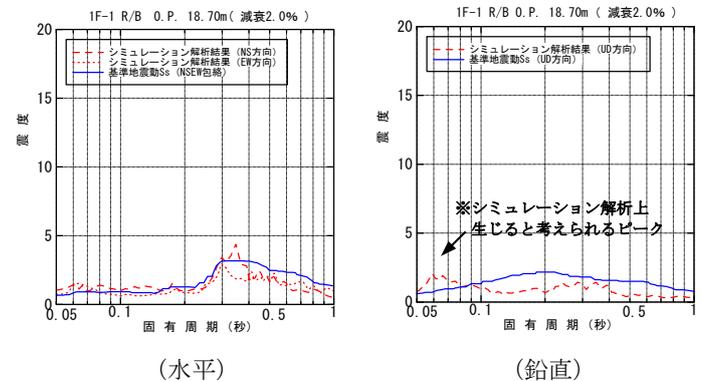
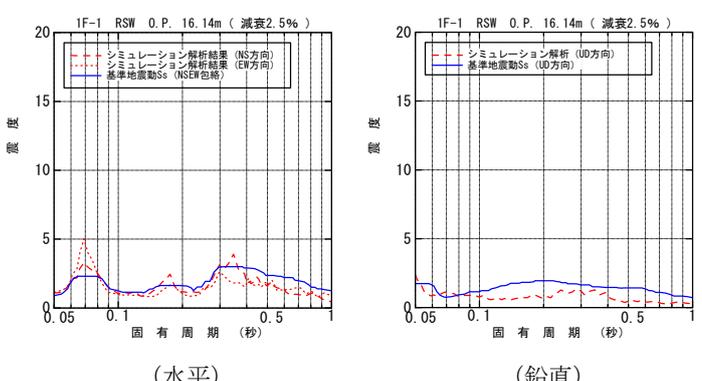
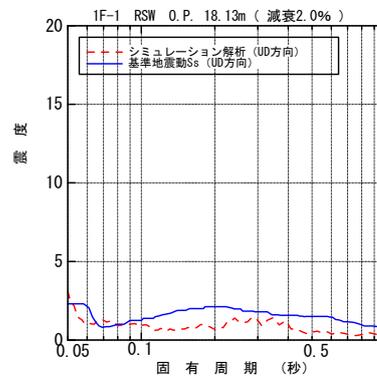
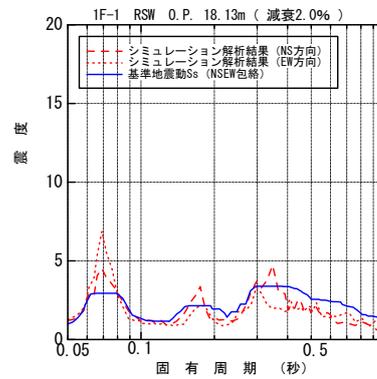
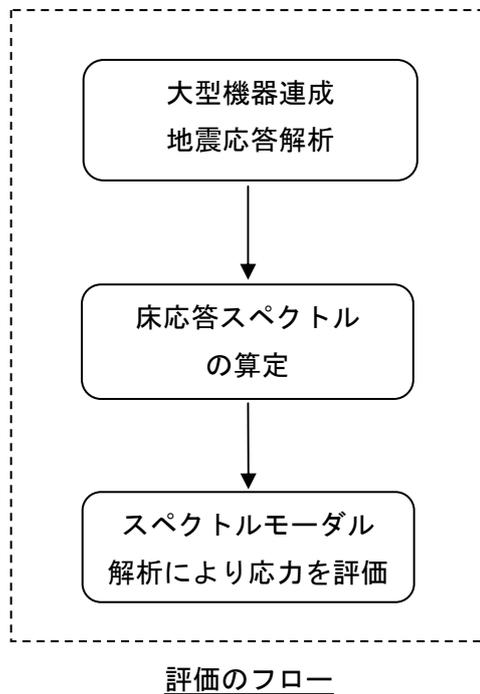


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

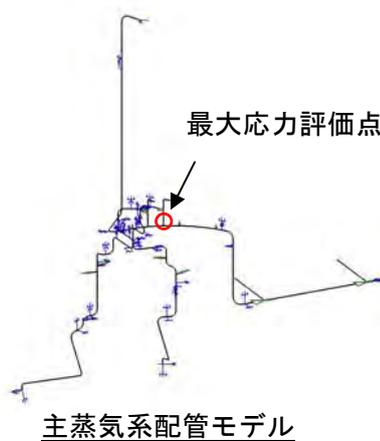
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所1号機)

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)	<p><原子炉建屋 (O.P. 18.70m) ></p> 				<p>主蒸気系配管 計算値：269MPa 評価基準値：374MPa</p> <p>原子炉停止時冷却系配管 計算値：228MPa 評価基準値：414MPa</p>
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 16.14m) ></p> 				

(参考1) 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

構造強度評価結果

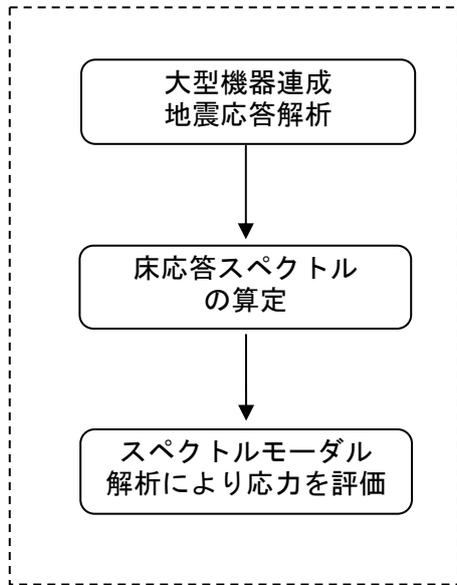
対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	287 [※]	374	詳細	一次	269 [※]	374	詳細

※：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。

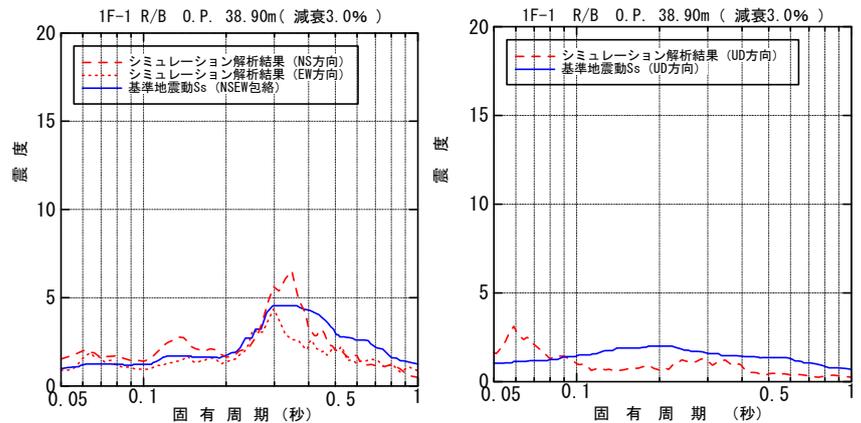
(参考2) 福島第一1号機 非常用復水器系配管の耐震性評価について

1号機の非常用復水器系配管（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。

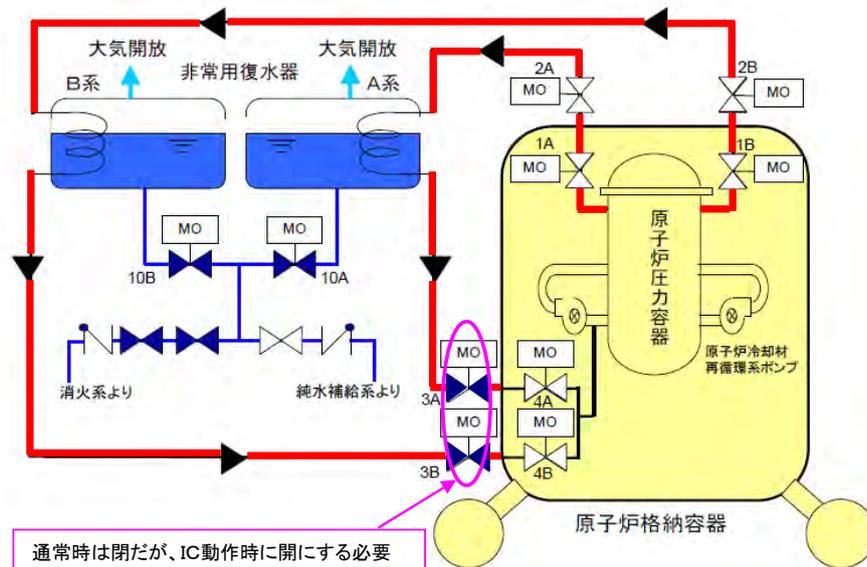
その結果、今回の地震に対して、計算値は評価基準値を十分下回ることを確認した。



評価のフロー



床応答スペクトル



注) 通常時の弁の開閉状態を示す。

— : 評価対象配管

非常用復水器系概略系統図

構造強度評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値※1 (MPa)	裕度
IC-PD-1	106	414	3.90
IC-PD-2	106	414	3.90
IC-R-1	94	414	4.40
IC-R-2	85	414	4.87
IC-R-3	105	310	2.95
IC-R-4	86	310	3.60
IC-R-5	75	351	4.68
IC-R-6	82	351	4.28

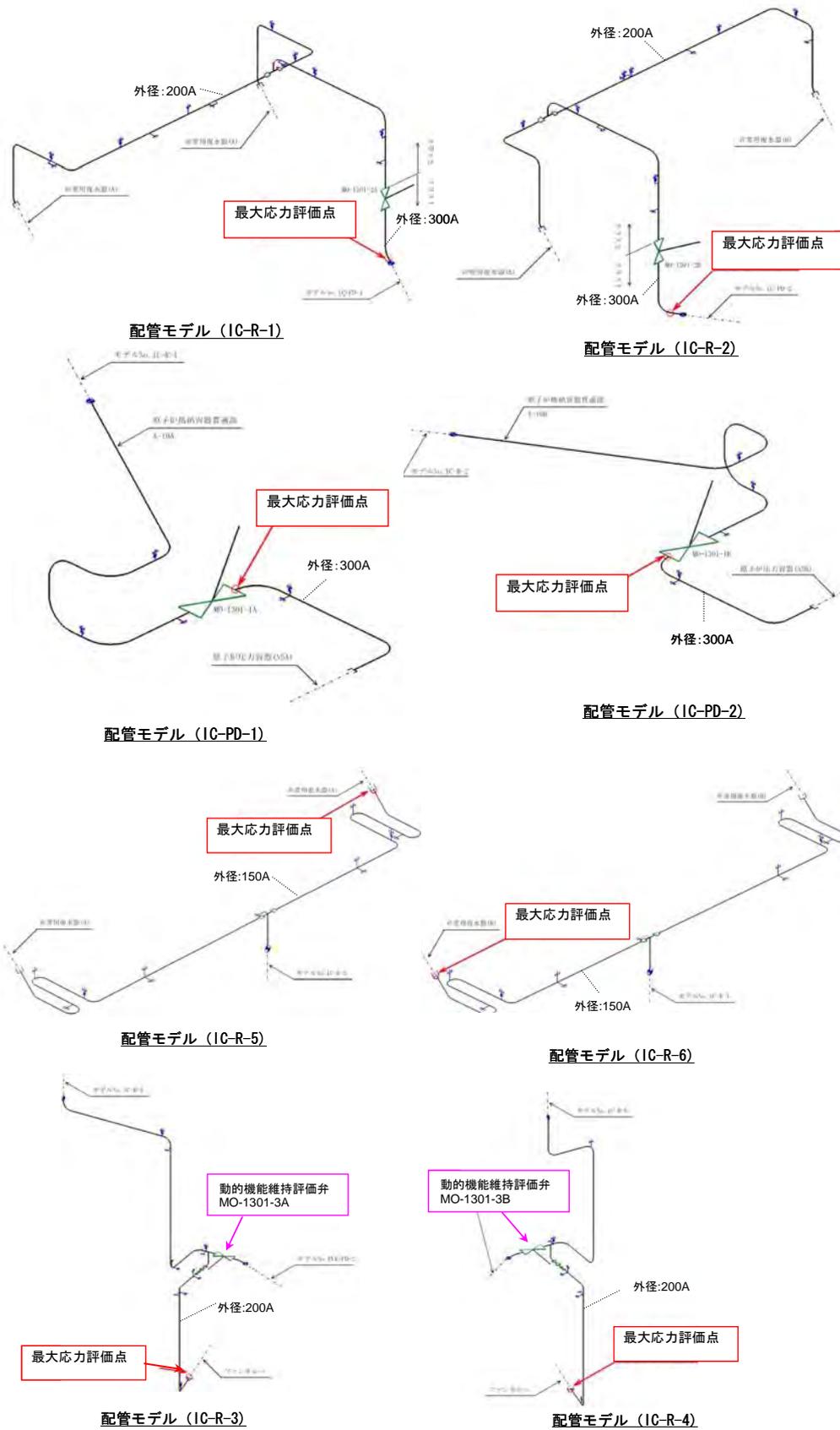
動的機能維持評価結果

弁名称	水平方向(G※2)		鉛直方向(G※2)		判定
	計算値	評価基準値※3	計算値	評価基準値※3	
MO-1301-3A	0.9	6.0	2.0	6.0	○
MO-1301-3B	0.9	6.0	1.9	6.0	○

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値
 (「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

※2:G=9.80665(m/s²)

※3:「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に示される機能確認済加速度



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)

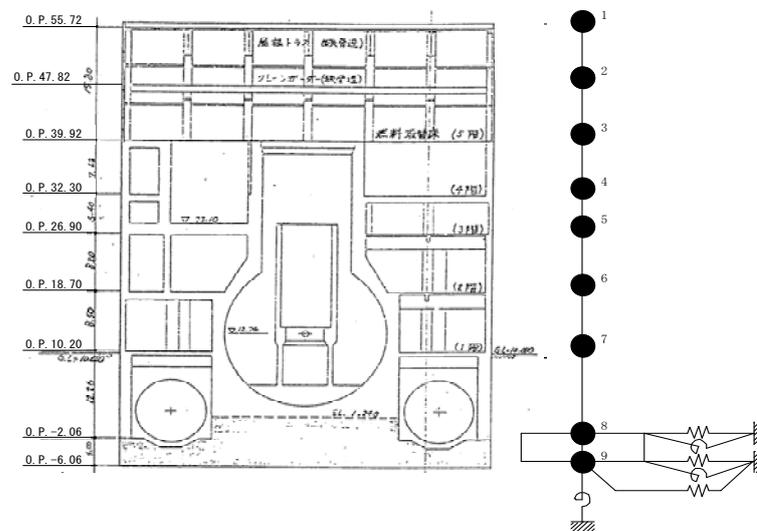


図1 2号機原子炉建屋（モデル図）

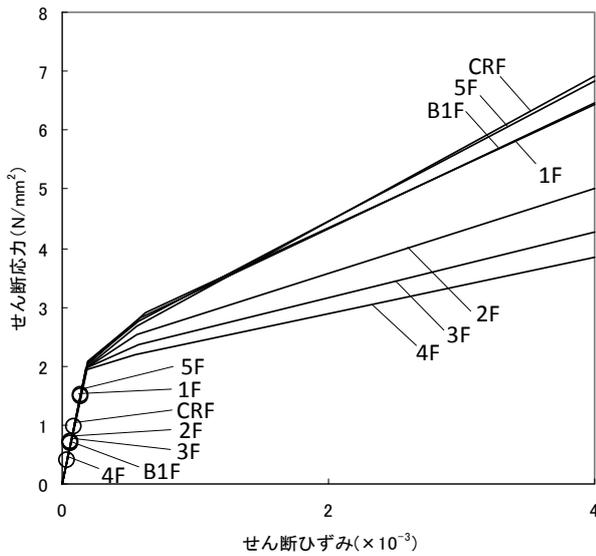


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

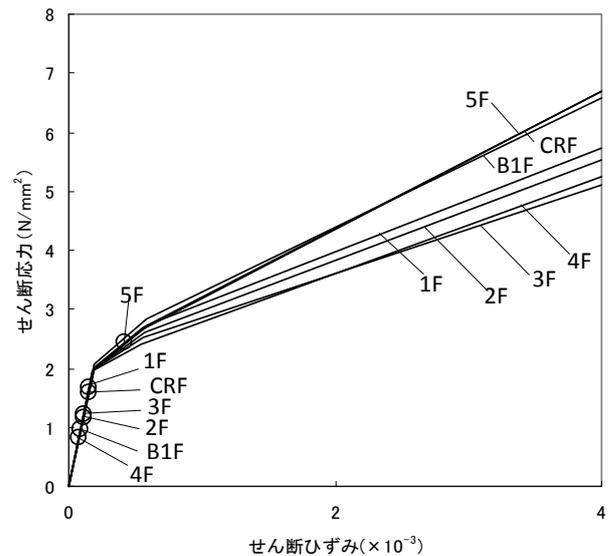


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

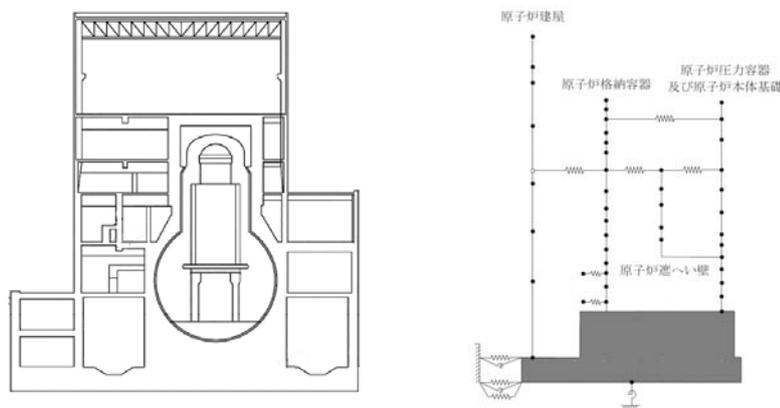
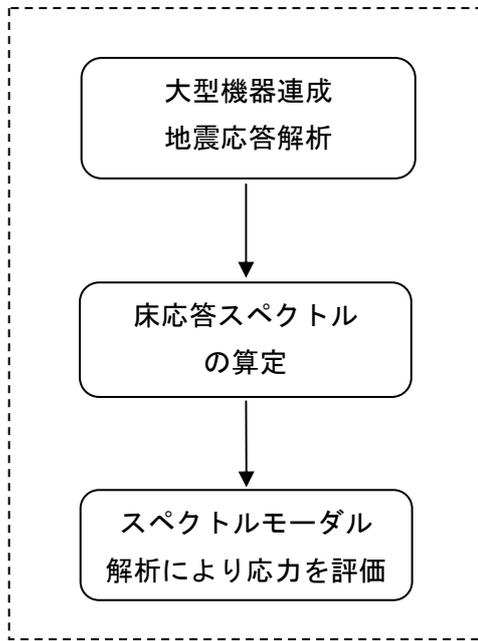


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

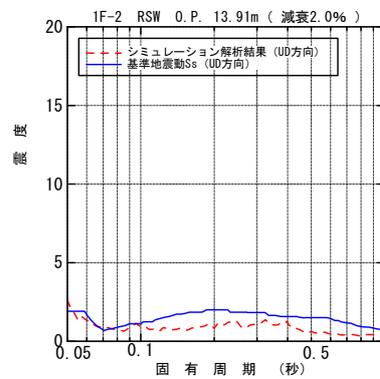
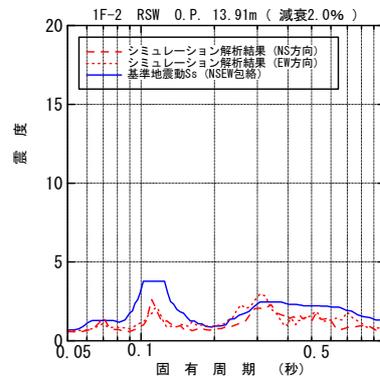
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所2号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 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)	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)	<中間階 (O.P. 18.70m) >			主蒸気系配管 計算値：208MPa 評価基準値：360MPa 残留熱除去系配管 計算値：87MPa 評価基準値：315MPa	
	<p>(水平)</p>	<p>(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<原子炉遮へい壁基部 (O.P. 13.91m) >				
	<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)

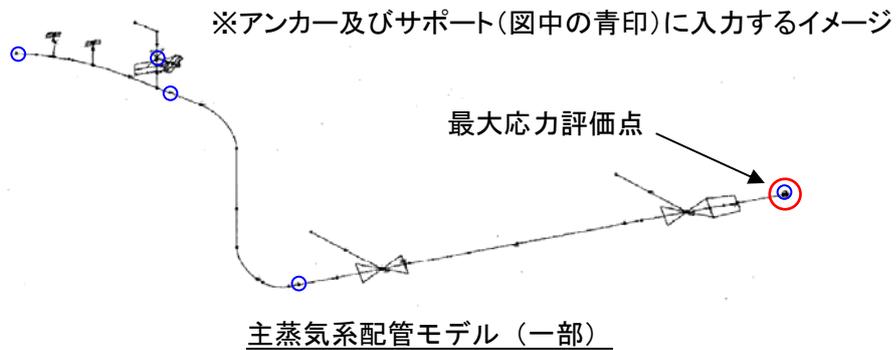


評価のフロー



床応答スペクトル

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



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	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)

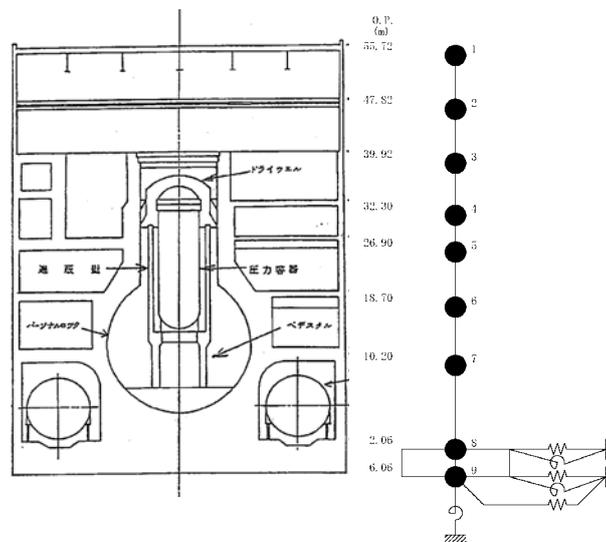


図1 3号機原子炉建屋（モデル図）

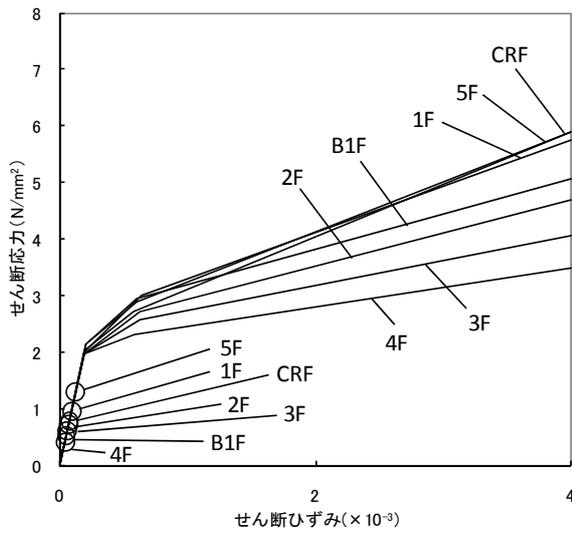


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

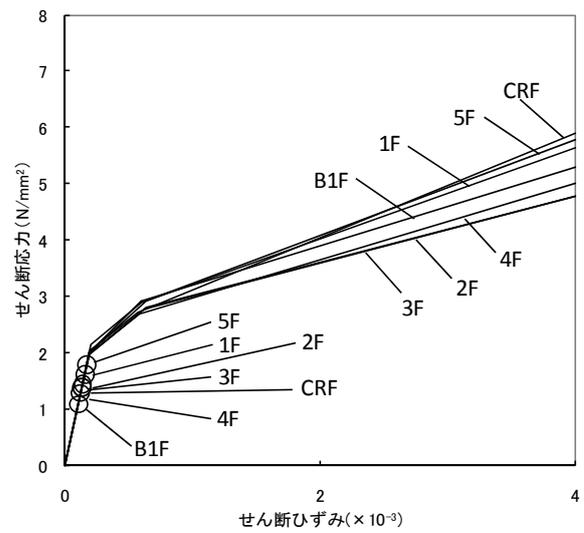


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

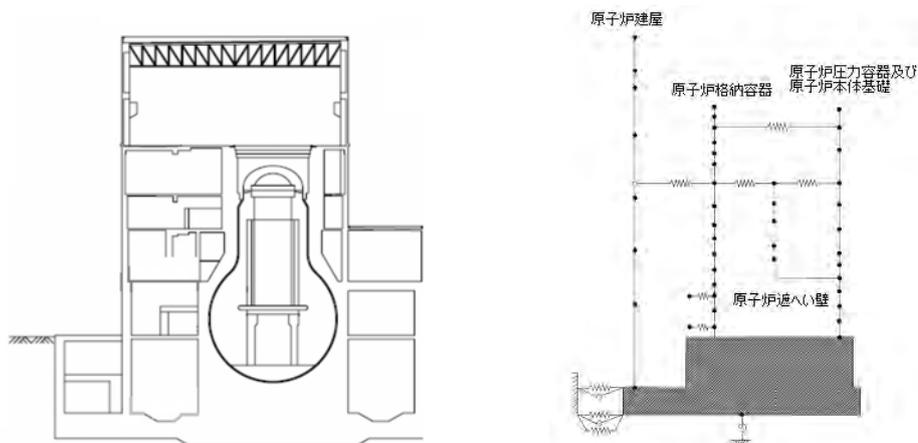
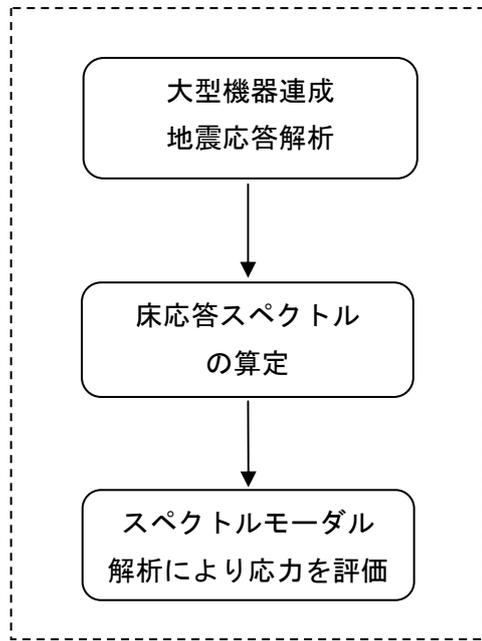


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

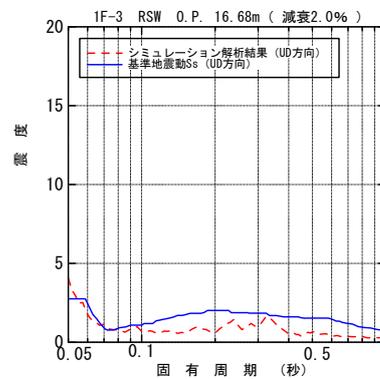
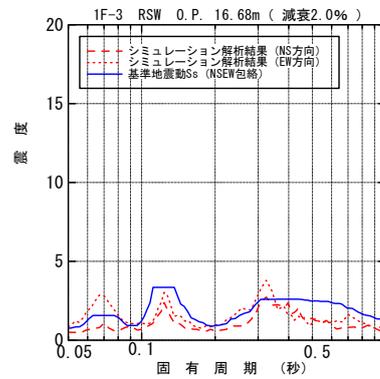
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所3号機)

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>				

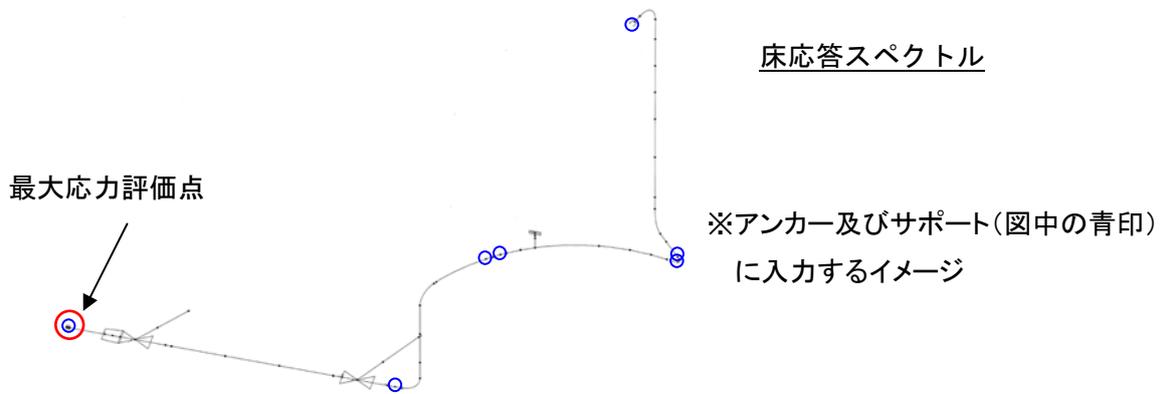
(参考1) 耐震性評価の概要 (主蒸気系配管の例)



評価のフロー



床応答スペクトル



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。

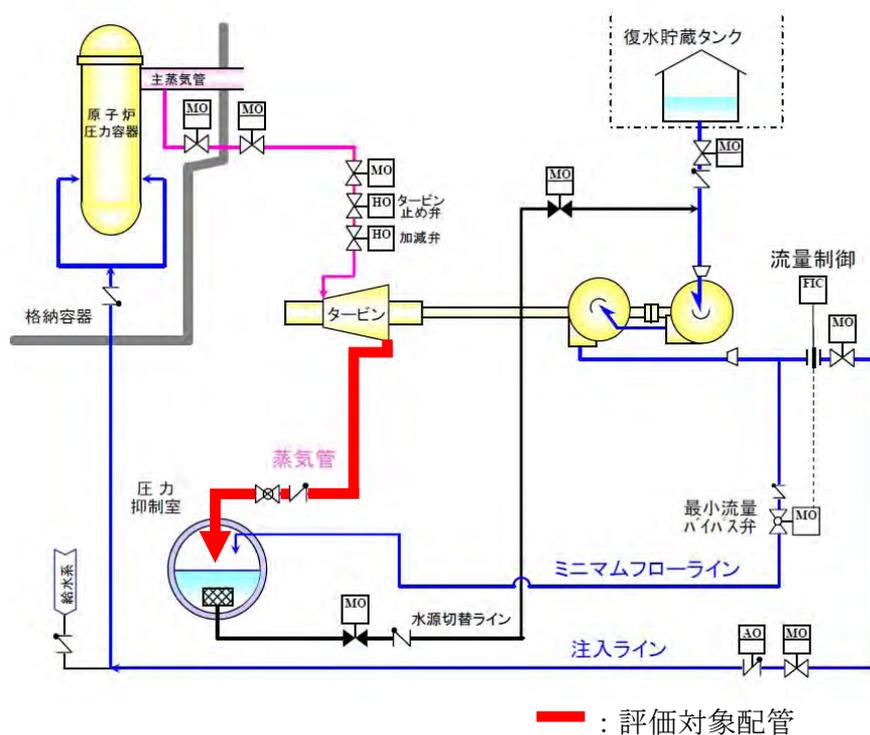
(参考2) 高圧注水系 (HPCI系) 配管の耐震性評価について

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。

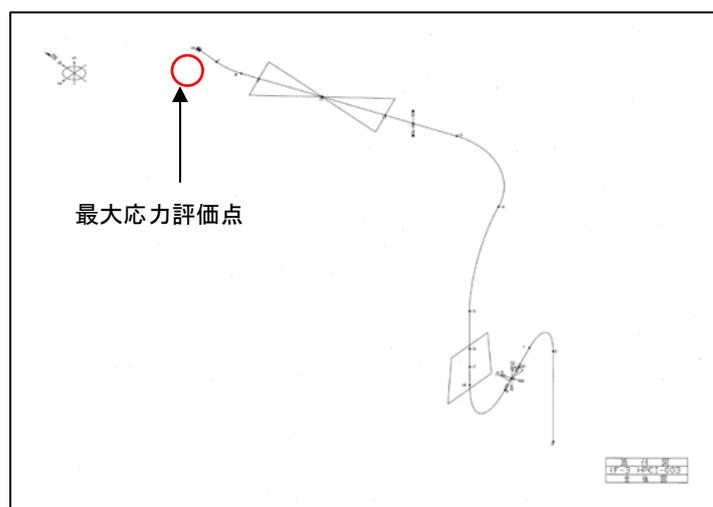
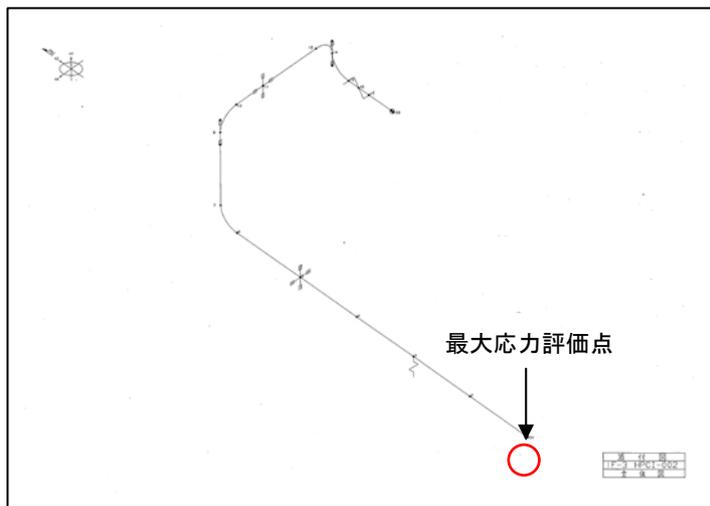
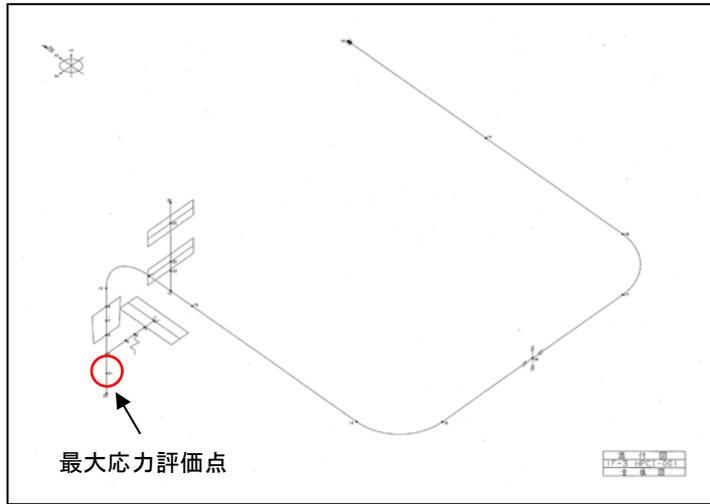
その結果、今回の地震に対して、当該配管の計算値は評価基準値を十分下回ることを確認した。

高圧注水系配管の耐震性評価結果

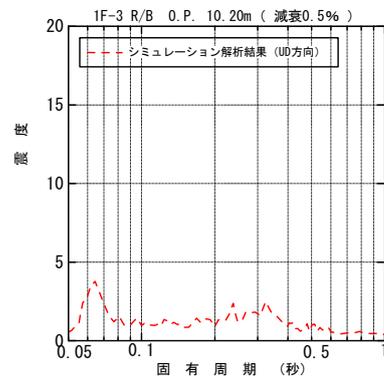
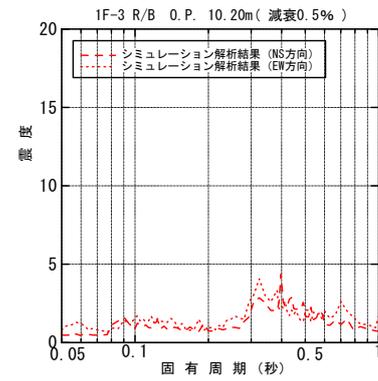
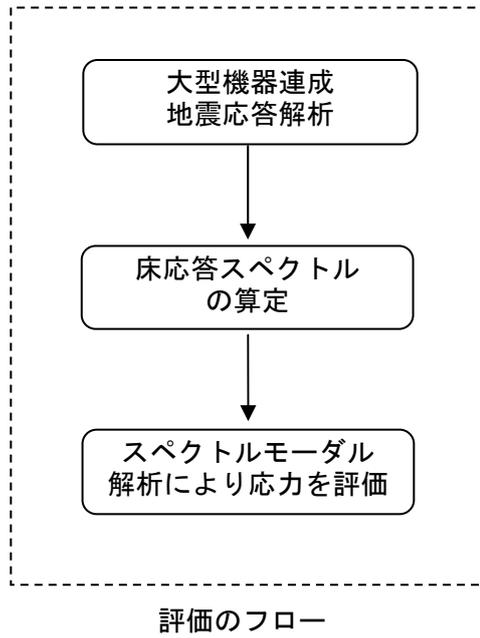
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22



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)

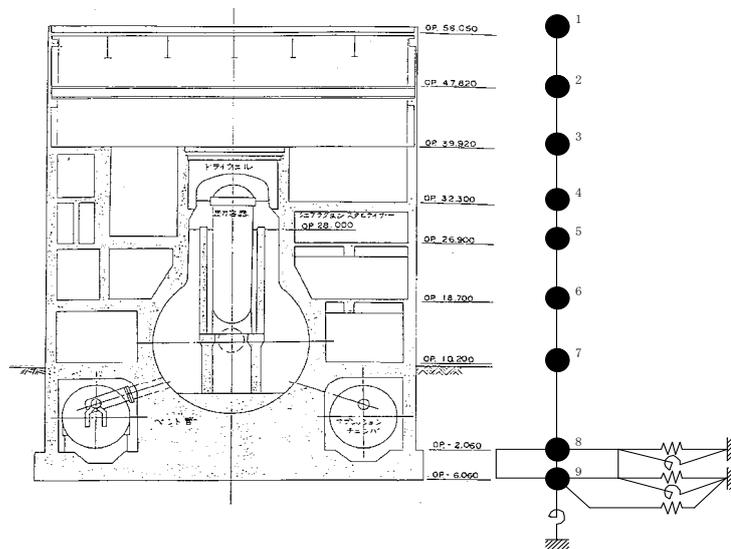


図1 4号機原子炉建屋（モデル図）

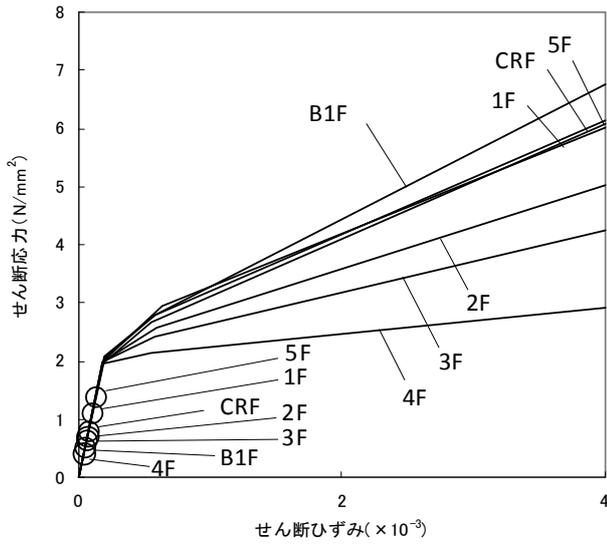


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

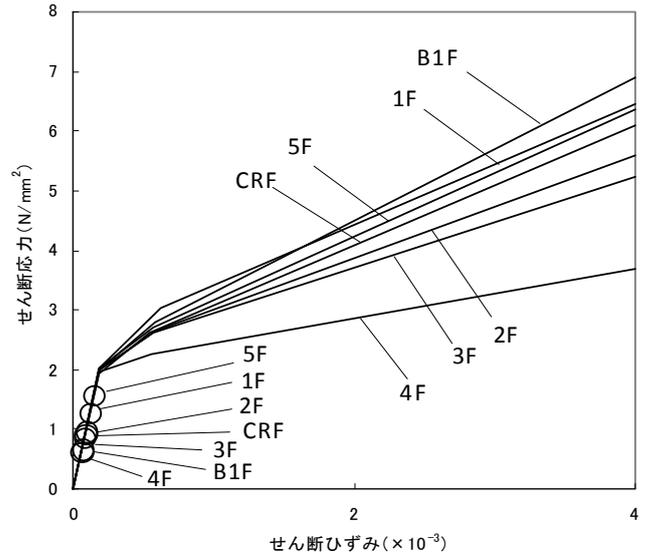


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

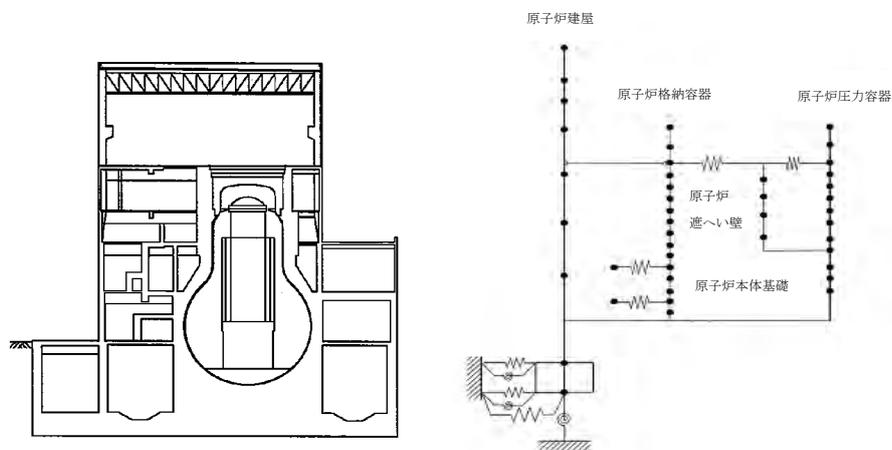
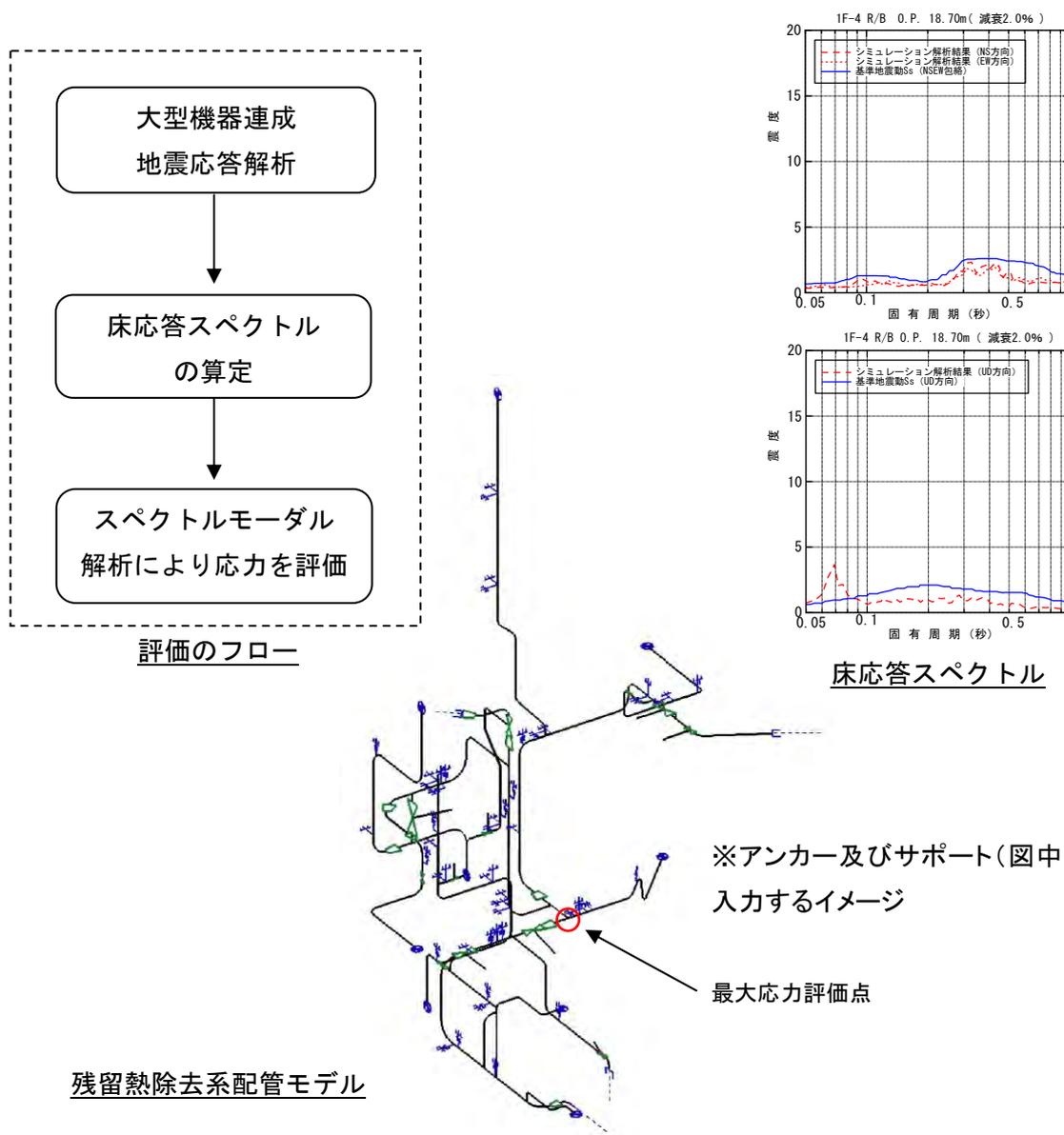


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

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> <p>(水平) (鉛直)</p>				<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> <p>(水平) (鉛直)</p>			

(参考) 耐震性評価の概要 (残留熱除去系配管の例)



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)

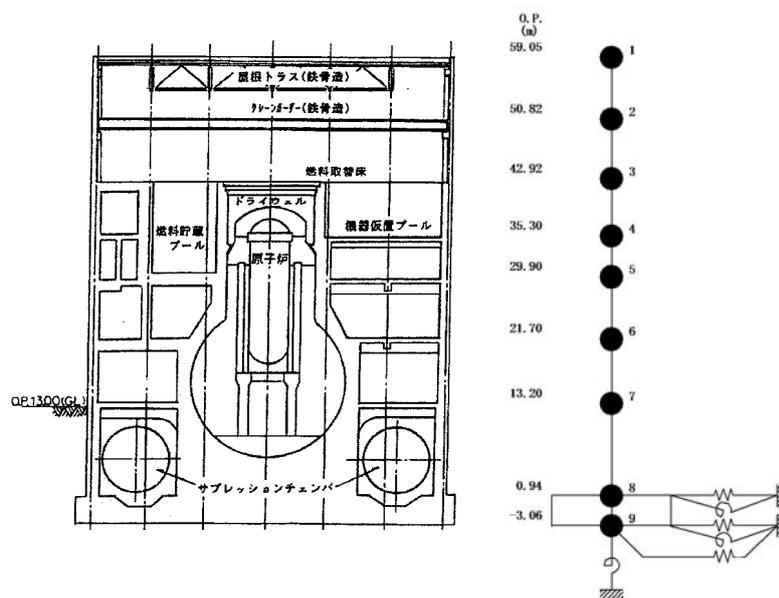


図1 5号機原子炉建屋（モデル図）

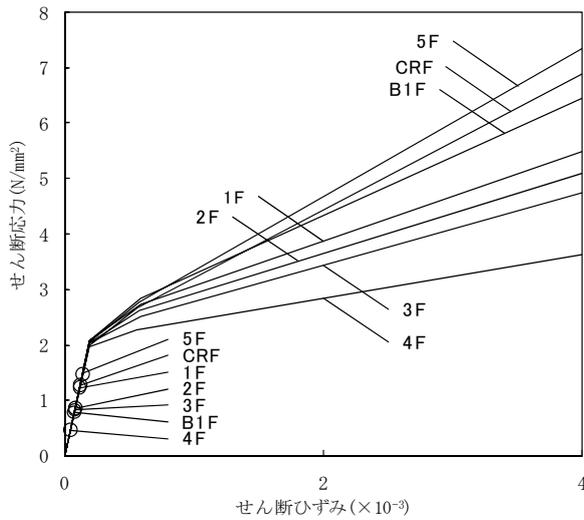


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

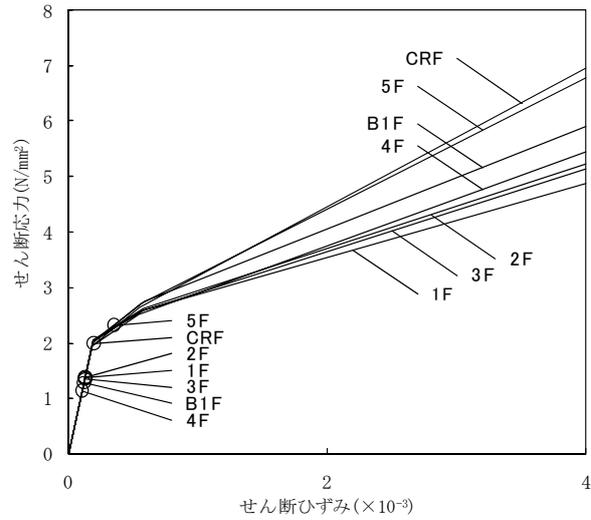


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

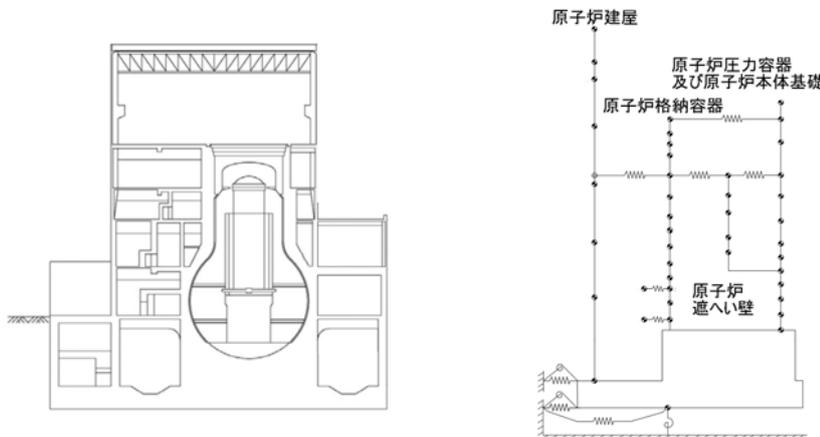
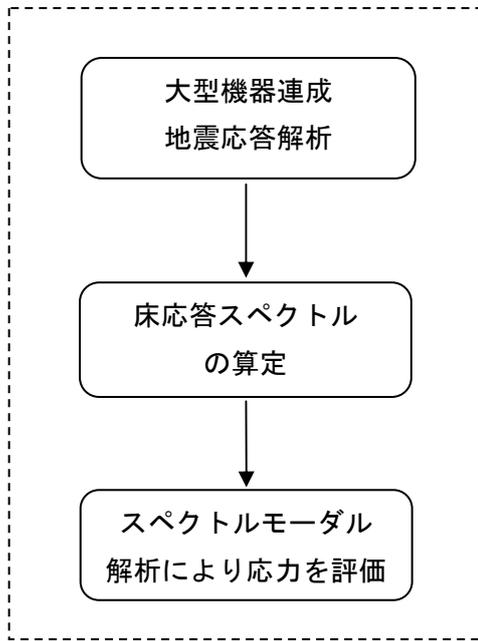


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

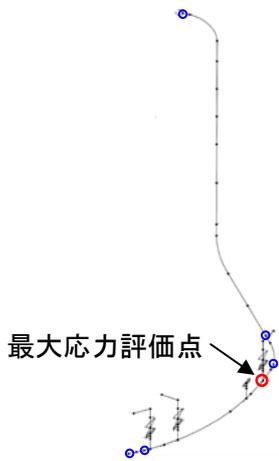
表1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所5号機)

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>IF-5 R/B O.P. 21.70m (減衰3.0%)</p> <p>震度</p> <p>固有周期 (秒)</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>IF-5 RSW O.P. 19.68m (減衰2.0%)</p> <p>震度</p> <p>固有周期 (秒)</p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

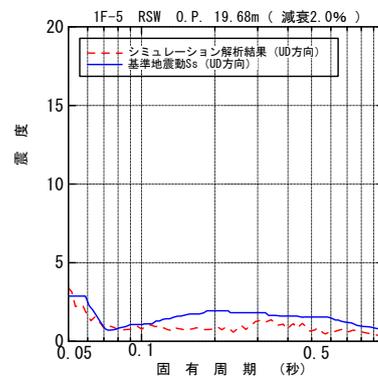
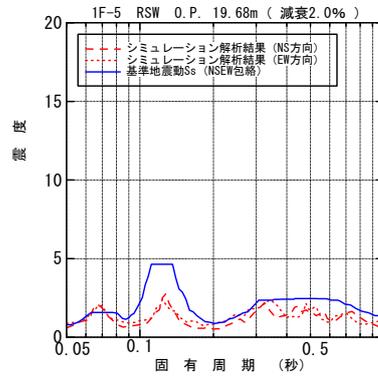
(参考) 耐震性評価の概要 (主蒸気系配管の例)



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)

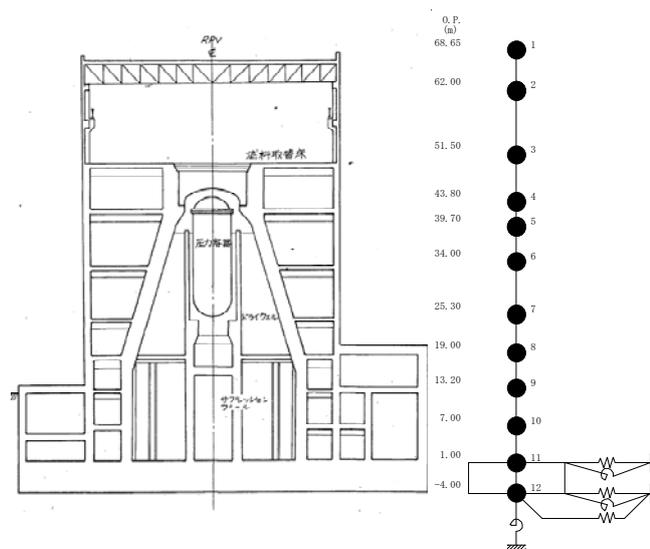


図1 6号機原子炉建屋（モデル図）

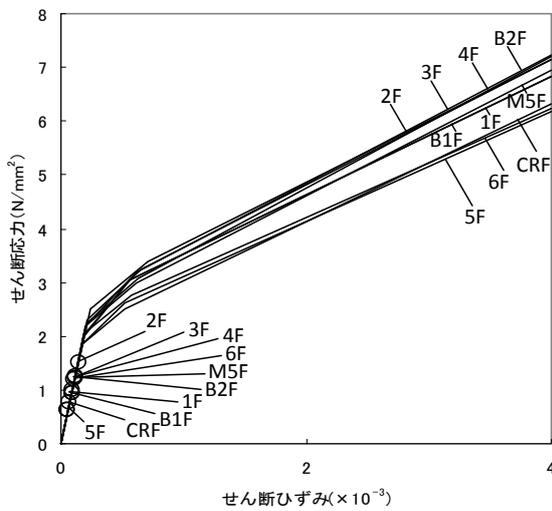


図2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

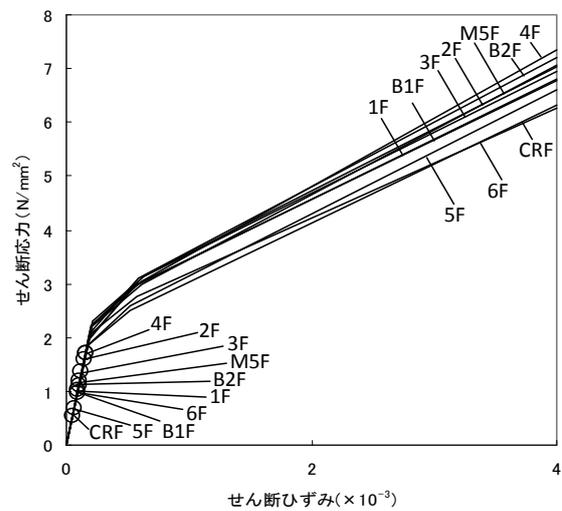


図3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

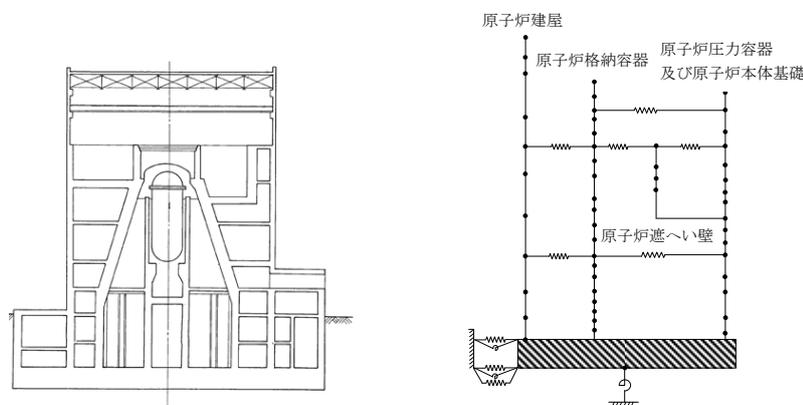
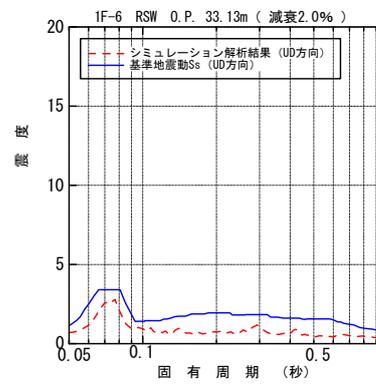
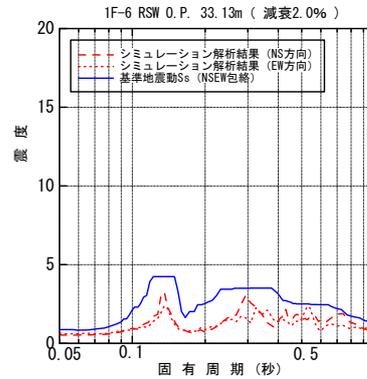
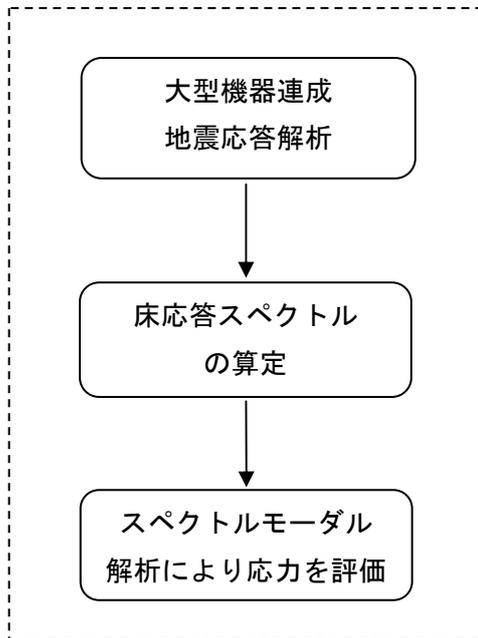


図4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

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

福島第一原子力発電所における 平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録の 一部中断について

福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震時に取得された観測記録を用いた地震応答解析を行っており、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であったと推定している。

なお、東北地方太平洋沖地震時に福島第一原子力発電所において取得された観測記録の一部では、地震計のデータを記録する装置のシステムにおける不具合により、記録開始から130～150秒程度で記録が中断している。

しかし、原子炉建屋基礎版上の観測点においては、中断以降の時刻歴データは得られなかったものの、同観測点における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したことを確認している。(参考資料-1 参照)

さらに、近接する2つの観測点で途中で終了している観測記録と完全な記録が取得されている6号機原子炉建屋基礎版上において、両者の最大加速度値及びスペクトルが概ね同程度となっていることが確認されている。(参考資料-2 参照)

以上から、中断した記録を用いた評価であっても、その評価内容については問題ないものと考えられる。

(参考1) 福島第一原子力発電所原子炉建屋基礎版上の地震観測記録における最大加速度値の確認について

福島第一原子力発電所1～6号機原子炉建屋基礎版上の観測記録は、本震時において記録開始から130～150秒程度で記録が中断しているが、以下の調査・検討の結果から、その最大加速度値は各号機とも時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したものと考えている。

- ・ 基礎版上に設置した地震観測装置は、時刻歴データとは別に、最大加速度値の情報を伝送して記録する仕様となっている。本震時においては、不具合により中断以降の時刻歴データは得られなかったものの、中断以降の最大加速度値の記録が得られているため、この値を整理した。
- ・ 本震時においては、中断までの時間の範囲での最大加速度値（記録①）と、中断以降の時間の範囲での最大加速度値（記録②）が得られている。得られたそれぞれの最大加速度値を参表-1.1に示す。
- ・ 記録①と記録②が得られた時間の範囲を参図-1.1に示す。なお、記録②が得られた時間の範囲は、中断した時刻の30秒前からとなっており、この30秒間は両者の時間の範囲が重複する。
- ・ 参図-1.1に示す通り、最大加速度値が発生する時刻により記録①と記録②の大小関係を【分類A～C】の3つに整理することが可能であり、AまたはBに分類された観測点における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。
- ・ 各観測点について分類した結果を参表-1.2に示す。参表-1.2より、全ての観測点においてAまたはBに分類されることが確認でき、参図-1.2および参図-1.3に示す通り、最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。

参表-1.1 本震時に原子炉建屋基礎版上で得られた最大加速度値

(単位:Gal)

号機	観測点名	中断までの最大加速度値 (記録①)			中断以降の最大加速度値 (記録②)		
		南北方向	東西方向	鉛直方向	南北方向	東西方向	鉛直方向
1号機	1-R2	460.3	447.5	258.3	460.3	447.5	258.3
2号機	2-R2	348.3	549.8	302.0	348.3	549.8	302.0
3号機	3-R2	321.9	507.0	231.0	321.9	507.0	224.3
4号機	4-R2	280.7	319.0	199.6	280.7	319.0	199.6
5号機	5-R2	311.1	547.4	255.7	311.1	547.4	255.7
6号機	6-R2	298.1	443.8	170.7	298.1	443.8	170.7

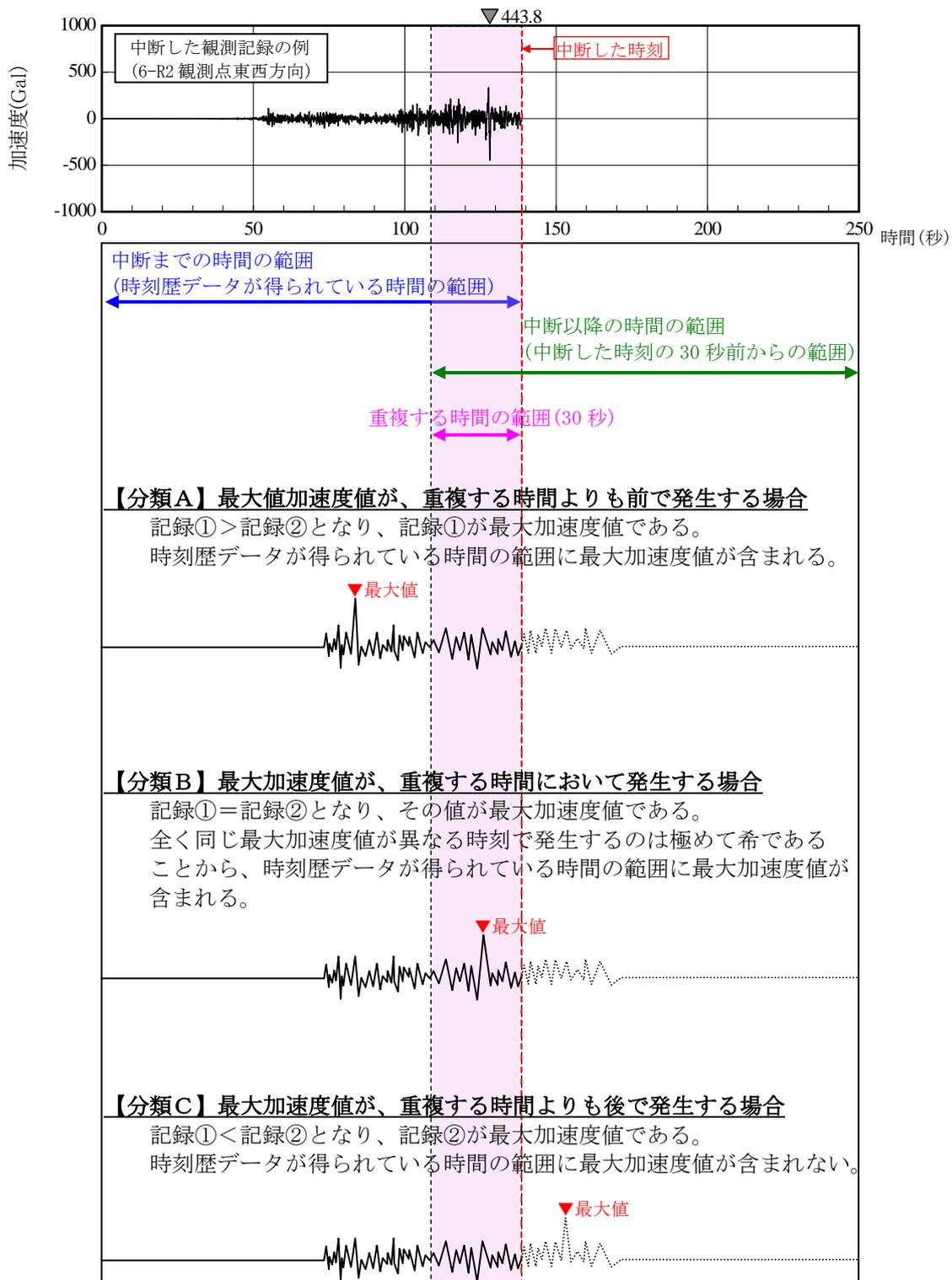
注) 本表に示す最大加速度値は基線補正前の速報値であり、「福島第一原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告(平成23年5月16日提出)」に記載の値とは、補正分および四捨五入分の違いがある。

参表-1.2 記録①と記録②の比較による分類

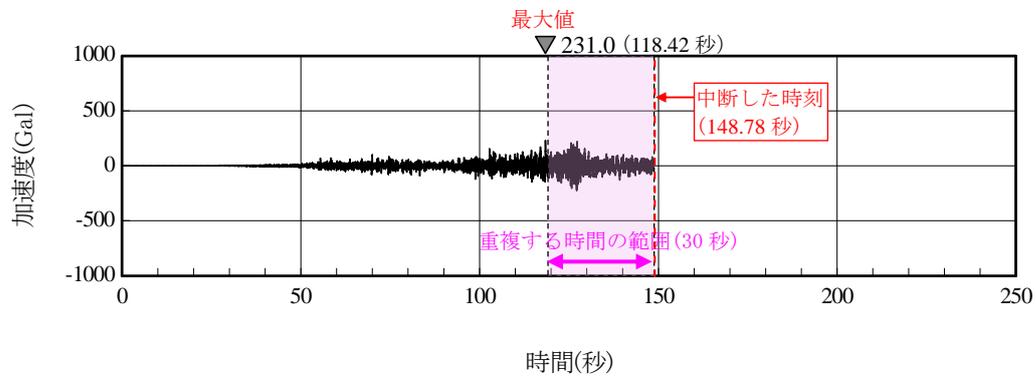
号機	観測点名	最大加速度値が発生する時刻による分類		
		南北方向	東西方向	鉛直方向
1号機	1-R2	B	B	B
2号機	2-R2	B	B	B
3号機	3-R2	B	B	A
4号機	4-R2	B	B	B
5号機	5-R2	B	B	B
6号機	6-R2	B	B	B

<凡例>

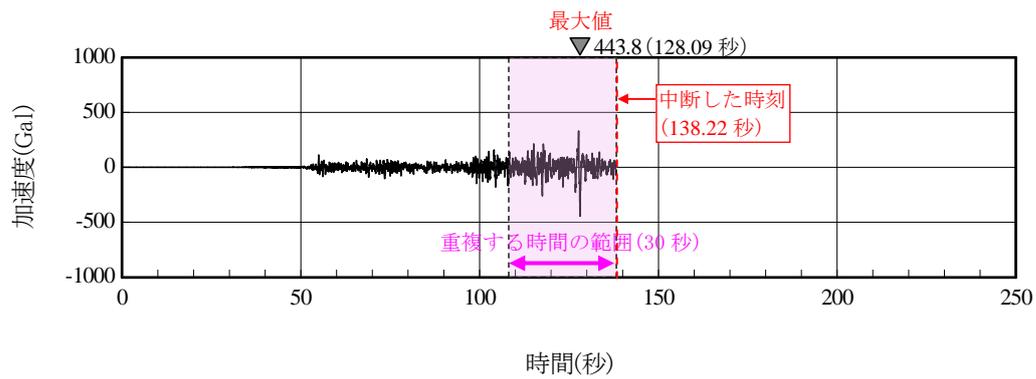
- A : 記録① > 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
 B : 記録① = 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
 C : 記録① < 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られていない時間の範囲で発生。



参図-1.1 記録①と記録②が得られた時間の範囲と最大加速度値が発生する時刻による分類



参図-1.2 分類Aの記録 (3-R2 観測点鉛直方向)



参図-1.3 分類Bの記録 (6-R2 観測点東西方向の例)

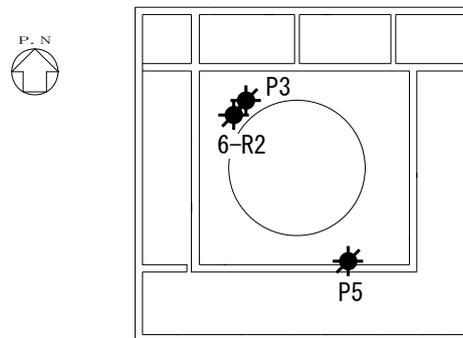
(参考2) 福島第一原子力発電所6号機原子炉建屋基礎版上で取得された地震観測記録の比較

東北地方太平洋沖地震時に取得された観測記録の一部では、地震計のデータを記録する装置のシステムにおける不具合により、記録開始から130～150秒程度で記録が中断している。

途中で終了している観測記録のうち、6号機原子炉建屋基礎版上の6-R2観測点については、近接するP3観測点において完全な記録を取得していることから、これらの記録の比較を行うこととした。6号機原子炉建屋基礎版上の地震計配置を参図-2.1に示す。

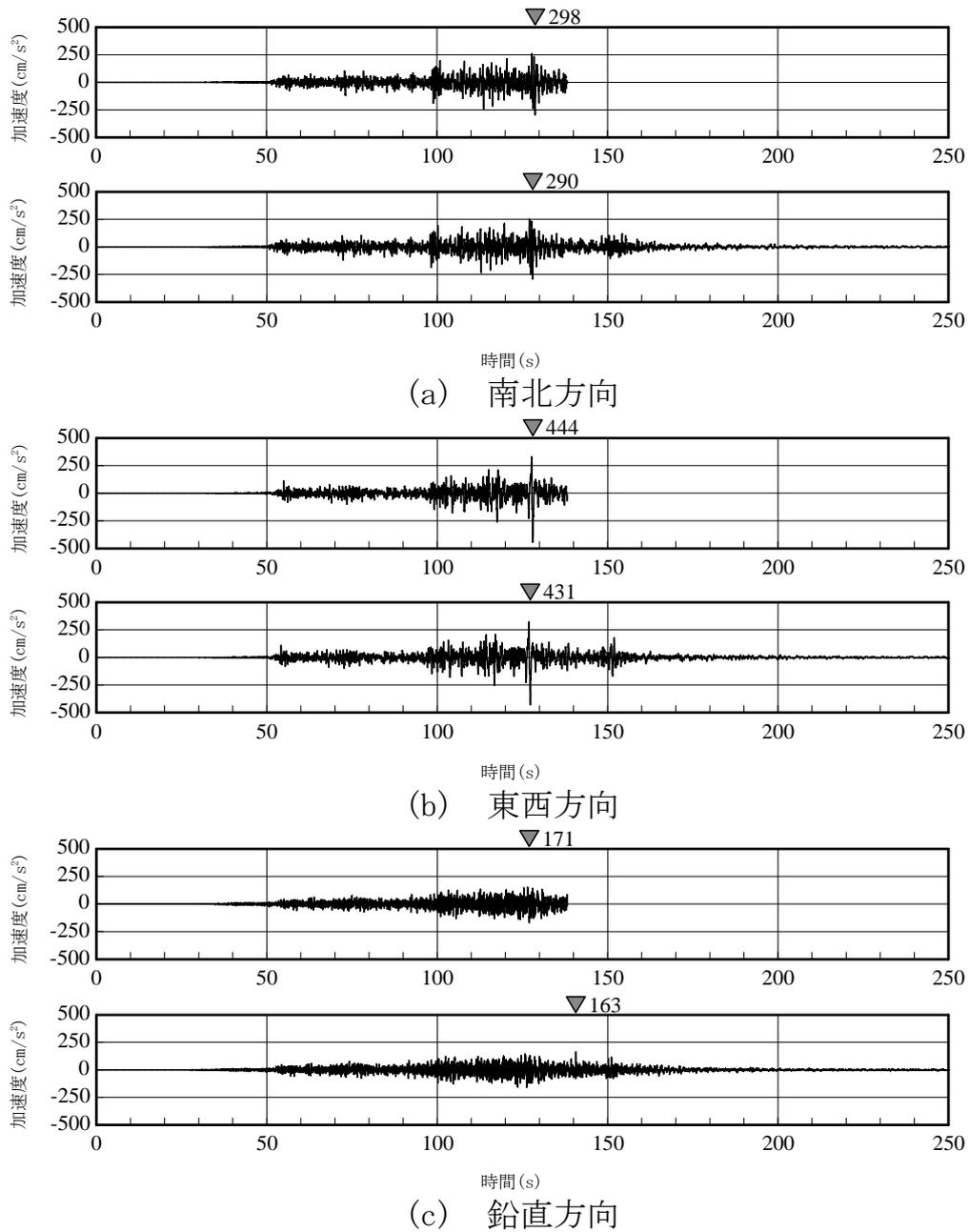
6-R2観測点及びP3観測点における加速度時刻歴波形を比較して参図-2.2に、応答スペクトルを比較して参図-2.3に示す。

参図-2.2及び参図-2.3によると、最大加速度値及び応答スペクトルはいずれも概ね同程度となっていることが確認できる。



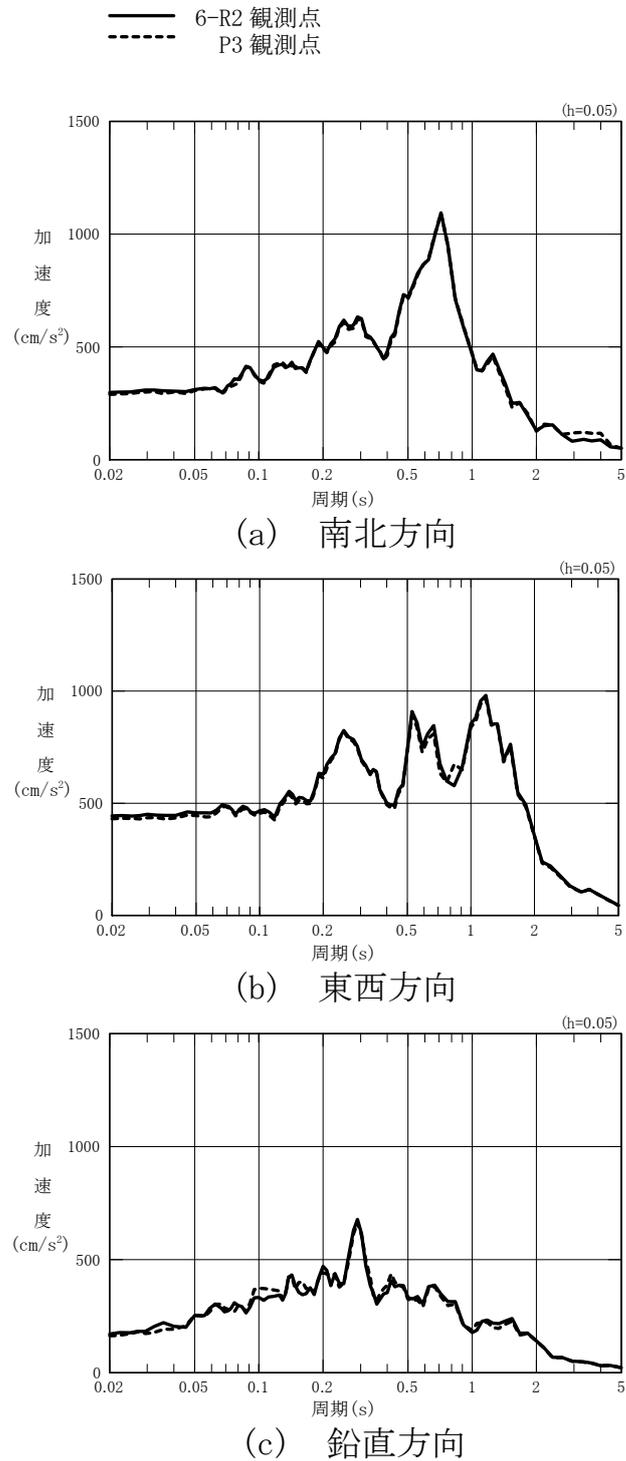
地下2階（基礎版上）

参図-2.1 地震計の配置（6号機原子炉建屋）



注) それぞれ上が 6-R2 観測点、下が P3 観測点の記録。

参図-2.2 近接する観測点における加速度時刻歴波形の比較
(6号機原子炉建屋基礎版上)



参図-2.3 近接する観測点における加速度応答スペクトルの比較
 (h=0.05)
 (6号機原子炉建屋基礎版上)

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）

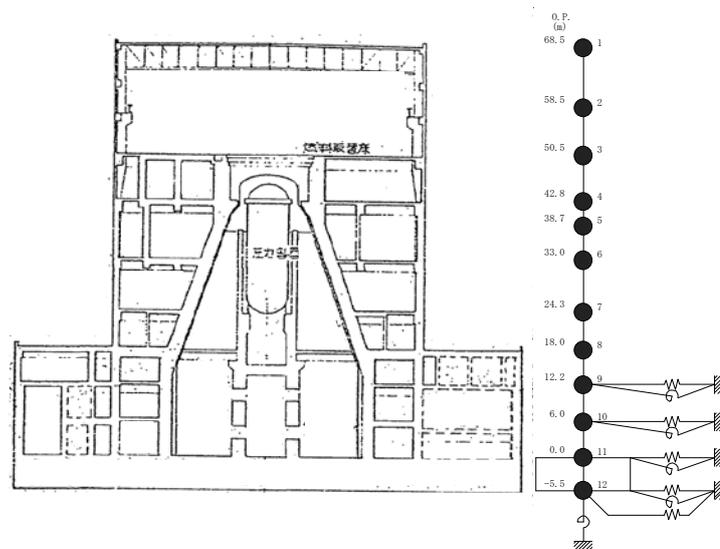


図-1 1号機原子炉建屋（モデル図）

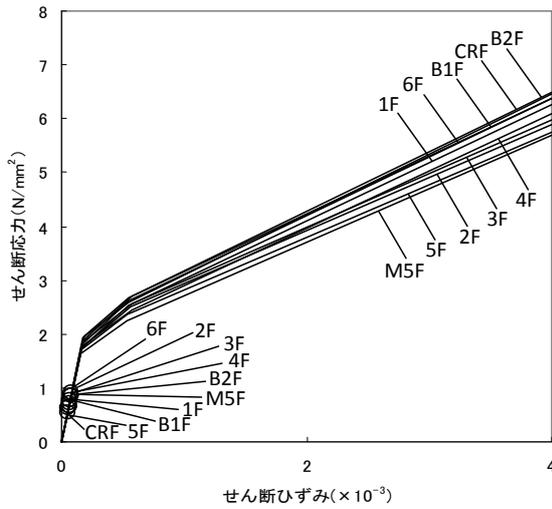


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

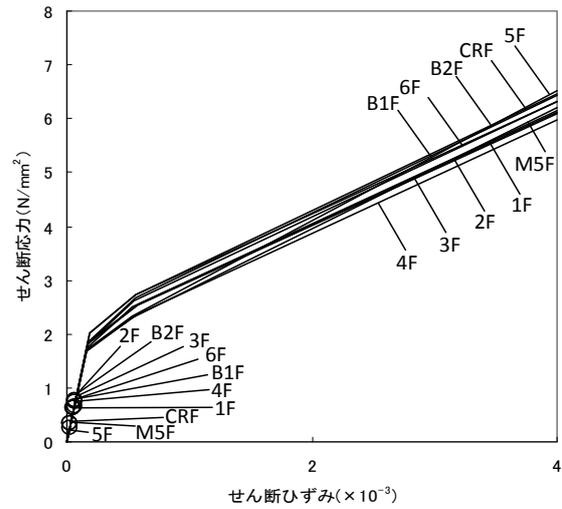


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

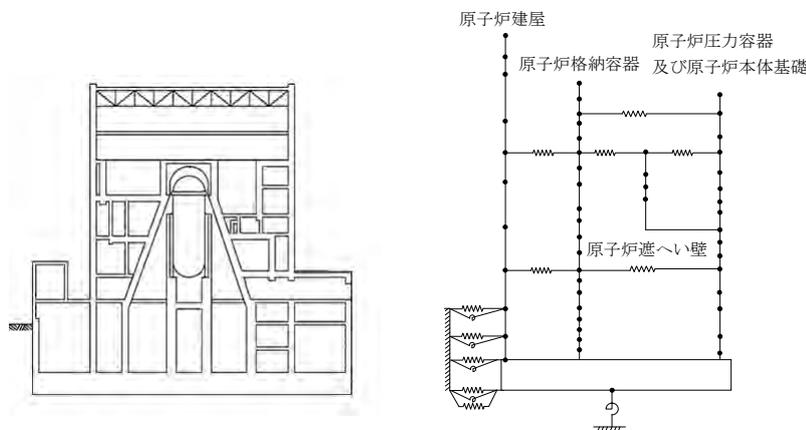
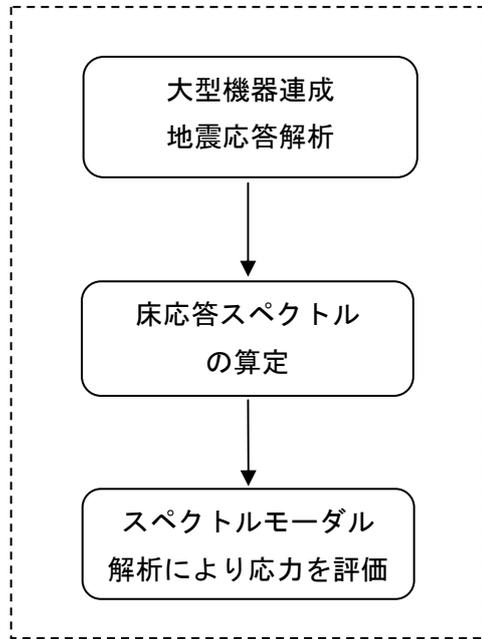


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

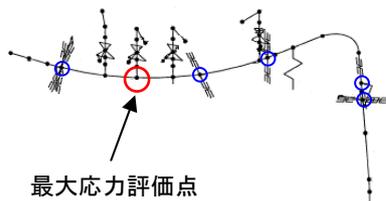
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所1号機)

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>				

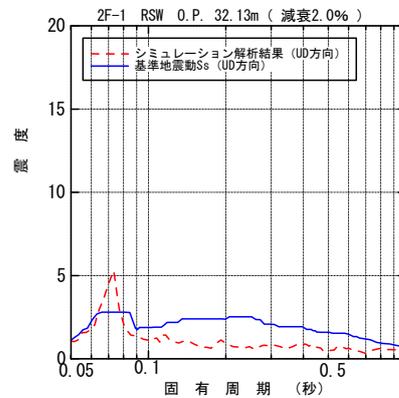
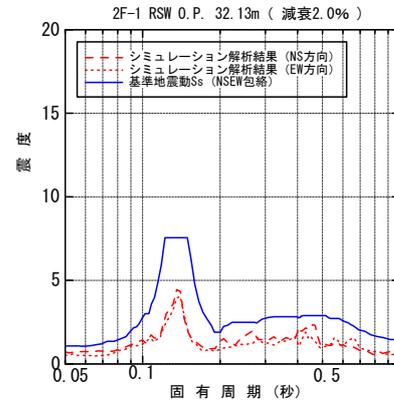
(参考) 耐震性評価の概要 (主蒸気系配管の例)



評価のフロー



最大応力評価点



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	281	375	詳細	一次	272	375	詳細

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)

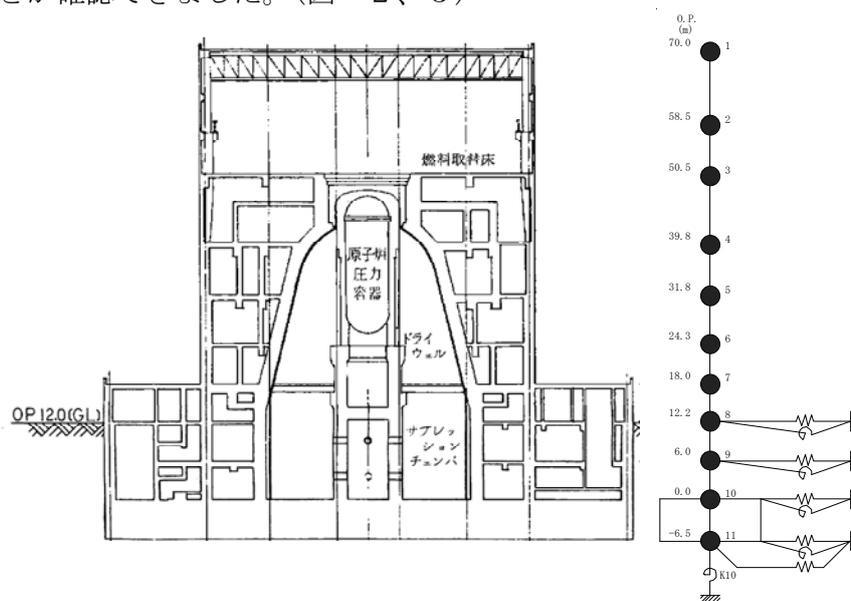


図-1 2号機原子炉建屋(モデル図)

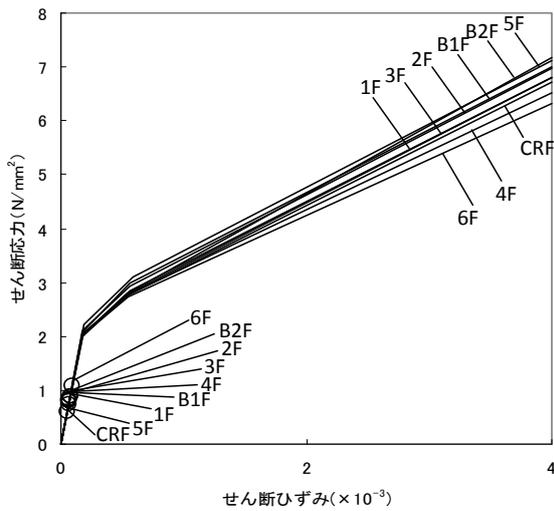


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

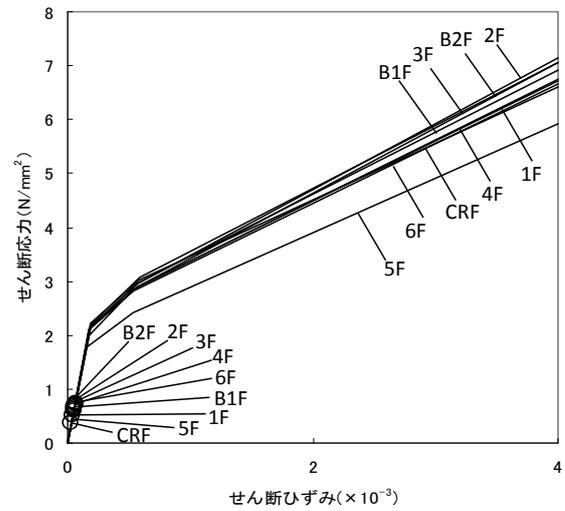


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

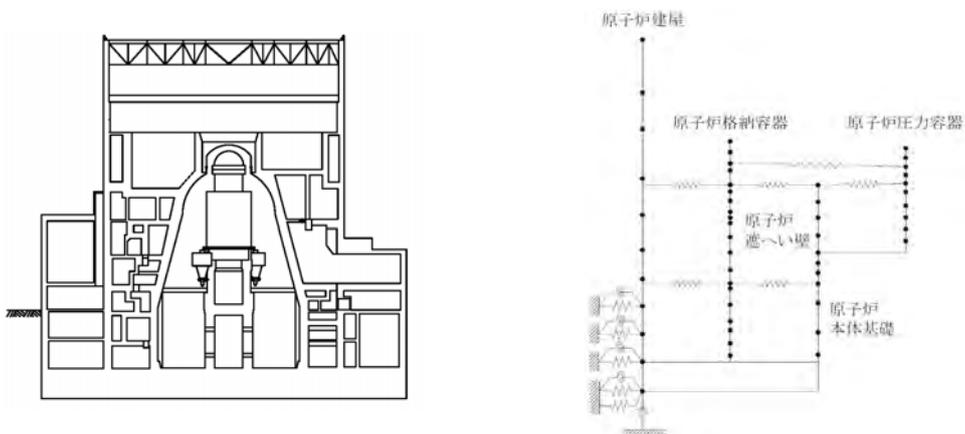
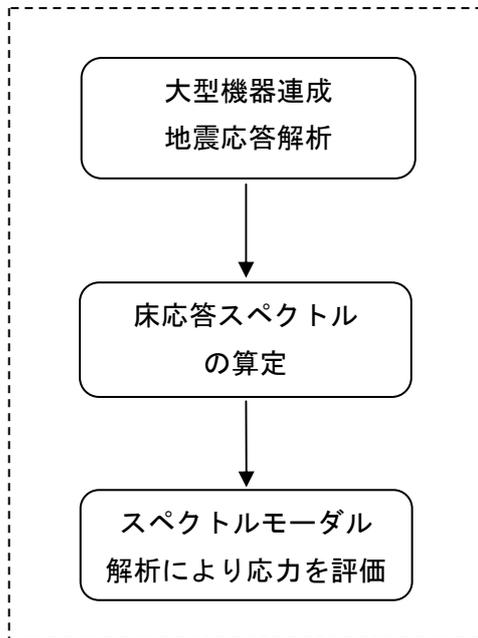


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

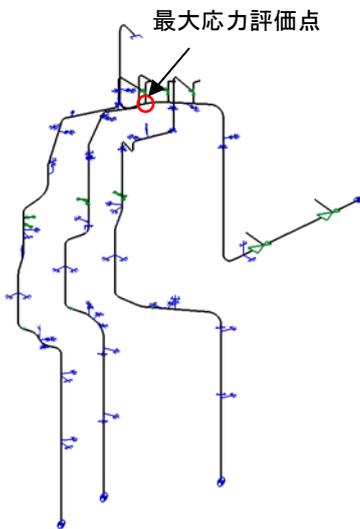
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所2号機)

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>2F-2 R/B O.P. 18.00m (減衰1.0%)</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> <p>2F-2 RSW O.P. 31.24m (減衰1.5%)</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

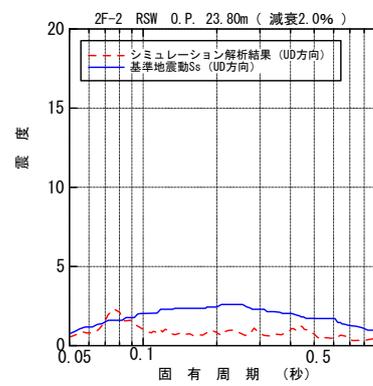
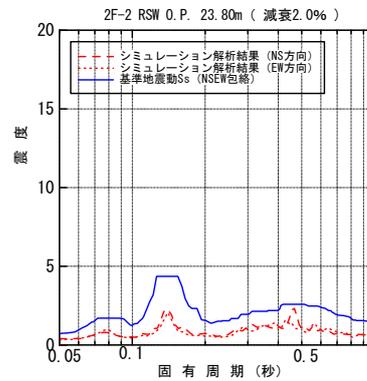


主蒸気系配管モデル

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。



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

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）

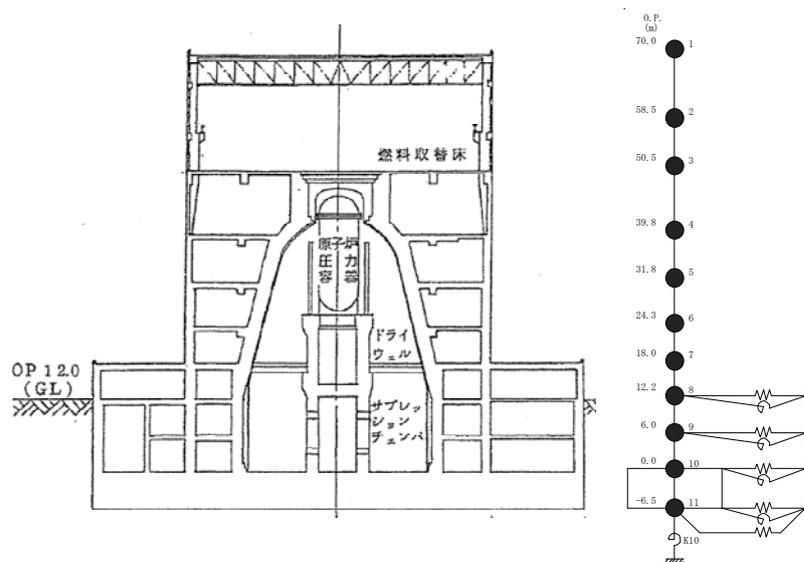


図-1 3号機原子炉建屋（モデル図）

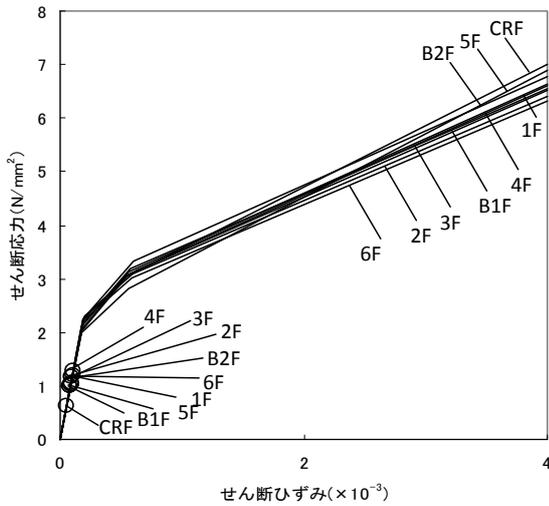


図-2 耐震壁のせん断ひずみ (南北方向)

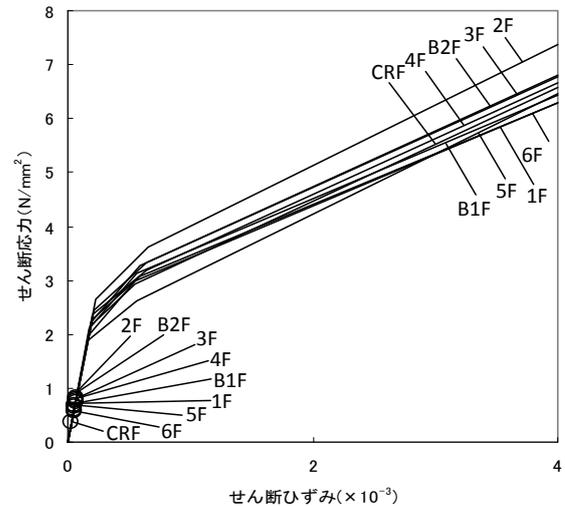


図-3 耐震壁のせん断ひずみ (東西方向)

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。

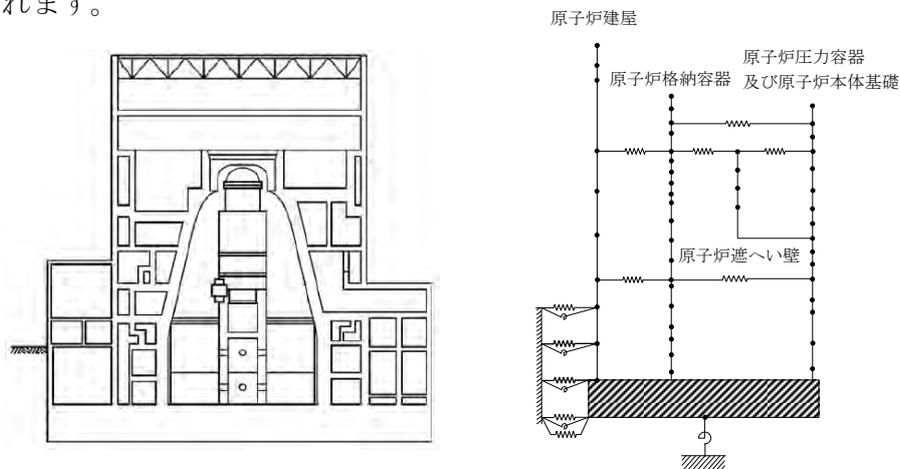
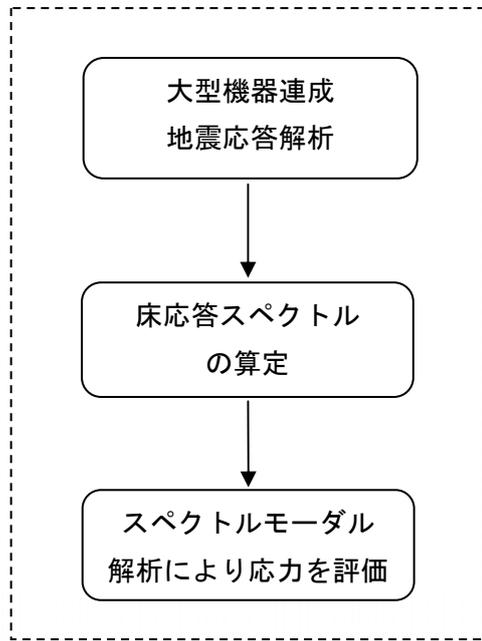


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

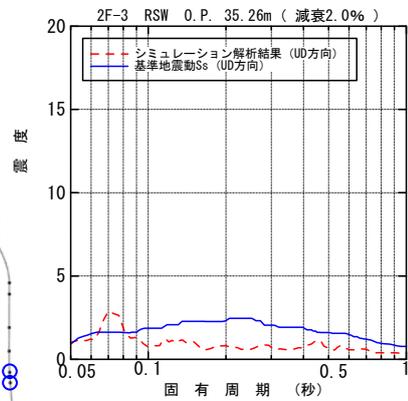
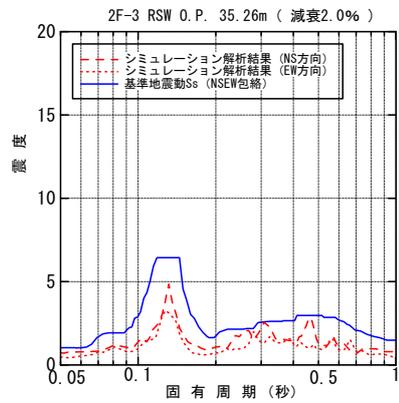
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所3号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 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)	5220	4060	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動S_sによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		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) <u>基準地震動S_sによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		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) <u>基準地震動S_sによる荷重を 下回るため評価不要</u>	
		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) <u>基準地震動S_sによる荷重を 下回るため評価不要</u>
			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>					

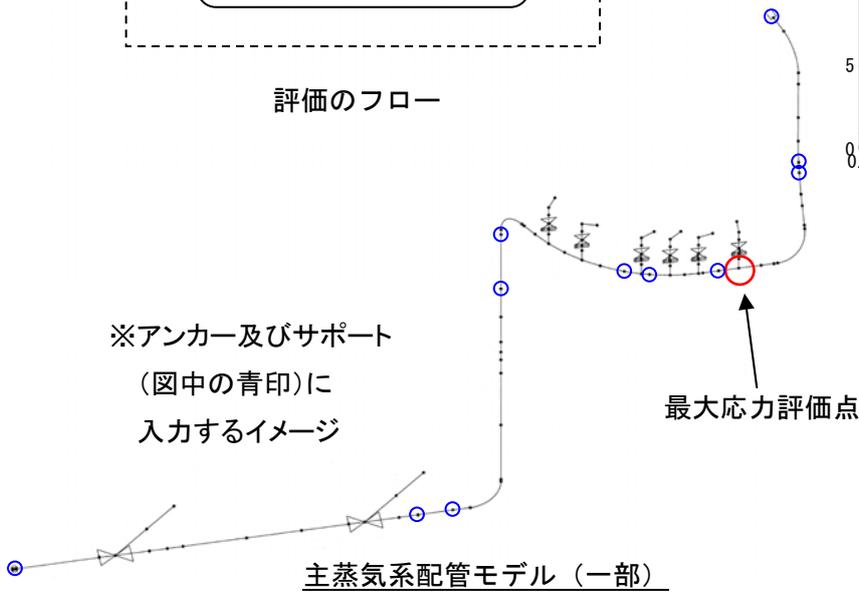
(参考) 耐震性評価の概要 (主蒸気系配管の例)



評価のフロー



床応答スペクトル



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	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）

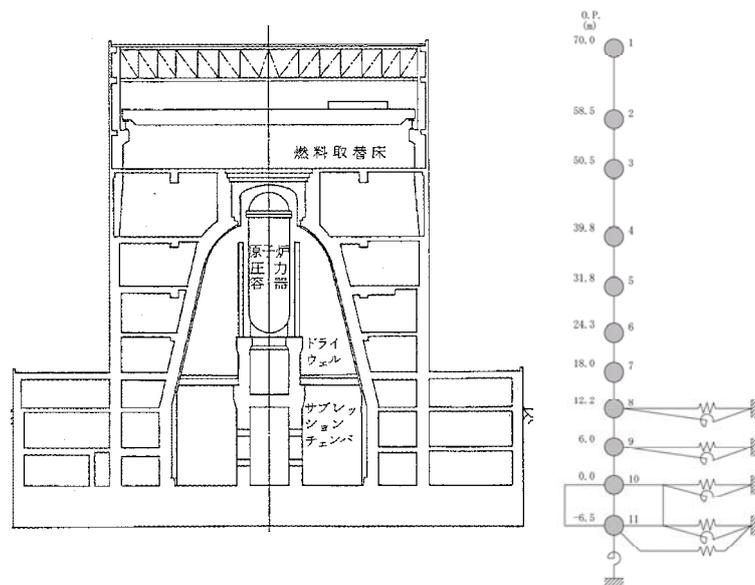


図-1 4号機原子炉建屋（モデル図）

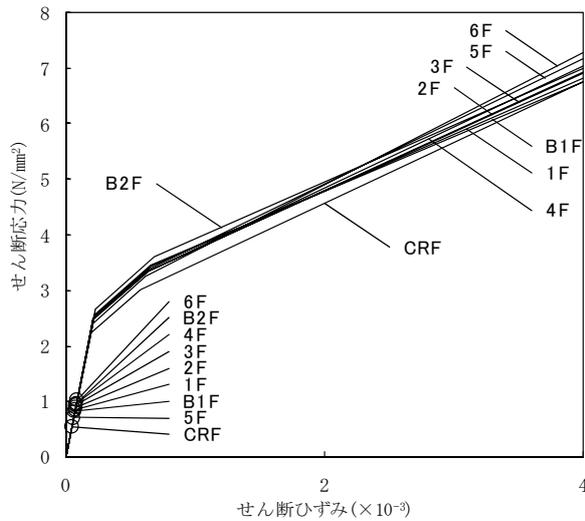


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

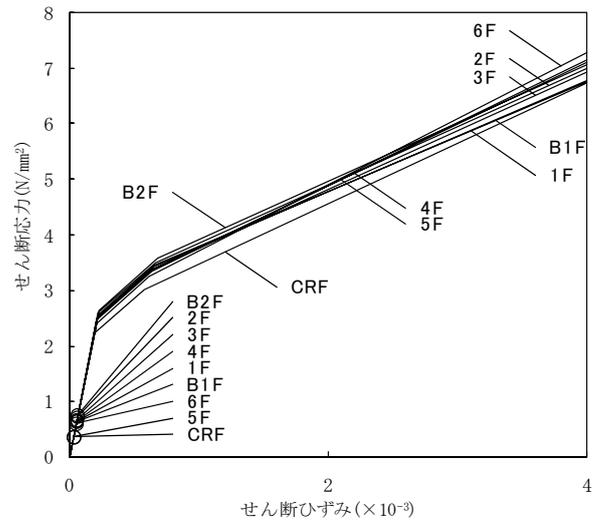


図-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

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。

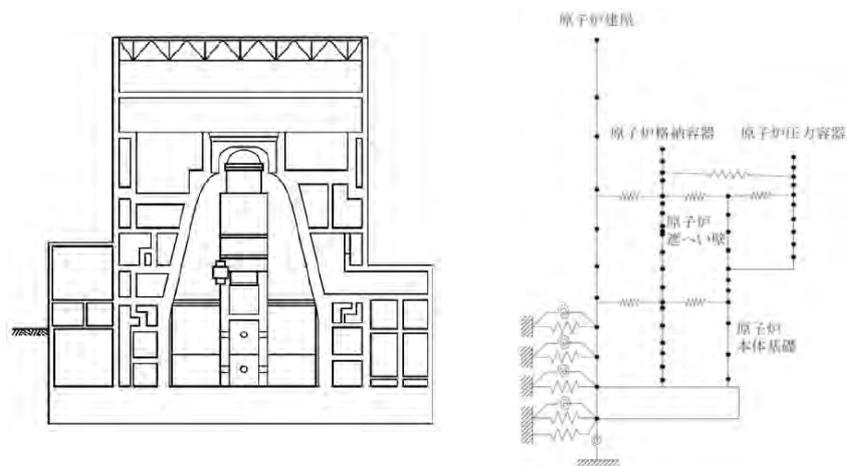
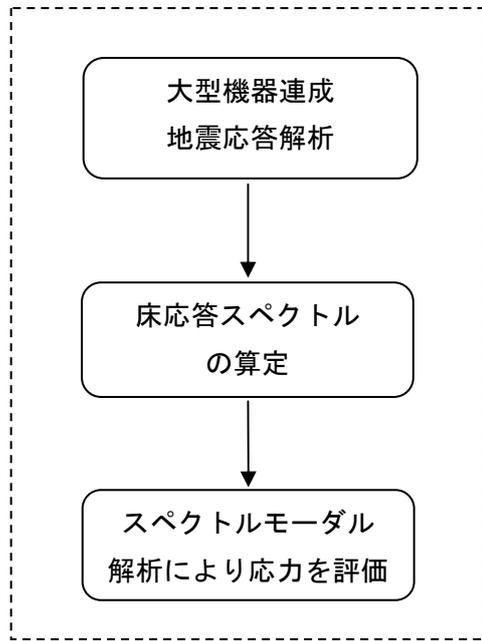


図-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

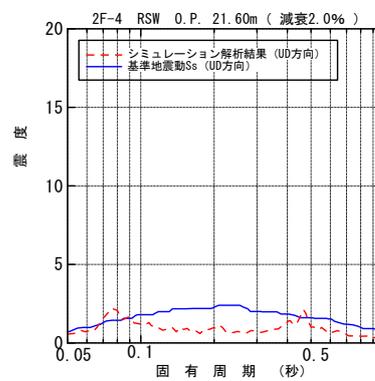
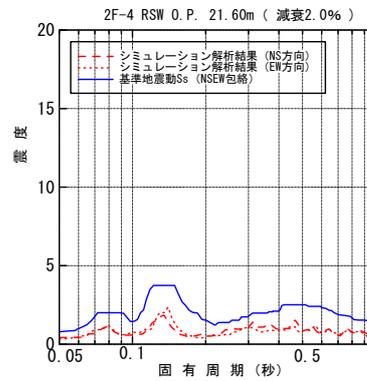
表-1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第二原子力発電所4号機)

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) >					

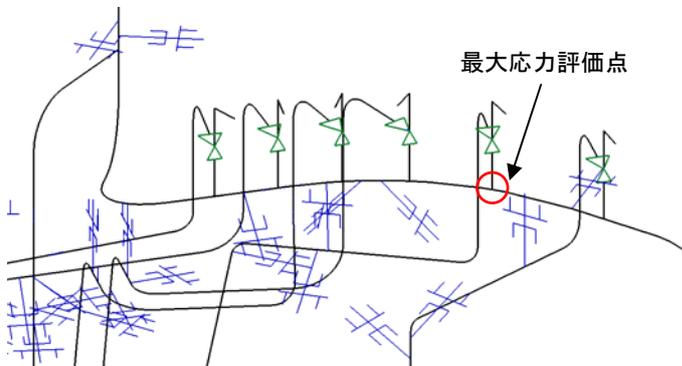
(参考) 耐震性評価の概要 (主蒸気系配管の例)



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

**福島第二原子力発電所における
平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録の
一部中断について**

福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震時に取得された観測記録を用いた地震応答解析を行っており、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であったと推定している。

なお、東北地方太平洋沖地震時に福島第二原子力発電所において取得された観測記録の一部では、地震計のデータを記録する装置のシステムにおける不具合により、記録開始から130～140秒程度で記録が中断している。

しかし、原子炉建屋基礎版上の観測点においては、中断以降の時刻歴データは得られなかったものの、同観測点における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したことを確認している。(参考資料-1参照)

以上から、中断した記録を用いた評価であっても、その評価内容については問題ないものと考えられる。

(参考) 福島第二原子力発電所原子炉建屋基礎版上の地震観測記録における
最大加速度値の確認について

福島第二原子力発電所3・4号機原子炉建屋基礎版上の観測記録は、本震時において記録開始から130～140秒で記録が中断しているが、以下の調査・検討の結果から、その最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生したものと考えている。

- ・ 基礎版上に設置した地震観測装置は、時刻歴データとは別に、最大加速度値の情報を伝送して記録する仕様となっている。本震時においては、不具合により中断以降の時刻歴データは得られなかったものの、中断以降の最大加速度値の記録が得られており、この値を整理した。
- ・ 本震時においては、中断までの時間の範囲での最大加速度値（記録①）と、中断以降の時間の範囲での最大加速度値（記録②）が得られている。得られたそれぞれの最大加速度値を参表-1.1に示す。
- ・ 記録①と記録②が得られた時間の範囲を参図-1.1に示す。なお、記録②が得られた時間の範囲は、中断した時刻の30秒前からとなっており、この30秒間は両者の時間の範囲が重複する。
- ・ 参図-1.1に示す通り、最大加速度値が発生する時刻により記録①と記録②の大小関係を【分類A～C】の3つに整理することが可能であり、AまたはBに分類された観測記録における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。
- ・ 分類した結果を参表-1.2に示す。参表-1.2より、全ての観測点についてBに分類されることが確認でき、参図-1.2に示す通り、最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生している。

参表-1.1 本震時に原子炉建屋基礎版上で得られた最大加速度値

(単位:Gal)

号機	観測点名	中断までの最大加速度値 (記録①)			中断以降の最大加速度値 (記録②)		
		南北方向	東西方向	鉛直方向	南北方向	東西方向	鉛直方向
3号機	3-R2	276.6	216.2	208.5	276.6	216.2	208.5
4号機	4-R2	209.7	205.2	287.7	209.7	205.2	287.7

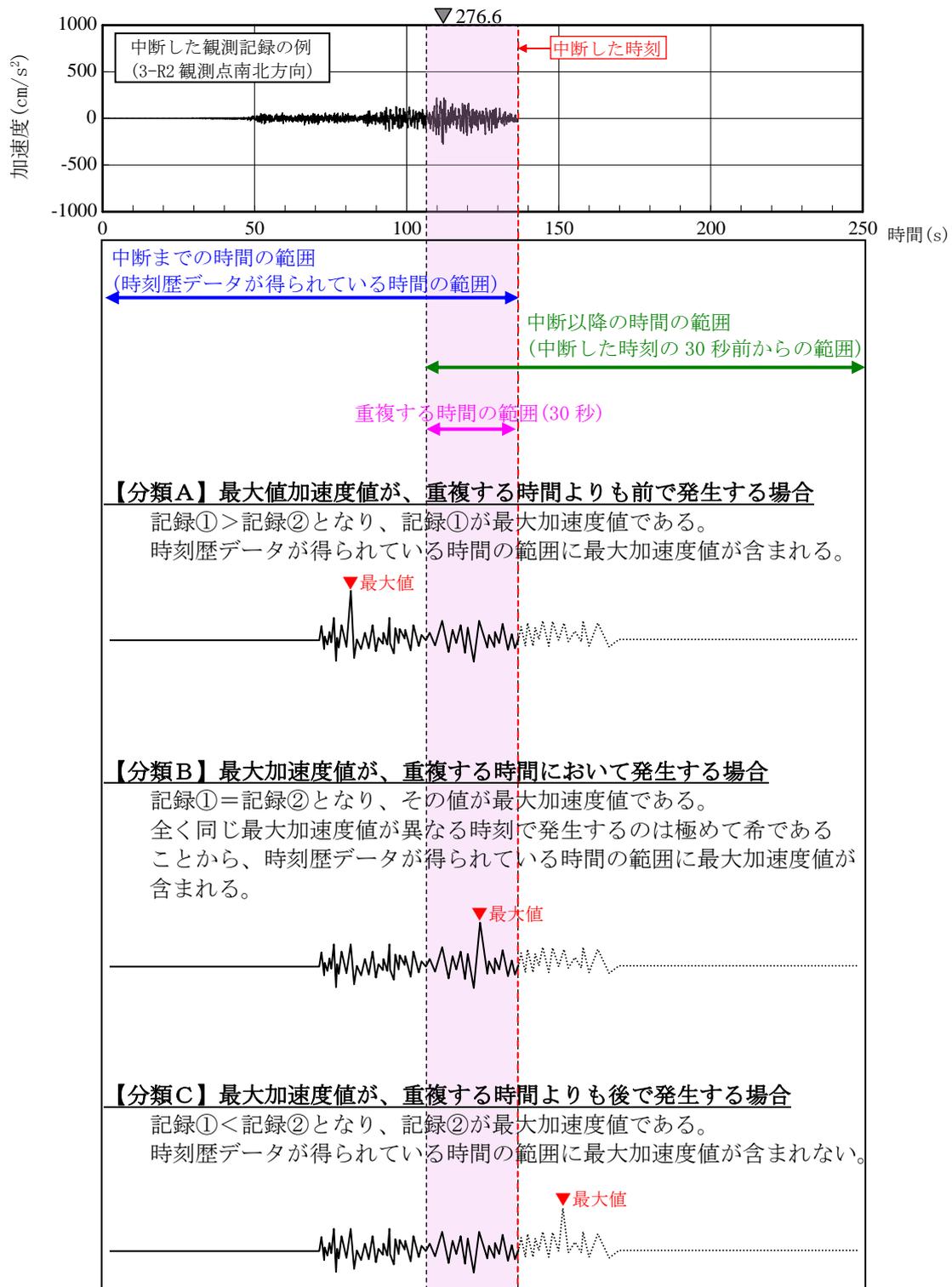
注) 本表に示す最大加速度値は基線補正前の速報値であり、「福島第二原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析に係わる報告(平成23年5月16日提出)」に記載の値とは、補正分および四捨五入分の違いがある。

参表-1.2 記録①と記録②の比較による分類

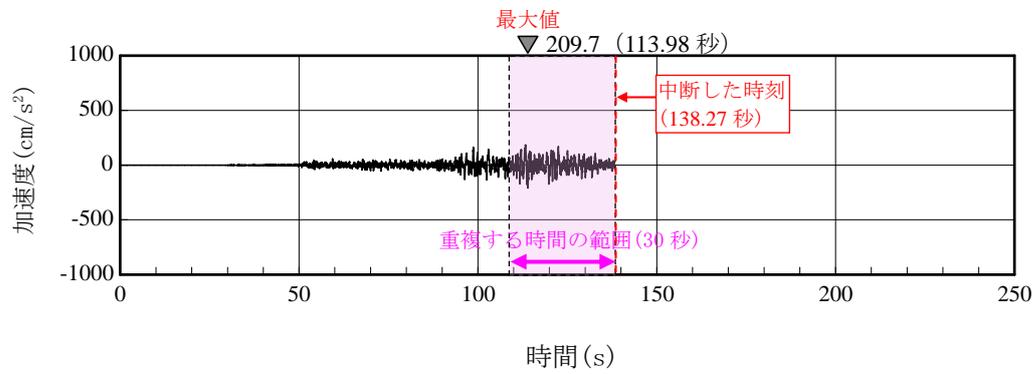
号機	観測点名	最大加速度値が発生する時刻による分類		
		南北方向	東西方向	鉛直方向
3号機	3-R2	B	B	B
4号機	4-R2	B	B	B

<凡例>

- A : 記録① > 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
 B : 記録① = 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られている時間の範囲で発生。
 C : 記録① < 記録② 最大加速度値は時刻歴データが得られていない時間の範囲で発生。



参図-1.1 記録①と記録②が得られた時間の範囲と
最大加速度値が発生する時刻による分類



参図-1.2 分類Bの記録 (4-R2 観測点南北方向の例)

「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させた結果、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。

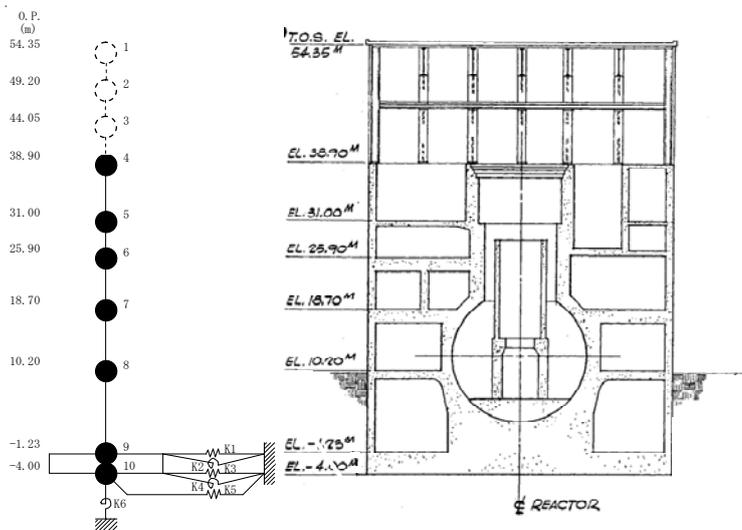


図1 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

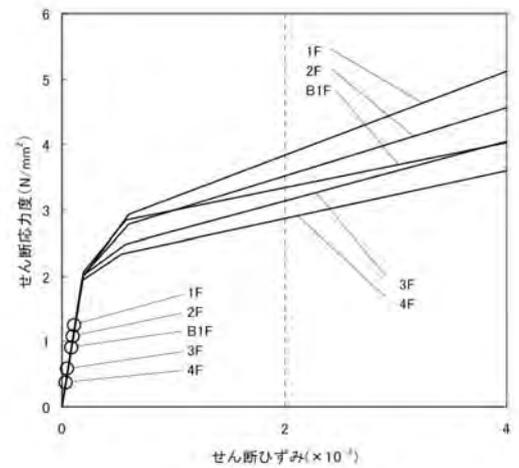


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (1号機、Ss-1、NS 方向)

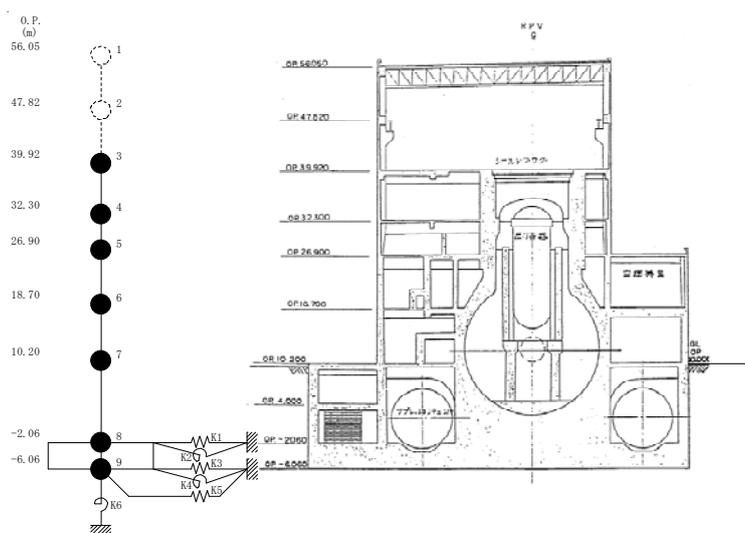


図3 4号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

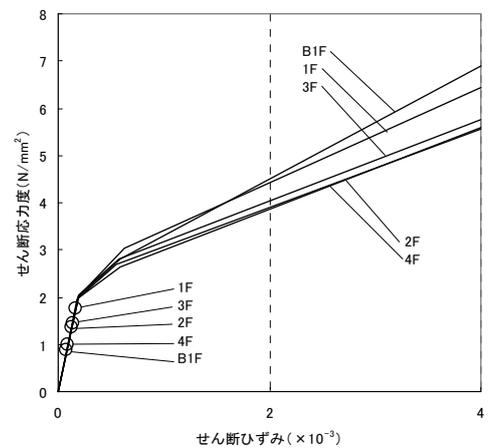


図4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (4号機、Ss-1、EW 方向)

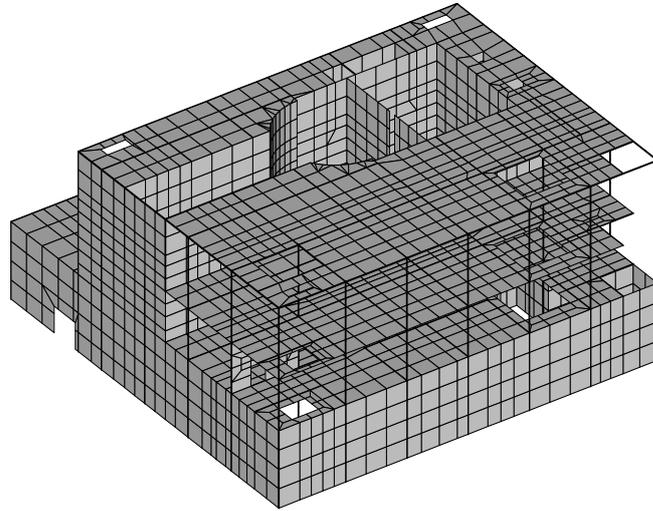


図5 3次元FEMによる局部評価モデル(4号機)

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

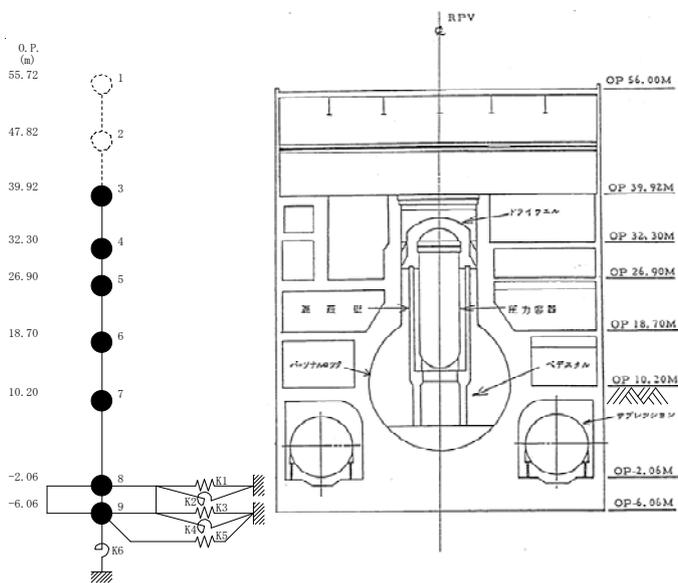


図1 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

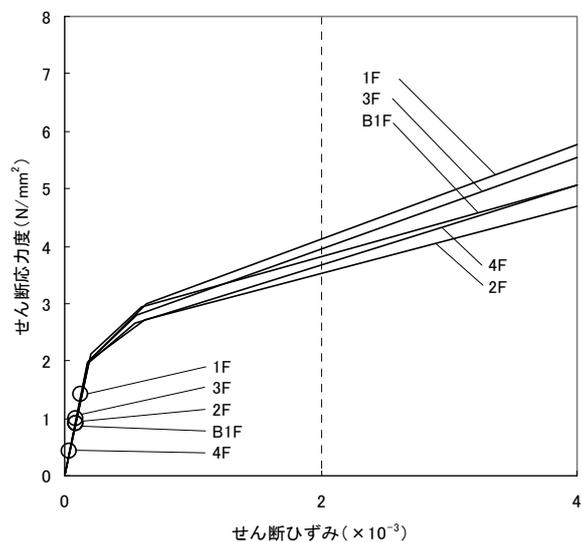


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (3号機、Ss-2、NS 方向)

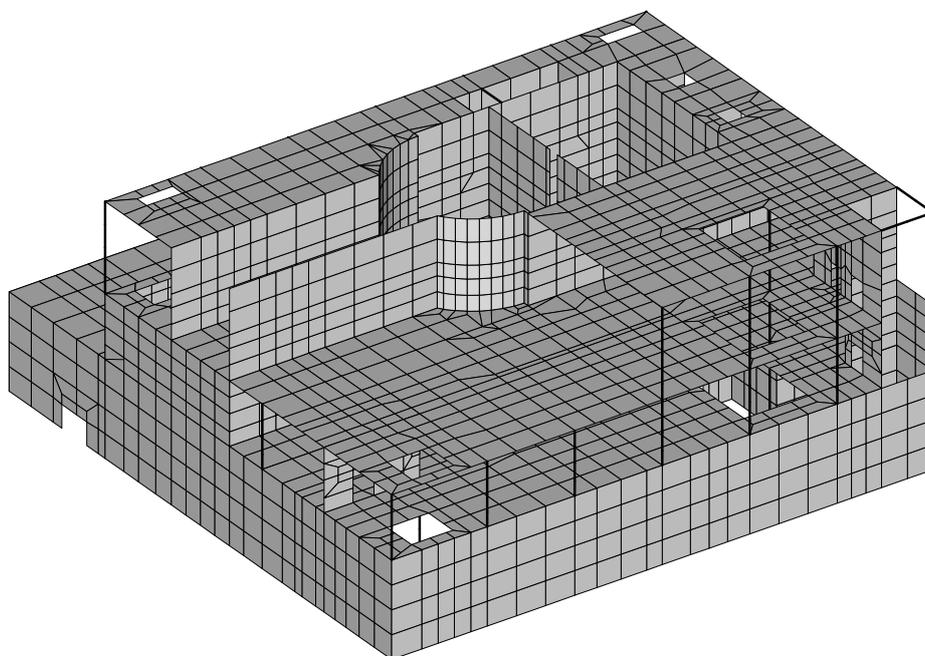


図3 3次元FEMによる局部評価モデル(3号機)

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 S_s 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} (S_s-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} (S_s-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

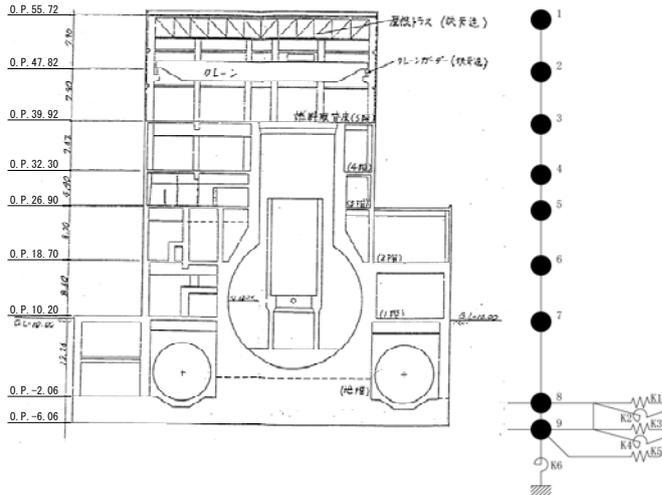


図1 地震応答解析モデル図 (2号機例示)

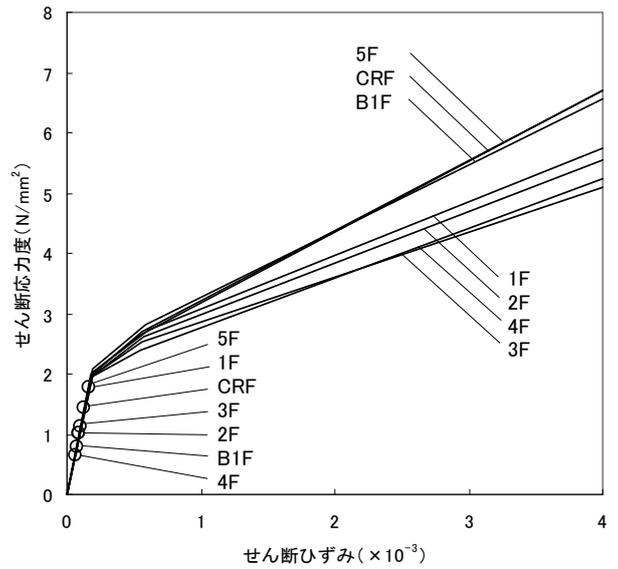


図2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (2号機、 S_s-1 、EW方向)

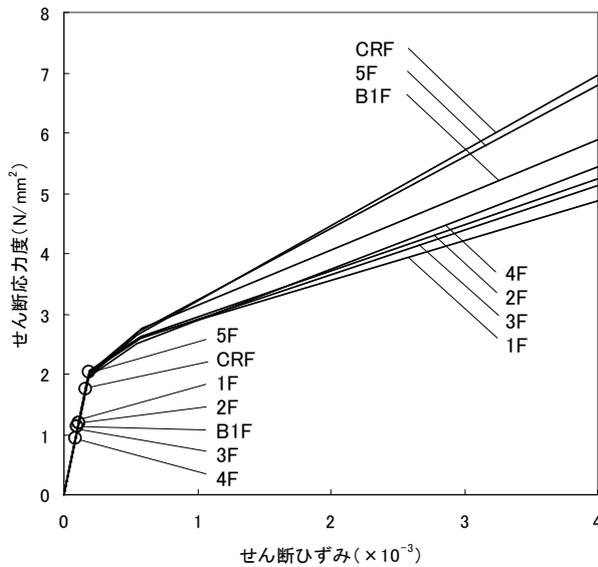


図3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (5号機、 S_s-1 、EW方向)

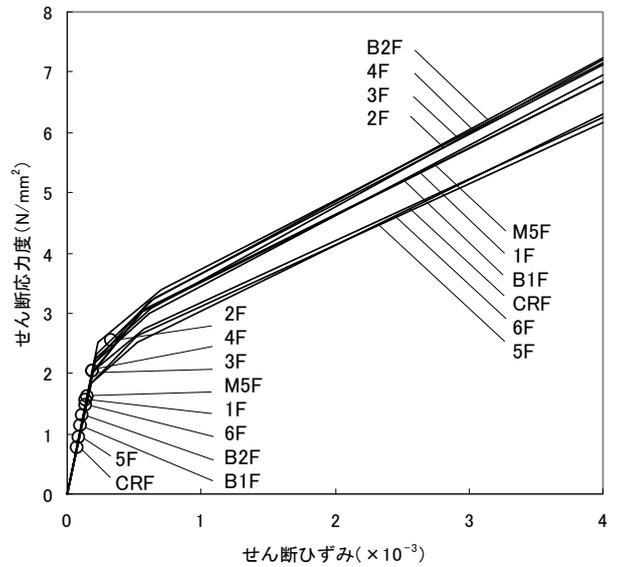


図4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (6号機、 S_s-1 、NS方向)

以上

福島第一原子力発電所 配管の疲労評価

東北地方太平洋沖地震は、地震の継続時間が比較的長いという特徴があった。地震継続時間が長いと、設備に対して繰り返しの力が加わり、損傷の累積による設備の強度低下が懸念される。その影響を確認するために、観測記録を用いて配管の疲労評価を実施した。

なお、疲労評価に際しては、記録が中断している原子炉建屋の観測記録ではなく、記録が欠損せずに取得されている地盤系の観測記録を用いた。対象プラントは、記録が採取された地点の近傍にあるプラントのうち、今回地震による揺れが相対的に大きかった5号機とした。

(1) 地盤系の観測記録に基づいた地震応答解析

地盤系地震観測記録（図2）より推定した解放基盤波を基に大型機器連成地震応答解析を行い、本震の時刻歴加速度応答を求める（図1）。

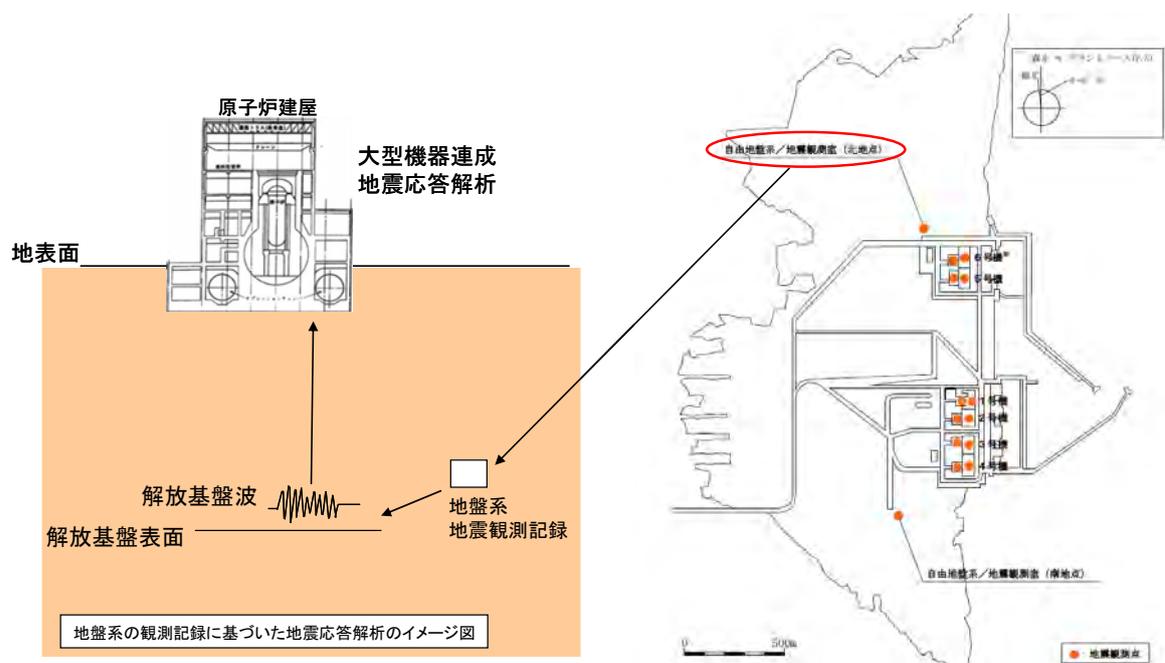
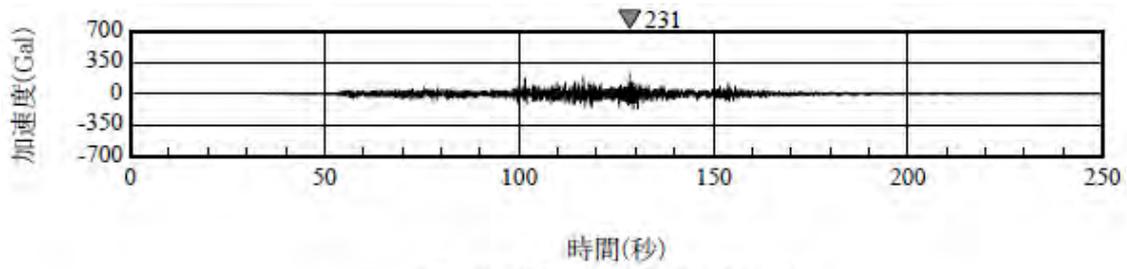
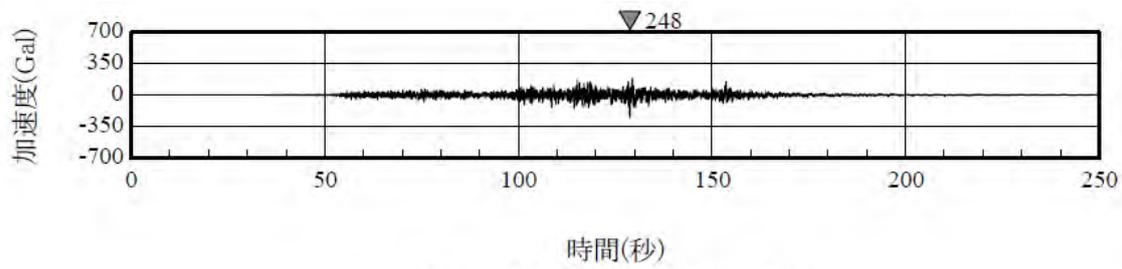


図1 地盤系の観測記録に基づいた地震応答解析のイメージ図



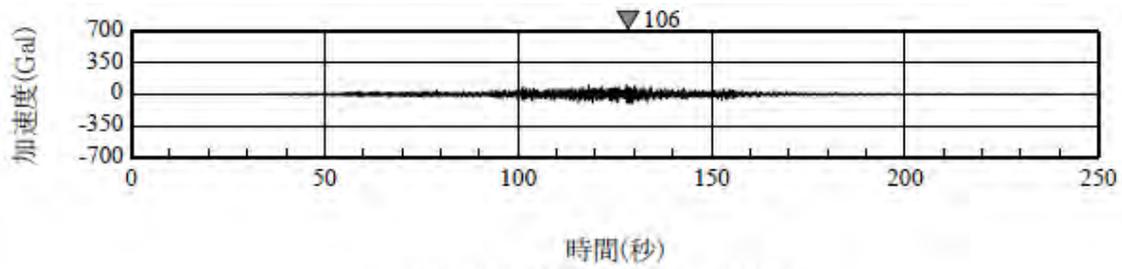
(e) GN5 観測点 (O. P. -300m)

(NS 方向)



(e) GN5 観測点 (O. P. -300m)

(EW 方向)



(e) GN5 観測点 (O. P. -300m)

(UD 方向)

図2 自由地盤系北地点地震観測点の加速度時刻歴波形

(2) 評価対象

耐震Sクラスの範囲の内、原子炉压力容器から原子炉建屋を経由してタービン建屋に渡って広範囲に設置され、大型構築物間の相対変位による疲労の影響が大きいと想定される給水系配管(分岐部)について評価を実施した(図3)。

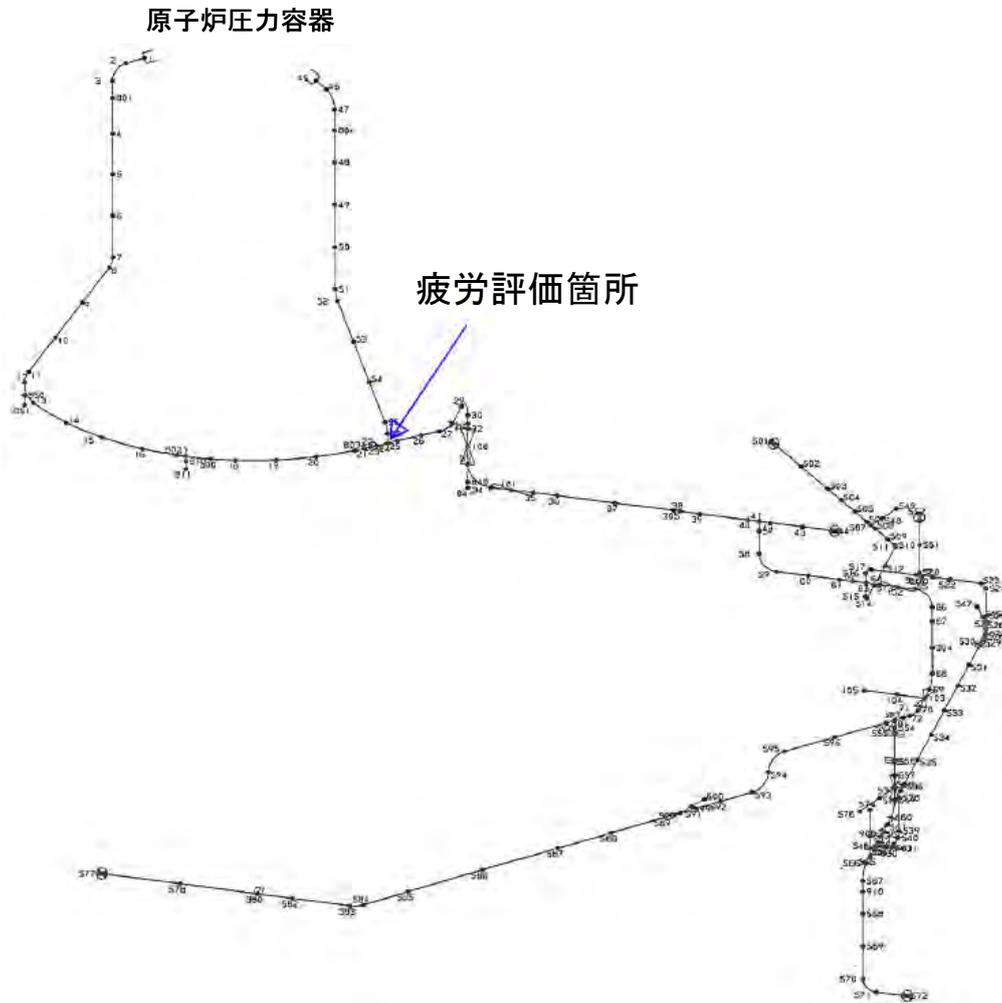


図3 給水系配管モデル図

(3) 疲労評価の手順

a 疲労評価の手順 (図4) (3方向同時時刻歴解析)

- ①配管の3方向同時時刻歴応答解析を行い、地震時の繰返しピーク応力強さの時刻歴応答を求める。
- ②繰返しピーク応力強さの時刻歴応答の各ピーク値から設計用疲労線図を用いて疲れ累積係数 (UF) を算定する。

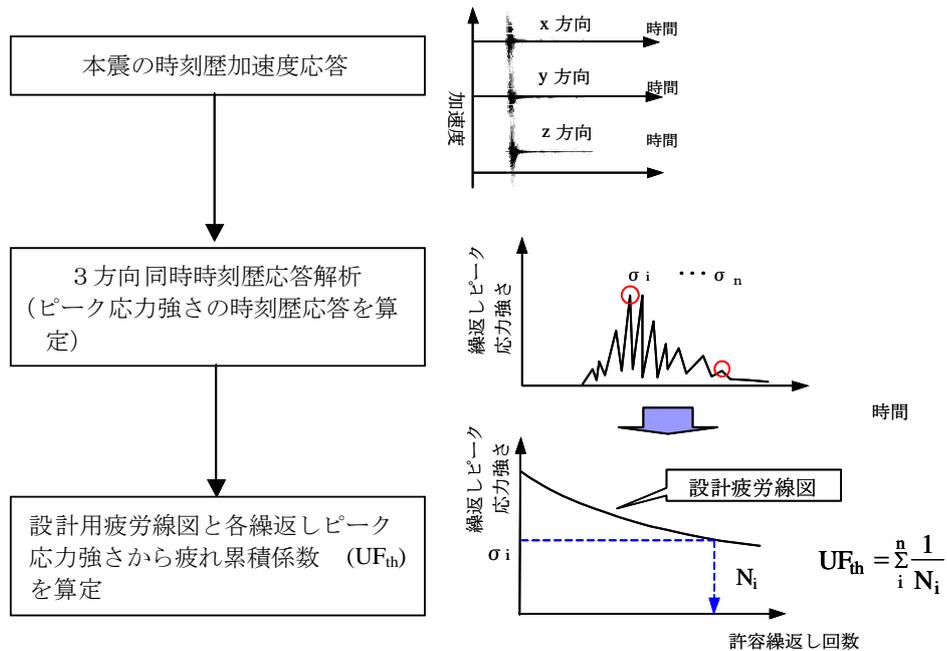


図4 疲労評価の手順 (3方向同時時刻歴解析)

b 等価繰返し回数の算定 (図5)

疲れ累積係数 (UF) に、3方向同時時刻歴応答解析で求めた最大繰返しピーク応力強さに対する許容繰返し回数 (N) を乗じることにより、本震の等価繰返し回数 (N_e) を算定する。

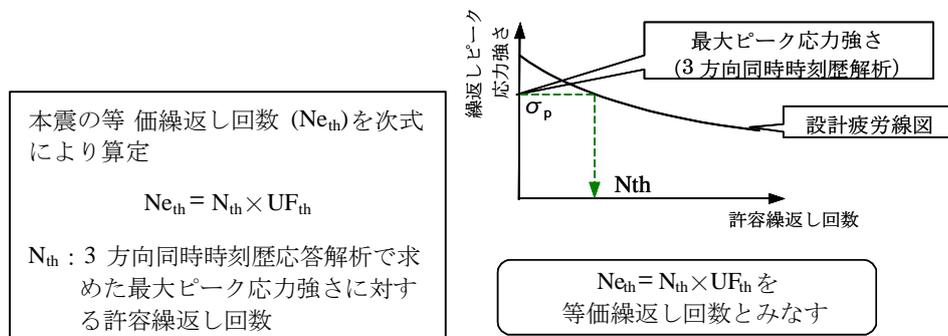


図5 等価繰返し回数の算定

(4) 評価結果 (表1)

疲労評価の結果、本震に対する疲れ累積係数は0.00001以下となり十分小さい。

表1 評価結果 (福島第一5号機 給水系配管)

評価設備	東北地方太平洋沖地震(本震)				評価基準値
	最大ピーク応力強さ [MPa]	等価繰返し回数	許容繰返し回数	疲れ累積係数 :UF	
給水系配管	80	2	9.0×10^5	0.00001以下	1

(5) まとめ

地震の継続時間が長かった東北太平洋沖地震に対して累積損傷の影響を確認するために、欠損のない観測記録を用いて、地震による累積損傷を受けやすい配管を対象に疲労評価を実施した。

揺れが比較的大きかった5号機の耐震Sクラス配管のうち、地震による損傷の累積が進みやすい配管を評価対象として選定したが、評価結果は、損傷の累積がほとんど無視できるものであった。その後の余震を考えたとしても、それらの影響はきわめて軽微であったと推定でき、今後同様の評価は不要であるものとする。

以上

福島第一5号機 設備状況確認結果

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

1階



水圧制御ユニット
・機器には外観上異常なし



原子炉冷却材浄化系ポンプ
・機器には外観上異常なし

2階



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

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

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アル内
・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 M/C
・津波による浸水後に排水並びに溝の設置、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 P/C
・P/C6B-1は盤全体が被水し使用不可



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	 <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p> <p>原子炉棟4階</p>	 <p>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</p> <p>原子炉棟5階</p>	 <p>ほう酸水注入系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p> <p>原子炉棟5階</p>	 <p>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)</p> <p>原子炉棟6階</p>
----------------	--	---	---	---

2階	 <p>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</p>	 <p>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</p>
----	--	---

3階 2階	 <p>主蒸気隔離弁 ・機器には外観上異常なし</p> <p>原子炉棟2階</p>	 <p>原子炉冷却材浄化系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p> <p>原子炉棟2階</p>	 <p>水圧制御ユニット ・機器には外観上異常なし</p> <p>原子炉棟3階</p>	 <p>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</p> <p>原子炉棟3階</p>
----------	---	--	---	--

1階	 <p>原子炉建屋補機冷却系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>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</p>
	 <p>電動駆動原子炉給水ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>湿分分離器 ・機器には外観上異常なし</p>

地下	 <p>制御棒駆動水ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>残留熱除去系熱交換器 ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>残留熱除去系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>
	原子炉棟地下1階		原子炉棟地下2階		

格納容器内	 <p>主蒸気隔離弁 ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>逃し安全弁 ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>ペDESTル内 ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>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</p>
	 <p>スタビライザー(PCV側) ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>RPV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</p>	 <p>原子炉再循環ポンプ ・マウント内ボルト・ナットに錆があるものの機器には外観上異常なし</p>	 <p>非常用ディーゼル発電機(HPCS) ・機器には外観上異常なし</p>
	原子炉棟地下1階		地下2階	

地下	 <p>計装用空気圧縮機 ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>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</p>
	 <p>低圧復水ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>	 <p>高圧復水ポンプ ・機器には外観上異常なし</p>

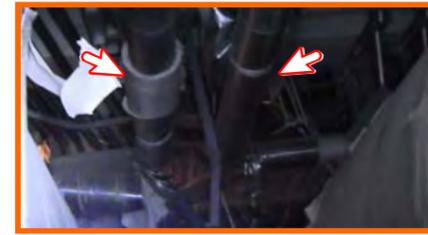
4階



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



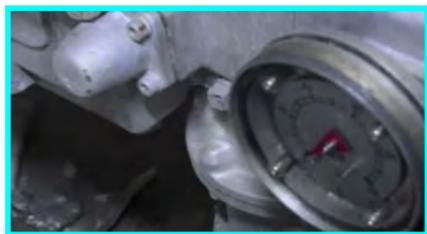
MO-1301-2B開度計



IC凝縮水戻り配管



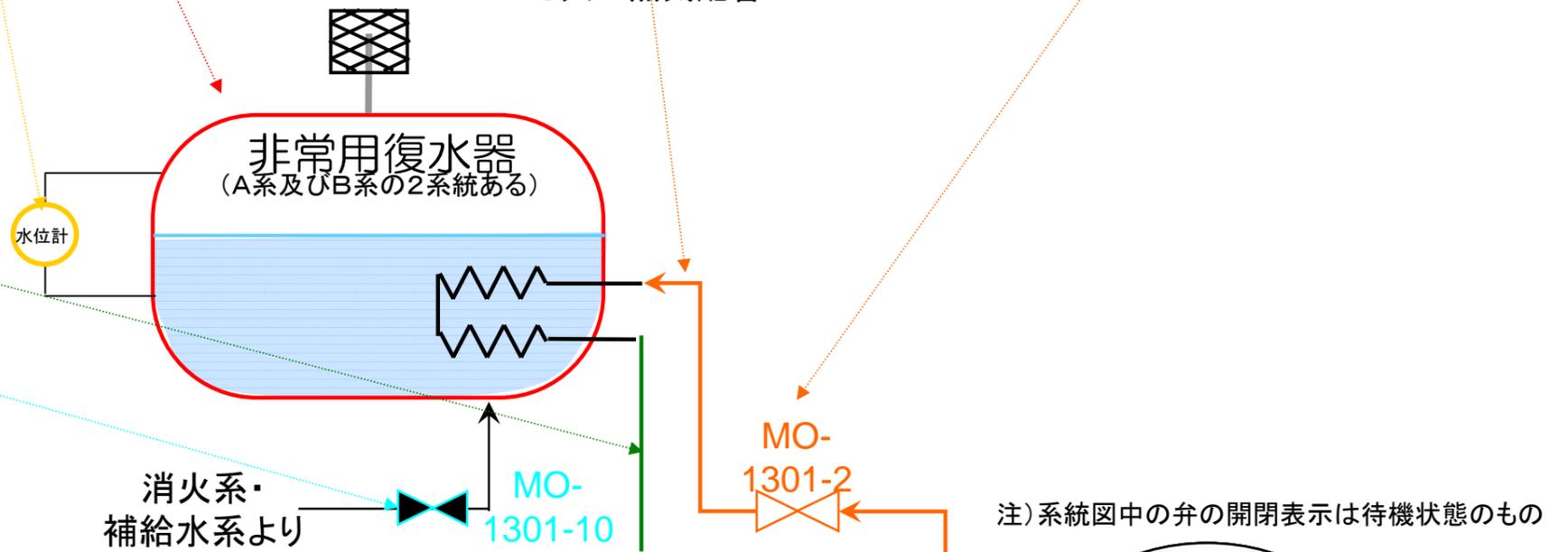
IC凝縮水戻り配管



MO-1301-10A開度計



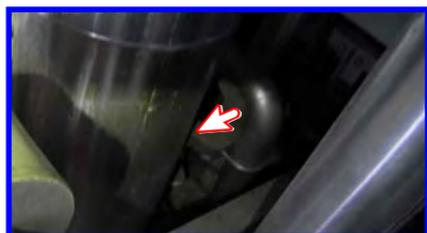
MO-1301-10B開度計



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



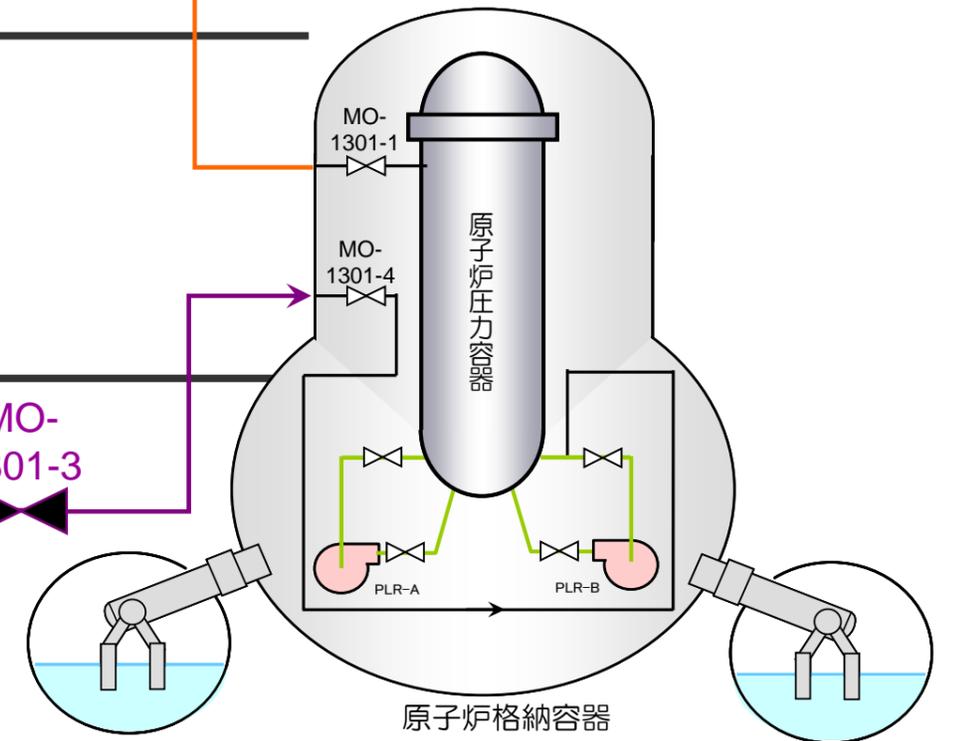
IC(A)凝縮水戻り配管



IC(A)凝縮水戻り配管



MO-1301-3B



福島第一2号機 ロボットによる原子炉建屋内の状況確認結果

2011.10.20,2012.2.27撮影

原子炉建屋

5階



区画フェンス

作業用長靴

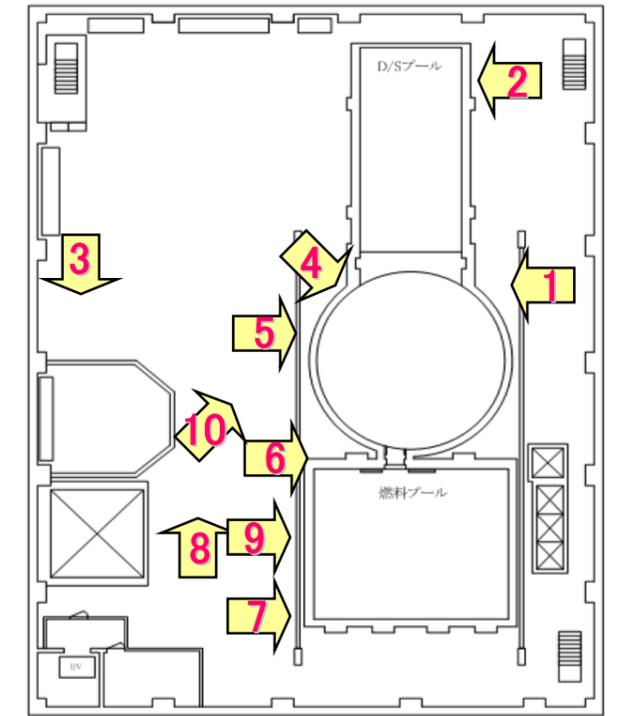
溢水防止フェンス

溢水防止フェンス

区画フェンス

2011.10.20撮影

2012.2.27撮影



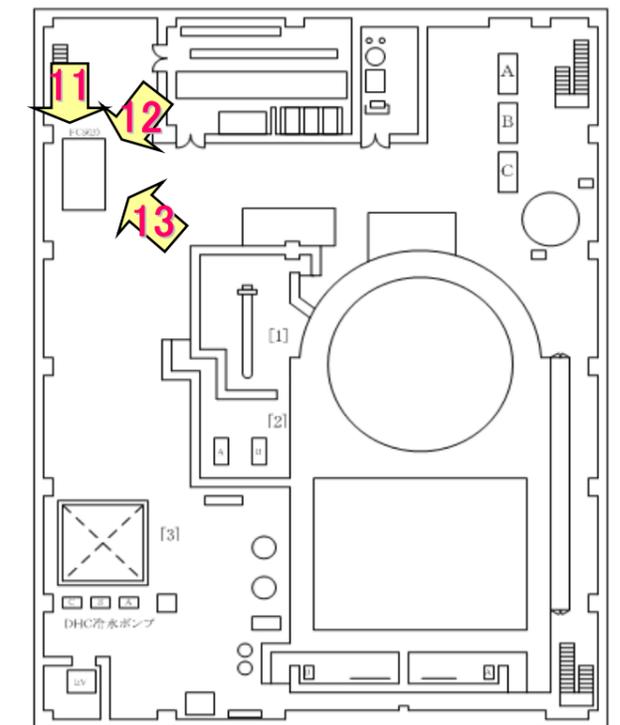
原子炉建屋5階の使用済燃料プール周辺において、溢水防止フェンスやその外側にある仮置き区画フェンスに破損や転倒は認められず、作業用の長靴も整頓された状態で床面に並んでいた

3階



可燃性ガス濃度制御系
・機器には外観上異常なし

2011.10.20撮影



福島第一2号機 ロボットによるトラス室の状況確認結果

2012.4.18撮影

原子炉建屋 地下階 トーラス室



1 トーラス室内下方



2 南東S/Cマンホール



3 P CV方向



4 北東通路



5 北東通路上方



6 北S/Cマンホール

・保温材カバーの脱落

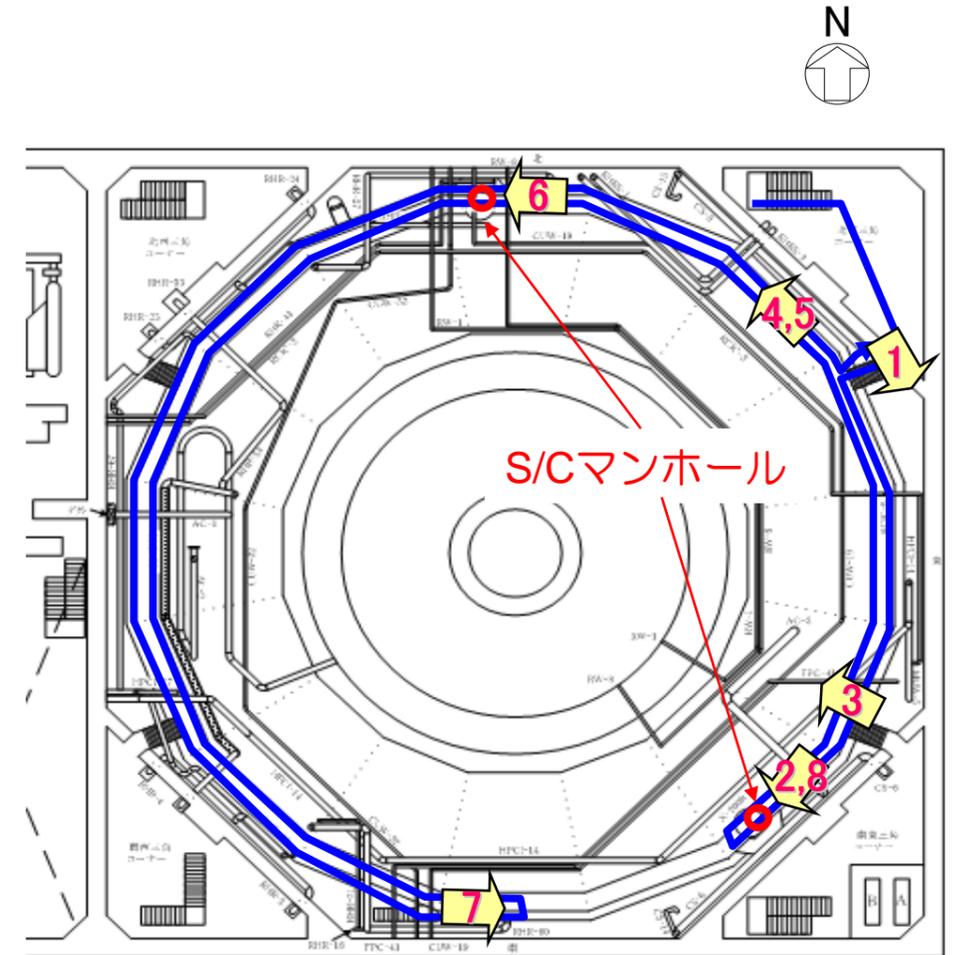


7 南通路上方



8 南東S/Cマンホール上方

・保温材カバーの脱落



福島第一1号機, 2号機, 3号機 タービン建屋設備状況確認結果

2011.8.24~8.26撮影

1号機

2号機

3号機

2階



空調ダクト

- ・タービン建屋補機冷却系サージタンク
- ・機器には外観上大きな損傷なし
- ・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あり



ジブクレーン脚部

- ・機器には外観上大きな損傷なし



タービン駆動原子炉給水ポンプ

- ・機器には外観上大きな損傷なし



励磁装置室

- ・機器には外観上大きな損傷なし



タービン建屋補機冷却系サージタンク

- ・機器には外観上大きな損傷なし

1階



6.9kV M/C1A

- ・津波の浸水痕あり
- ・機器には外観上大きな損傷なし



480V T/B MCC 1B

- ・津波の浸水痕あり
- ・機器には外観上大きな損傷なし



480V P/C 2A

- ・機器には外観上大きな損傷なし



480V T/B MCC 2B-1

- ・機器には外観上大きな損傷なし



主タービン蒸気止弁

- ・機器には外観上大きな損傷なし



主タービン蒸気加減弁

- ・機器には外観上大きな損傷なし



主タービンバイパス弁

- ・機器には外観上大きな損傷なし



給水加熱器

- ・機器には外観上大きな損傷なし



復水器真空ポンプ

- ・機器には外観上大きな損傷なし



タービン建屋補機冷却系ポンプ

- ・機器には外観上大きな損傷なし



給水加熱器

- ・機器には外観上大きな損傷なし



タービン建屋補機冷却系熱交換器

- ・機器には外観上大きな損傷なし



固定子冷却装置

- ・津波の浸水痕あり
- ・機器には外観上大きな損傷なし



相分離母線冷却ファン

- ・津波の浸水痕あり
- ・機器には外観上大きな損傷なし



現場パネル

- ・機器には外観上大きな損傷なし



発電機密封油装置

- ・機器には外観上大きな損傷なし



タービン建屋補機冷却系ポンプ

- ・機器には外観上大きな損傷なし



計装用空気圧縮機

- ・機器には外観上大きな損傷なし

福島第一1~4号機 屋外設備状況確認結果

2011.8.24~8.26撮影



① 1号機海側ポンプ類

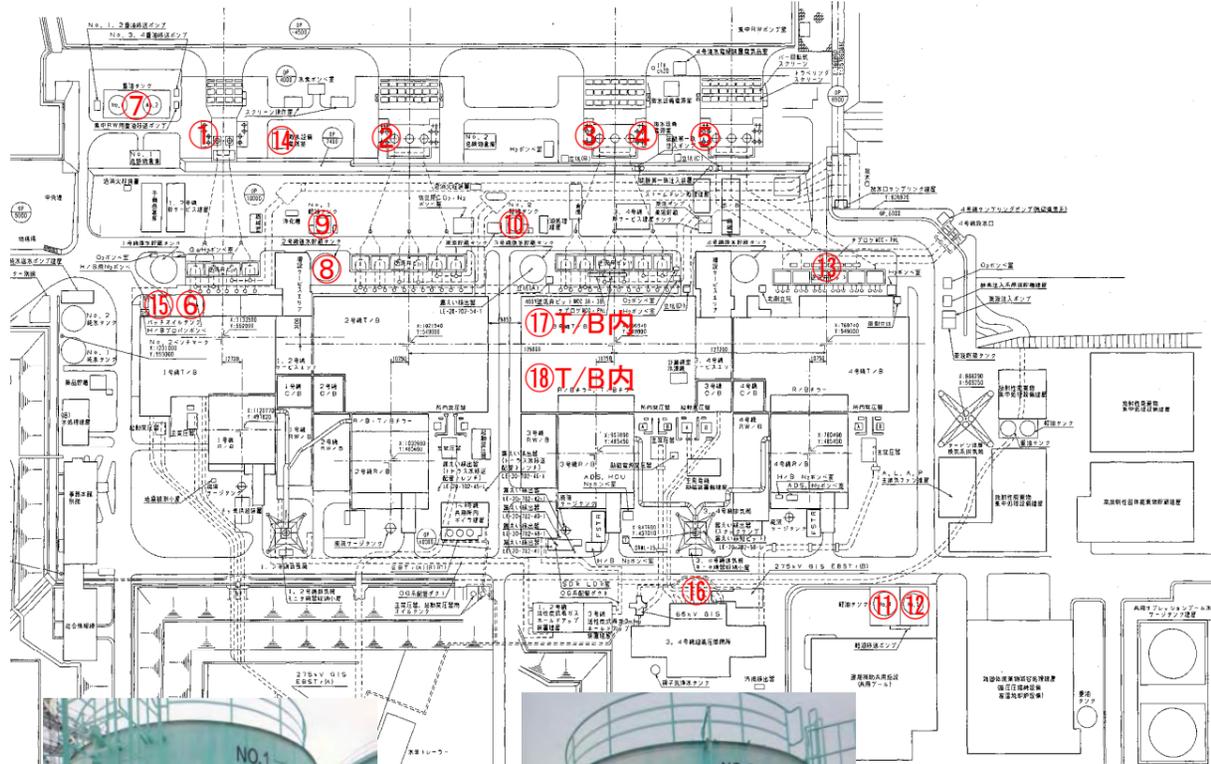
② 2号機海側ポンプ類

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

・3号機残留熱除去系海水ポンプ(D)のモーターカバーなし



⑥ 1号機バッチオイルタンク
・防油堤含め外観上大きな異常なし

⑬ 4号機逆洗弁ピット前MCC
・MCC倒壊

⑭ 2号機取水設備電源室
・2号機取水設備電源室倒壊



⑦ No.1,2重油タンク跡地



⑮ 1号機T/B東側瓦礫



⑯ 共用ボイラー用トランス
・外観上大きな損傷はなし



⑦ No.1,2重油タンク防油堤
・防油堤に割れを確認



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



⑰ D/G3A デイタンク上部



⑱ D/G3B デイタンク上部



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



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

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、純水タンク状況確認結果



・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



② No.2純水タンク

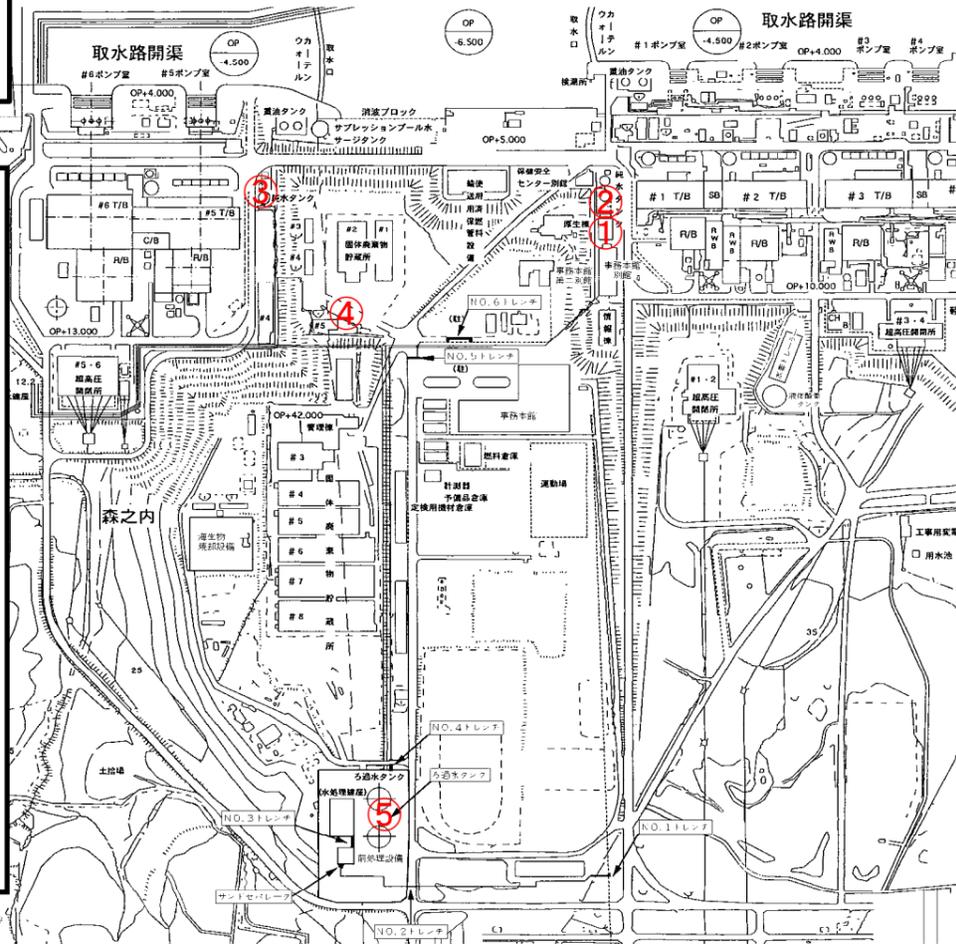
① No.1純水タンク



・地震後漏洩が発生し、タンク出口元弁閉後の状況

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



③ No.3純水タンク



・タンク下部に座屈による歪みが発生

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確認結果

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)



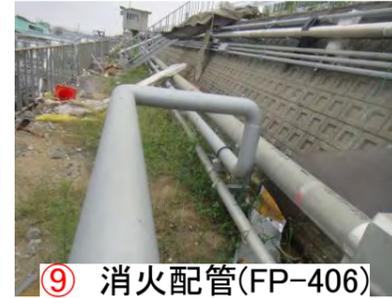
⑥ 消火栓(FX-07)



⑦ 消火配管(FP-106)



⑧ 消火配管(FP-201)



⑨ 消火配管(FP-406)



⑩ 消火配管(FP-407)
・消火系配管が変形



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。



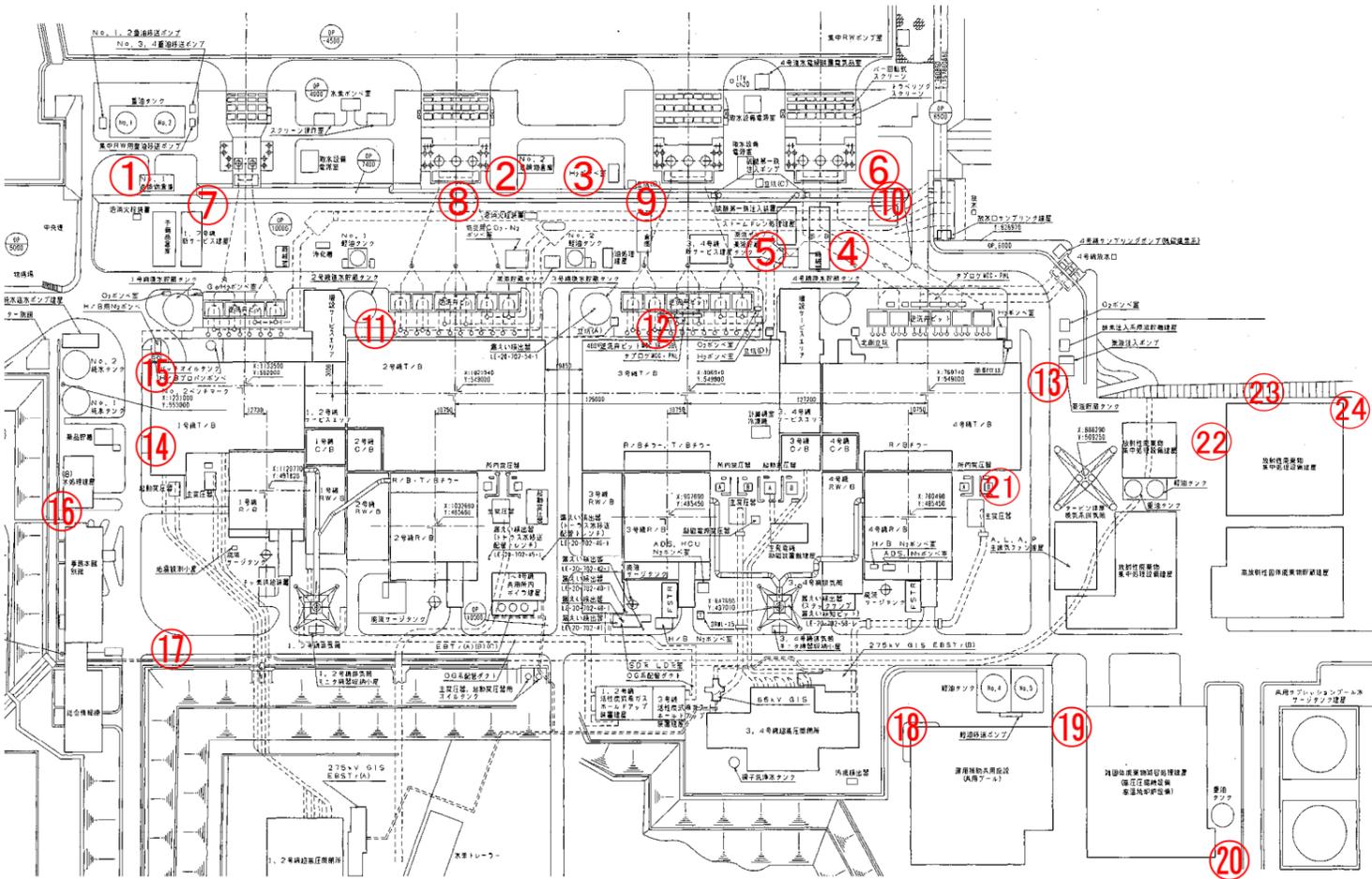
⑬ 4号機採水口
・採水口基礎部が剥がされている(津波の影響と思われる)



⑭ 消火配管(トレンチ内)
・トレンチ内の配管には外観上大きな損傷はない



⑮ 消火配管建屋取り合い



⑯ 消火配管他



⑰ 消火配管他



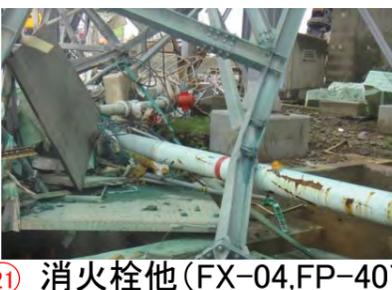
⑱ 消火配管(FP-8001)



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)



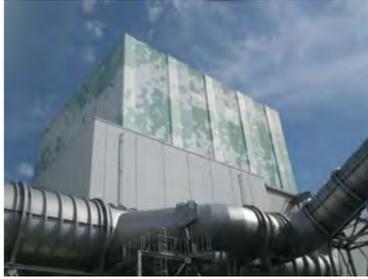
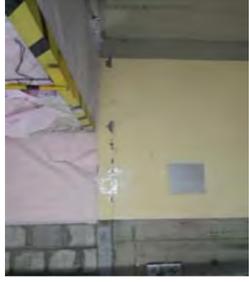
㉓ 消火配管(FP-8001)



㉔ 消火配管(FP-8001)

・消火系配管がサポートから外れて脱落(津波の影響と思われる)

福島第一5号機, 6号機 建屋の目視確認結果

		5号機			6号機		
原子炉建屋	建屋外部						
		南面	西面	北東面	南面	西面	北面
		・構造上有害なクラック等、主要構造部(柱・梁・壁)に損傷なし			・構造上有害なクラック等、主要構造部(柱・梁・壁)に損傷なし		
原子炉建屋	建屋内部						
		大物搬入口	大物搬入口		東側連絡通路	大物搬入口	
		・ひび割れ及び塗膜の剥離あり		・外観上異常なし	・エキスパンションジョイント部金物変形あり		・外観上異常なし
タービン建屋	建屋外部						
		東面	南面	5/6号機間東側	東面	北西面	
		・構造上有害なクラック等、主要構造部(柱・梁・壁)に損傷なし			・構造上有害なクラック等、主要構造部(柱・梁・壁)に損傷なし		
タービン建屋	建屋内部						
		ヒータールーム西(BFL)	西側(2FL)		オペフロ西側(2FL)	オペフロ西側(2FL)	5/6号機タービン間壁(2FL)
		・遮蔽ブロック廻りモルタル破損あり		・間仕切り壁コンクリート片の剥離あり	・間仕切り壁遮蔽ブロック廻りモルタル破損あり		・エキスパンションジョイント部金物変形あり
					・エキスパンションジョイント部金物変形あり		・エキスパンションジョイント部金物変形あり

福島第一原子力発電所 防災道路状況確認結果

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。



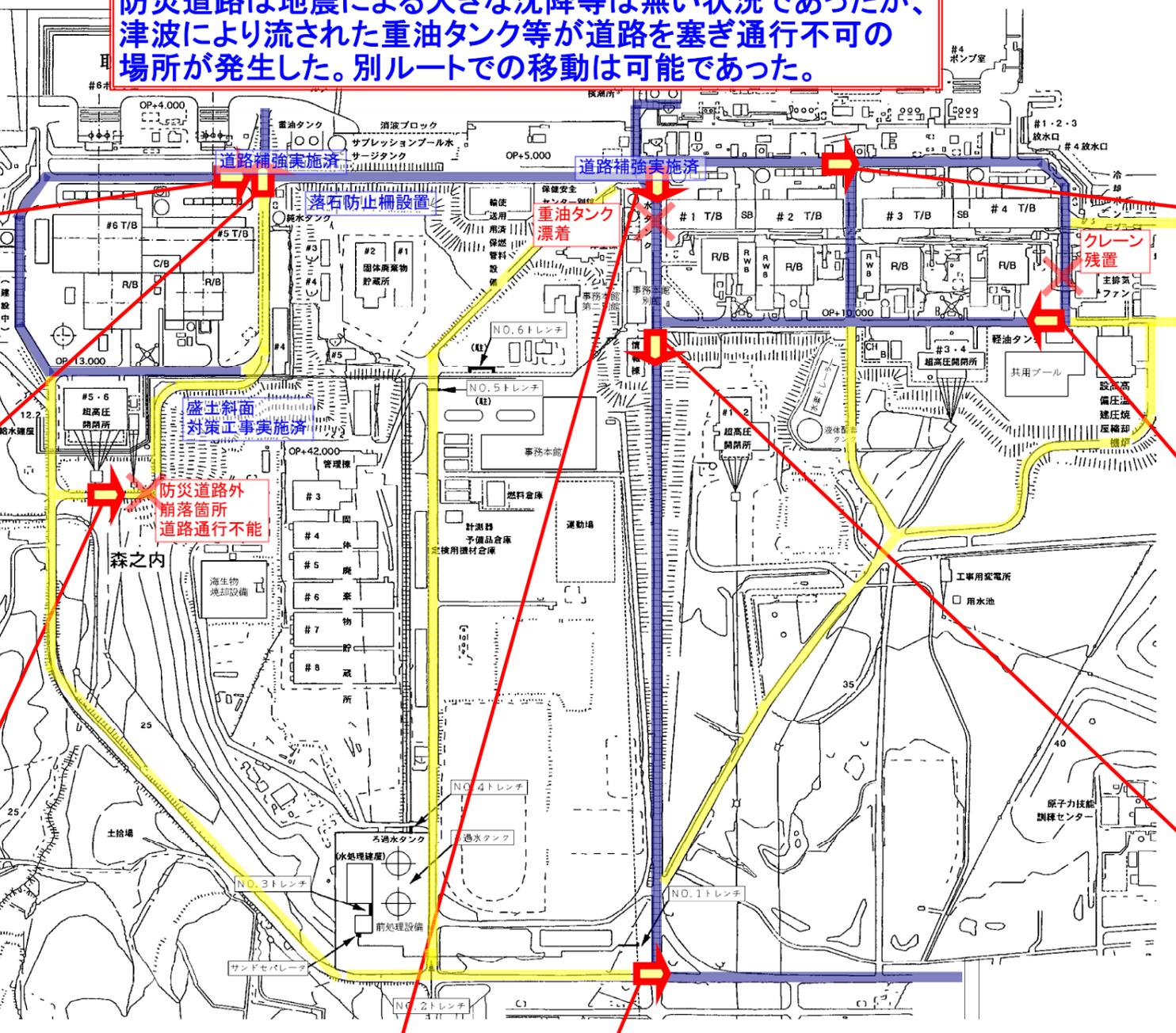
海側片車線が道路と平行に割れ段差が発生。西側の通行は可能。 3/17撮影



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可能。 3/20撮影



道路に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号機原子炉建屋の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

福島第一5号機 主な設備状況一覧表

H24.5.21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)	D/G5A本体	T/B	地下1階	◎	H23.6.27	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	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	—	◎	H23.6.22	ポンプ外観点検異常なし、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/G5B本体	T/B	地下1階	◎	H23.6.28	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	D/G 5B SW ポンプC	屋外	—	◎	H23.6.10	ポンプ外観点検異常なし、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)	○	—	
	真空ポンプ	R/B	地下(RCIC室)	○	—	
	復水ポンプ	R/B	地下(RCIC室)	○	—	
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(CS)	ポンプA	R/B	地下(北東)	◎	H24.1.20	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	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)	◎	H23.12.21	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプC	R/B	地下(北西)	◎	H23.3.19	
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)	◎	H23.12.13	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプD	R/B	地下(南西)	◎	H23.7.15	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
残留熱除去海水B系(RHRS)	ポンプB	屋外	—	◎	H23.12.20	ポンプ外観点検異常なし、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)
	ポンプD	屋外	—	◎	H23.7.15	ポンプ簡易点検(グランド部交換)、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)
原子炉建屋補機冷却系(RCW)	ポンプA	R/B	3階	◎	H23.6.4	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	R/B	3階	◎	H23.6.4	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプC	R/B	3階	◎	H23.6.4	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
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	◎	H23.5.23	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプC	T/B	1階	◎	H23.5.23	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
補助海水系(SW)	ポンプA	屋外	—	○	—	
	ポンプB	屋外	—	◎	H23.12.22	ポンプ外観点検異常なし、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)
	ポンプC	屋外	—	◎	H23.6.24	ポンプ簡易点検(グランド部交換)、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)
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	◎	H23.11.25	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	R/B	4階	◎	H23.11.30	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
純水移送系(MUWP)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	H23.3.17	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	H23.8.24	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
復水移送系(MUWC)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	H23.3.13	
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	H23.7.2	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
燃料プール冷却浄化系(FPC)	ポンプA	R/B	3階	◎	H23.8.16	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	R/B	3階	◎	H23.6.24	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
非常用ガス処理系(SGTS)	ファンA	T/B	2階	◎	H23.3.13	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	ファンB	T/B	2階	◎	H23.7.2	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
所内用空気系(SA)	圧縮機	T/B	1階	◎	H23.5.11	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
計装用空気系(IA)	圧縮機A	T/B	1階	◎	H23.6.1	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし
	圧縮機B	T/B	1階	◎	H23.3.31	外観点検、絶縁抵抗測定異常なし

◎:運転中または待機中
○:待機除外(外観上異常なし)
—:実績無し
※:震災以降、最初に運転できることを確認した日を示す

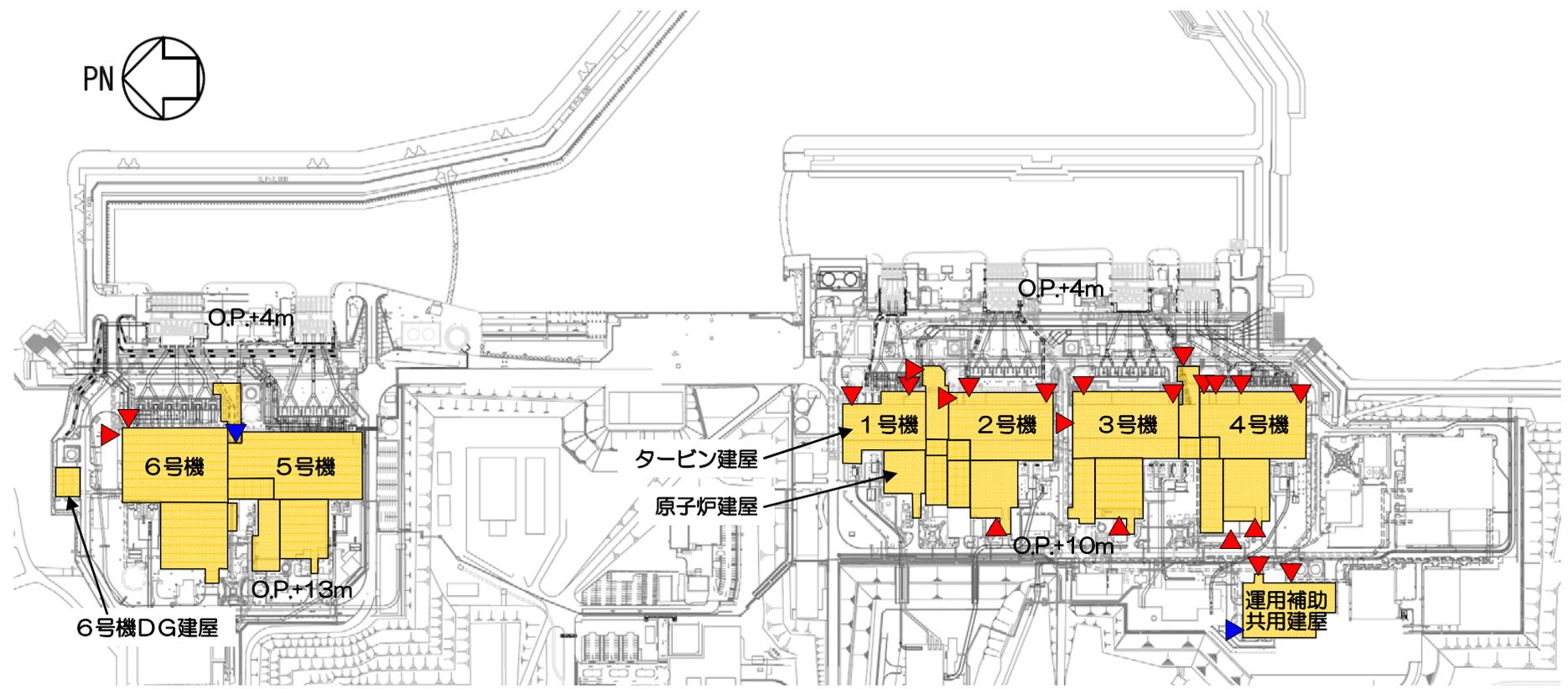
福島第一6号機 主な設備状況一覧表

H24.5.21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	◎	H23.3.19	
	D/G 6A SW ポンプ	屋外	—	◎	H23.3.18	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	DG6B本体	DG/B	1階	◎	H23.3.11	
	EECWポンプ	DG/B	地下1階	◎	H23.3.11	
	HPCS D/G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	○	—	
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	◎	H23.12.15	外観点検異常なし
残留熱除去系A系(RHR)	ポンプA	R/B	地下2階	◎	H23.9.9	外観点検異常なし
残留熱除去海水A系(RHRS)	ポンプA	屋外	—	◎	H23.12.27	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプC	屋外	—	◎	H23.9.9	ポンプ簡易点検(グランド部交換), 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)
残留熱除去系B系(RHR)	ポンプB	R/B	地下2階	◎	H23.3.19	
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	◎	H23.12.2	外観点検異常なし
原子炉建屋補機冷却系(RCW)	ポンプA	T/B	1階	◎	H23.3.17	
	ポンプB	T/B	1階	◎	H23.3.17	
	ポンプC	T/B	1階	◎	H23.8.16	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
タービン建屋補機冷却系(TCW)	ポンプA	T/B	1階	◎	H23.7.29	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	T/B	1階	◎	H23.7.29	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプC	T/B	1階	◎	H23.7.29	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
補助海水系(SW)	ポンプA	屋外	—	◎	H23.9.15	ポンプ簡易点検(グランド部交換), 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)
	ポンプB	屋外	—	○	—	
	ポンプC	屋外	—	◎	H24.2.22	ポンプ外観点検異常なし, 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)
原子炉冷却材浄化系(RWCU)	再循環ポンプA	R/B	2階	◎	H23.10.7	外観点検異常なし
	再循環ポンプB	R/B	2階	◎	H24.1.13	外観点検異常なし
制御棒駆動水系(CRD)	ポンプA	R/B	地下1階	◎	H23.10.7	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	R/B	地下1階	◎	H24.1.13	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
ほう酸水注入系(SLC)	ポンプA	R/B	5階	○	—	
	ポンプB	R/B	5階	◎	H23.11.8	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
純水移送系(MUWP)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	H23.7.27	外観点検異常なし
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	H23.5.11	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
復水移送系(MUWC)	ポンプA	T/B	地下1階	◎	H23.7.12	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ポンプB	T/B	地下1階	◎	H23.3.13	
燃料プール冷却浄化系(FPC)	ポンプA	R/B	4階	◎	H23.3.16	
	ポンプB	R/B	4階	◎	H23.8.17	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
非常用ガス処理系(SGTS)	ファンA	C/S	3階	◎	H23.6.3	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	ファンB	C/S	3階	◎	H23.3.11	
所内用空気系(SA)	圧縮機A	T/B	地下1階	◎	H23.9.21	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	圧縮機B	T/B	地下1階	◎	H23.9.21	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
計装用空気系(IA)	圧縮機A	T/B	地下1階	◎	H23.9.21	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし
	圧縮機B	T/B	地下1階	◎	H23.9.21	外観点検, 絶縁抵抗測定異常なし

◎: 運転中または待機中
○: 待機除外(外観上異常なし)
—: 実績無し
※: 震災以降, 最初に運転できることを確認した日を示す

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



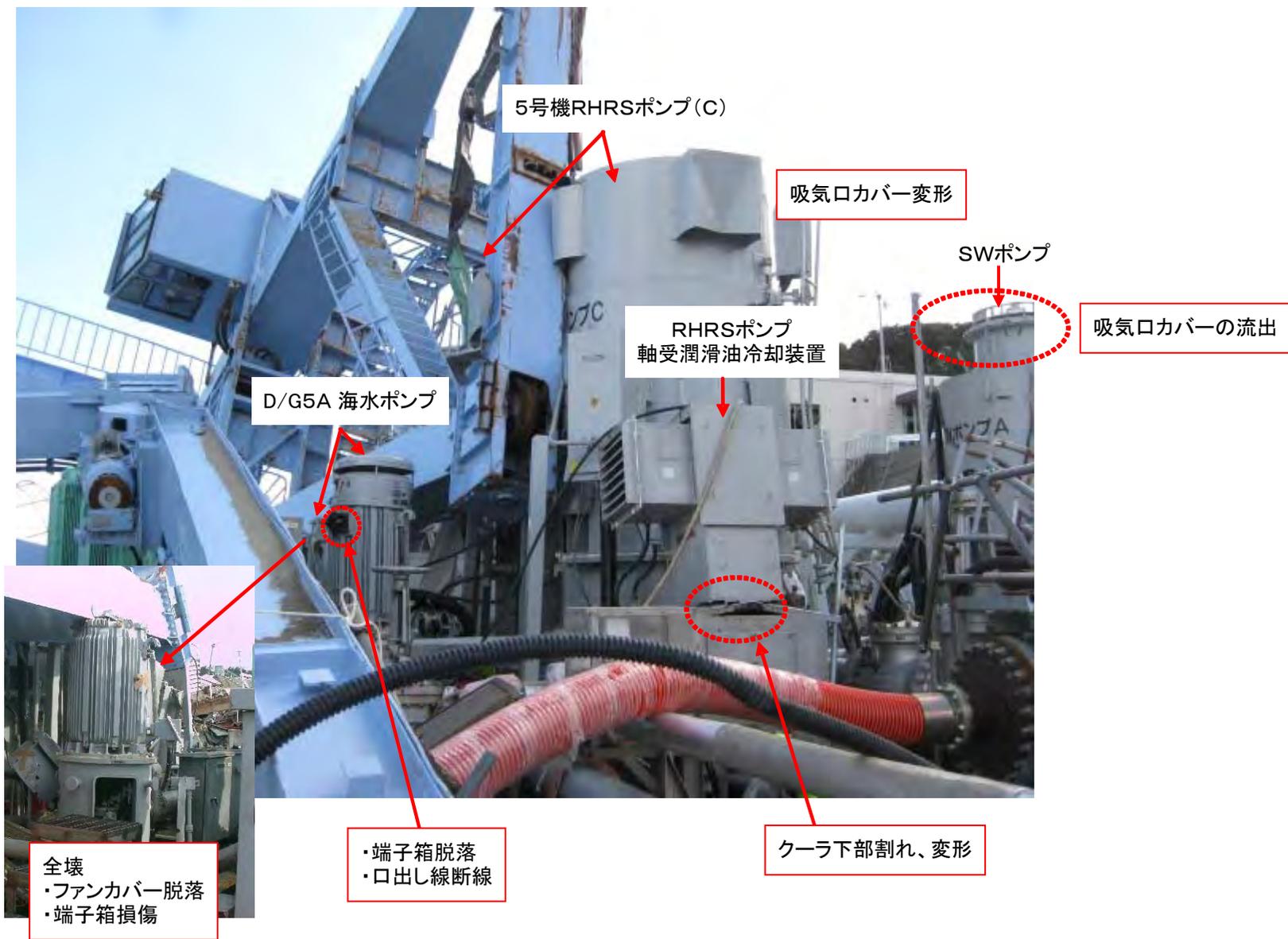
- ▼ : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地上の開口
- ▼ : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地下のトレンチ・ダクトへ接続する開口



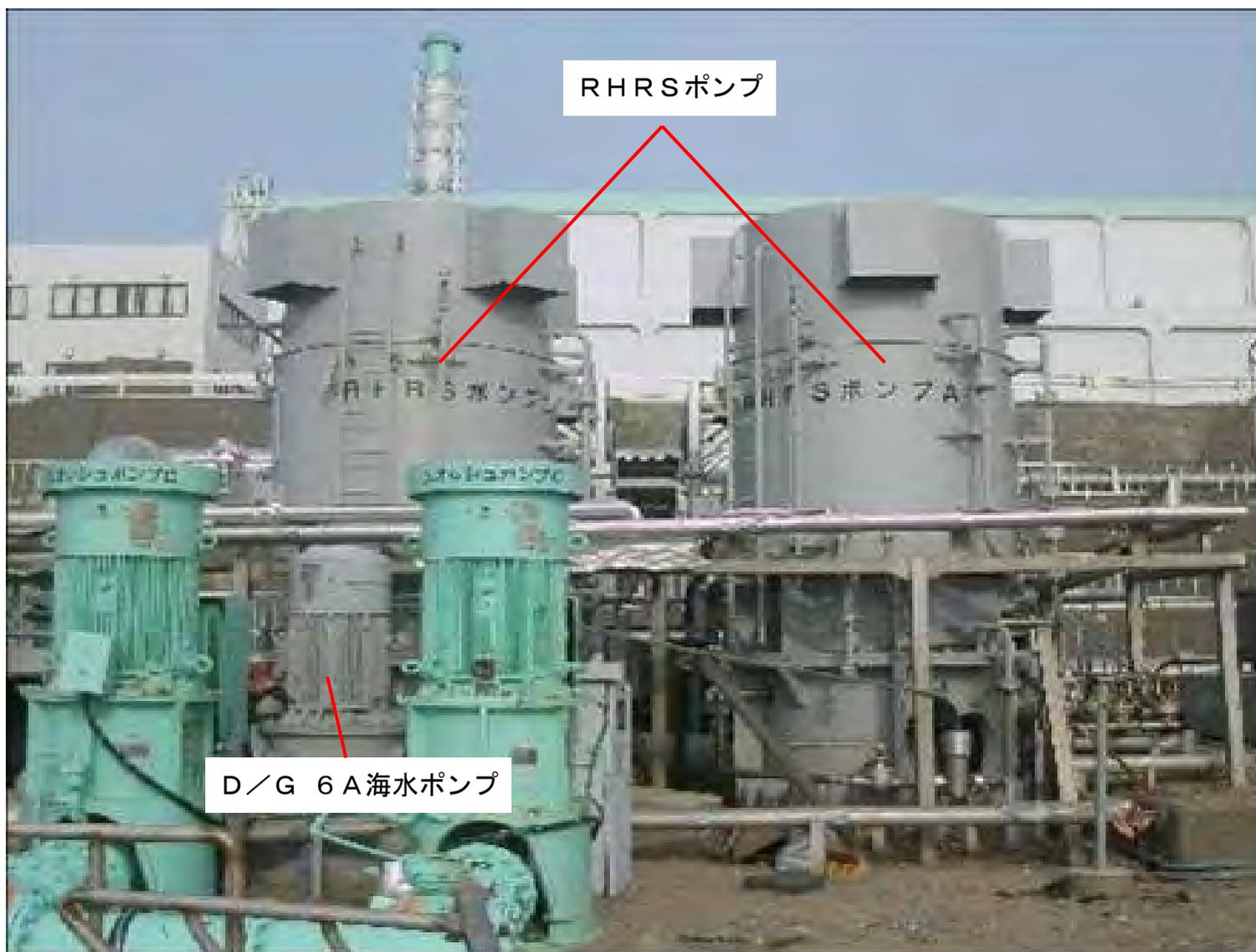
⦿: 非常用海水系ポンプ設置箇所

(C)GeoEye / 日本スペースイメージング

福島第一原子力発電所 海側エリア、屋外海水設備の損傷状況



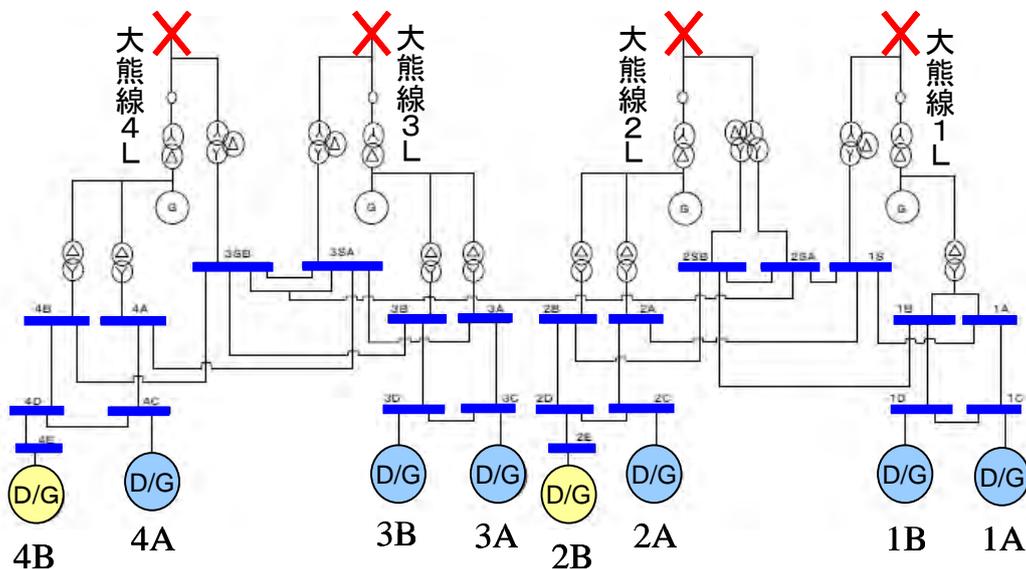
福島第一5、6号機スクリーン設備点検用クレーン転倒による海水ポンプの損傷状況



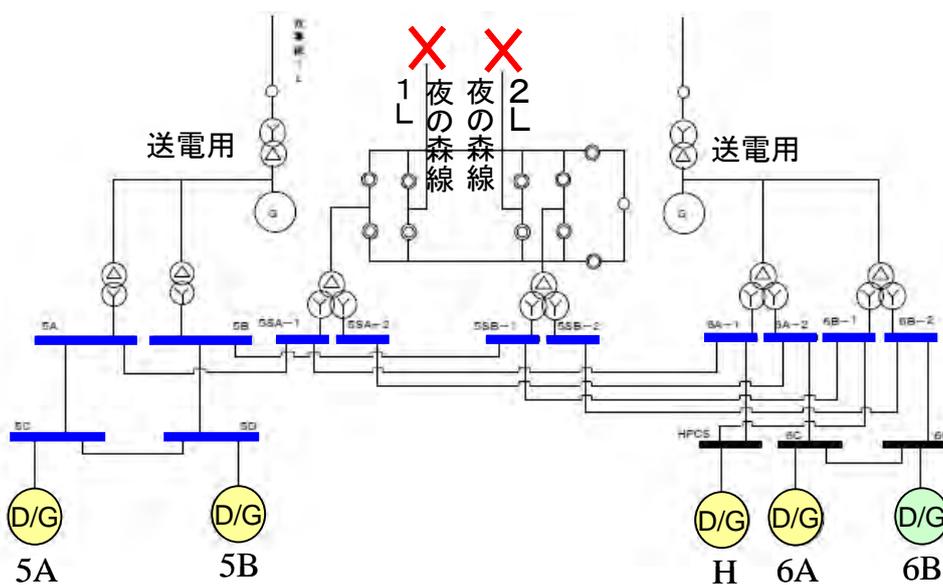
福島第一6号機 非常用海水冷却設備の状況

福島第一原子力発電所 津波による電源系の被害状況

1 ~ 4号機



5, 6号機



✕ : 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

⊙(青) : 津波の影響により本体水没 ⊙(黄) : 津波の影響によりM/C, 関連機器水没

⊙(緑) : 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	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況					
起動用変圧器	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 破り等 付属品損傷	起動用変圧器	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)	起動用変圧器	STr(5SA)	変圧器ヤード	地上	○	-	STr(5SB)	変圧器ヤード	地上	○	-		
ケーブル	OFケーブル (開閉所~STr(1S))	-	地下	不明	一部 外觀良好	OFケーブル (開閉所~STr(2S))	-	地下	不明	確認不可 (注2)	ケーブル	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)	ケーブル	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	B1FL	×	水没	DG 2A	T/B	B1FL	×	水没	D/G	DG 3A	T/B	B1FL	×	水没	DG 4A	T/B	B1FL	×	水没 (工事中)	D/G	DG 5A	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6A	C/S	B1FL	×	関連機器 (海水ポンプ) 被水		
	DG 1B	T/B	B1FL	×	水没	DG 2B	共用プール	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 3B	T/B	B1FL	×	水没	DG 4B	共用プール	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 5B	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6B	DG建屋	1FL	○	-		
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		HPCSD/G	C/S	B1FL	×	関連機器 (海水ポンプ) 被水							
非常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 1C	T/B	1FL	×	被水	M/C 2C	T/B	B1FL	×	水没	非常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4C	T/B	B1FL	×	水没 (点検中)	非常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 5C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6C	C/S	B2FL	○	-		
	M/C 1D	T/B	1FL	×	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	○	-		
	-	-	-	-	M/C 2E	共用プール	B1FL	×	水没		-	-	-	-	M/C 4E	共用プール	B1FL	×	水没		-	-	-	-	HPCS DG M/C	C/S	1FL	○	-					
常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 1A	T/B	1FL	×	被水	M/C 2A	T/B	B1FL	×	水没	常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4A	T/B	B1FL	×	水没	常用 高圧電源盤 (M/C)	M/C 5A	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-1	T/B	B1FL	×	水没		
	M/C 1B	T/B	1FL	×	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 6A-2	T/B	B1FL	×	水没		
	M/C 1S	T/B	1FL	×	被水	M/C 2SA	M/C 2SA 建屋	1FL	×	水没		M/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-		M/C 5SA-1	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-1	T/B	B1FL	×	水没		
					M/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-		M/C 5SA-2	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-2	T/B	B1FL	×	水没			
																					M/C 5SB-1	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
 (赤) : 使用不可の機器
 (黄) : 上流側の給電元が使用不可のため受電不可
 (茶) : 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
 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

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

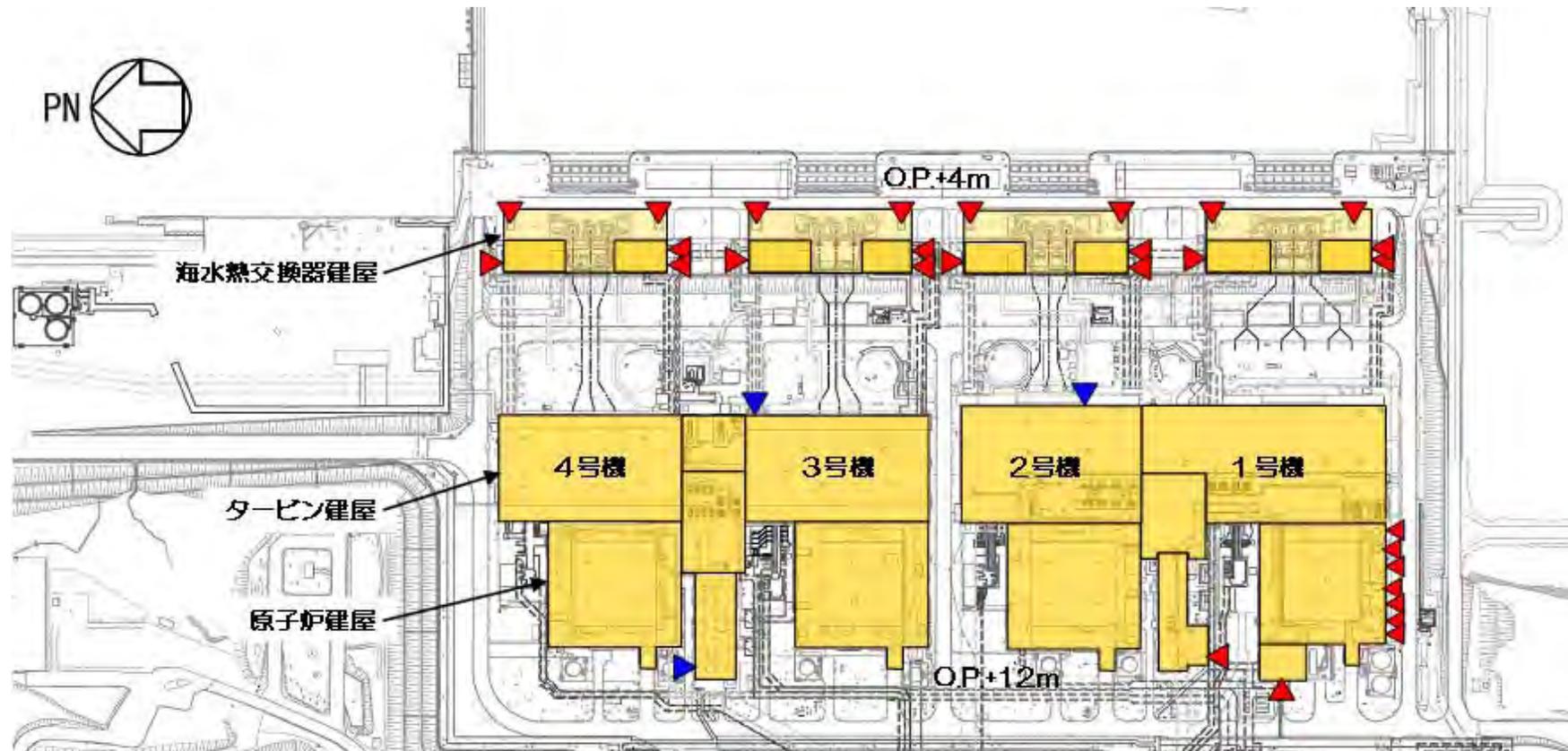
福島第一原子力発電所 所内電源設備の被害状況(津波後)

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	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況			
非常用(P/C)センター	P/C 1C	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2C	T/B	1FL	○	へース部被水	非常用(P/C)センター	P/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4C	T/B	1FL	—	工事中	非常用(P/C)センター	P/C 5C	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6C	C/S	B2FL	○	—
	P/C 1D	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2D	T/B	1FL	○	へース部被水		P/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4D	T/B	1FL	○	—		P/C 5D	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6D	C/S	B1FL	○	—
	—	—	—	—	—	P/C 2E	共用ゾール	B1FL	×	水没		P/C 4E	共用ゾール	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—		P/C 6E	DG建屋	B1FL	○	—					
常用(P/C)センター	P/C 1A	T/B	1FL	×	被水	P/C 2A	T/B	1FL	○	へース部被水	常用(P/C)センター	P/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4A	T/B	1FL	—	工事中	常用(P/C)センター	P/C 5A	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6A-1	T/B	B1FL	×	被水
						P/C 2A-1	T/B	B1FL	×	水没		—	—	—	—	—	P/C 5A-1	T/B	2FL	○	—		P/C 6A-2	T/B	B1FL	×	被水					
	P/C 1B	T/B	1FL	×	被水	P/C 2B	T/B	1FL	○	へース部被水		P/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4B	T/B	1FL	○	—		P/C 5B	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6B-1	T/B	B1FL	×	被水
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	P/C 5B-1	T/B	2FL	○	—		P/C 6B-2	T/B	B1FL	×	被水					
	P/C 1S	T/B	1FL	×	被水	—	—	—	—	—		P/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—		P/C 5SA	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	—	P/C 5SA-1	T/B	B1FL	×	被水		—	—	—	—	—					
	—	—	—	—	—	P/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没		P/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—		P/C 5SB	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—	—
直流125V	125V DC BUS-1A	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2A	C/B	B1FL	×	水没	直流125V	直流125V 主母線盤 3A	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4A	C/B	B1FL	×	水没	直流125V	直流125V 主母線盤 5A	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6A	T/B	MB1FL	○	—
	125V DC BUS-1B	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2B	C/B	B1FL	×	水没		直流125V 主母線盤 3B	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4B	C/B	B1FL	×	水没		直流125V 主母線盤 5B	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6B	T/B	MB1FL	○	—
	—	—	—	—	—	直流125V 2D/G B 主母線盤	共用ゾール	B1FL	×	水没		—	—	—	—	直流125V 4D/G B 主母線盤	共用ゾール	B1FL	×	水没	—		—	—	—	—	125V DC HPCS DIST CTR	C/S	1FL	○	—	

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
 (赤色): 使用不可の機器
 (黄色): 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

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



- ▼ : 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

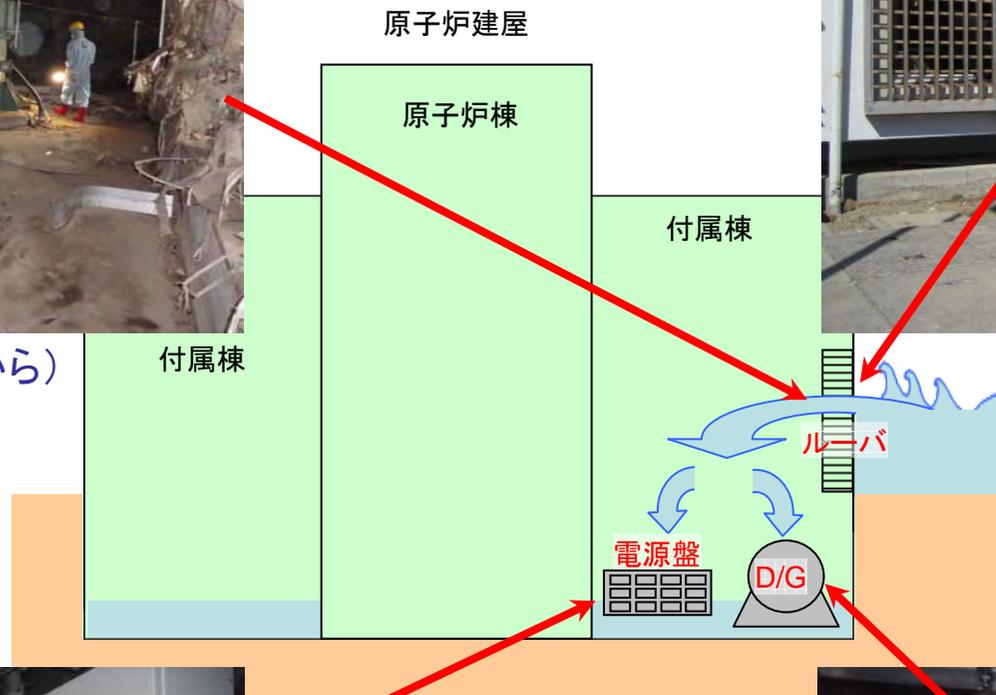
福島第二1号機 非常用ディーゼル発電機被水状況



吸気ルーバ(内側から)



吸気ルーバ(外側から)

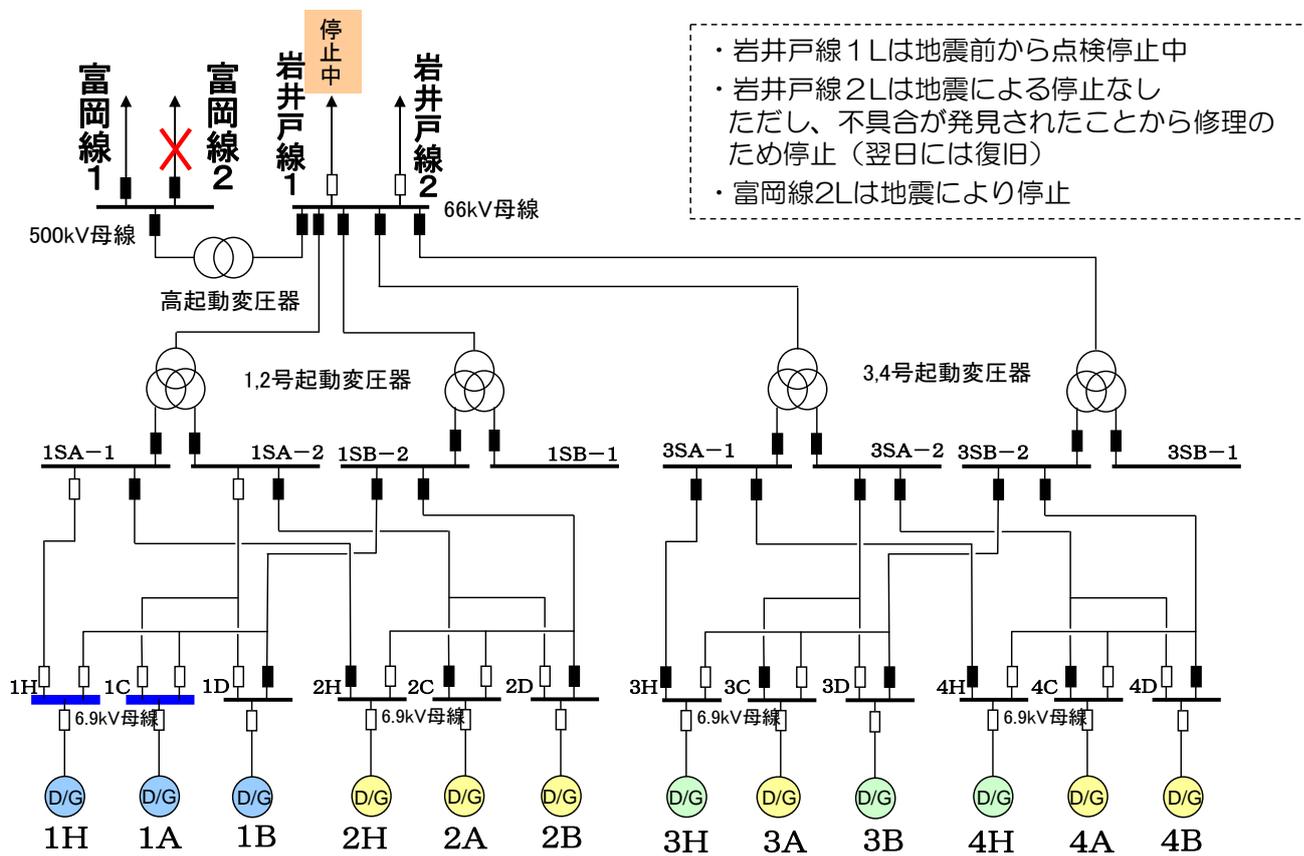


M/C電源盤



非常用ディーゼル発電機

福島第二原子力発電所 津波による電源系の被害状況



- ・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
- (Blue) : 津波の影響により本体水没
- (Yellow) : 津波の影響によりM/C, 関連機器水没
- (Green) : 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	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	○	-	STr(3SB)	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	-	-	-	-	-
ケーブル	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	○	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	CVケーブル (HSTr~GIS)	-	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	設置建屋	設置階	使用可否	状況	機器	設置建屋	設置階	使用可否	状況	機器	設置建屋	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)	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)	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: 水がたまっている状態
: 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	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況
非常用 (P/C センター)	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 4C-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 4C-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 4D-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	○	—	P/C 4D-2	Hx/B	1FL	×	水没
常用 (P/C センター)	P/C 1A-1	C/B	1FL	○	—	P/C 2A-1	C/B	1FL	○	—	P/C 3A-1	C/B	1FL	○	—	P/C 4A-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 4A-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 4B-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 4B-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	○	—	—	—	—	—	—
直流 125V	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	○	—	DC125V 主母線盤B	C/B	1FL	○	—
	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	○	—	DC125V HPCS 主母線盤	C/S	B2FL	○	—
直流 250V	DC250V 主母線盤	C/S	1FL	○	—	DC250V 主母線盤	C/S	1FL	○	—	DC250V 主母線盤	C/S	B2FL	○	—	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

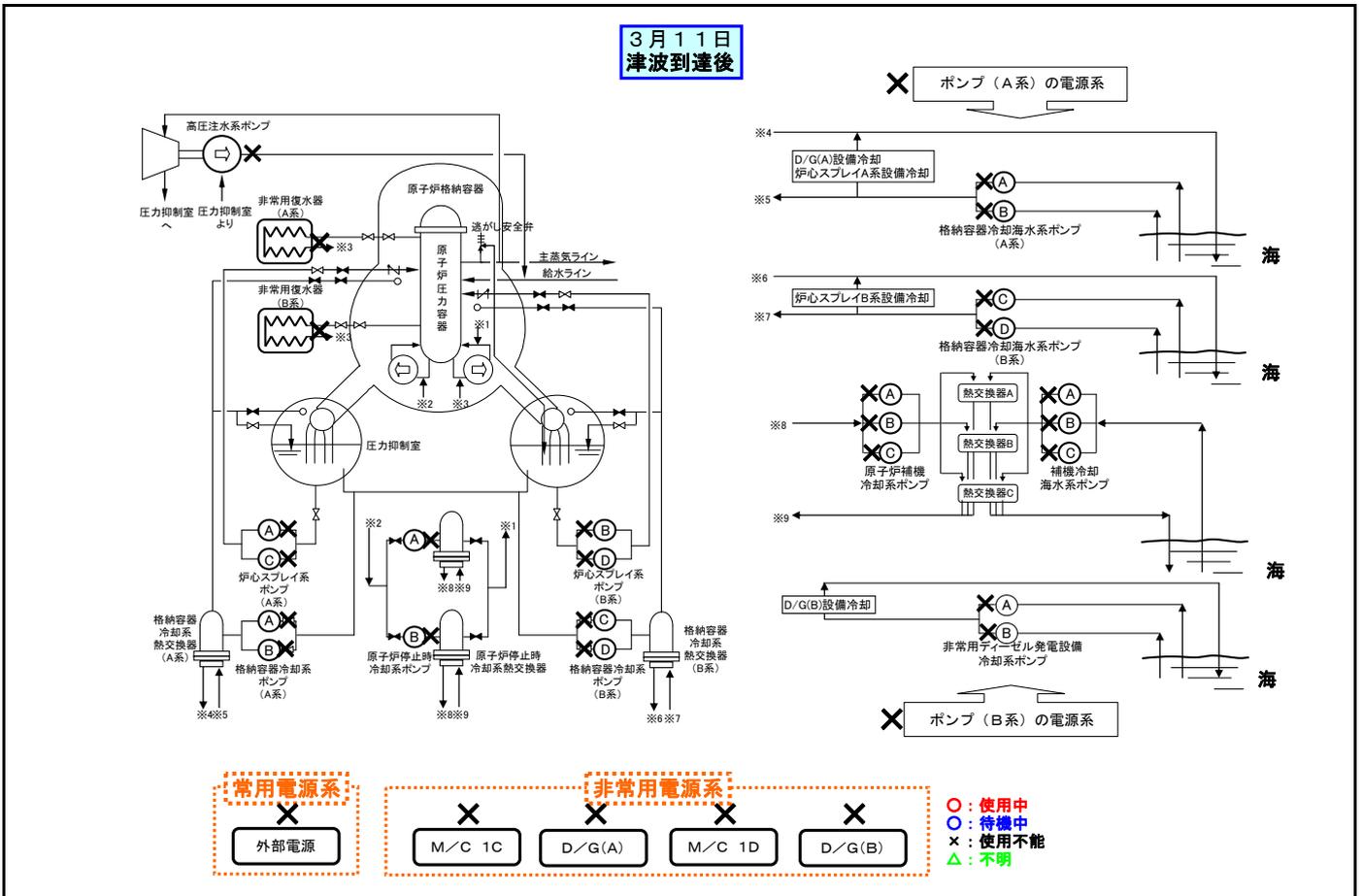
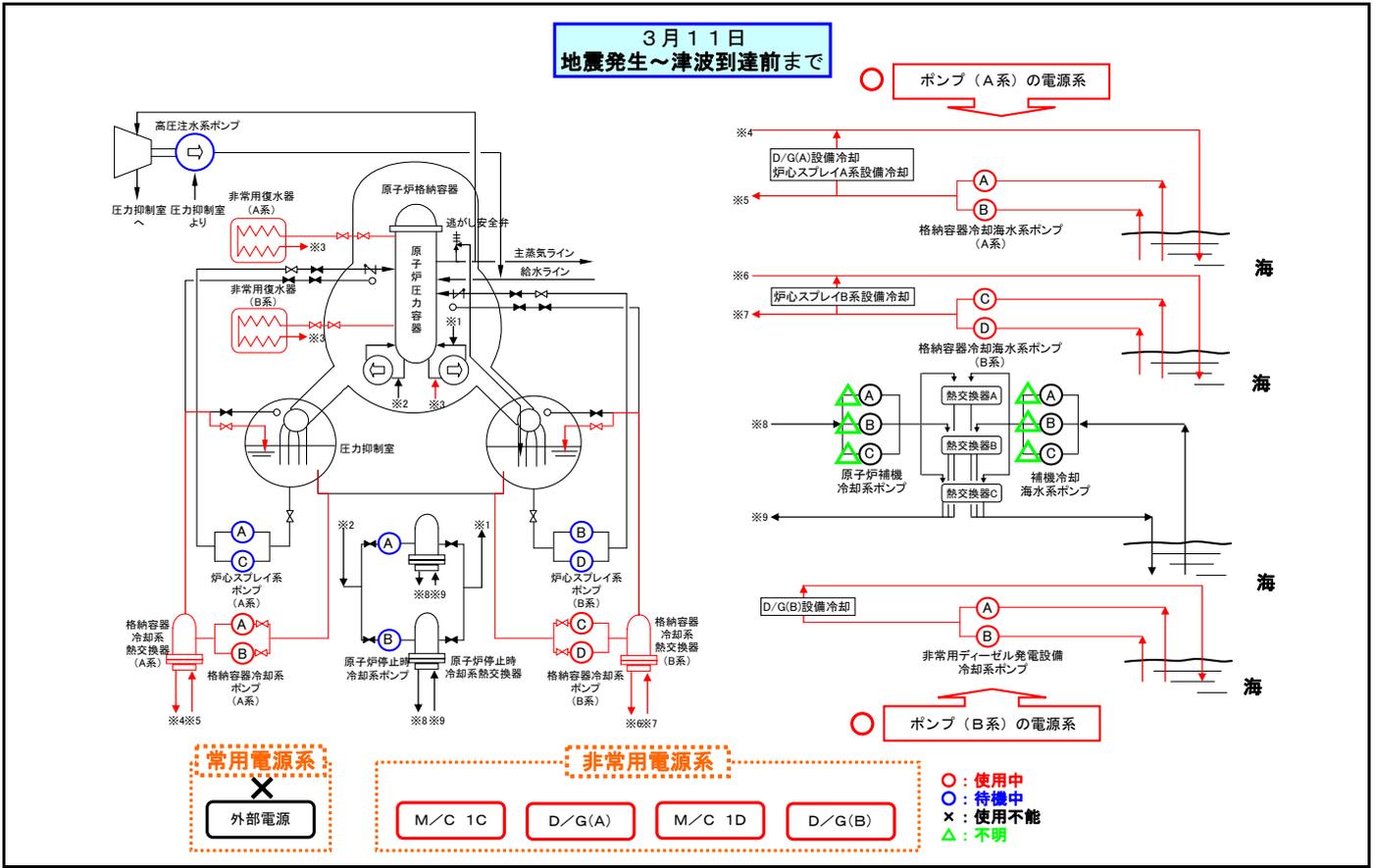
福島第一1号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時 (地震発生時)	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS	CS (A)	R/B地下階 (O. P. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とも喪失
		CS (C)	R/B地下階 (O. P. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とも喪失
		CCS (A)	R/B地下階 (O. P. -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) とも喪失
		CCS (B)	R/B地下階 (O. P. -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) とも喪失
		CCSW (A)	屋外 (O. P. 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 (O. P. 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 (O. P. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とも喪失
		CS (D)	R/B地下階 (O. P. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とも喪失
		CCS (C)	R/B地下階 (O. P. -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) とも喪失
		CCS (D)	R/B地下階 (O. P. -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) とも喪失
		CCSW (C)	屋外 (O. P. 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 (O. P. 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 (O. P. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源喪失 (補助油ポンプ)
		IC (A)	R/B4階 (O. P. 31000)	A	○	◎	(不明)	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 (O. P. 31000)	A	○	◎	(不明)	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	T/B地下階 (O. P. 3200)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (O. P. 25900)	B	◎	△ 注1	×	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 (O. P. 10200)	A	○	○ 注1	×	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	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後から津波まではSGTSが作動し負圧が維持されたものとする。その後、水素爆発により損傷
		原子炉格納容器		A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	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、地震発生後の平成23年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。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

福島第一1号機 系統概略図



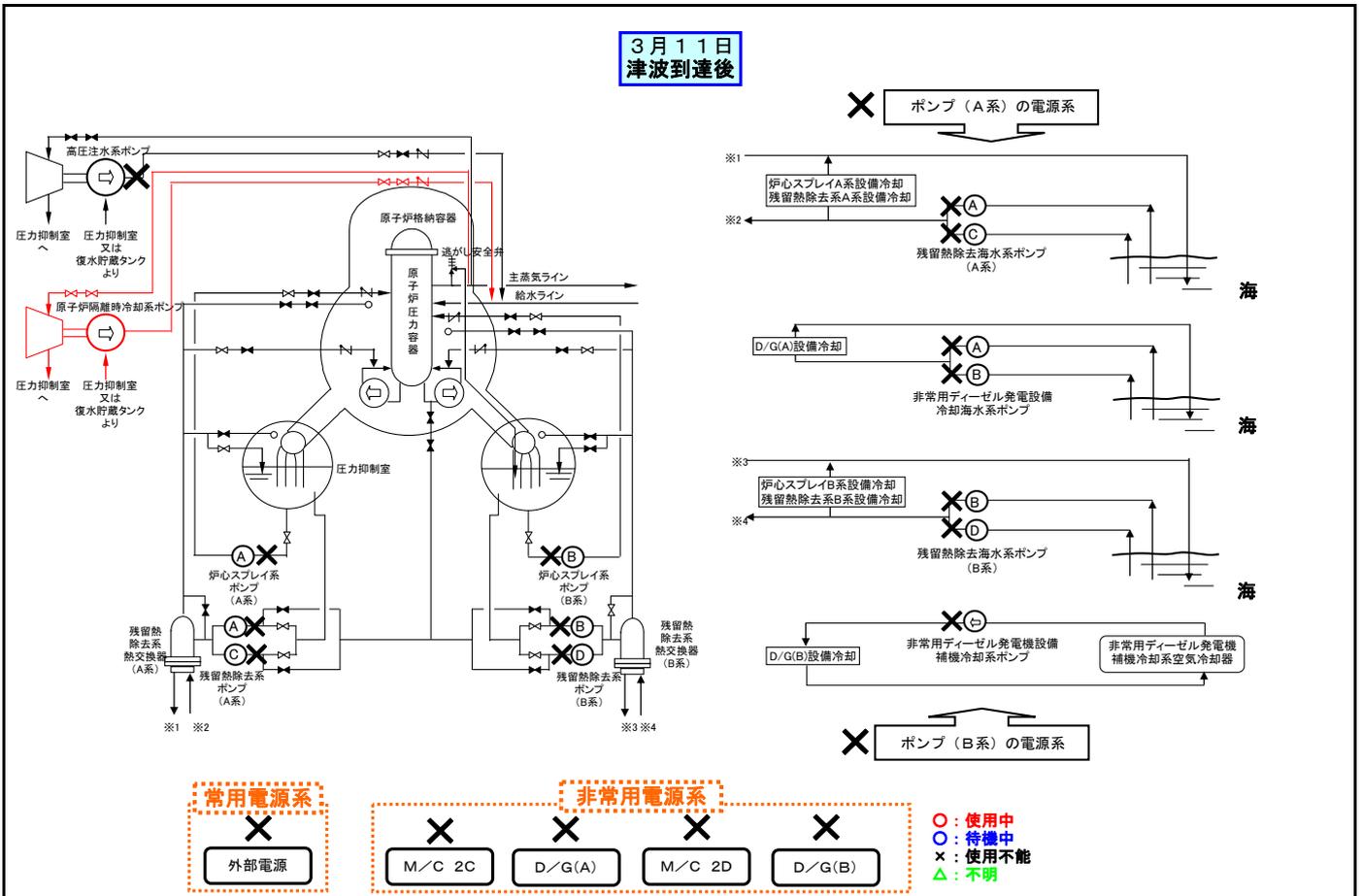
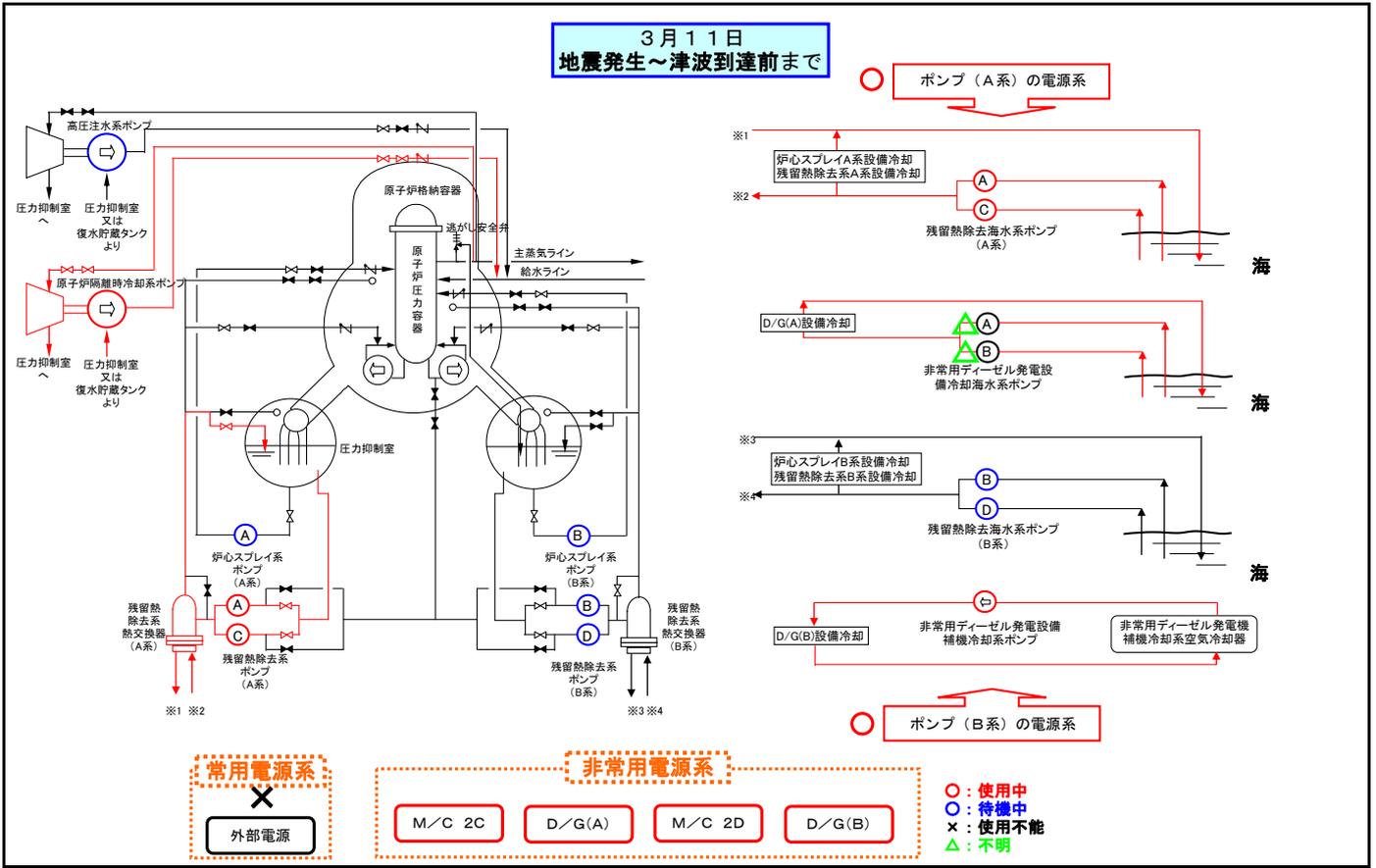
福島第一2号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覽表
(地震前、地震後、津波襲来後)

		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時(地震発生時)	原子炉自動停止～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS	RHR (A)	R/B地下階 (O.P.-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 (O.P.-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 (O.P.-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 (O.P.-1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (O.P.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 (O.P.4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (O.P.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 (O.P.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 (O.P.-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 (O.P.-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 (O.P.-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 (O.P.-2060)	A	○	◎	◎→×	地震後に手動起動。津波後も運転していることを確認したが、しばらくして停止。(原因不明)	
	MUWC	T/B地下階 (O.P.1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (O.P.26900)	B	◎	△注1	×	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 (O.P.-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	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後から津波まではSGTSが作動し負圧が維持されたものと考え。津波到達以降、ブローアウトパネル開放	
	原子炉格納容器	A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	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、地震発生後の平成23年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。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

福島第一 2号機 系統概略図



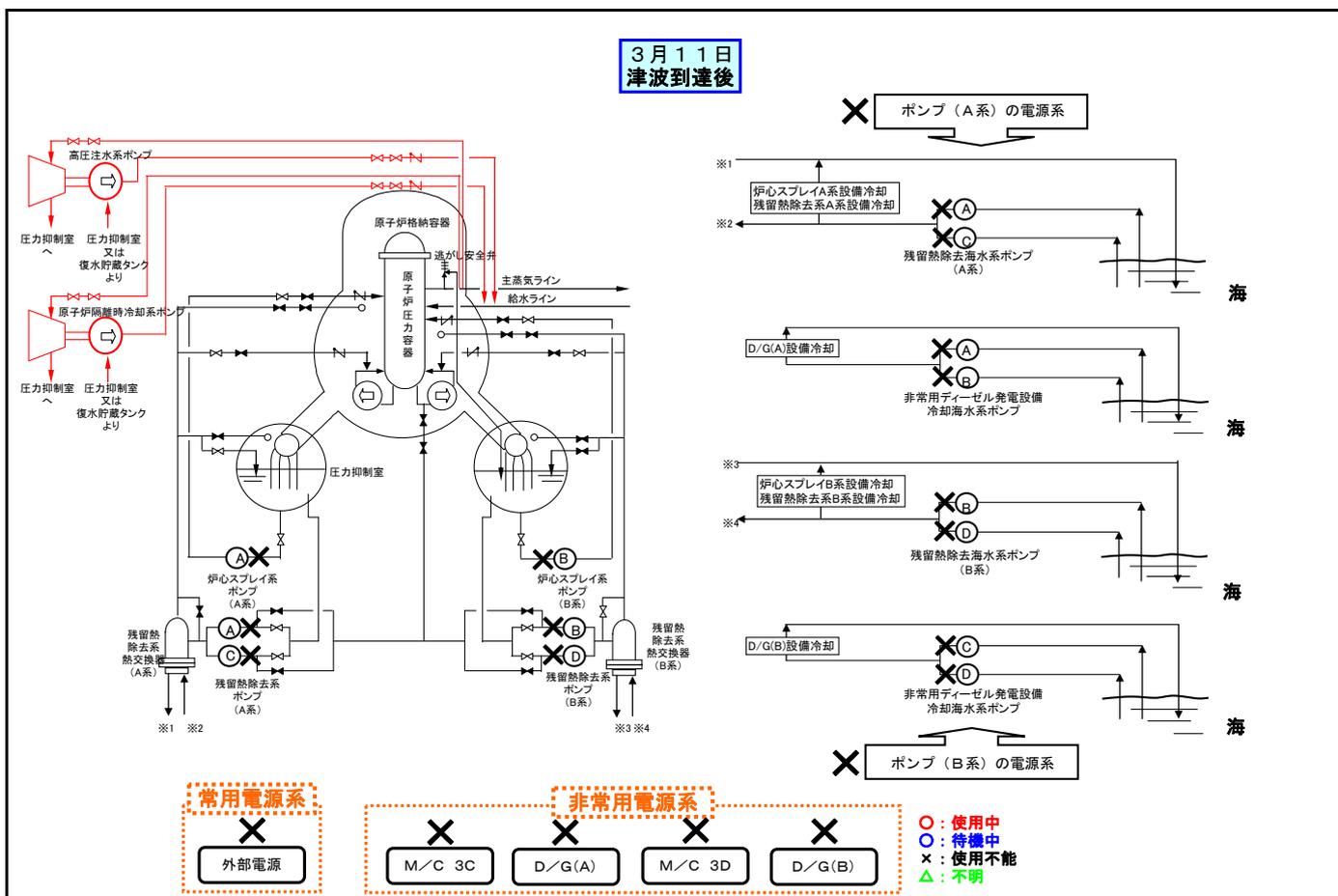
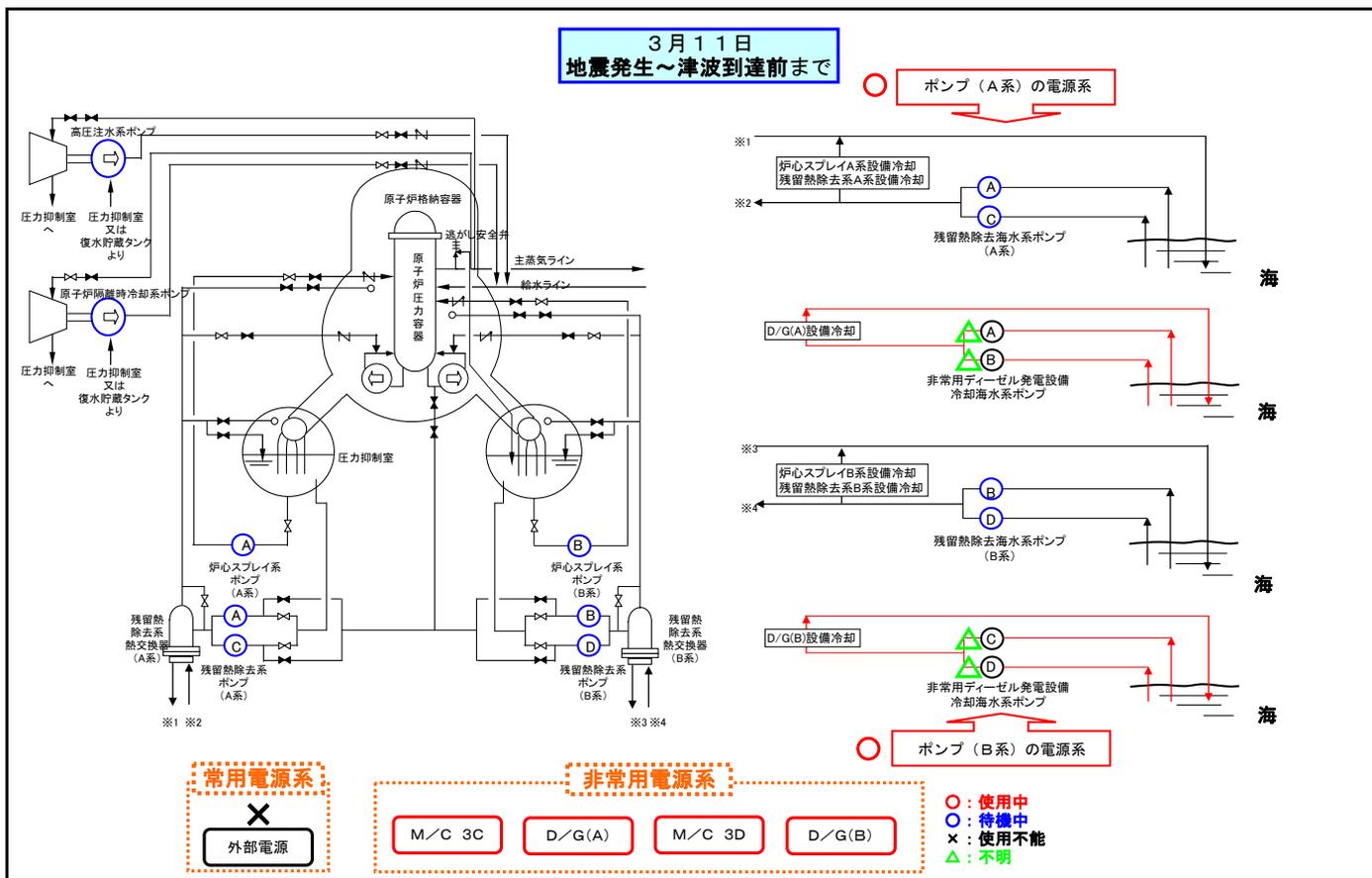
福島第一3号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時(地震発生時)	原子炉自動停止～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS	RHR (A)	R/B地下階 (O. P. -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 (O. P. -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 (O. P. -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 (O. P. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (O. P. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (O. P. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (O. P. 4000)	A	○	○注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (D)	屋外 (O. P. 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 (O. P. -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 (O. P. -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 (O. P. -2060)	A	○	○	◎→×	津波後、原子炉水位低下時に自動起動。炉圧低下のため手動停止。その後、直流電源喪失により再起動不能。	
	炉注水	RCIC	R/B地下階 (O. P. -2060)	A	○	○	◎→×	津波後に手動起動、しばらくして自動停止。その後、再起動不能 (原因不明)
MUWC		T/B地下階 (O. P. 2420)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (O. P. 26900)	B	◎	△注1	×	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 (O. P. -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	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後から津波まではSGTSが作動し負圧が維持されたものとする。その後、水素爆発により損傷
		原子炉格納容器		A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	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、地震発生後の平成23年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」

福島第一3号機 系統概略図



福島第一4号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

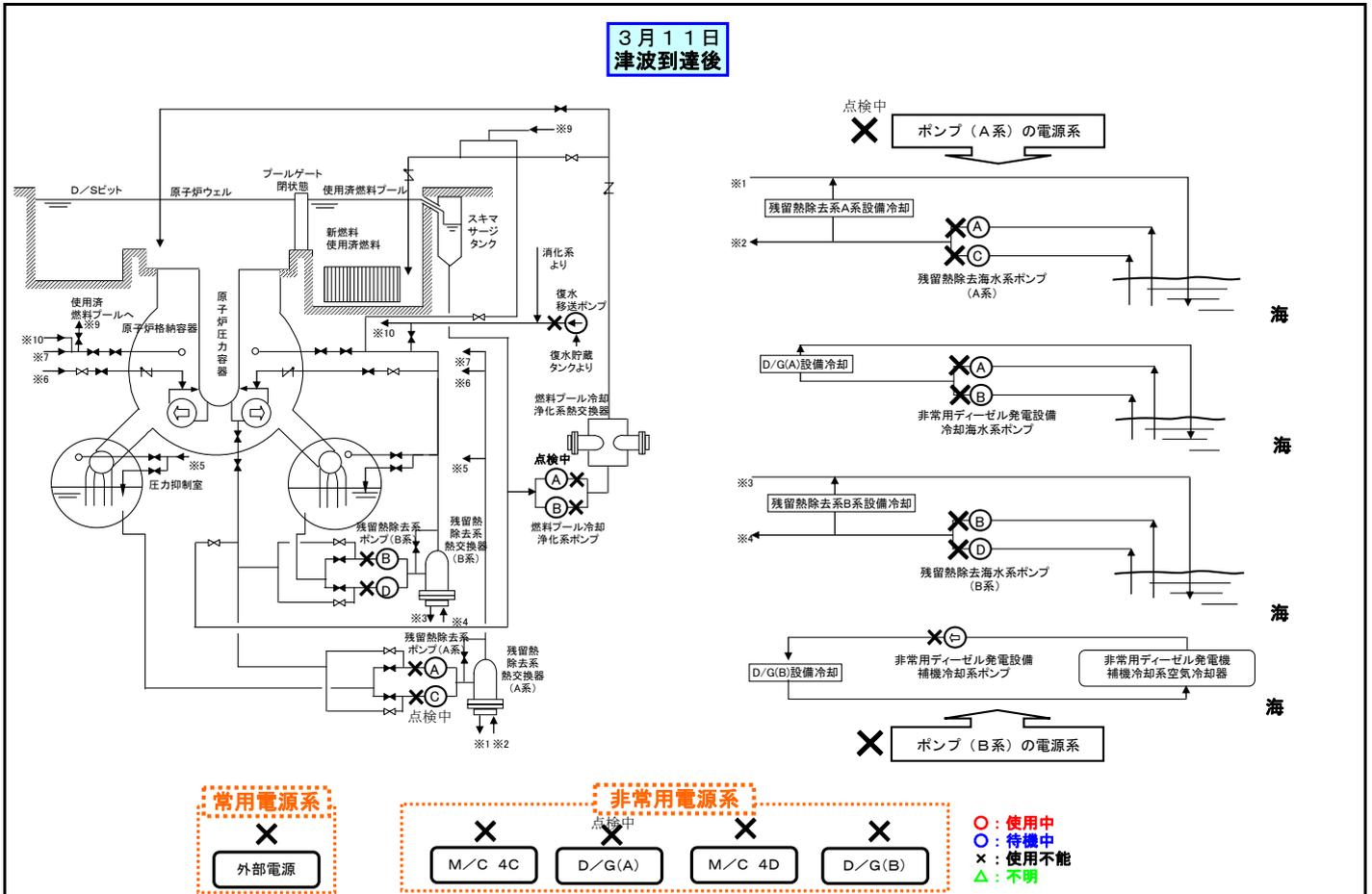
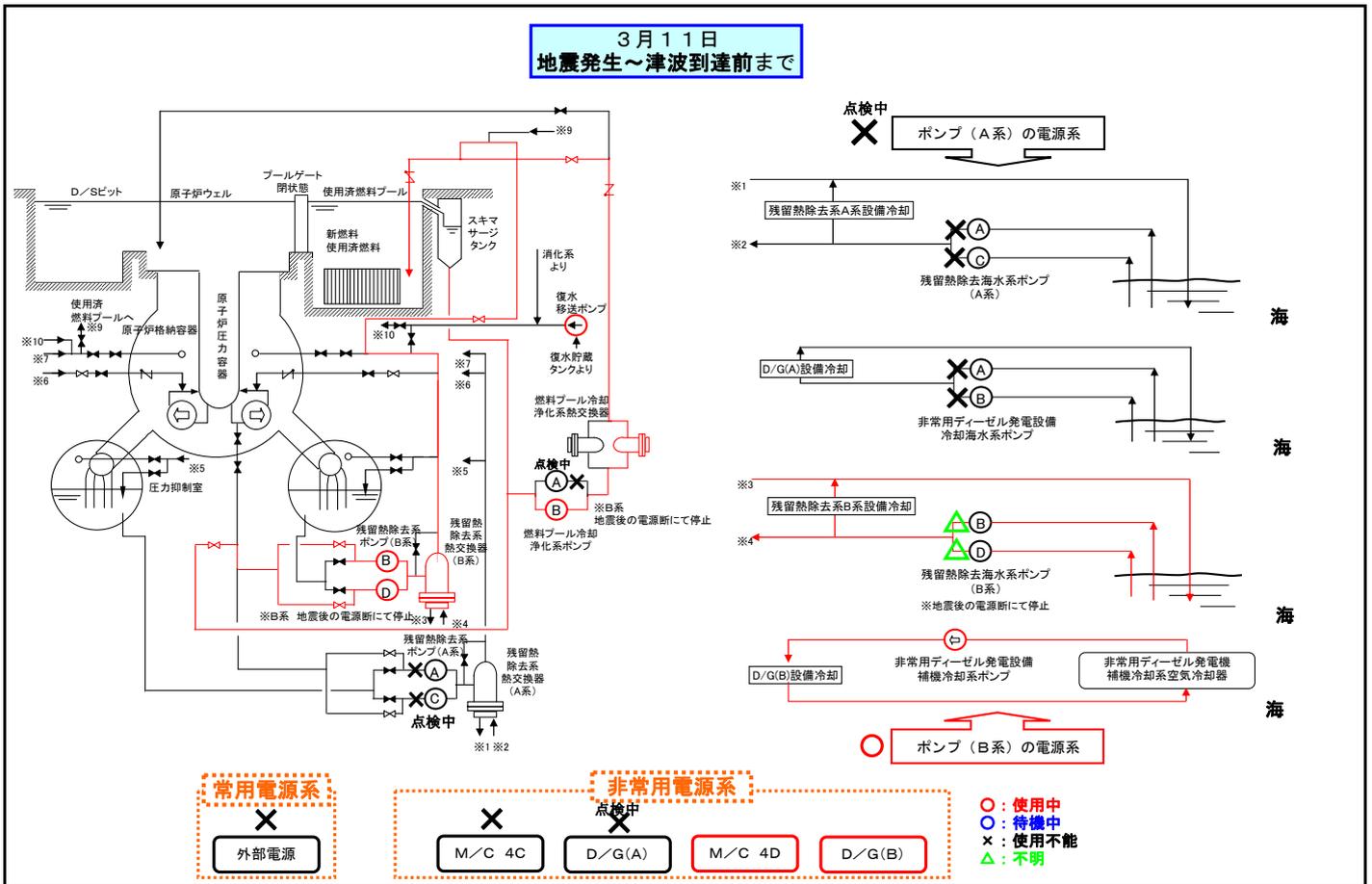
		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時 (地震発生時)	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達 以降	備考	
冷やす機能	ECCS	RHR (A)	R/B地下階 (O.P. -1110)	A	—	—		
		RHR (B)	R/B地下階 (O.P. -1110)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHR (C)	R/B地下階 (O.P. -1110)	A	—	—	—	
		RHR (D)	R/B地下階 (O.P. -1110)	A	◎ (SFP冷却)	○ 注1	×	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (O.P. 4000)	A	—	—	—	
		RHRS (B)	屋外 (O.P. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○ 注1	×	地震時、停電により停止 (注2) 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (O.P. 4000)	A	—	—	×	
		RHRS (D)	屋外 (O.P. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○ 注1	×	地震時、停電により停止 (注2) 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		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	T/B地下階 (O.P. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (O.P. 26900)	B	◎	△ 注1	×	1台は点検中、1台は地震前に運転中。地震発生後、通常電源喪失	
	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	原子炉建屋		A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後から津波まではSGTSが作動し負圧が維持されたものと考えられる。その後、水素爆発により損傷	
	原子炉格納容器		A	—	—	—	定検中につき開放中	

(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、地震発生後の平成23年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。
※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。

福島第一4号機 系統概略図



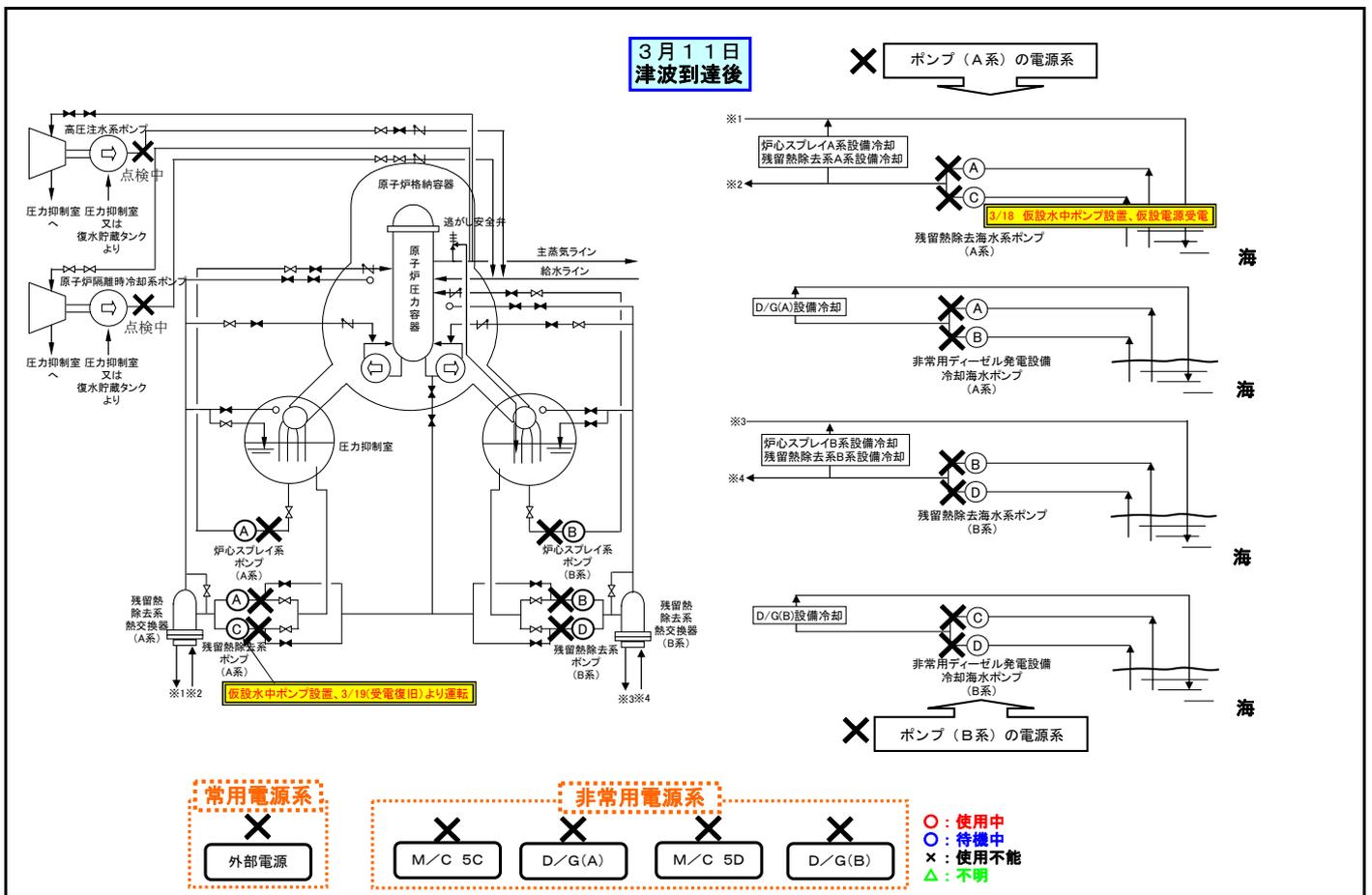
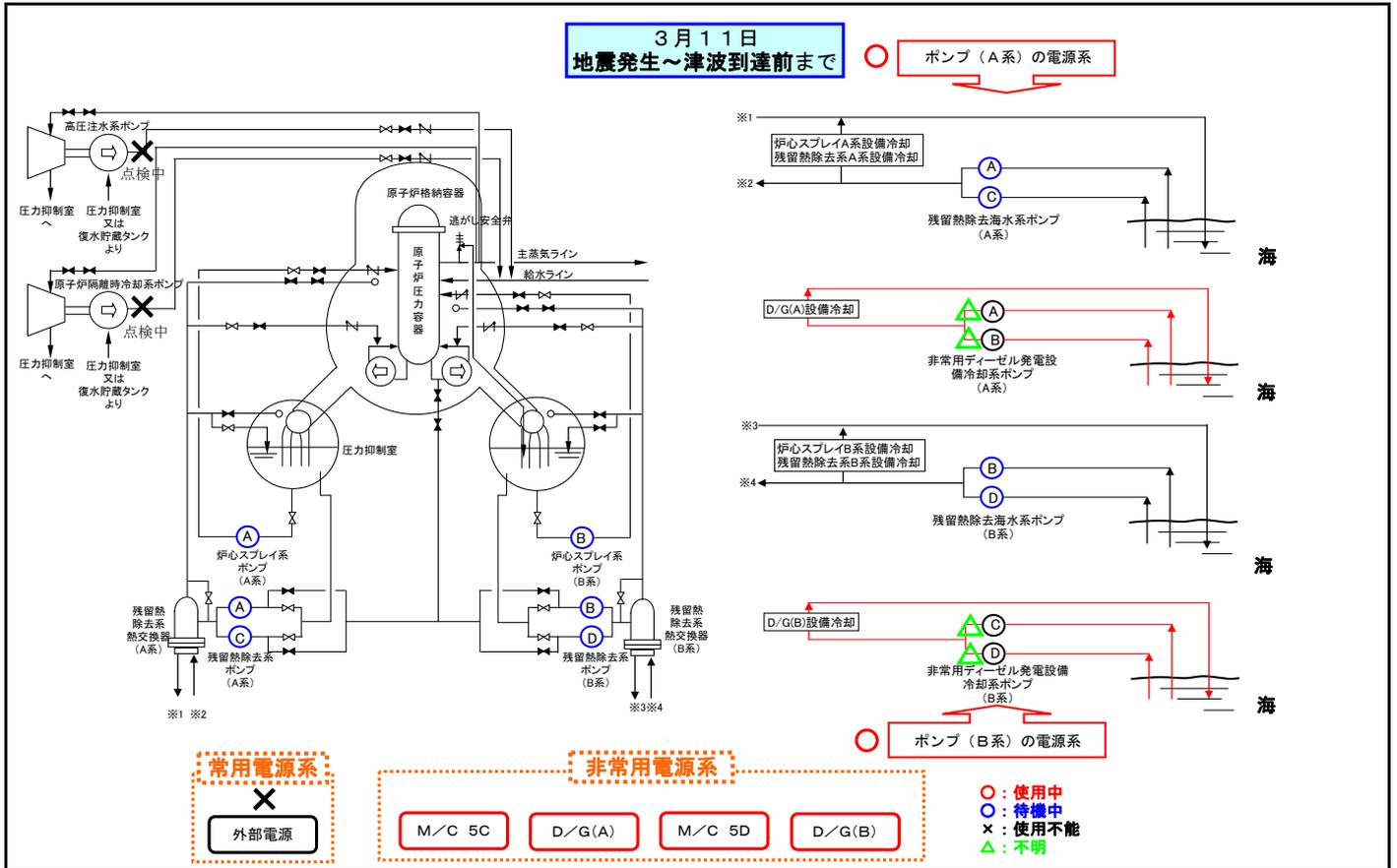
福島第一5号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時(地震発生時)	原子炉自動停止～津波到達直前まで	津波到達以降(注3)	備考	
冷やす機能	ECCS	RHR (A)	R/B地下階 (O. P. 940)	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 (O. P. 940)	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. 940)	A	○	○	×→◎ 注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。RHRS仮設水中ポンプを設置し3/19より運転 (SHCと非常時熱負荷モード交互運転中)
		RHR (D)	R/B地下階 (O. P. 940)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失	
		RHRS (A)	屋外 (O. P. 4000)	A	○ 注1	×	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、3/19に起動。(RHRS A/Cで仮設水中ポンプ1台起動)
		RHRS (B)	屋外 (O. P. 4000)	A	○ 注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失	
		RHRS (C)	屋外 (O. P. 4000)	A	○ 注1	×	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、3/19に起動。(RHRS A/Cで仮設水中ポンプ1台起動)
		RHRS (D)	屋外 (O. P. 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 (O. P. 940)	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 (O. P. 940)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失	
	HPCI	R/B地下階 (O. P. 940)	A	—	—	—	定検停止中	
炉注水	RCIC	R/B地下階 (O. P. 940)	A	—	—	—	定検停止中	
	MUWC	T/B地下階 (O. P. 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	
プル冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (O. P. 32700)	B	◎	△ 注1	×	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地下階 (O. P. 940)	A	○	○	×→◎ 注2	津波後、電源・海水系とも喪失。RHRS仮設水中ポンプを設置し3/19よりRHR (C) 運転 (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	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後から津波まではSGTSが作動し負圧が維持されたものと考えられる。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	—	—	—	定検中につき、開放中

(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、地震発生後の平成23年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。
※JEAC4601-2008「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。
注3: 冷温停止 (平成23年3月20日) までのプラント状況

福島第一5号機 系統概略図



福島第一6号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

		設置場所	耐震クラス	原子炉自動停止時 (地震発生時)	原子炉自動停止 ～津波到達直前 まで	津波到達以降 (注4)	備考	
冷やす機能	ECCS	RHR (A)	R/B地下2階 (O. P. 1000)	A	○	○注1	×	津波後、海水系(RHRS A/C)が喪失
		RHR (B)	R/B地下2階 (O. P. 1000)	A	◎ (SHC運転)	○	×→◎ 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、海水系(RHRS B/D)が喪失 RHRS仮設水中ポンプを設置し3/19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 (O. P. 1000)	A	○	○注1	×→○ 注3	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 (O. P. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (O. P. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○注1	× 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、本体海水冠水 3/19仮設水中ポンプ設置、同日に起動(RHRS B/D で仮設水中ポンプ2台起動)
		RHRS (C)	屋外 (O. P. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。
		RHRS (D)	屋外 (O. P. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○注1	× 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、本体海水冠水 3/19仮設水中ポンプ設置、同日に起動(RHRS B/D で仮設水中ポンプ2台起動)
		LPCS	R/B地下2階 (O. P. 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 (O. P. 1000)	A	○	○注1	×	津波後、海水系(D/G (H) SW)が喪失
炉注水	RCIC	R/B地下2階 (O. P. 1000)	A	—	—	—	定検停止中	
	MUWC	T/B地下階 (O. P. 3400)	B	◎	◎	◎	D/G B系起動、電源D系受電によりMUWC (B) 運転	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B4階 (O. P. 34000)	B	◎	△ 注1	×	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 (O. P. 1000)	A	○	○	×→◎ 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、海水系(RHRS B/D)が喪失 RHRS仮設水中ポンプを設置し3/19より運転(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	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	×	原子炉自動停止後からSGTSが作動し負圧が維持され たものと考えられる。 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	—	—	—	定検中につき、開放中

(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)

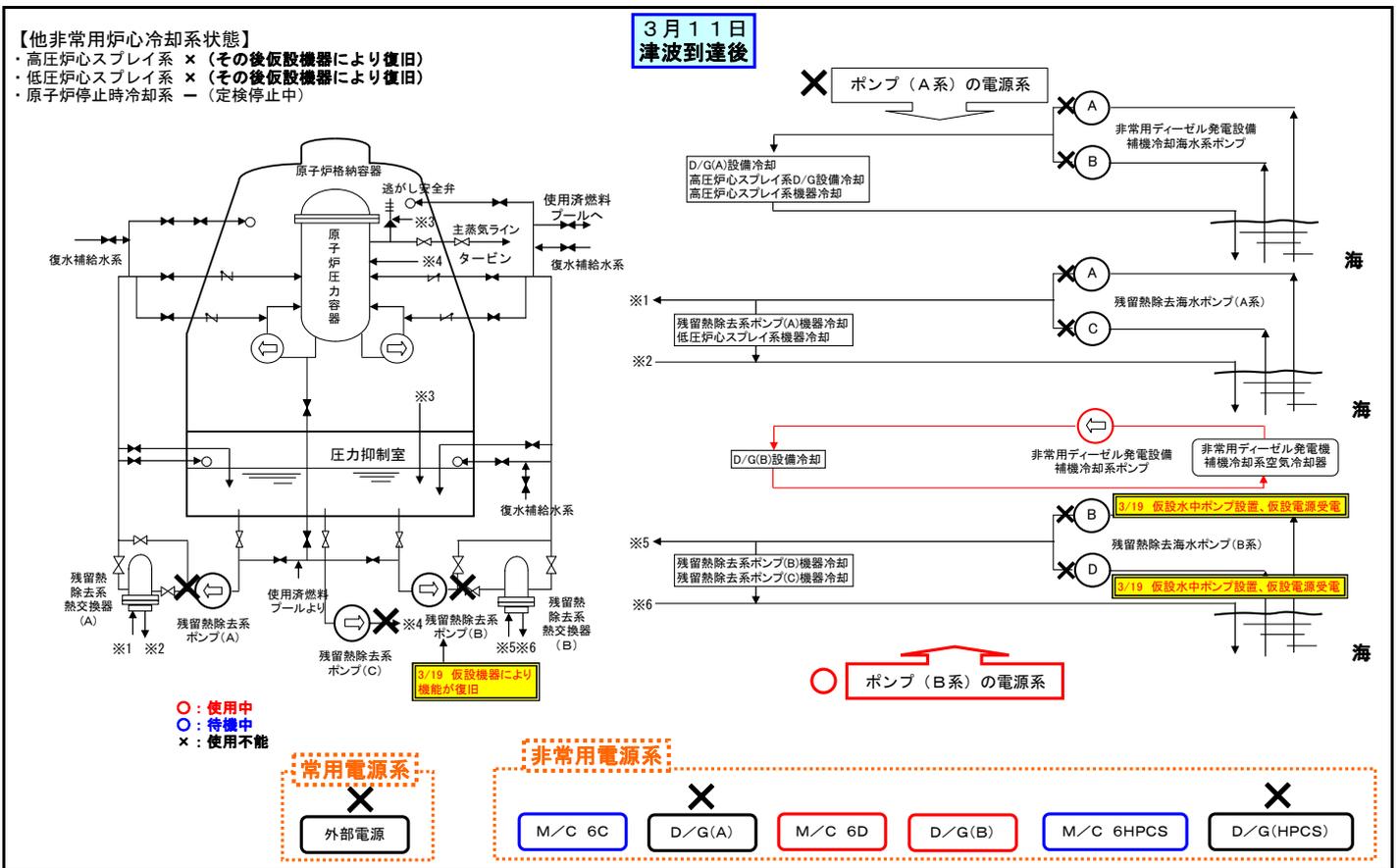
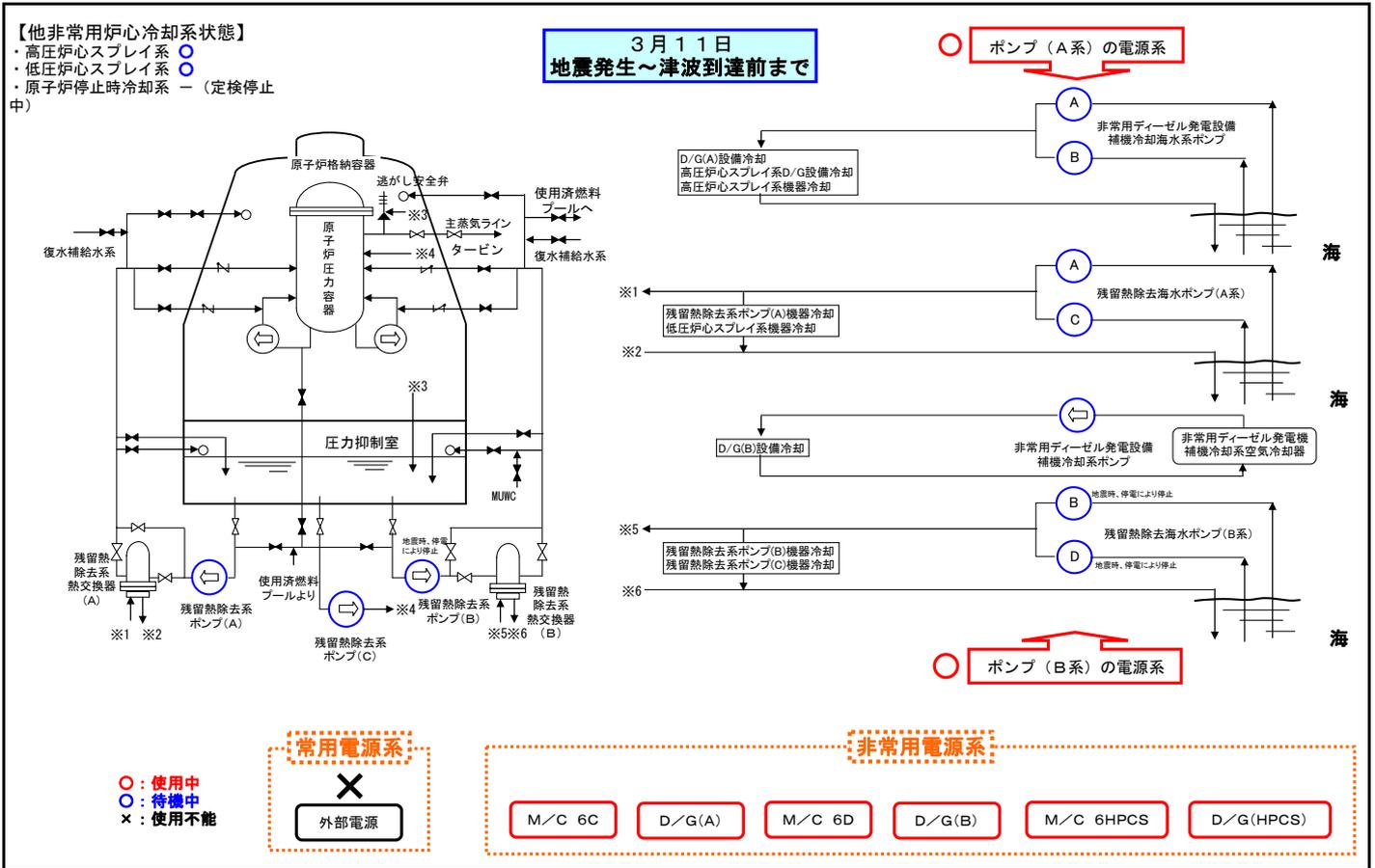
注1： 本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の平成23年3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認済加速度※を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

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25℃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。

注3： 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。

注4： 冷温停止(平成23年3月20日)までのプラント状況

福島第一6号機 系統概略図

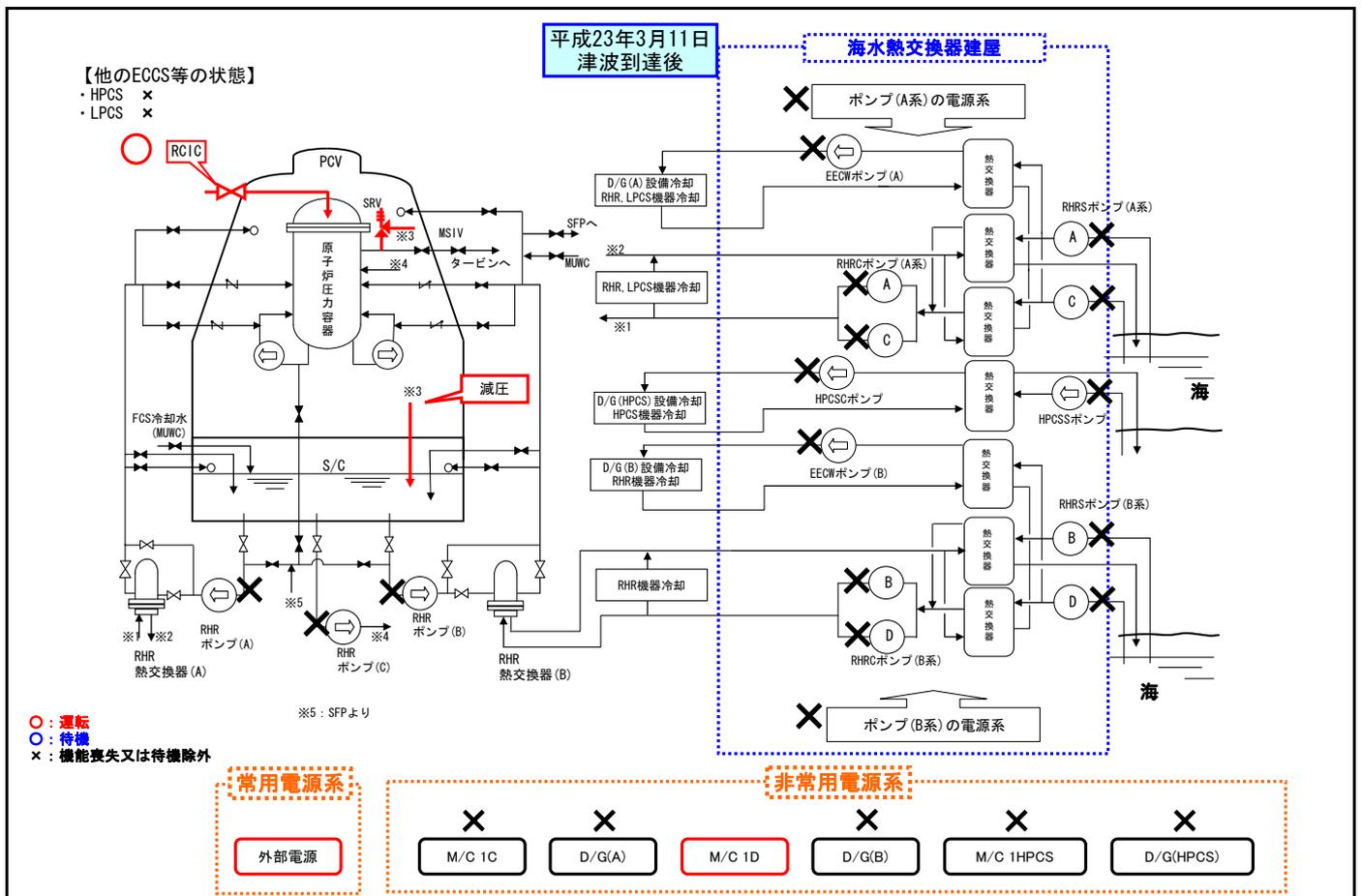
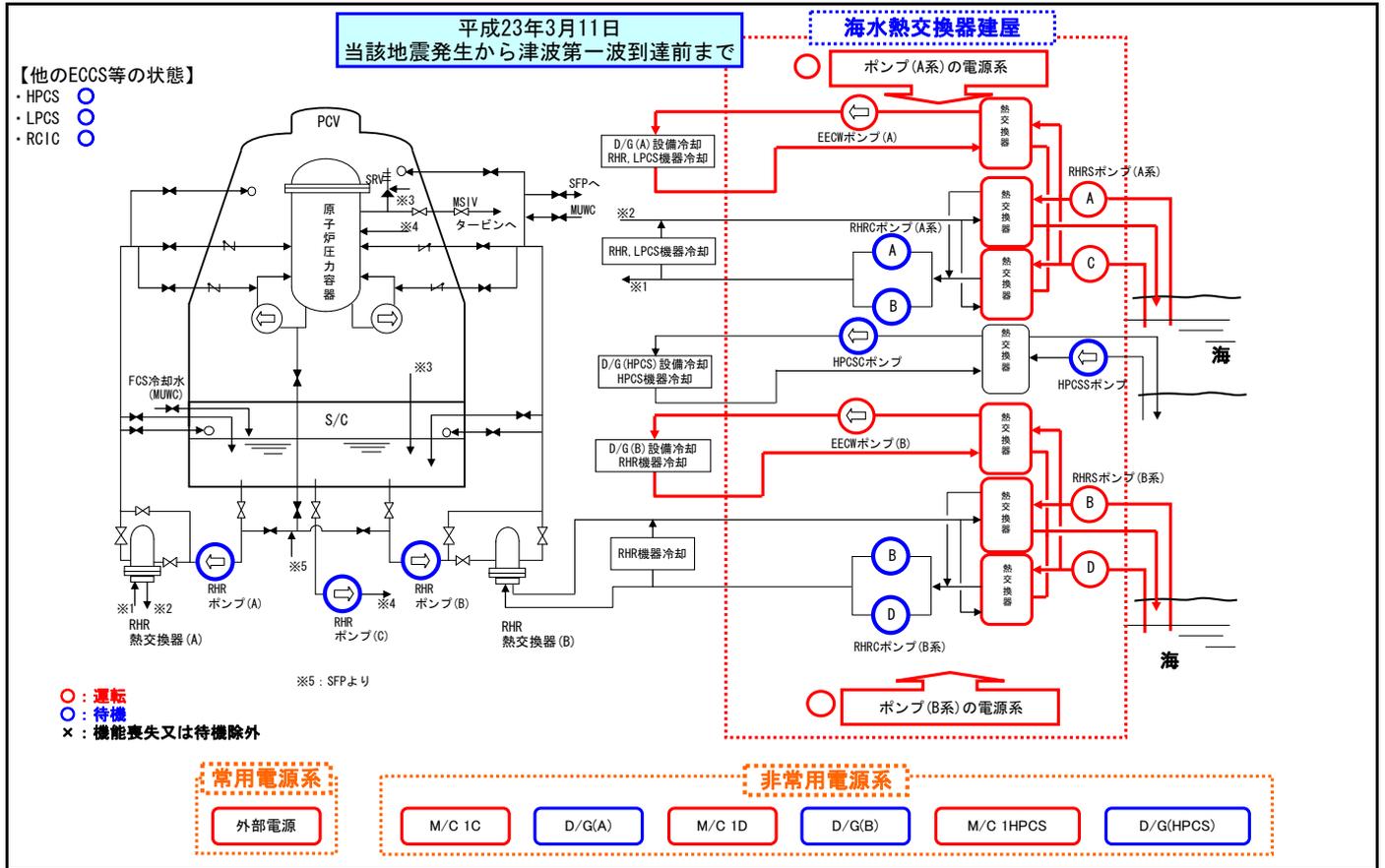


福島第二1号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

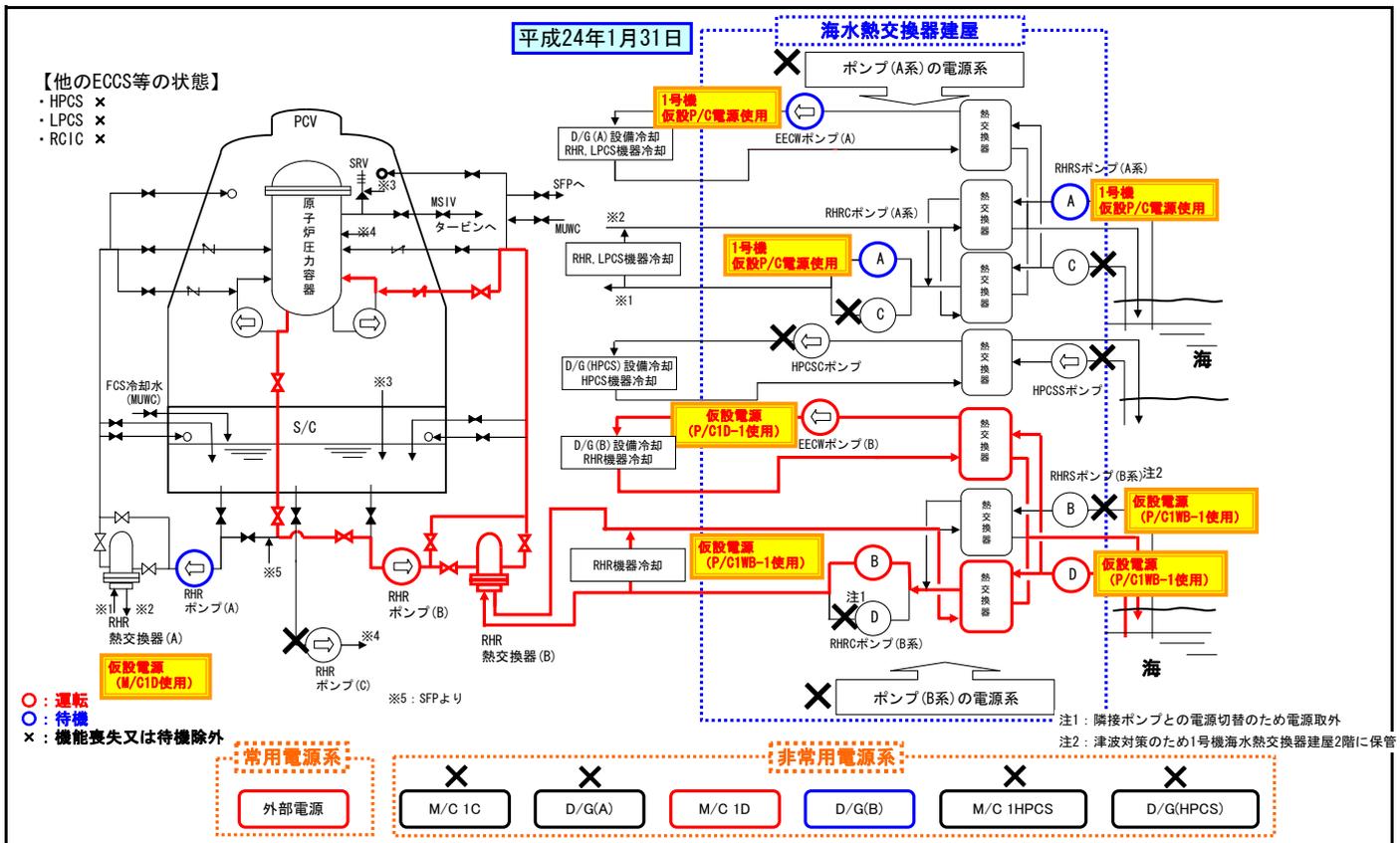
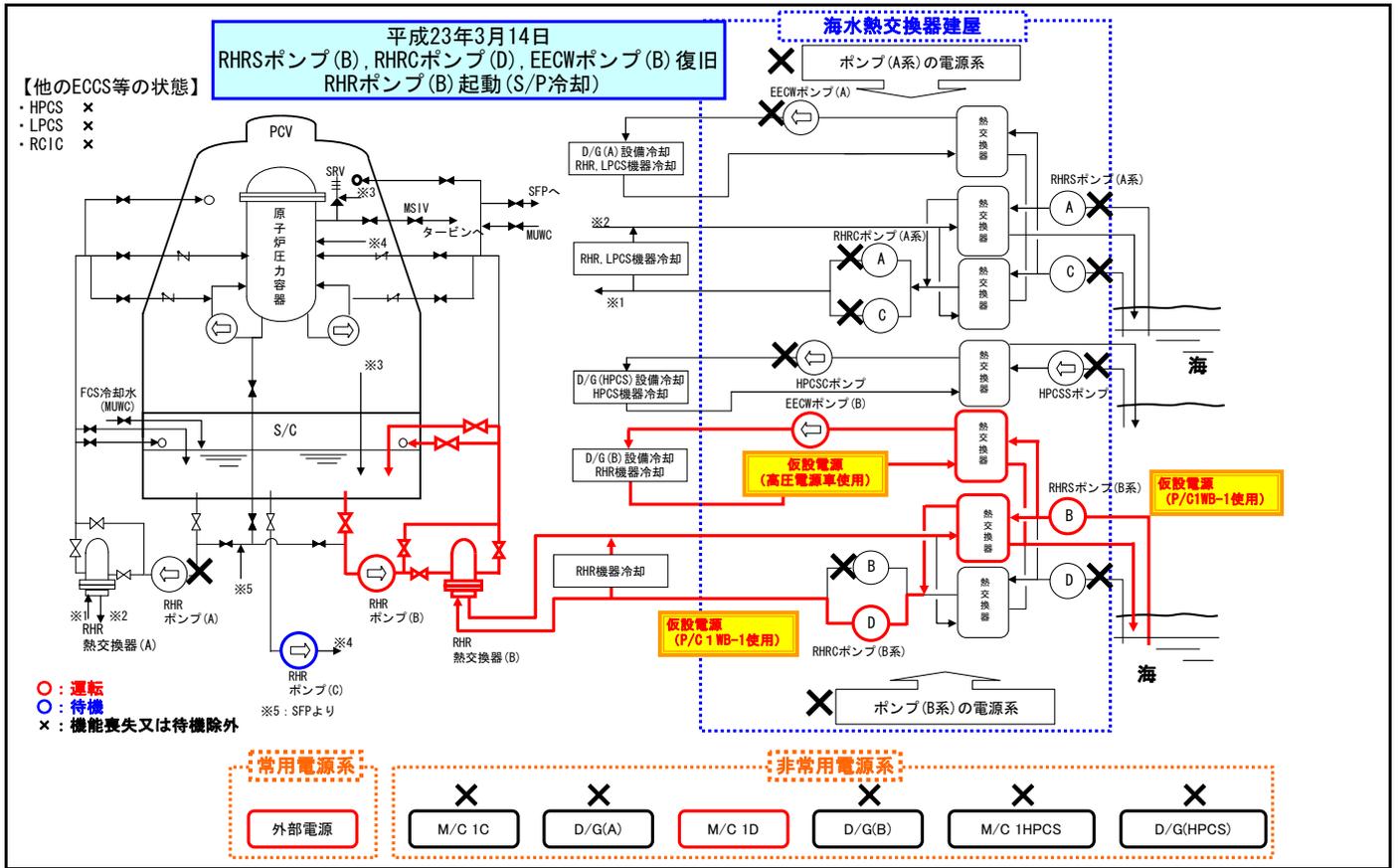
		設置場所 (単位: mm)	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 から津波第一波 到達前まで	津波到達以降から 冷温停止まで	冷温停止以降、現 時点(平成24年1月 31日)での状況	備 考			
冷 や す 機 能	E C S 等	RHR (A)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波により電源被水およびRHRS、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRS、RHRC、EECW復旧後、平成23年11月17日起動		
		LPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	×	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)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年11月9日 起動		
		RHRC (C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	×	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、3号機タービン建屋2階に仮置		
		RHRS (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	○	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年11月11日 起動		
		RHRS (C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	×	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、1号機海水熱交換器建屋2階で仮置		
		EECW (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	○	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年11月4日 起動		
		RHR (B)	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月14日起動	
		RHR (C)	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月14日待機 RHR (A) 起動のため電源を取外しRHR (A) 給電	
		RHRC (B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	◎	◎	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年9月26日 起動	
		RHRC (D)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	◎	×	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 仮設ケーブル敷設により給電、モーター交換後、平成23年3月13日 起動 モーター修理後、1号機海水熱交換器建屋1階に据付済	
		RHRS (B)	海水熱交換器建屋 1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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年3月13日起動 モーター修理後、1号機海水熱交換器建屋2階に仮置	
		RHRS (D)	海水熱交換器建屋 1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 モーター修理後、仮設ケーブルにより給電、平成24年1月12日起動	
		EECW (B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	◎	◎	津波により電源、モーター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敷設により給電 代替モーターに交換後、平成23年3月14日起動 モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年11月26日 起動	
		原 子 炉 注 水	RCIC	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	◎	○	×	津波後に起動し、平成23年3月12日炉圧低下のため待機除外
	MUWC (代替注水)		タービン建屋 地下1階 (O. P. 2400)	B	○	○	○	◎	◎	○	平成23年3月12日運転、平成23年3月14日待機
	S F P 冷 却		FPC	原子炉建屋原子炉棟 4階 (O. P. 33000)	B	◎	×	×	◎	◎	地震によるトリップ及び津波によりROW運転不能のため使用不能 平成23年3月14日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、ROW復旧後平成23年7月17日起動(B)、(A)は復旧中
		RHR	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月16日起動(FPC補助冷却モ ード)	
閉 じ 込 め る 機 能	原子炉格納施設	原子炉建屋 原子炉棟	A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	原子炉自動停止後SGTSが作動し、原子炉建屋原子炉棟を負任維持し ており破損を示す徴候は認められず		
	PCV		As	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	PCV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

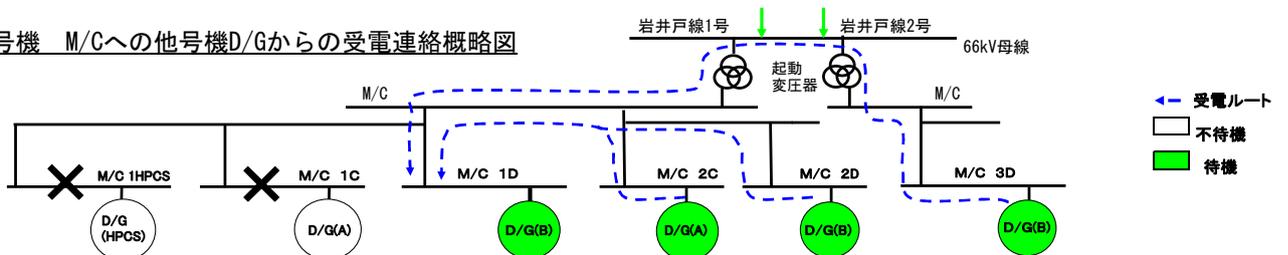
福島第二1号機 系統概略図



福島第二1号機 系統概略図



1号機 M/Cへの他号機D/Gからの受電連絡概略図

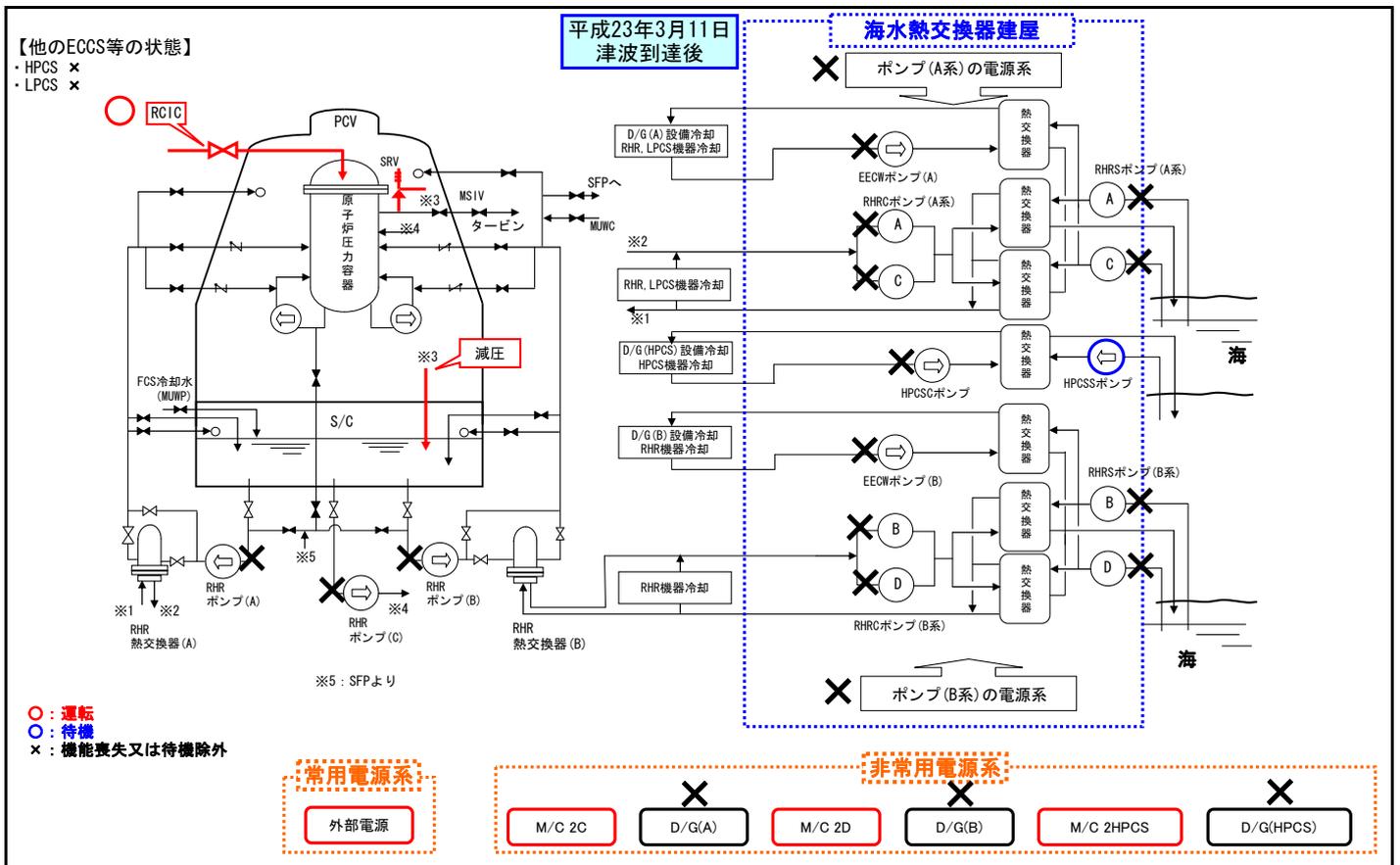
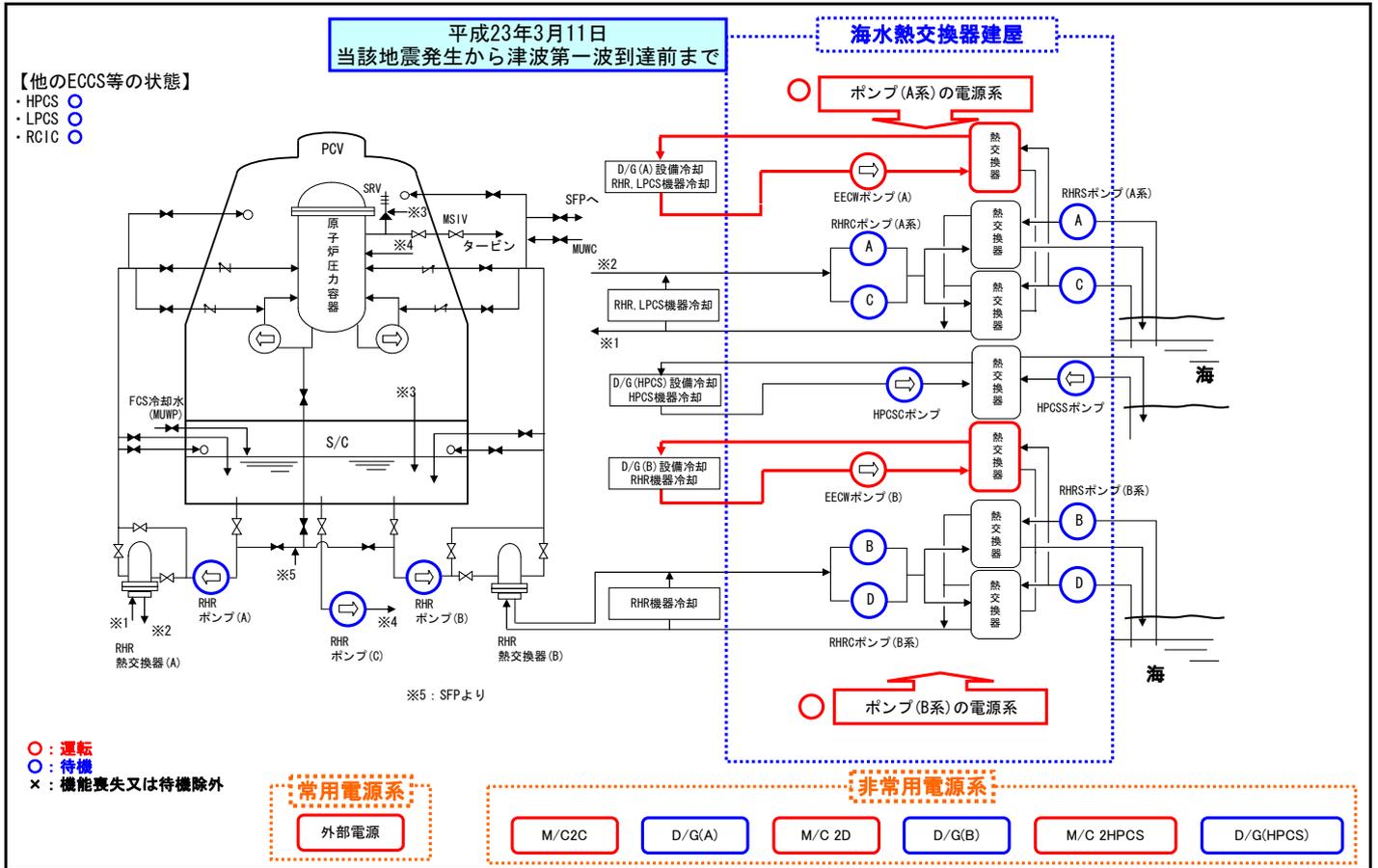


福島第二2号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

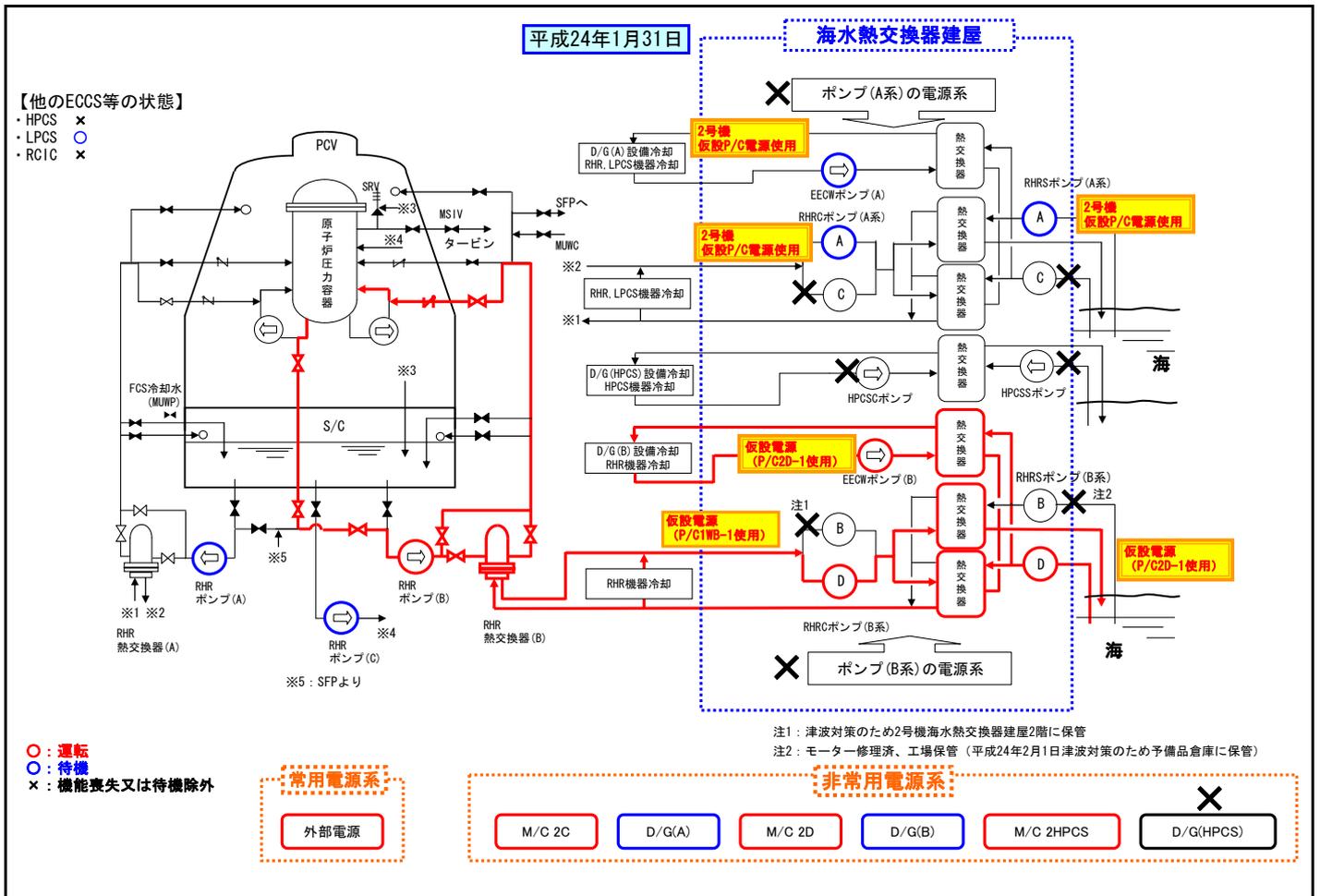
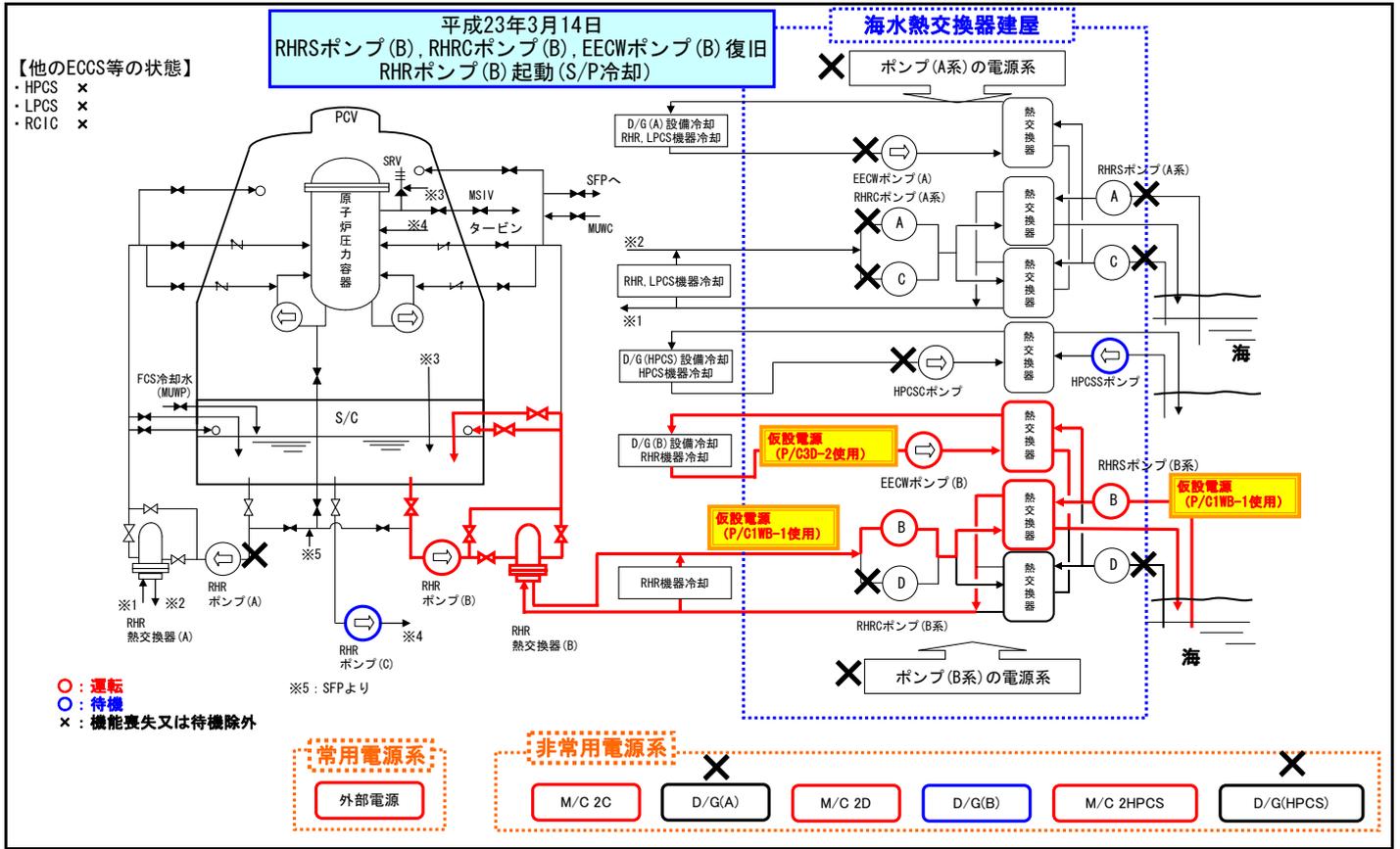
		設置場所 (単位: mm)	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 から津波第一波 到達前まで	津波到達以降から 冷温停止まで	冷温停止以降、現 時点(平成24年1月 31日)での状況	備 考		
冷やす 機能	E C C S 等	RHR (A)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHR、RHRC、EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHR、RHRC、EECW復旧後、平成23年8月6日起動	
		LPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHR、RHRC、EECW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、平成23年8月9日起動	
		RHRC (A)	海水熱交換器建屋 2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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年8月6日起動	
		RHRC (C)	海水熱交換器建屋 2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	
		RHR (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年8月6日 起動	
		RHR (C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	×	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、2号機海水熱交換器建屋2階で仮置	
		EECW (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	○	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年8月3日 起動	
		RHR (B)	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月14日起動
		RHR (C)	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月14日待機
		RHRC (B)	海水熱交換器建屋 2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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年3月14日起動 2号機海水熱交換器建屋2階にて据付養生
		RHRC (D)	海水熱交換器建屋 2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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年7月8日起動
		RHR (B)	海水熱交換器建屋 1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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年3月14日起動 モーター修理済、工場保管(平成24年2月1日予備品倉庫に仮置)
		RHR (D)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	◎	◎	津波により電源、モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後、仮設ケーブル敷設により給電、平成23年10月12 日起動
		EECW (B)	海水熱交換器建屋 2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 仮設ケーブル敷設により給電、平成23年3月14日起動
		HPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	×	×	津波によりHPCS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 平成23年8月30日、HPCS使用不可のため使用不能
	HPCSC	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	×	×	津波によりモーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーターを予備品と交換した後、平成23年4月2日起動 平成23年8月30日、HPCS使用不可のため使用不能	
	HPCSS	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	○	○	×	平成23年8月30日、モーター故障	
	原子炉注水	RC1C	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	◎→○	×	×	津波後に起動し、平成23年3月12日炉圧低下のため待機除外
MUWC (代替注水)		タービン建屋 地下1階 (O. P. 2400)	B	○	○	○→◎→○	○	○	平成23年3月12日運転、平成23年3月14日待機	
S F P 冷 却	FPC	原子炉建屋原子炉棟 4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 RCW復旧後平成23年7月18日起動(A)、平成23年7月19日起動 (B)	
	RHR	原子炉建屋原子炉棟 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、平成23年3月16日起動(FPC補助冷却 モード)	
閉じ込める 機能	原子炉建屋 原子炉棟		A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	原子炉自動停止後SGTSが作動し、原子炉建屋原子炉棟を負担維持 しており破損を示す徴候は認められず	
	PCV		A _s	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	PCV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 系統概略図



福島第二2号機 系統概略図

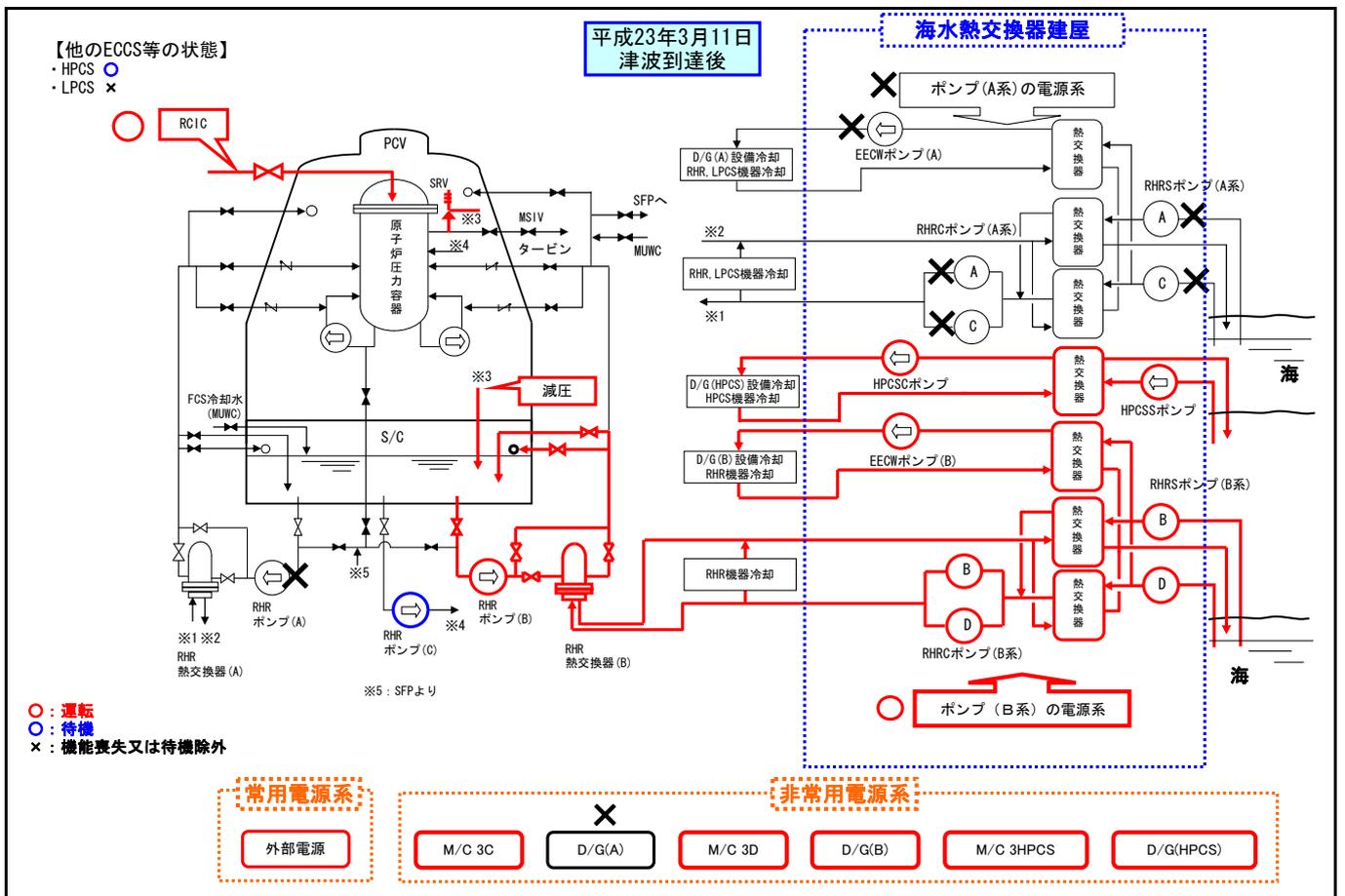
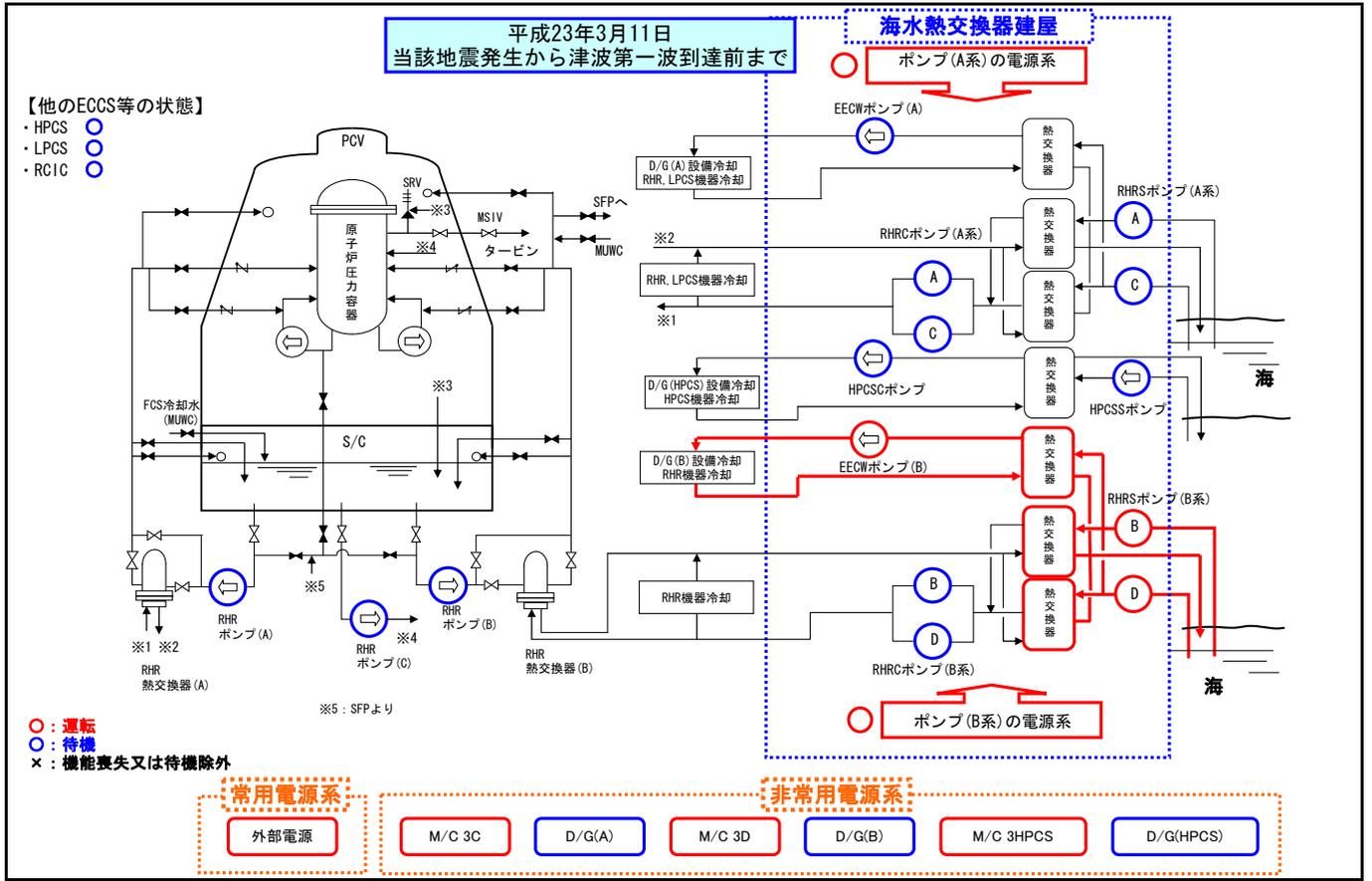


福島第二3号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

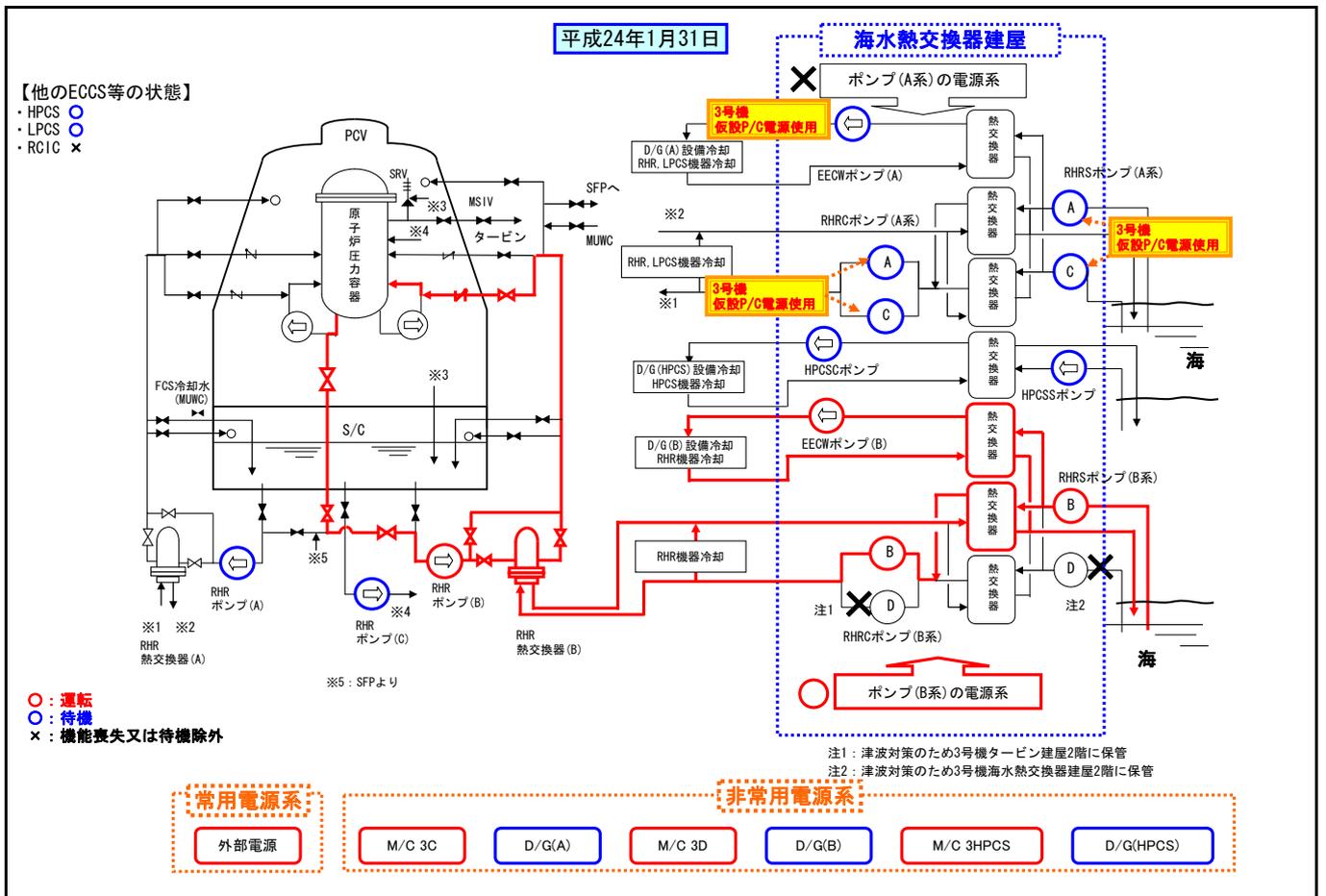
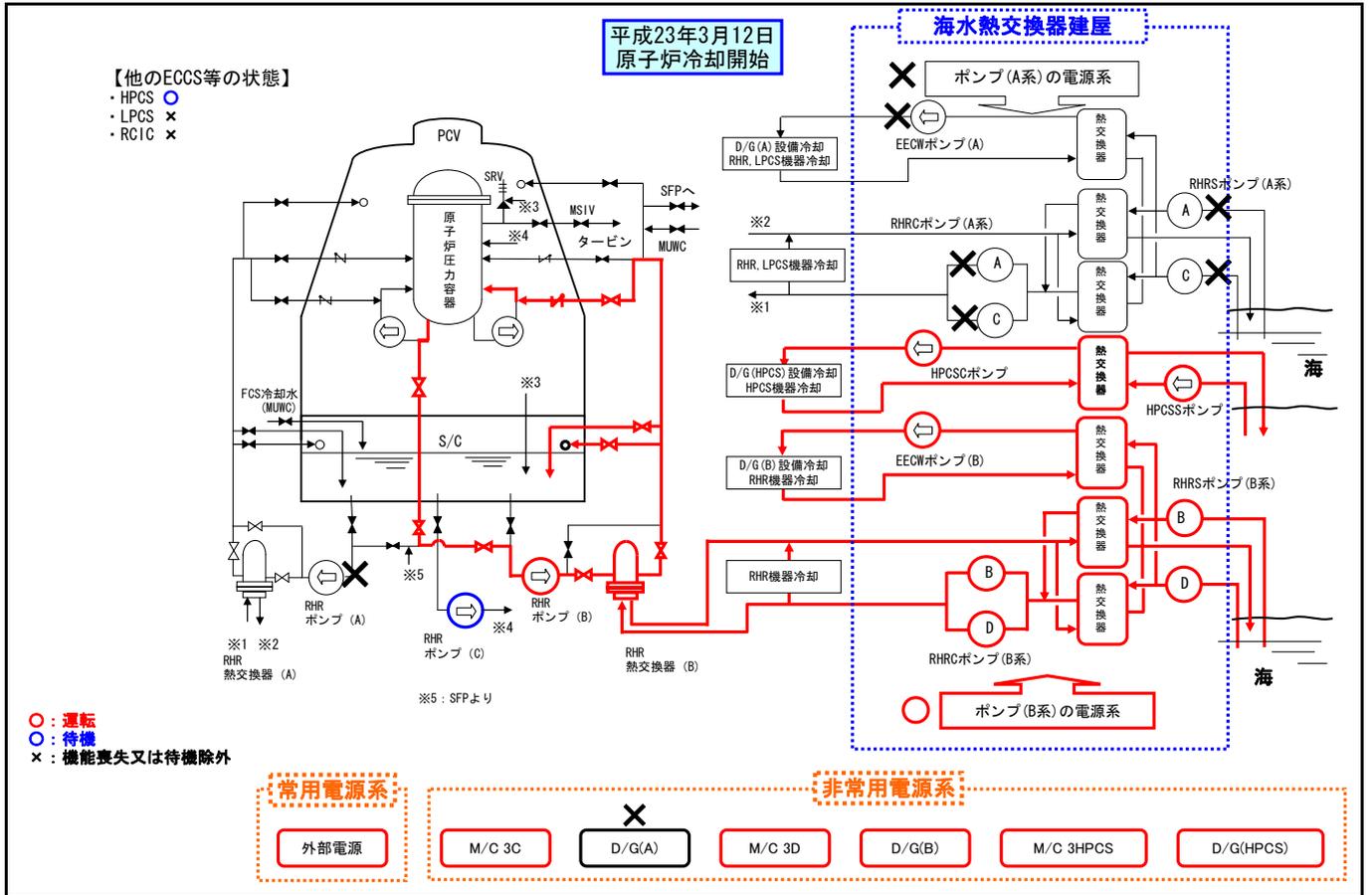
		設置場所 (単位: mm)	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 から津波第一波 到達前まで	津波到達以降から 冷温停止まで	冷温停止以降、現 時点(平成24年1月 31日)での状況	備 考		
冷やす機能	E C C S 等	RHR (A)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHRs, RHRC, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRs, RHRC, EECW復旧後, 平成23年8月30日起動	
		LPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHRs, 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, 平成23年9月1日起動	
		RHRC (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年8月26 日起動	
		RHRC (C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年9月9日 起動	
		RHRs (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年8月30 日起動	
		RHRs (C)	海水熱交換器建屋 1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 モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年9月14 日起動	
		EECW (A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年8月23 日起動	
		RHR (B)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	◎	◎	◎	平成23年3月11日起動 (S/C冷却モード) 平成23年3月12日停止時冷却モードに切替
		RHR (C)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○	○	○	
		RHRC (B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	◎	◎	平成23年3月11日起動
		RHRC (D)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	×	◎	平成23年3月11日起動 3号機タービン建屋2階で仮置
		RHRs (B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	◎	◎	平成23年3月11日起動
		RHRs (D)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	×	◎	平成23年3月11日起動 3号機海水熱交換器建屋2階で仮置
		EECW (B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	◎	◎	◎	平成23年3月11日起動
		HPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○	○	○	
		HPCSC	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	○	○	
		HPCSS	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	○	○	
		原子炉注水	RC1C	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	◎→○	×	◎
MUWC (代替注水)	タービン建屋 地下2階 (O. P. -2000)		B	○	○	○→◎→○	○	○	平成23年3月11日運転, 平成23年3月12日待機	
S F P 冷却	FPC	原子炉建屋原子炉棟 4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 平成23年3月15日起動 (FPC熱交換器の冷却水はRHRC) RCW復旧後, 平成23年6月13日に冷却水をRCWに切替	
	RHR	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○	○	○		
閉じ込める機能	原子炉格納施設	原子炉建屋 原子炉棟	A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	原子炉自動停止後SGTSが作動し, 原子炉建屋原子炉棟を負圧維持 しており破損を示す徴候は認められず	
	PCV		A _s	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	PCV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

福島第二3号機 系統概略図



福島第二3号機 系統概略図

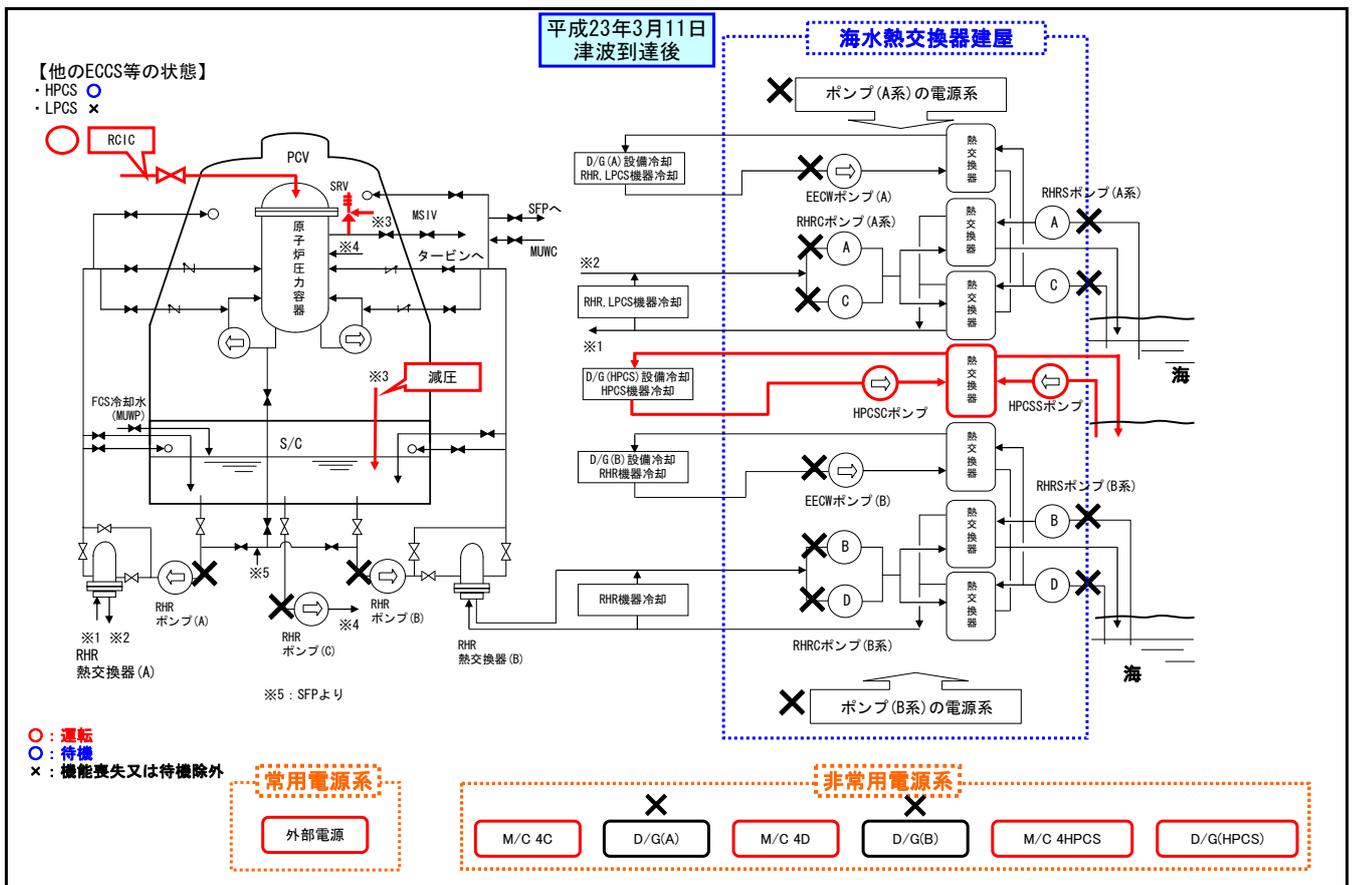
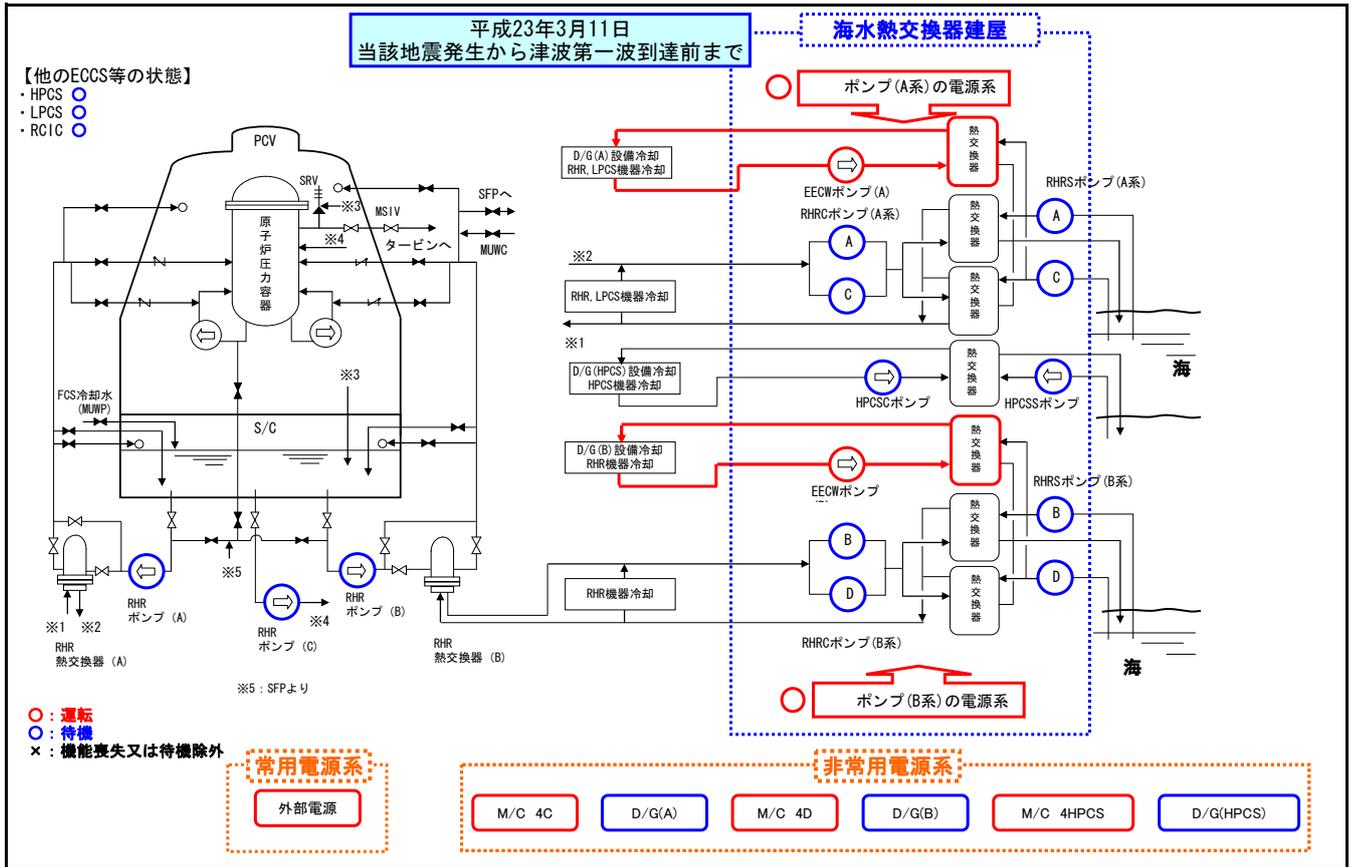


福島第二4号機 非常用炉心冷却系(補機類も含む)一覧表
(地震前、地震後、津波襲来後)

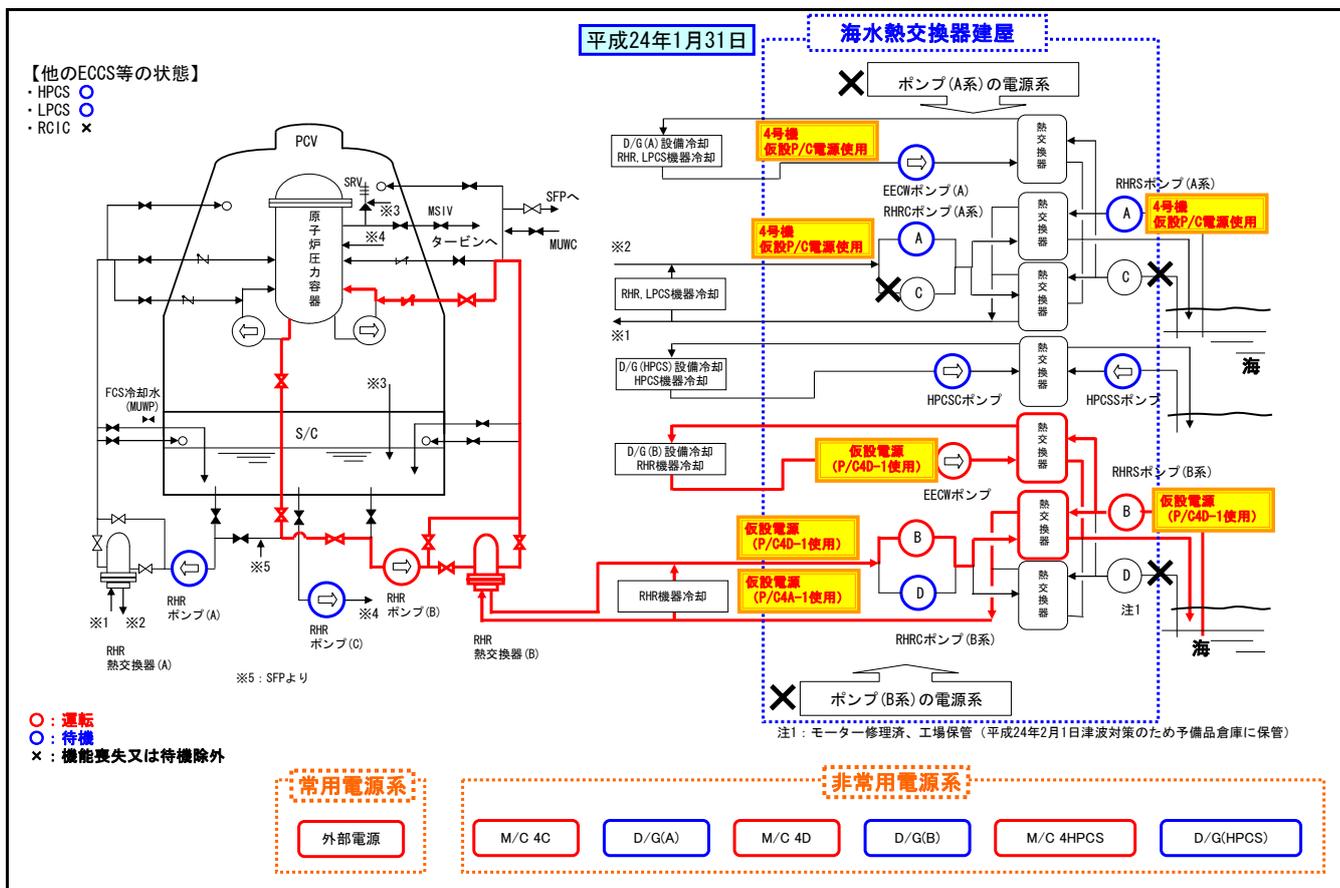
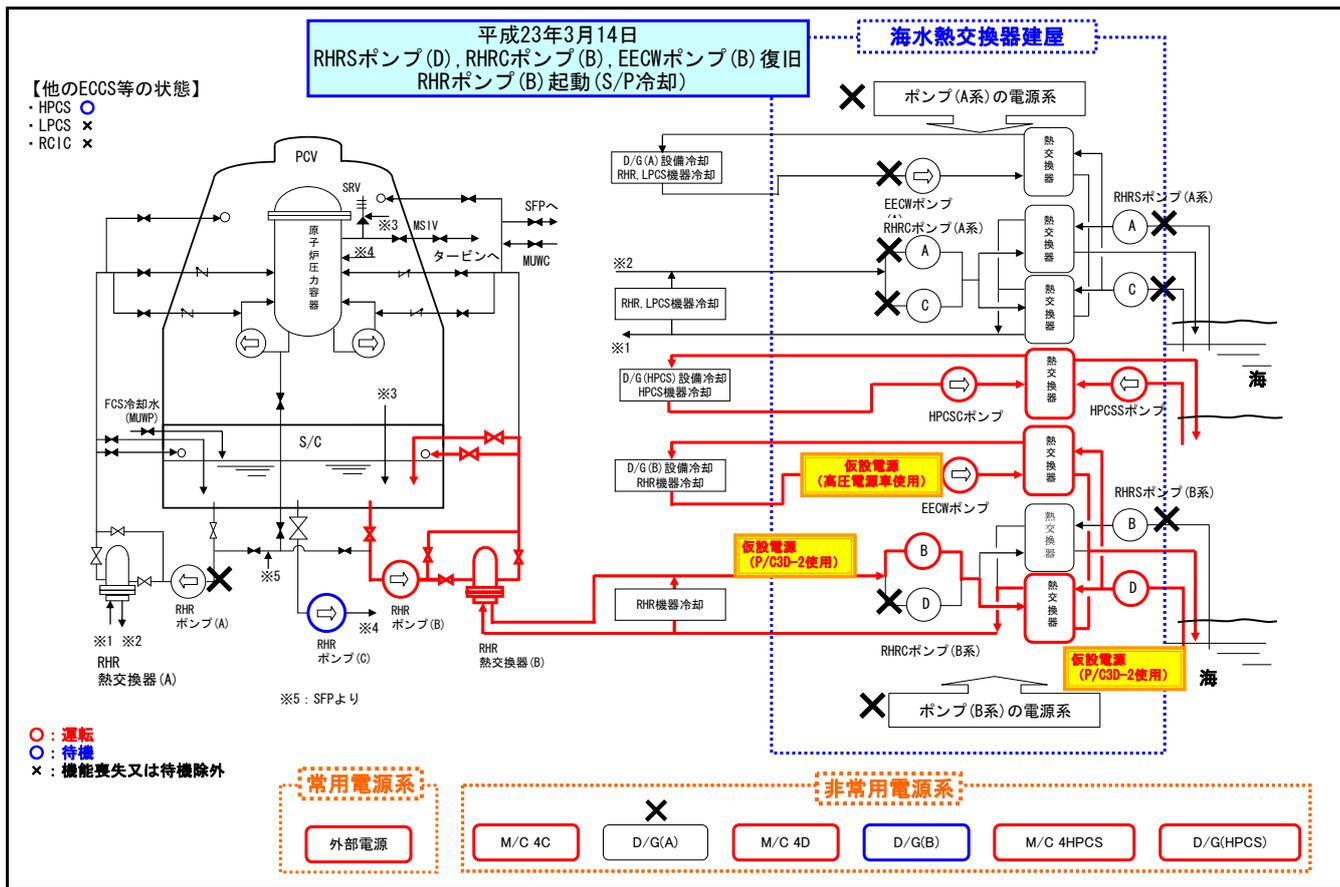
		設置場所 (単位: mm)	耐震 クラス	原子炉 自動停止時	原子炉自動停止 から津波第一波 到達前まで	津波到達以降から 冷温停止まで	冷温停止以降、現 時点(平成24年1月 31日)での状況	備 考		
冷やす機能	ECCS等	RHR(A)	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHRs, RHRc, EECW運転不能のため使用不能 ポンプ本体については被害なし RHRs, RHRc, EECW復旧後, 平成23年8月2日起動	
		LPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	×	○	津波によりRHRs, RHRc, 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, 平成23年8月4日起動	
		RHRc(A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年7月25日起動	
		RHRc(C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	×	津波により電源, モーター被水のため使用不能 モーター修理後, 4号機タービン建屋2階で仮置	
		RHRs(A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年8月2日起動	
		RHRs(C)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	×	津波により電源, モーター被水のため使用不能 モーター修理後, 4号機海水熱交換器建屋2階で仮置	
		EECW(A)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	◎	×	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年7月21日起動	
		RHR(B)	原子炉建屋原子炉棟 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, 平成23年3月14日起動
		RHR(C)	原子炉建屋原子炉棟 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, 平成23年3月14日待機
		RHRc(B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	◎	◎	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 仮設ケーブル敷設により給電, 予備品のモーターに交換後, 平成23年3月14日起動 モーター修理後, 平成23年7月7日起動
		RHRc(D)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	○	○	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし 仮設ケーブル敷設により給電, 予備品のモーターに交換後, 平成23年6月29日起動 モーター修理後, 平成23年9月29日起動
		RHRs(B)	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	×	◎	◎	津波により電源, モーター被水のため使用不能 ポンプ本体については被害なし モーター修理後, 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年9月21日起動
		RHRs(D)	海水熱交換器建屋 1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 仮設ケーブル敷設により給電, 平成23年3月14日起動 モーター修理済, 工場保管(平成24年2月1日予備品倉庫に仮置)
		EECW(B)	海水熱交換器建屋 2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により給電, 平成23年3月14日起動 仮設ケーブル敷設により給電
		HPCS	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	○	◎	○	平成23年3月12日より適宜炉注水し, 平成23年3月14日待機
		HPCSC	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	○	○	
		HPCSS	海水熱交換器建屋 1階 (O. P. 4200)	A	○	○	◎	○	○	
		原子炉注水	RC1C	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (O. P. 0000)	A	○	○	◎	○	×
MUWC (代替注水)	タービン建屋 地下2階 (O. P. -2000)		B	○	○	○	◎	○	平成23年3月12日起動, 平成23年3月12日待機	
SFP冷却	FPC	原子炉建屋原子炉棟 4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, 平成23年3月15日起動(FPC熱交換器の冷却水はRHRc), 平成23年3月16日待機, RCW復旧後平成23年6月5日起動	
	RHR	原子炉建屋原子炉棟 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, 平成23年3月16日起動(FPC補助冷却モード), 平成23年6月5日待機	
閉じ込める機能	原子炉格納施設	原子炉建屋 原子炉棟	A	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	原子炉自動停止後SGTsが作動し, 原子炉建屋原子炉棟を負担維持しており破損を示す徴候は認められず	
	PCV		As	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	◎ (機能あり)	PCV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

福島第二4号機 系統概略図

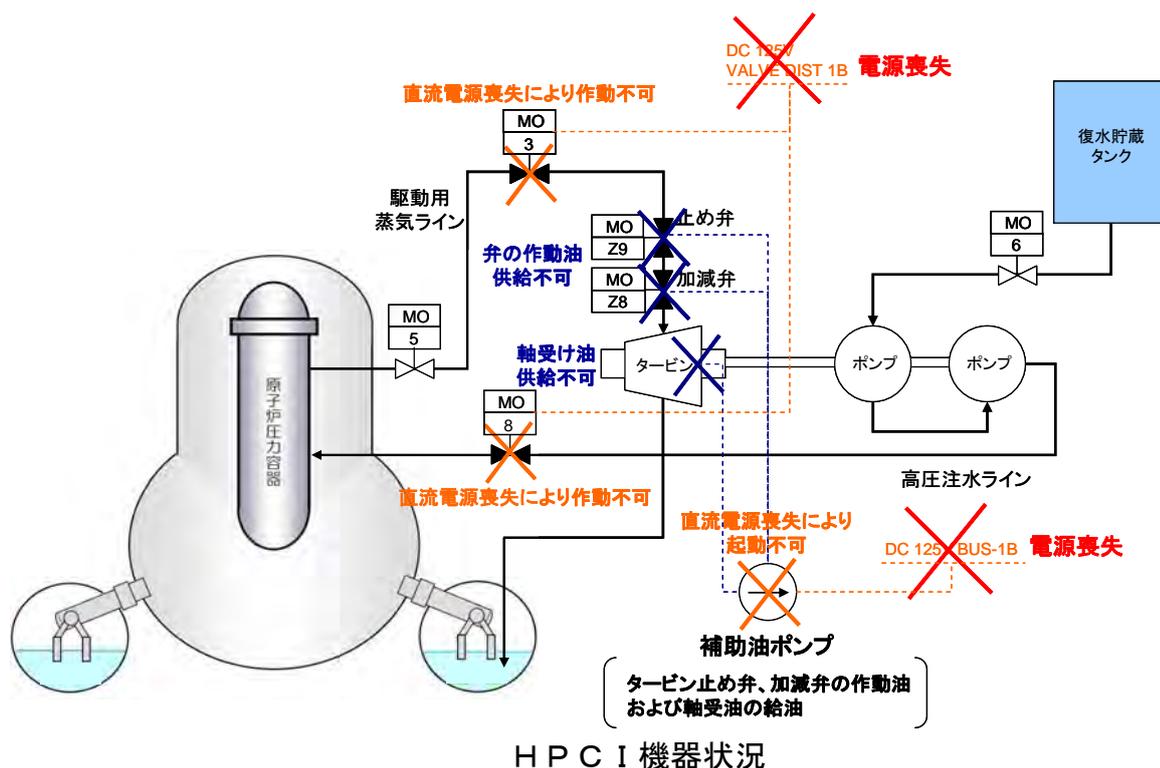


福島第二4号機 系統概略図



福島第一 1号機の高圧注水系について

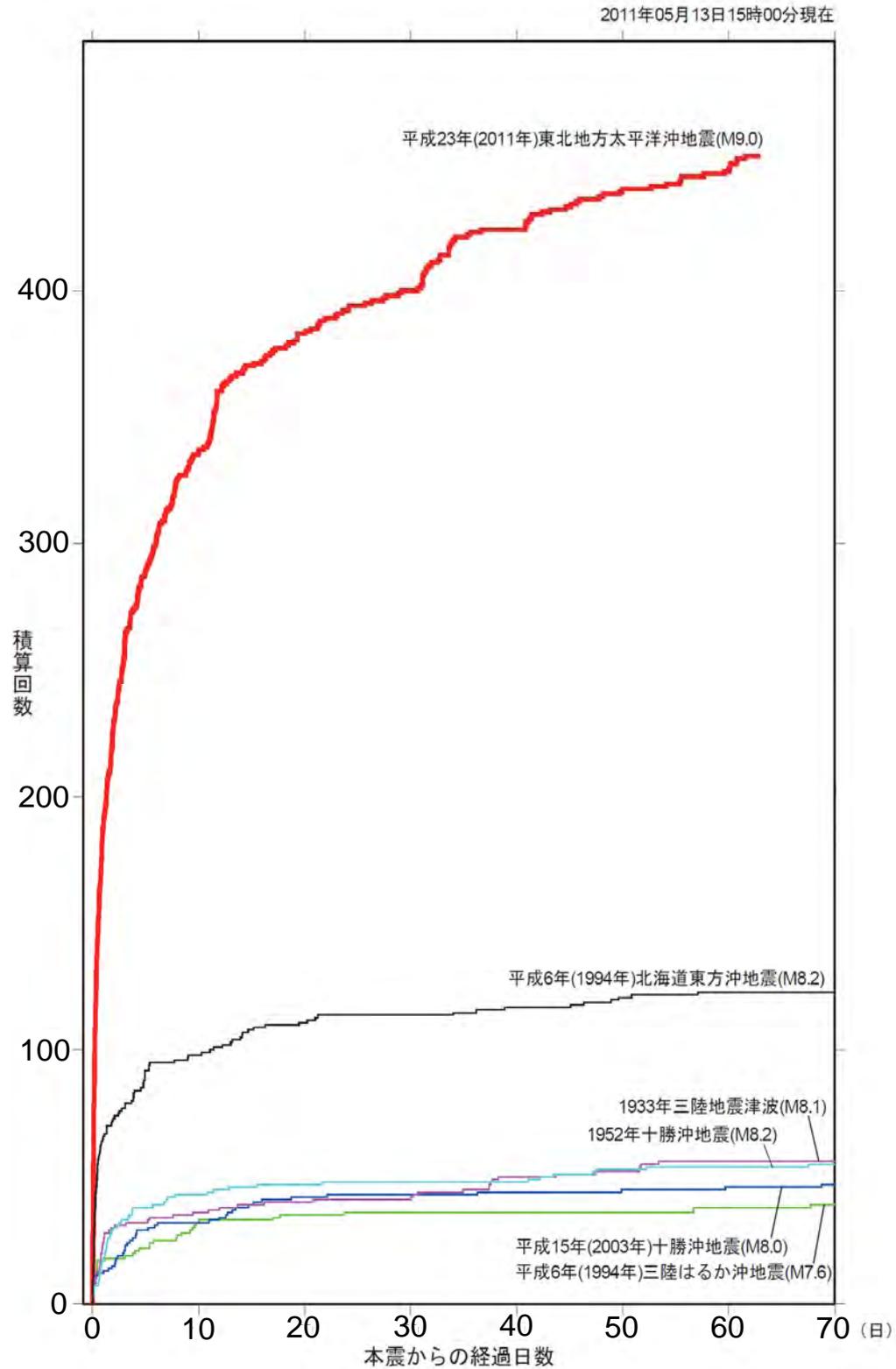
高圧注水系（HPCI）起動時、最初に補助油ポンプが起動し、タービン止め弁と加減弁の作動油が供給されることで、HPCIタービンが起動する。しかしながら、補助油ポンプは、直流電源喪失により起動しない状態となり、結果としてHPCIが作動不能となった。



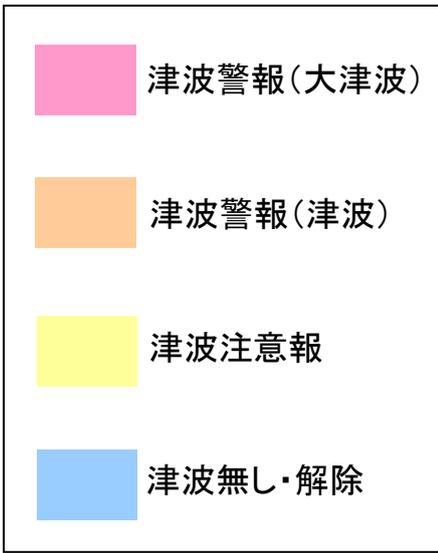
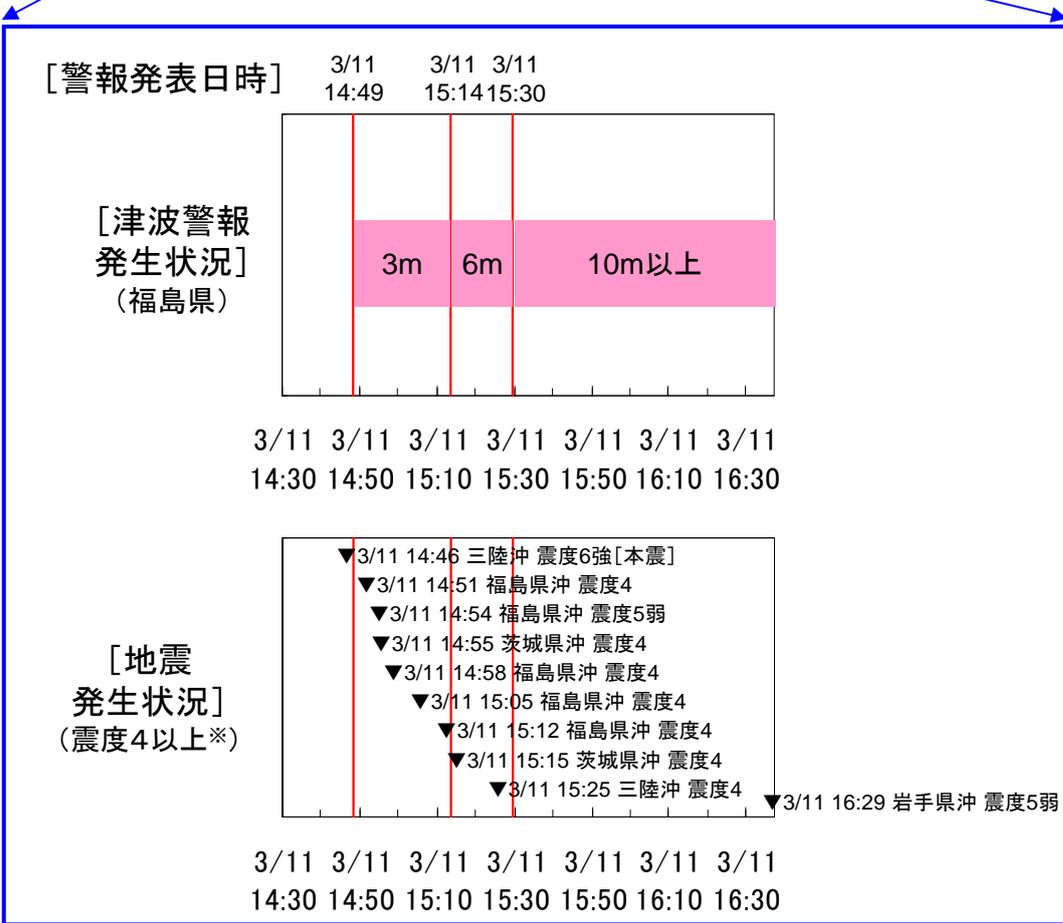
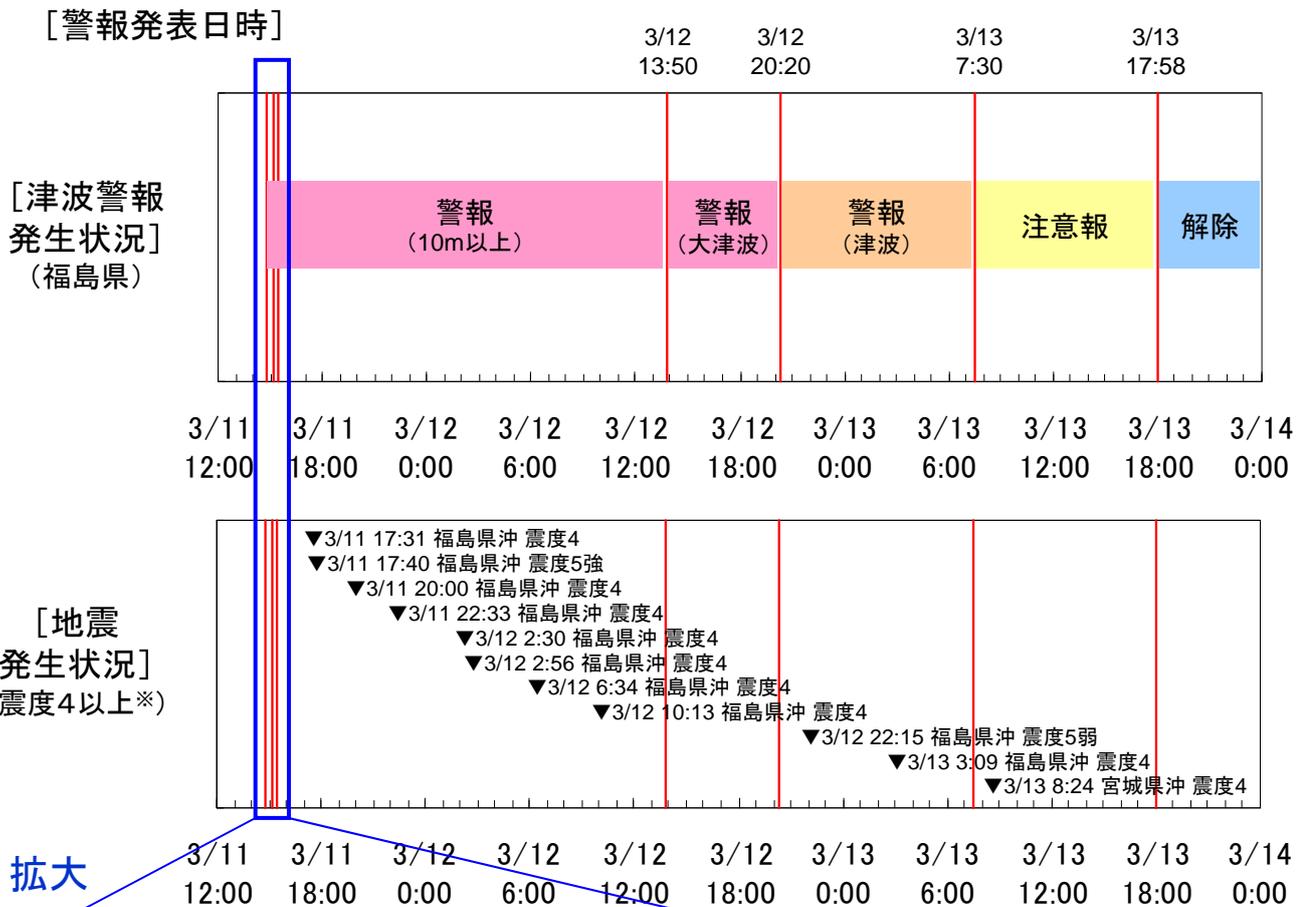
- HPCI自動起動信号**
- 起動の流れ
- ~~補助油ポンプ起動~~ → タービン止め弁【MO-2301-29】、加減弁【MO-2301-28】の開動作不能
 - ハロメトリックコンデンサ真空ポンプ起動
 - HPCI蒸気供給隔離弁(内側【MO-2301-4】、外側【MO-2301-5】)「開」
 - HPCIタービン入口弁【MO-2301-3】「開」
 - 復水貯蔵タンクからの吸込弁【MO-2301-6】「開」
 - 注入弁【MO-2301-8】「開」
 - 最小流量バイパス弁【MO-2301-14】「開」
 - 冷却水弁【MO-2301-240】「開」
 - テストバイパス弁【MO-2301-15, MO-2301-10】「閉」

H P C I 起動の流れ

余震の発生状況
 (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))



余震の発生状況
(津波警報の発表実績(福島県))



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

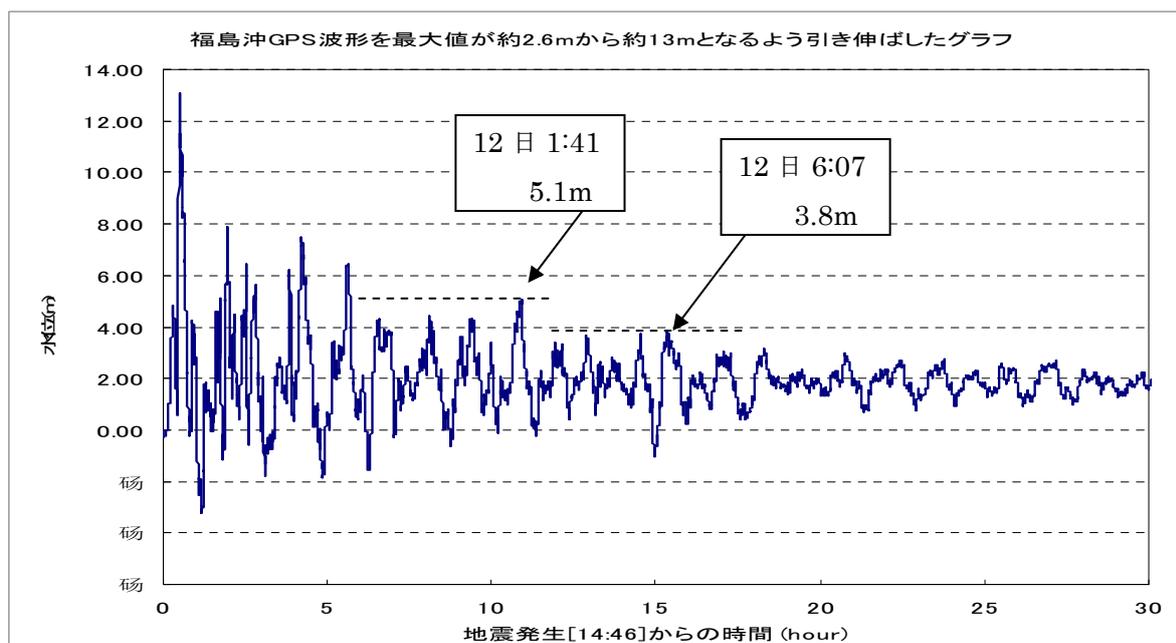
余震の発生状況
(福島第一原子力発電所への津波継続状況の簡易評価)

今回の地震は規模が大きかったことから、福島沖GPS波高計の観測波形には津波による揺動が長時間にわたり継続したことが記録されている。福島沖GPS波高計は水深が深い沖合に設置されているため観測値の絶対値は小さいが、水深の浅い沿岸では大きく増幅される。福島第一原子力発電所での津波継続の状況を福島沖GPSの記録から簡易的に評価した。

【考え方】

- ・ 福島沖GPS記録における、津波高の最大値は約 2.6m(実測)
- ・ 福島第一原子力発電所検潮所設置位置における、津波の高さの最大値は約 13.1m(再現計算)
- ・ 傾向を把握するため、2.6m と 13m の比率 (5倍) を採用して簡易的に評価

【結果】



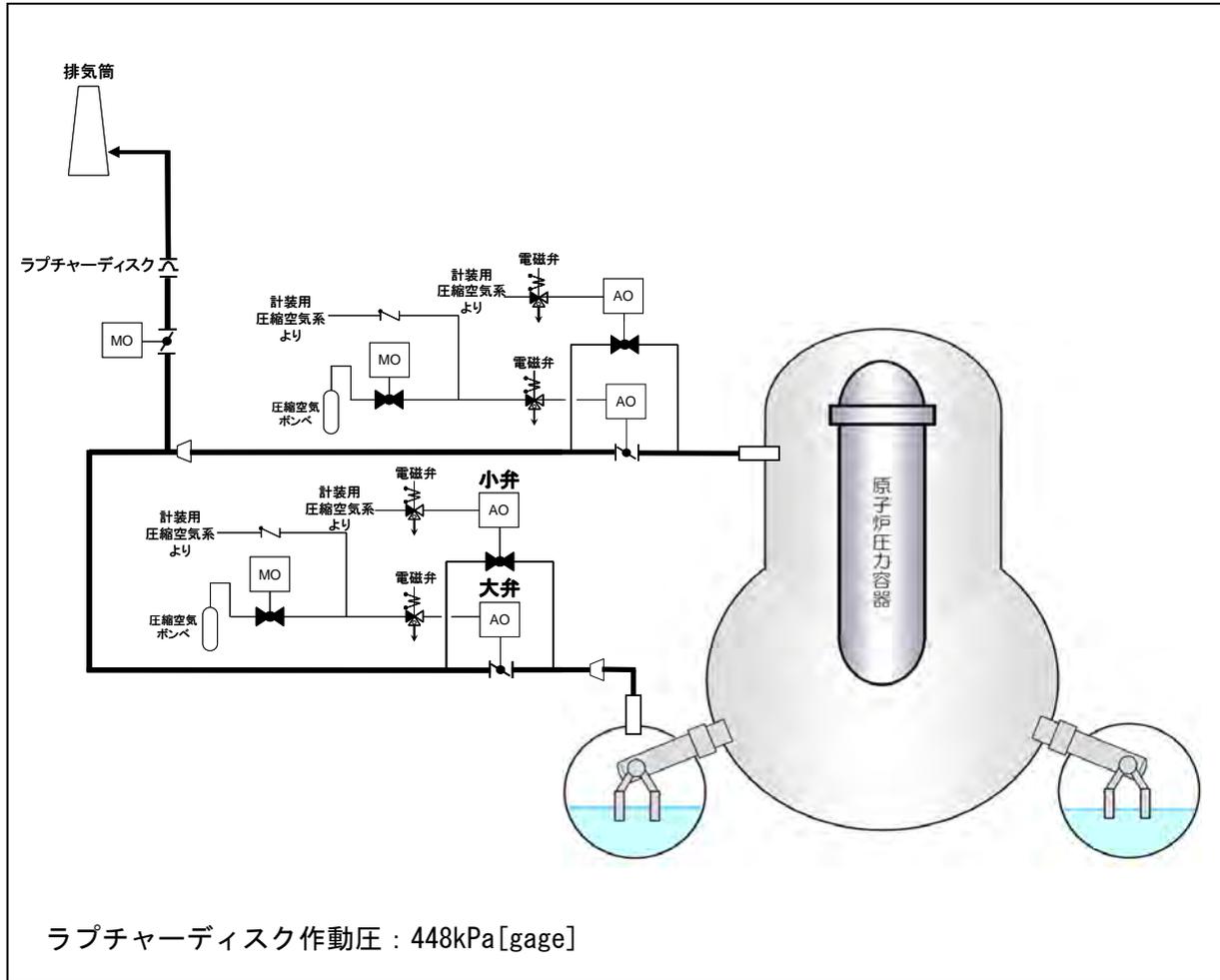
- 簡易評価から、「12日 1:41 における 5.1m」まで 4 m を超過するピークが認められる。
- また、「12日 6:07 における 3.8m」まで 4 m に近接するピークが認められる。

地震発生の翌 1 2 日の明け方までの時間帯では、海側の O.P. + 4 m エリアへの津波浸水の危険が継続していたことが分かる。なお、気象庁の福島県沿岸への「津波警報 (大津波) 10 m 以上」は、地震発生からおおよそ 2 3 時間後の 12 日 13 時 50 分に「津波警報 (大津波)」に切り替わるまで継続した。

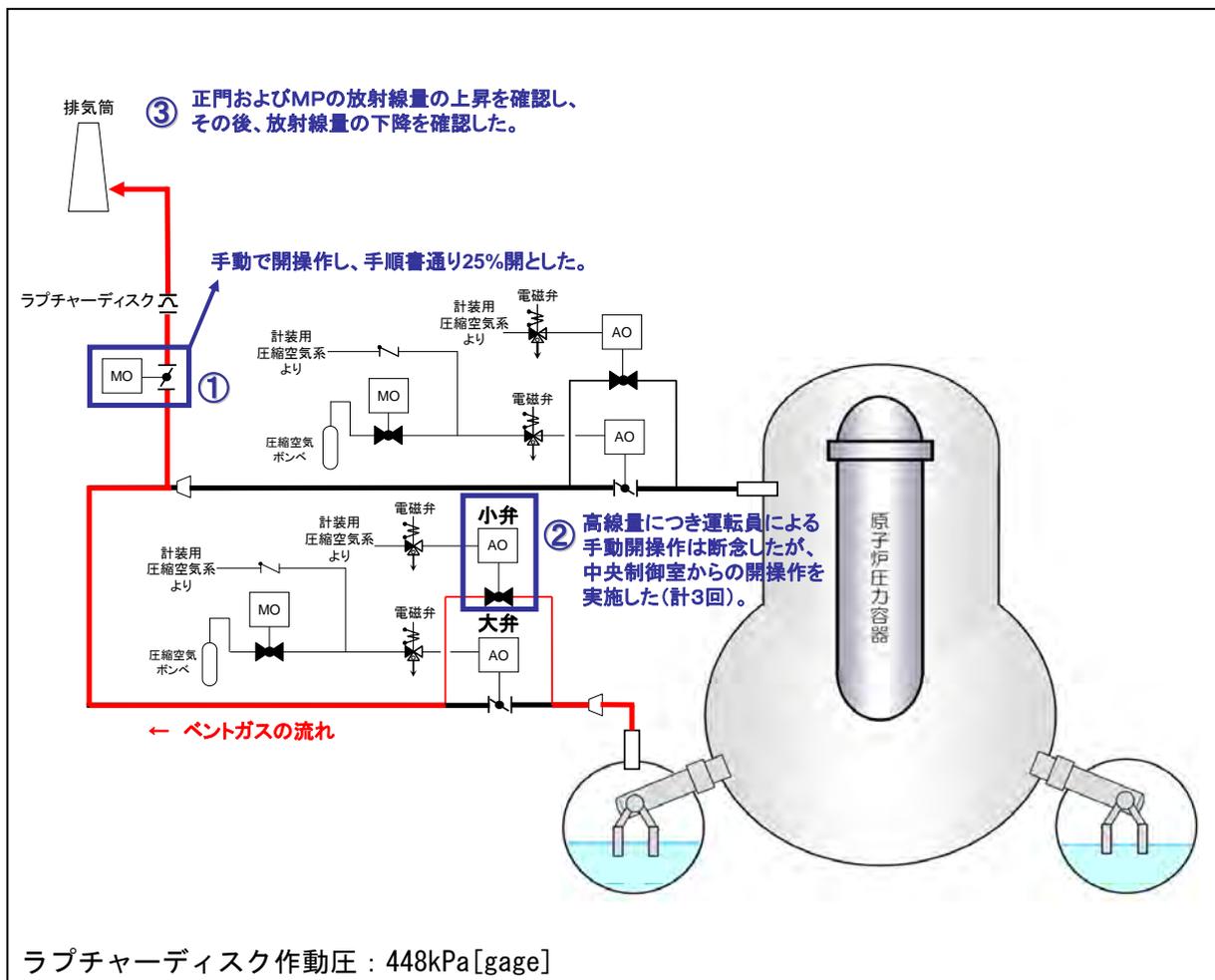
以 上

福島第一 1号機の原子炉格納容器 (PCV) ベントについて

3月11日地震発生前



3月12日 10時40分 小弁使用時



【PCV ベント弁 (MO 弁) 及び S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁開操作】

① 3月12日9時15分

PCV ベント弁 (MO 弁) を手順通り 25%開とした。

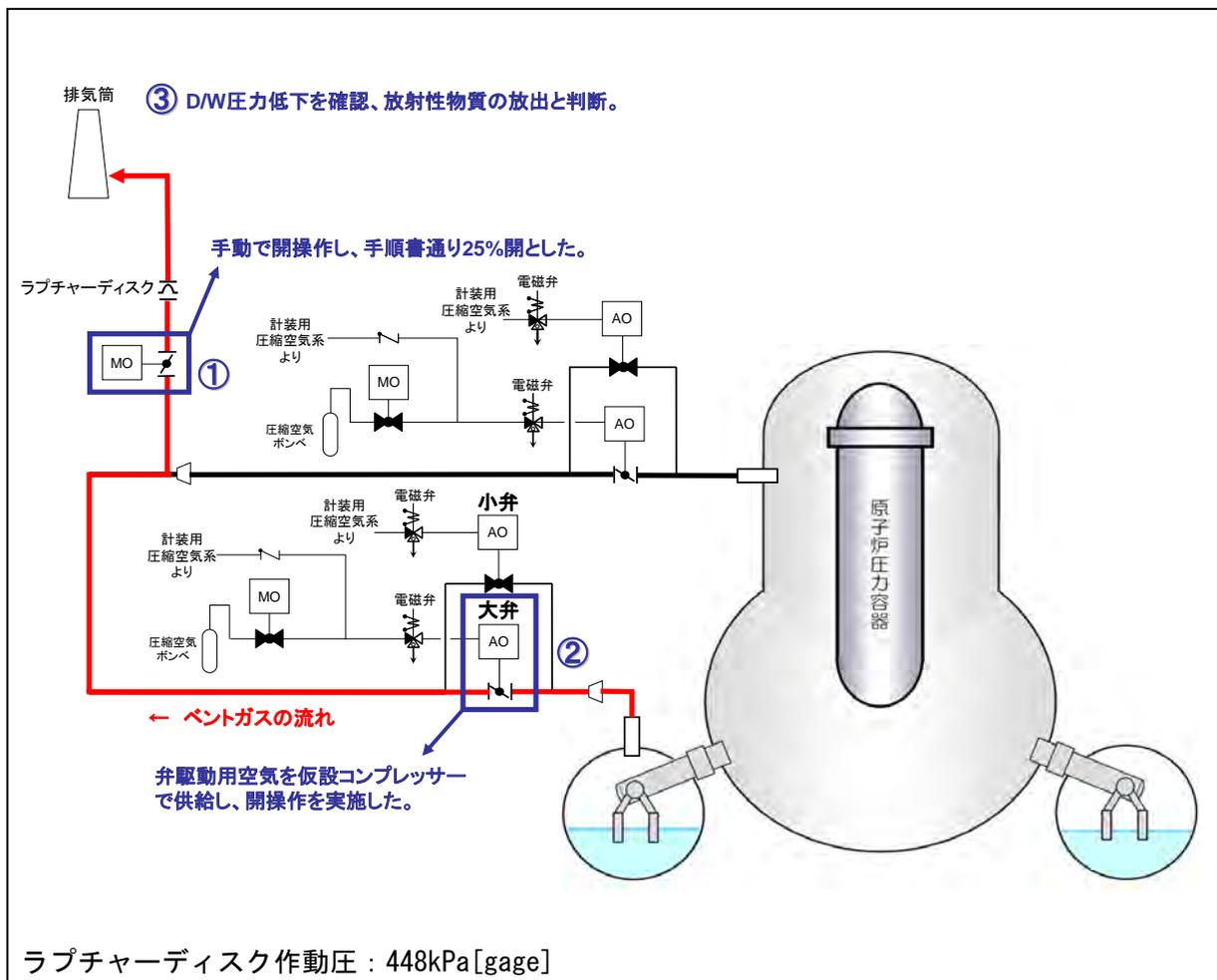
② 3月12日10時17分 (1回目)、10時23分 (2回目)、10時24分 (3回目)

中央制御室にて小型発電機を電源として S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁の電磁弁を励磁し、開操作を実施。開となったかは確認できなかった。

③ 3月12日10時40分

発電所正門付近及び発電所周辺のモニタリングポスト付近の放射線量が上昇していることが確認されたことから、発電所対策本部では、ベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと考えたが、11時15分、放射線量が下がっていることから、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 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

PCV ベント弁 (MO 弁) を手順通り 25%開とした。

② 3月12日14時00分頃

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を動作させるため、仮設コンプレッサーを I A系に接続し加圧。

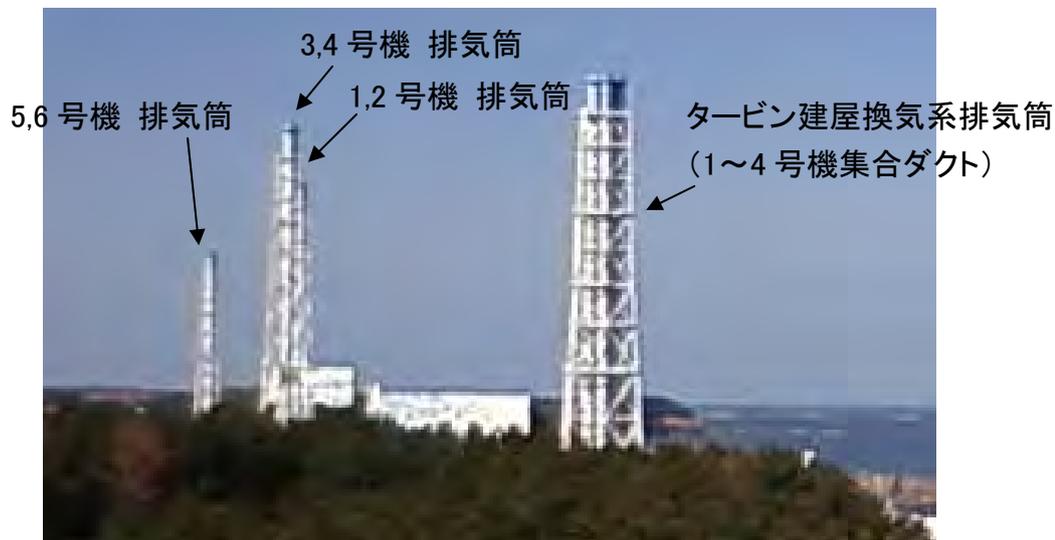
③ 3月12日14時30分

D/W 圧力が低下していることを確認し、ベントによる「放射性物質の放出」と判断。

(D/W 圧力 750kPa[abs]→580kPa[abs](14:50))

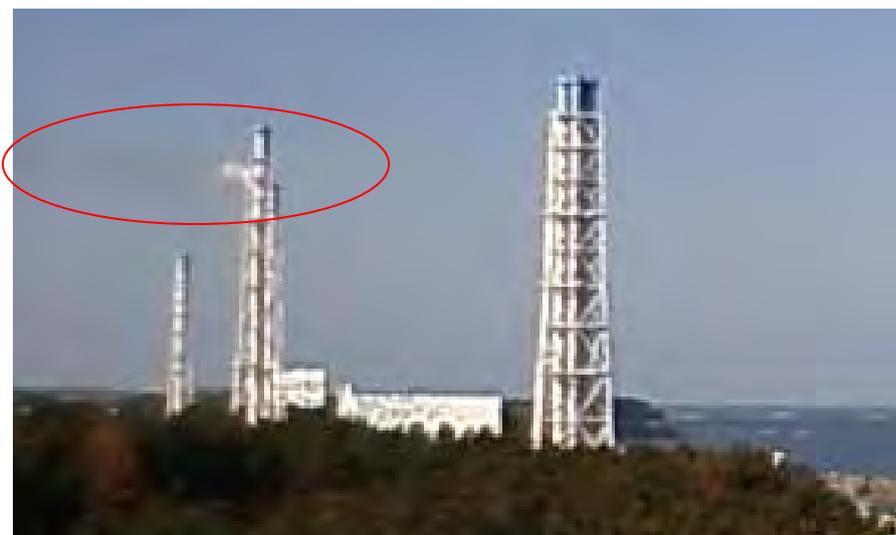
ふくいちライブカメラ写真による
福島第一 1 号機の原子炉格納容器（PCV）ベントの排気について

◆ 3月12日 14:00 撮影



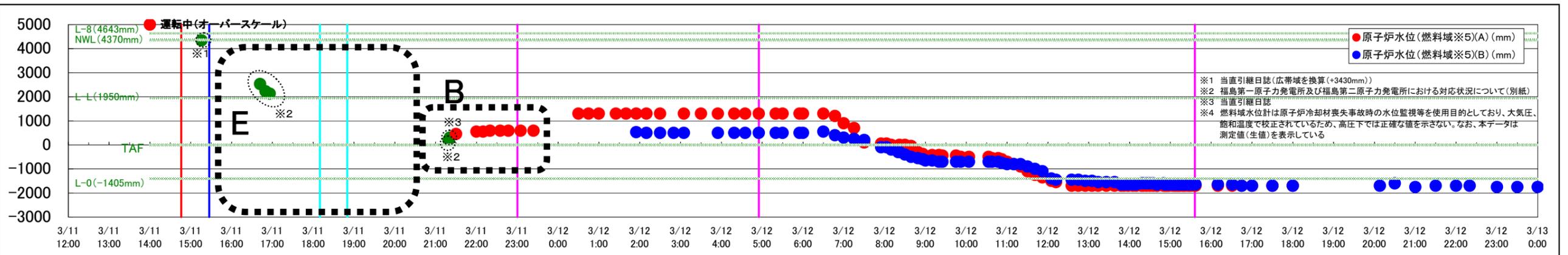
14:00頃 S/C ベント弁（AO 弁）大弁を動作させるため、仮設のコンプレッサーを接続し加圧
14:30 D/W 圧力が低下していることを確認

◆ 3月12日 15:00 撮影

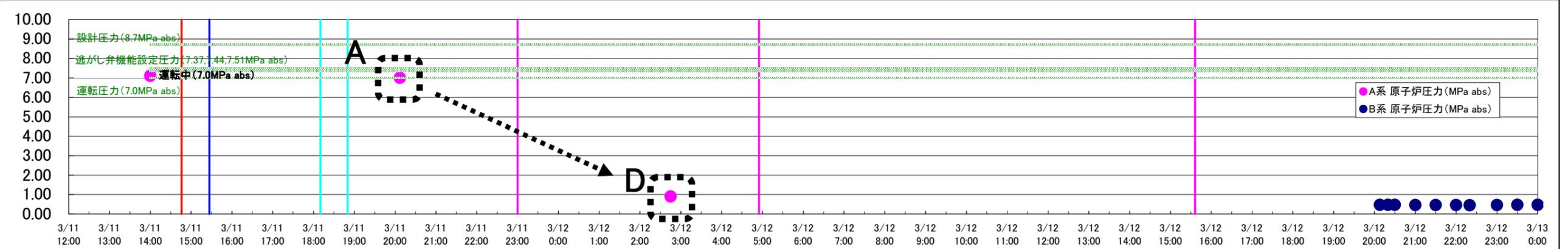


- 1、2号機 排気筒から山側に蒸気のようなものが見える
(16:00 撮影以降の写真では確認できず)

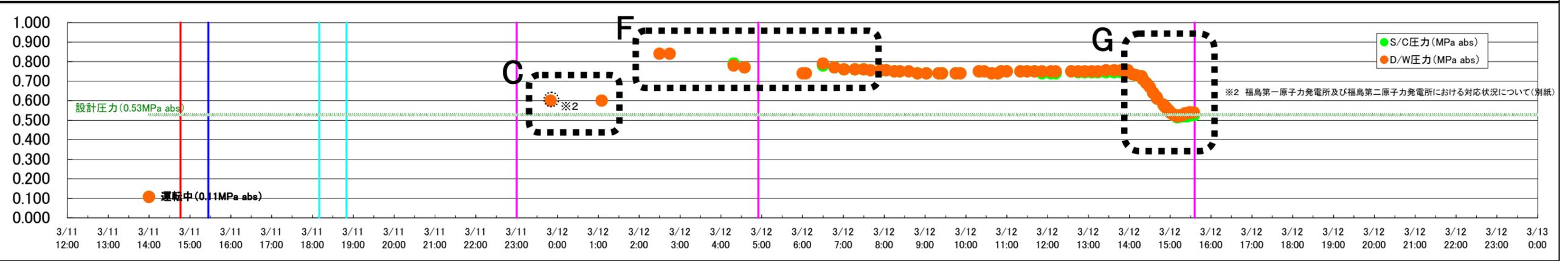
原子炉水位
[mm]



原子炉圧力
[MPa abs]



D S / / W C 圧圧 力力
[MPa abs]



原子炉冷却	IC	自動起動 A系 (14:52) B系 (15:03) 目停止後、A系に圧力制御を開始 (18:03) MO-3A, 2A 開操作 (18:18) MO-3A 開操作 (18:25) MO-3A 開操作 (21:30) 蒸気発生確認 (21:30)
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
低压注水	FP/DDFP・消防車	DDFPの現場確認を開始 (16:55) 所長 注水方法自動起動後 検討指示 (17:12) DDFP 代替注水 ライン構成を完了 (17:30) 代替注水 ライン構成を完了 (20:30頃) DDFP 起動を確認 (20:50) 消防車へ原子炉へ淡水注水完了 (1:48) (2:03) 消防車へ原子炉へ淡水注水完了 (4:00頃) 消防車へ原子炉へ淡水注水再開 (4:22) (5:46) 消防車へ原子炉へ淡水注水再開 (5:46)
格納容器ベント		所長 ベント準備指示 (0:06) 所長 大熊町ベント実施指示 (8:03) 大熊町ベント実施確認 (9:02) ベント実施確認 (9:04) S/C小弁現場での開操作 (9:15) S/C小弁現場での開操作 (9:32) S/C小弁現場での開操作 (10:17~24) 仮設コンプレッサ起動 (14:00頃) D/W圧力低下確認 (14:30) 注水完了 (累計約80t) (14:53) 所長 海水注水指示 (14:54) 消防車へ原子炉へ海水注水開始 (19:04) ほう酸を原子炉内へ注入開始 (20:45)

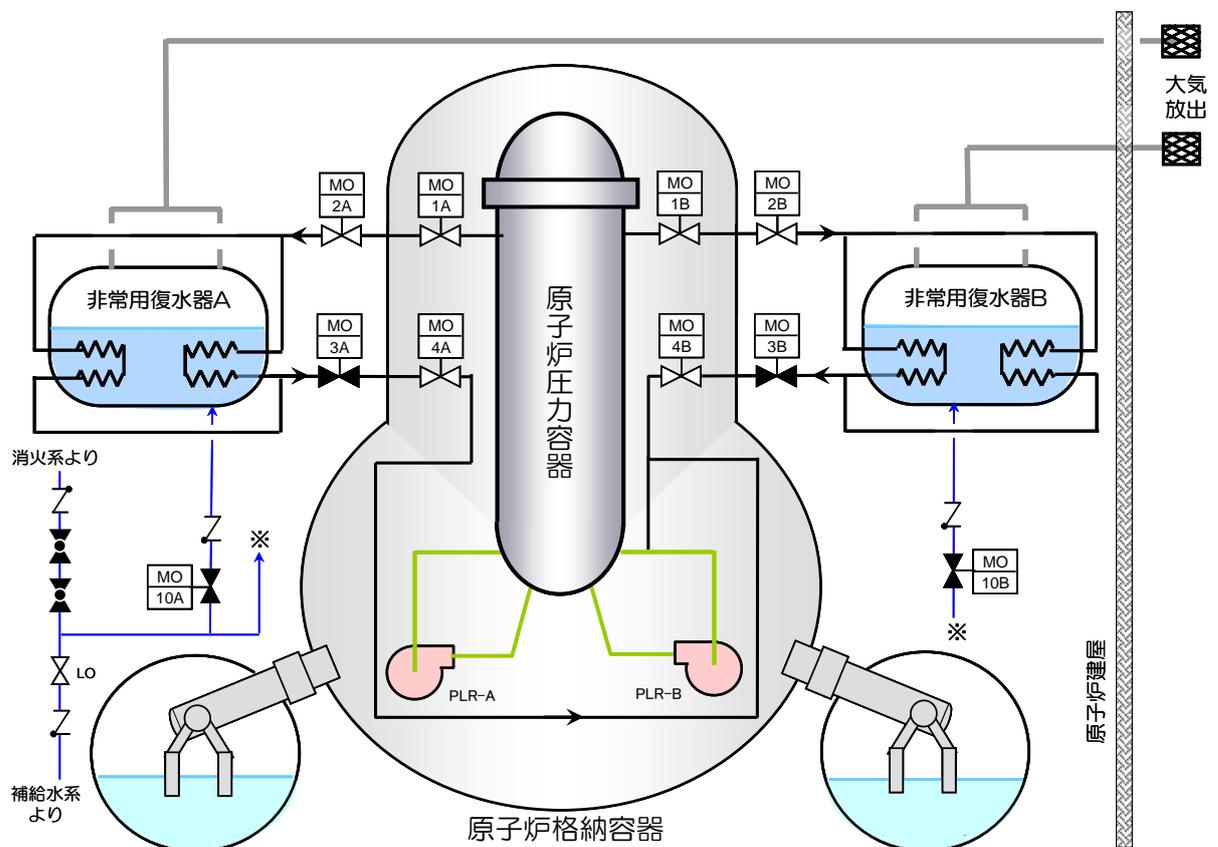
非常用復水器（ I C ）について

非常用復水器（ I C ）の系統には 1 系統当たり 4 つの隔離弁があり、これらの弁を開閉して起動・停止の運転操作、 I C 配管等の破断時に放射性物質の流出抑制や原子炉水の流出防止のための隔離を行う。これらの弁は電動駆動であるため、電源が喪失すると駆動用電動モーターが動かなくなるため、弁は動かなくなる。電動弁が電源を喪失した場合に動かなくなることは避けがたいが、そのことが直ちに I C システムの起動（除熱機能）や隔離機能の信頼性に影響を与えないように設計上の配慮をしている。

1. I C 設計における起動及び隔離機能の信頼性確保

(1) I C の系統構成

下図に I C の系統構成を示す。 I C は原子炉からの蒸気を非常用復水器に導き、非常用復水器胴側の水と熱交換して冷却し、戻り配管を通じて原子炉に戻す閉ループで構成されている。熱交換によって非常用復水器胴側の水は加熱され、その蒸気は建屋外に放出される。蒸気供給配管及び戻り配管にはそれぞれ格納容器内外に 1 弁ずつ隔離弁（電動弁）が設置される。格納容器内側が交流駆動、外側が直流駆動であり、電源は A 系、 B 系でそれぞれ別系統の非常用電源（交流）と直流電源から供給される。



非常用復水器の系統構成

I C (A系) の電源構成			I C (B系) の電源構成		
隔離弁	設置場所	電源	隔離弁	設置場所	電源
1 A 弁	内側	非常用交流電源 (MCC-1D)	1 B 弁	内側	非常用交流電源 (MCC-1C)
2 A 弁	外側	直流電源 (125V-1A)	2 B 弁	外側	直流電源 (125V-1B)
3 A 弁	外側	直流電源 (125V-1A)	3 B 弁	外側	直流電源 (125V-1B)
4 A 弁	内側	非常用交流電源 (MCC-1D)	4 B 弁	内側	非常用交流電源 (MCC-1C)

待機時には、1系統当たり4つある隔離弁の内、戻り配管の外側弁（3A弁、3B弁）が閉であり、その他の3つの隔離弁は全て開いている。

万一、IC配管等に破断が生じた場合、ICの流量の異常から破断を検出し隔離弁がインターロックで閉止する設計としている。

以上は、国内外のICを持つプラントの多くで採用されている形式であり、福島第一1号機に限った特異な設計ではない。このような構成を取ることで、以下に述べるとおり、単一故障に対しても「運転機能（除熱）」や「隔離機能」が維持されるように設計されている。

(2) 待機状態からの起動の信頼性

ICは非常用炉心冷却系（ECCS）に位置づけている機器ではないが、バックアップ設備としての機能を持つため、待機状態からの起動に高い信頼性を持たせている。「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「指針」という）の指針9においては、重要度が高い安全機能を有する機器に対して「その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること」を求めている。

具体的に、福島第一1号機においては

- ICは系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、非常用ディーゼル発電機を備える非常用電源あるいは全交流電源喪失時も使用可能な蓄電池を備える直流電源を用いているなど、設計上の配慮を講じている。
- ICの電動弁は電動モーターで弁を開閉する弁であることから、駆動装置の故障や駆動用電源を失った場合には弁は動かなくなるため、ICの待機状態においては格納容器外の隔離弁（3A弁、3B弁）以外は開状態で待機し、起動時に駆動する必要がある隔離弁を系統当たり1弁（3A弁、3B弁）のみと最小限にしている。
- また、運転時に開閉操作を行う隔離弁（3A弁、3B弁）の駆動電源を信頼性の高い直流電源とし、かつ、冗長性を持たせ別系統の直流電源（A系、B系）としている。

以上によって、仮に交流電源が喪失しても I C の作動は可能であり、万一、直流電源などの一系統に故障を仮定しても 2 つある I C 系統の片方は起動可能である。I C は冷却能力が高く、いずれか 1 系統を起動することができれば崩壊熱の除去機能は確保される。

(3) 待機状態／運転状態における隔離機能の信頼性

I C は原子炉格納容器を貫通して原子炉内と I C 本体を循環する系統を持つため、万一、I C 配管等に破断が生じた場合に原子炉冷却水の格納容器外への漏えいを防止するために、格納容器を貫通する配管には格納容器内外に 1 弁ずつ隔離弁を設置している。指針 30 においては、「主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、自動的、かつ確実に閉止される機能を有する設計であること」を求めている。

具体的に、福島第一 1 号機においては、

- 待機状態において I C 配管等に破断が生じた場合に、原子炉水の格納容器外への漏えいを防止するために、格納容器を貫通する配管には格納容器内外に 1 弁ずつ隔離弁を設置している。これらの弁の駆動電源や破断検出（制御論理回路）は非常用電源あるいは直流電源から給電される。
- I C 配管等の破断が検出された場合にはインターロックによって自動的に I C の全隔離弁を閉止動作する設計としている。また、制御論理回路の電源（直流電源）停止などの異常が生じた場合には、破断検出が行えなくなることから「自動的に閉止される機能」を確保できなくなること避けるために、制御論理回路の電源喪失で隔離動作するインターロックとしている。
- 隔離が必要な場合に、万一、弁の駆動装置や駆動電源の単一故障によって動かない弁があったとしても、システムとしては貫通配管の格納容器内側、外側のいずれかの弁が確実に閉止して隔離が成立するように電源を構成している。具体的には、格納容器内側と外側の隔離弁の駆動電源はそれぞれ、内側が交流電源（AC）、外側が直流電源（DC）と分けられており、駆動装置や駆動電源に単一故障（喪失）が生じてても隔離機能が維持される設計としている。
- なお、仮に片系の直流電源が喪失してインターロックで隔離動作が行われた場合においても、もう一方の系統の I C は起動することが可能であり、I C システムとしての除熱機能は確保できる。

以上、単一故障に対して隔離機能の信頼性は確保されており、また、インターロック作動後の除熱機能の確保の観点からも単一故障によって機能喪失に至ることはない。

2. まとめ

- ① 福島第一 1 号機の I C システムは、単一故障を仮定した場合においても、待機状態から確実に起動でき、また、待機状態や運転状態から単一故障を仮定しても確実に隔離動作できるように設計されている。
- ② また、直流電源の喪失で隔離インターロックが働いても単一故障であれば、2 系統ある I C のうちの 1 系統は起動可能であり、崩壊熱の除去機能は確保できる。
- ③ 以上、福島第一 1 号機の I C は設備の信頼性の観点から安全機能をもつ設備に「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」で要求される信頼性の水準を満たした設備である。
- ④ 一方、今回の事故においては、I C の運転操作が行えなくなるなど I C の機能に障害が生じている。これは、それぞれ 2 系統ずつある交流電源と直流電源のすべてを失うという設計の前提を超える多重故障によって生じたものである。

以 上

福島第一 1 号機 非常用復水器 (IC) の系統構成について

1. ドレン管の接続方法

福島第一 1 号機における非常用復水器 (IC) の A 系、B 系いずれのドレン管 (復水器から原子炉への戻り配管) とともに、原子炉再循環系 (PLR 系) B 系に接続され、原子炉へ戻る構成となっている。

一方、原子炉設置許可申請書においては、IC の A 系は PLR 系の A 系に接続され、IC の B 系は PLR 系の B 系に接続される構成となっていた。

この相違 (設計変更の理由) を整理するため、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、その他関係する図書類の調査並びに関係者の聞き取りを実施した。しかし、非常用復水器のドレン管の接続方法の変更理由について、確認することはできなかつた。

以下に、あくまで推定になるが、設計変更の理由について考察する。

(1) IC の建屋内配置

図 1 に福島第一 1 号機の原子炉設置許可申請書に記載された IC の設置場所を示す。福島第一 1 号機の IC は原子炉に対して同じ側に 2 台が配置されている。

一方、PLR 系の A 系、B 系は原子炉を挟んで対角線上に配置されており、IC のドレン管を PLR 系に接続するにあたっては、配管圧損の低減、一次冷却材圧力バウンダリの低減などの観点から、近い側の PLR 系に接続することとした可能性が考えられる。

(2) PLR 系配管リークポテンシャルの低減

PLR 系ポンプ吸い込み配管には、IC 系配管の他、原子炉停止時冷却系 (以下、「SHC 系」という。) の配管が接続される。

PLR 系配管への接続箇所を増やすことはリークポテンシャルを高めることになるため、PLR 系 A ポンプ吸い込み配管に SHC 系配管を接続し、IC 系については A、B をひとつに合流させてから PLR 系 B ポンプ吸い込み配管に接続することとした可能性が考えられる。

なお、IC 系の起動の成否は、動的機器である隔離弁の動作によるため、1 系統の弁が動作失敗することも考慮し、弁構成を A 系、B 系独立させた設計として信頼性を確保している。

一方、ドレン管については静的機器であり破断の可能性は非常に小さいものの、仮に破断した場合には、PLR 系 B ポンプ吸い込み配管に接続されていることから原子炉冷却材が漏えいする原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) となるが、この場合は非常用炉心冷却系が作動することから、IC 系の機能は期待されていない。

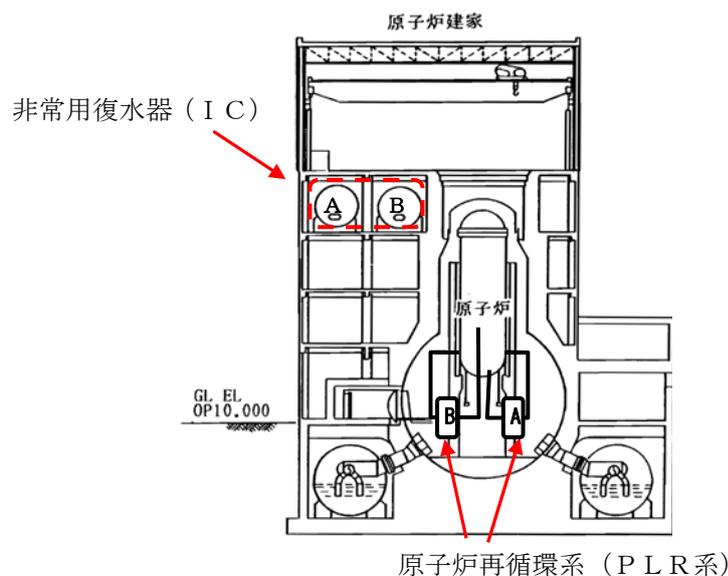


図1 福島第一1号機 IC配置 (概略図)

2. ドレン管の接続方法の変更を反映してこなかった理由

平成3年当時、通商産業省資源エネルギー庁（当時）の文書に従って、原子炉設置許可申請書本文参考図及び添付書類八の記載内容のうち、原子炉設置許可申請後の（詳細設計による）変更により実際の設備が反映されていない点を全般的に調査したが、ドレン管の接続方法の変更については見逃してしまっており、その後の福島第一として初の申請である平成5年の原子炉設置変更許可申請時にも不整合に気づくことなく、修正されないまま現在に至っている。

なお、通商産業省資源エネルギー庁（当時）は、このような設置許可申請書添付書類の記載内容と実際の設備等の不整合については、法的には問題ないものとしている。

詳細は以下のとおりである。時を追って記す。

①平成3年10月

通商産業省資源エネルギー庁（当時）より、原子炉設置許可申請書本文、本文参考図、添付書類八の記載内容と実際の設備等の実態を対比し、実態と乖離している点について、説明書を提出するよう求めがあった。

②平成3年10～12月頃

当社全プラントについて、原子炉設置許可申請書本文、本文参考図、添付書類八の記載内容と工事計画認可申請書等の記載とを対比させ、乖離している点（以下「相違点」という。）を抽出した。

福島第一1号機のICについても、この間に相違点の抽出を行い、表1、2に示す内容を抽出した。

表 1 福島第一 1 号機 IC の仕様の相違点 (原子炉設置許可申請書本文)

	本文の記載 (平成 3 年当時)	実際の設備 (工事計画認可)	備考
タンク有効保有水量	約 100 m ³ /タンク	106 m ³	詳細設計の進捗によるもの

表 2 福島第一 1 号機 IC の仕様の相違点 (原子炉設置許可申請書添付書類八)

	添付書類八の記載 (平成 3 年当時)	実際の設備 (工事計画認可等)	備考
蒸気流量	100.7 T/h	100.6 T/hr	詳細設計の 進捗による もの
蒸気温度	285 °C	285.6°C	
復水出口圧力	70.2kg/cm ² g	70.3kg/cm ² g	
復水出口温度	285 °C	285.6°C	
復水器胴最高圧力	1.1 kg/cm ² g	1.125 kg/cm ² g	
最大蒸発率	68,040 kg/hr	67,880 kg/H	
伝熱容量	36.3 × 10 ⁶ kcal/hr	36.19 × 10 ⁶ kcal/H	
タンク有効保有水量	105 m ³	106 m ³	

しかし、ドレン管の P L R 系への接続方法については、図面上の記載であったこともあり、抽出から漏れてしまった。

③平成 3 年 12 月

通商産業省資源エネルギー庁 (当時) より、原子炉設置許可申請書本文参考図、添付書類八の記載内容と実際の設備等との不整合については、法的には問題ないものの、P A (Public Acceptance) 的観点から、今後の原子炉設置変更許可申請においては、申請内容との関連を問わず、本文参考図及び添付書類八の記載内容について、その後の申請時点の実際の設備等を反映することが望ましいとされた。

なお、数値については、原子炉設置許可申請書の数値の有効数字に合わせて工事計画認可等記載の数値 (実際の設備の数値) を四捨五入することが示されている。

④平成 5 年 4 月

平成 3 年 12 月以降、福島第一としては初めての原子炉設置変更許可申請を行った。変更の理由は次の 4 つである。

- A. 4 ~ 6 号機の使用済燃料乾式貯蔵設備を設置する。
- B. 1 ~ 6 号機共用の使用済燃料共用プールを設置する。
- C. 1 ~ 6 号機共用の使用済燃料輸送容器保管エリアを設置する。
- D. 1 / 2 号機、3 / 4 号機、5 / 6 号機の共用ディーゼル発電機をそれぞれ 1、3、5 号機専用とし、2、4、6 号機用ディーゼル発電機を 1 台ずつ増設する。

本申請においては、上記③の考えに則り、本文参考図及び添付書類八の記載内容について、上記A～Dとは関連のない内容を含めて、実際の設備等を反映した。これにより、1号機については100ヶ所以上の記載の変更を行った。

ICについては、表2に抽出された内容に基づき、添付書類八の記載を次の表3のとおり変更した。

表3 福島第一1号機 ICの仕様の記載の変更（原子炉設置許可申請書添付書類八）

	<変更前> 添付書類八の記載 (平成3年当時)	実際の設備 (工事計画認可等)	<変更後> 添付書類八の記載 (平成5年当時)
蒸気流量	100.7 T/h	100.6 T/hr	100.6 t/h
蒸気温度	285 °C	285.6°C	286°C
復水出口圧力	70.2kg/cm ² g	70.3kg/cm ² g	70.3kg/cm ² g
復水出口温度	285 °C	285.6°C	286°C
復水器胴最高圧力	1.1 kg/cm ² g	1.125 kg/cm ² g	1.1 kg/cm ² g
最大蒸発率	68,040 kg/hr	67,880 kg/H	67,880 kg/h
伝熱容量	36.3×10 ⁶ kcal/hr	36.19×10 ⁶ kcal/H	36.2×10 ⁶ kcal/h
タンク有効保有水量	105 m ³	106 m ³	106 m ³

③に記したとおり、数値の有効数字については変えていない。このため、「蒸気温度」「復水出口温度」「復水器胴最高圧力」「伝熱容量」については、四捨五入を行った（その結果、「復水器胴最高圧力」は、変更後も変更前と同じ記載となった）。

なお、ドレン管のPLR系への接続方法が相違している点については、平成3年時点で抽出から漏れており、この時点でも気づかず、変更内容から漏れてしまった。

⑤平成6年以降

④の原子炉設置変更許可申請（平成6年3月許可）により、その時点における実際の設備の反映はすべて終わったとの認識であり、以降、ICに関する原子炉設置変更許可申請、工事計画認可申請・届出はなく、原子炉設置許可申請書添付書類の記載を見直すことはなかった。

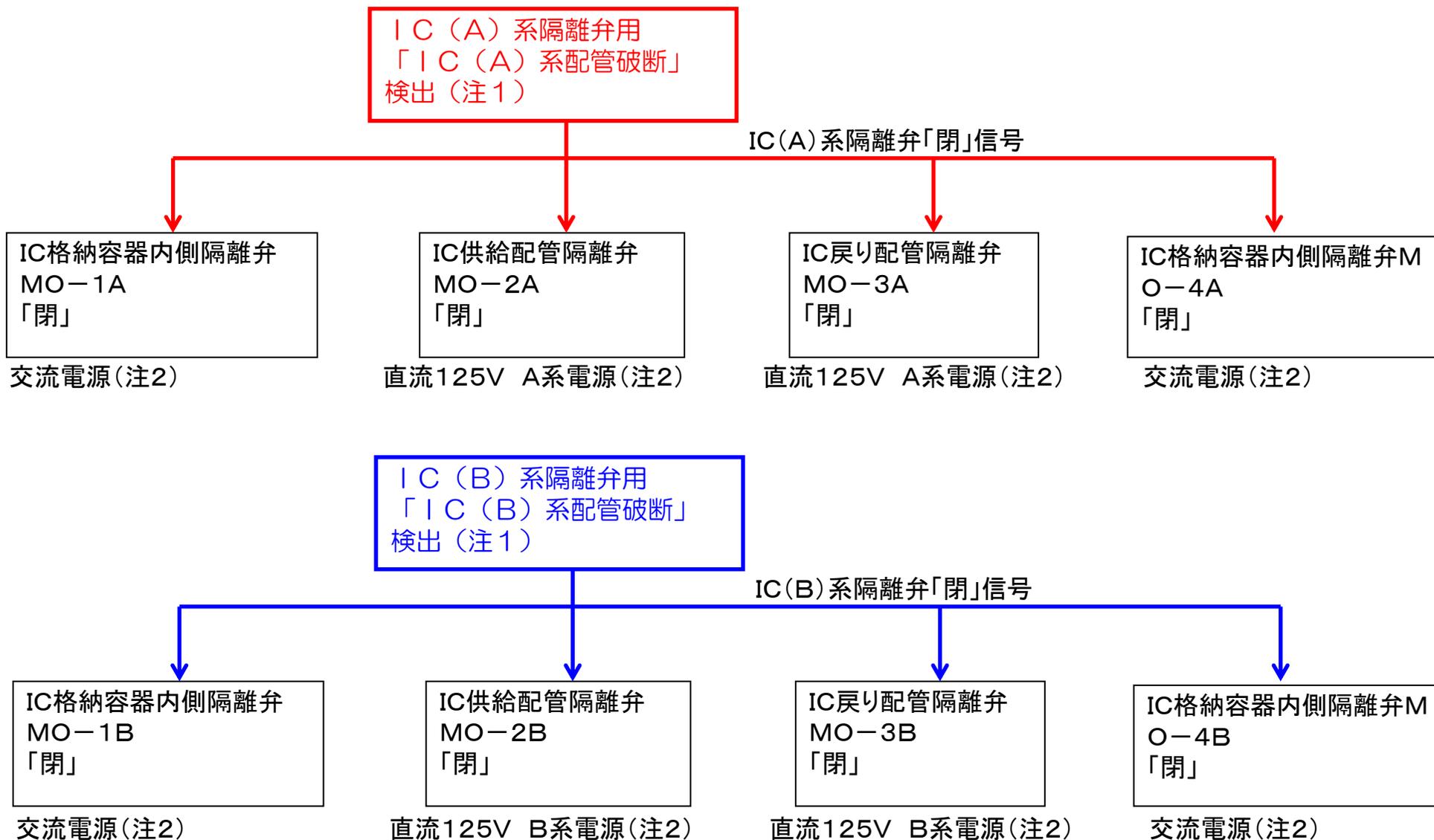
以 上

非常用復水器(IC)電動弁インターロックブロック線図

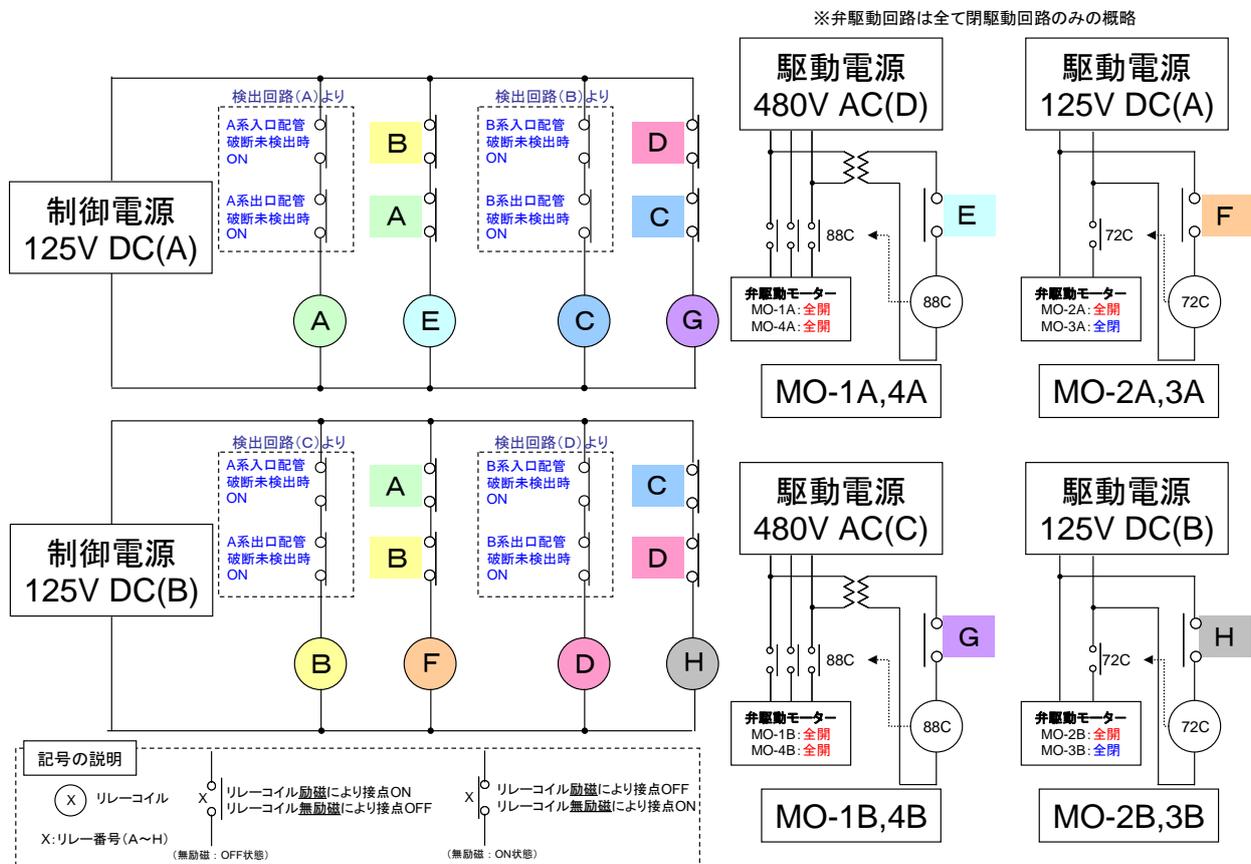
	直流125V A系	直流125V B系
IC(A)系配管破断	検出回路(A)	検出回路(C)
IC(B)系配管破断	検出回路(B)	検出回路(D)

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 (IC) 隔離信号回路図 (待機時の状態)



【隔離信号 (破断検出信号) 発信時】

- ① 「A系入口配管破断信号」または「A系出口配管破断信号」が入った場合、A, Bのリレーコイルが無励磁となる。
- ② A, Bリレーコイルが無励磁となるとA, Bの接点がOFFし、E, Fリレーコイルが無励磁となる。
- ③ E, Fリレーコイルが無励磁となるとE, Fの接点がONし、MO-1A, 2A, 3A, 4Aの閉駆動用リレーコイルが励磁し、閉駆動回路接点が閉じて弁駆動用モータに電流が流れ閉動作する。
- ④ 破断検出信号が1つでも入れば、当該系統(上記の場合はA系)が隔離する。
※B系についても同様。

【制御電源喪失時】

- ① 125V DC(A)の制御電源を喪失するとA, E, C, Gリレーコイルが無励磁となる。
- ② A, Cリレーコイルが無励磁となると、A, Cの接点がOFFし、F, Hリレーコイルが無励磁となる。
- ③ E, F, G, Hリレーコイルが無励磁となると、E, F, G, Hの接点がONし、MO-1A, 2A, 3A, 4A, 1B, 2B, 3B, 4Bの閉駆動用リレーコイルが励磁し、閉駆動回路接点が閉じて弁駆動用モータに電流が流れ閉動作する。
※125V DC(B)の制御電源を喪失した場合も同様。

【隔離信号発信時の開操作について】

操作スイッチを「F-OPEN」位置にすることで、隔離信号はバイパスでき開可能。

福島第一1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
			14:52	15:03~	15:35	18:18	18:25	21:30			
格納容器内側弁 (交流電源)	格納容器外側弁 (直流電源)	通常運転中	地震発生後の自動起動	IC起動・停止	津波	(直流電圧復帰)				調査結果からの評価	調査結果からの評価	
MO-1301-1A	-	○	○	○	○ ⇒	?					?	/
-	MO-1301-2A	○	○	○	○ ⇒	×	×→○	○	○		○	○
-	MO-1301-3A	×	×→○	○↻×	× ⇒	×	×→○	○→×	×→○		○	○
MO-1301-4A	-	○	○	○	○ ⇒	?					?	/
IC状態		待機	運転開始	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	運転操作		弁回路調査結果	現場調査結果

IC B系		3月11日						4月1日	10月18日
			14:52	15:03	15:35			
格納容器内側弁 (交流電源)	格納容器外側弁 (直流電源)	通常運転中	地震発生後の自動起動	停止	津波			調査結果からの評価	調査結果からの評価
MO-1301-1B	-	○	○	○	○ ⇒	?		?	/
-	MO-1301-2B	○	○	○	○ ⇒	×		×	×
-	MO-1301-3B	×	×→○	○→×	× ⇒	×		×	×
MO-1301-4B	-	○	○	○	○ ⇒	?		?	/
IC状態		待機	運転開始	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		弁回路調査結果	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) 胴側水位減少量に関する調査結果について

(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
- 15:35 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

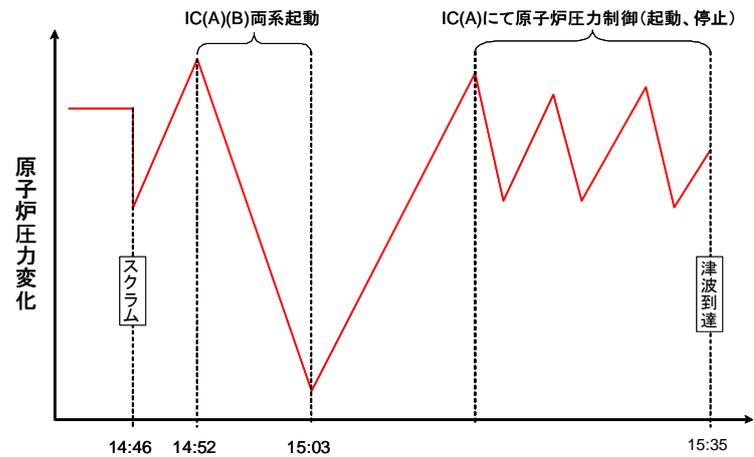


図 1 原子炉圧力変化のイメージ (チャートより)

(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°C に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°C 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°C 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°C 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°C 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°C 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。

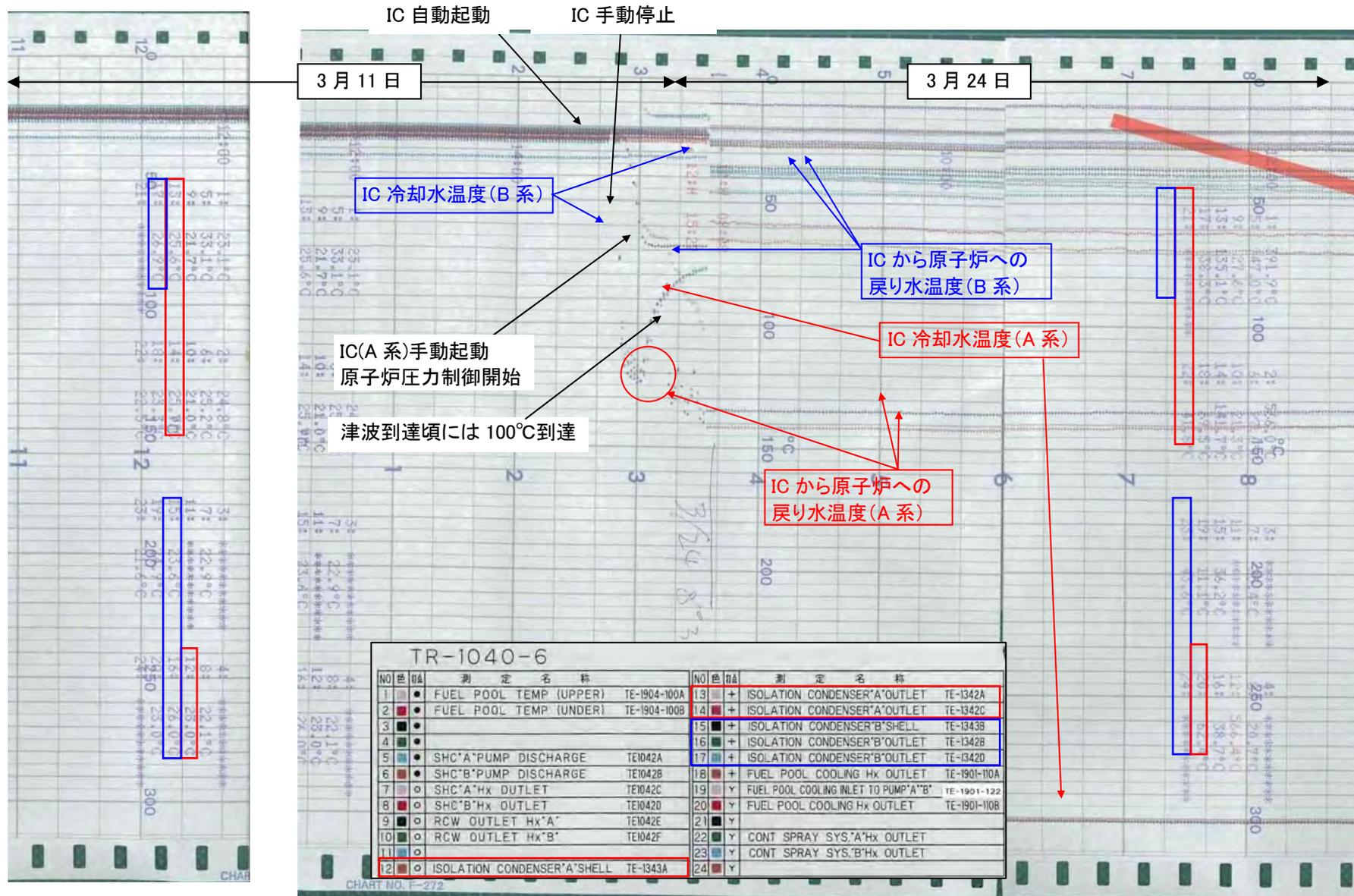


図2 IC周りの温度

津波襲来直後の福島第一1号機非常用復水器(IC)の動作状態に対する認識について

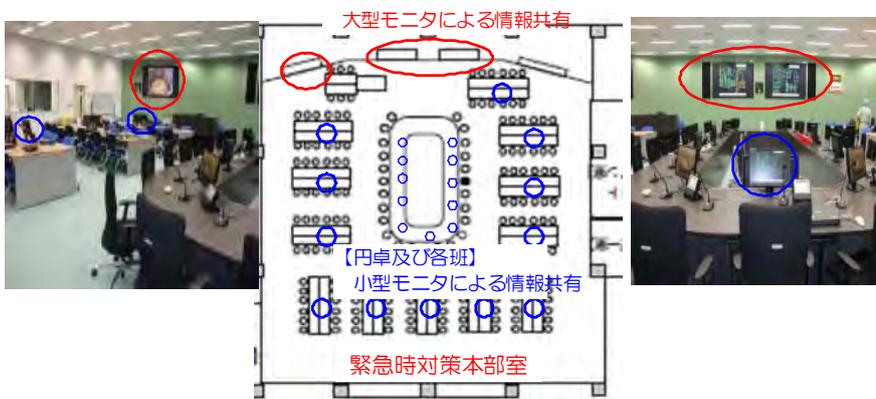
1. 発電所・本店対策本部における認識（動作していると認識し続けた経緯）

地震発生後に非常用復水器（IC）が起動しているとの情報を受けた以降、発電所対策本部では IC が停止したとの情報がなかったこと、IC からの蒸気発生を確認したとの情報があったこと、原子炉水位が有効燃料頂部を上回っていたことなどの情報から、IC が停止していたことを把握するに至らなかった。また、本店対策本部でも地震による被害状況の把握等の初期の混乱や原災法に基づく特定事象発生という事態の中で国等外部機関への情報提供等を余儀なくされる中、IC 作動中との情報もあり、停止しているとの認識に至らなかった。以下に IC が停止していたことを把握するに至らなかった背景を整理した。

(1) 視覚によるプラント情報把握手段の喪失

免震重要棟緊急時対策本部正面の大型モニタ、円卓及び各班に設置してある小型モニタに、緊急時対応情報表示システム（SPDS：Safety Parameter Display System）の情報を表示し、視覚によりプラントの状態をタイムリーに把握、監視することができる。

しかしながら、今回の事故対応では SPDS が使用不能となった結果、視覚によるプラント状態の収集・把握は不可能となり、中央制御室からのホットラインを通じた口頭伝達による方法のみとなった。



発電所対策本部内での
SPDS画面の配置状況



SPDSの画面イメージ

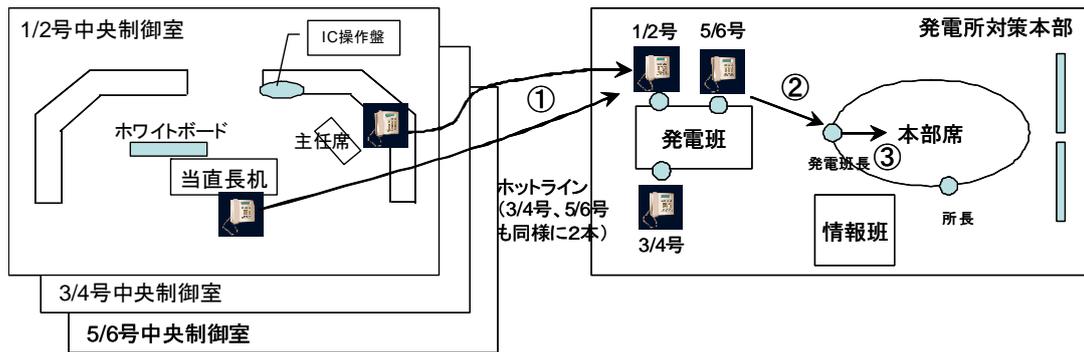
（プラントパラメータや機器の動作状況を視覚的に把握できる。本画面はデータ伝送が停止しているため表示されていない）

(2) ホットラインを通じた口頭による情報伝達

ホットラインは、各中央制御室に2回線あり、発電所対策本部発電班ブースに接続されていた。中央制御室からの情報は、

- ① ホットラインを通じて発電所対策本部発電班に連絡され、
- ② 発電班から本部席の発電班長へ口頭で伝達され、

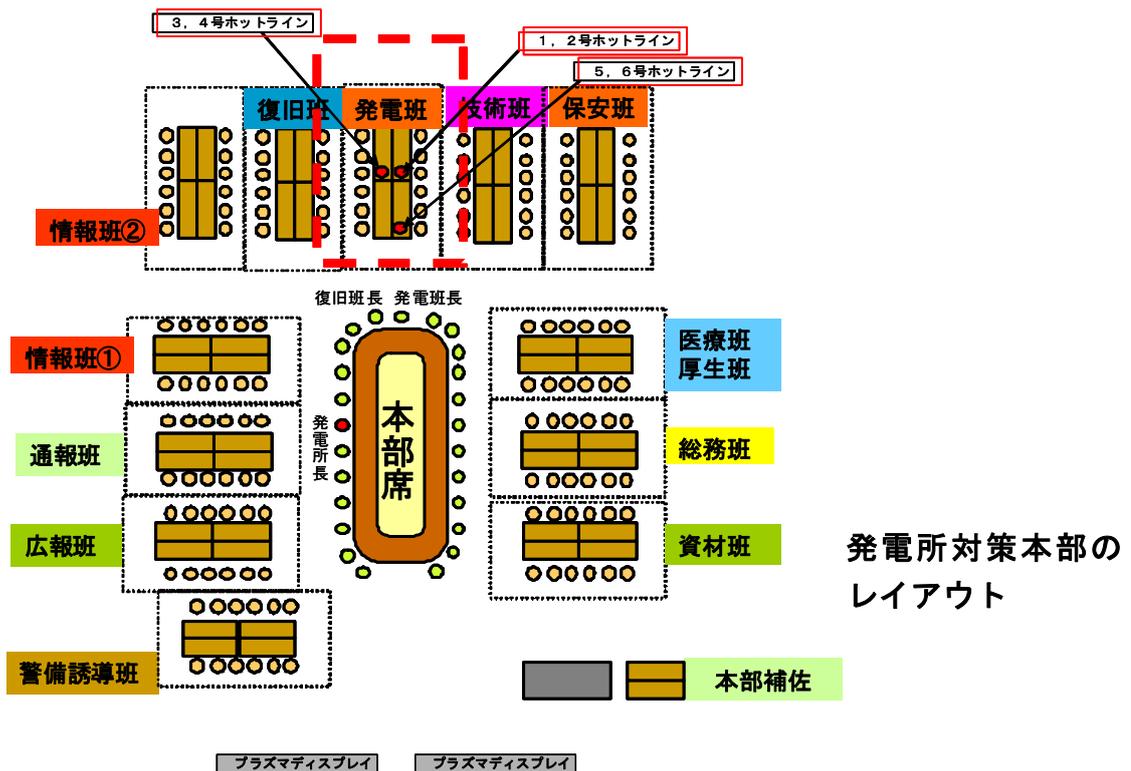
③ 発電班長から本部全体に報告される
 ことで、初めて発電所対策本部に共有されていた(本店対策本部はTV会議を通じて共有)。



中央制御室と発電所対策本部間の情報の流れ (イメージ)

事故対応の前提を大きく外れた事態の中で、発電班では、各中央制御室からホットラインを通じて報告される情報を収集・整理しながらプラント状態を把握し、事故復旧方策及び中央制御室の支援内容の検討を行っていた。この状況は他の機能班も同様であった。

このような中、発電所対策本部は、発電班や復旧班など12の各機能班から報告される1～6号機に関するプラント情報や、本店や外部機関からの問い合わせ等の多種多様な情報を整理し、今後の事故対応の指示やTV会議を通じた本店への報告を行っていた。



発電所対策本部のレイアウト

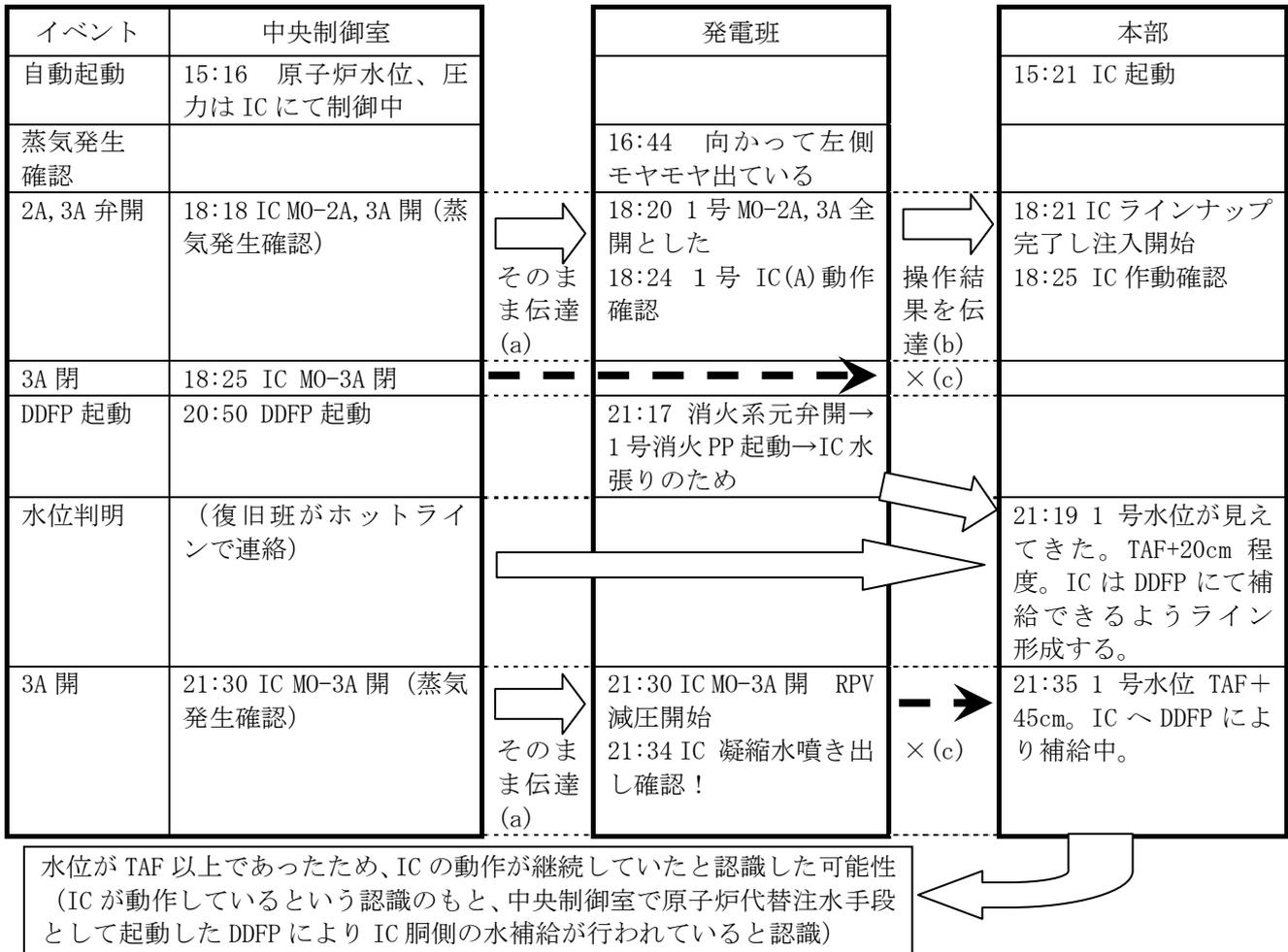
(3) ICの動作状況に対する情報の流れ

視覚によるプラント状態の把握が不可能となり、ホットラインのみによる口頭伝達が行われている中で行われたICに関する情報の「中央制御室→発電所対策本部発電班→発電所対策本部」の流れを整理した。その結果、以下のような特徴が確認された。

a. 中央制御室における弁開閉などの具体的操作内容は、中央制御室から発電所対策本部

発電班へはそのまま連絡されている。

- b. 発電所対策本部発電班が得た情報は、発電所対策本部に操作の結果として報告されている。
- c. IC 作動や、原子炉水位判明という IC が動作している可能性を思わせる情報の後は、それを否定する、或いは同種の情報が正しく認識されていない（伝達されていない）可能性がある。



(4) まとめ

これまでの事故対応の前提を大きく外れた事態の中で、以下の対応を余儀なくされた。

- ✓ 通信手段が限定され、発電所対策本部と中央制御室との連絡手段はホットラインのみとなり口頭での情報連絡・共有となったこと
- ✓ 発電所対策本部では 1 号機だけでなく 2～6 号機のプラント状況も共有され対応が協議されていたこと
- ✓ 発電所・本店対策本部では、プラント情報のみならず外部機関からの問い合わせ対応やテレビ会議を通じたプラント情報の報告が行われていたこと

このような背景の中、IC の操作情報が操作の結果として報告される等により、中央制御室と発電所・本店対策本部間で徐々に IC の動作状況に対する認識の相違が起り、発電所・本店対策本部では IC が動作していると認識し続ける結果となったと推定される。

2. 中央制御室における認識

津波直後の中央制御室では、運転員は、IC の「動作状態がわからなくなった」と証言しており、本報告書においてこれを事実認定している。この件に関わるグループ討議等を通じた運転員への聞き取り結果を以下に記す。

(1) 運転員の認識

- ① 津波襲来直後の中央制御室では、計器や機器の状態表示灯が消えていき、また、照明が消え最終的に非常灯のみとなる中、IC の隔離弁の状態表示灯も消灯した。このような中、当直長を含む複数の運転員は IC が動作しているかどうかわからなかったと証言している。
- ② 当直長は、中央制御室では IC の動作状態が確認できないことから、発電所対策本部に蒸気の吹き出し状態を確認するよう依頼していたと証言している。また、時間は明確に覚えていないものの、発電所対策本部から蒸気が出ていることを聞いた、蒸気の発生量が少なく IC の動作状態に疑問を持ったと証言している。
- ③ 発電所対策本部発電班は 11 日 16 時 44 分に蒸気が出ていることを確認している。②に述べた当直長による依頼を受けたものかどうか特定するには至らなかったが、蒸気が出ていることを確認した発電班員は蒸気の発生量は少なかったと証言しており、当直長の証言とも合致することから、この確認は当直長による蒸気の確認依頼を受けて行われた行為である可能性が高いと考えられる。
- ④ IC の現場確認に向かった複数の運転員は、現場状況の確認の一環として IC の動作状態を把握するために胴側の水位を確認しに行ったと証言している。一方、IC が停止しているとの認識の下で隔離弁を手動で開けに行ったとの証言はなかった。
- ⑤ 以上、②及び④で述べた内容は、IC の動作状況がわからないという認識のもとに実施された行為と考えられる。
- ⑥ 一方、上述の証言と反する意見として、津波襲来直前まで IC の隔離弁の開閉操作を行っていた運転員のうち 1 名から、「隔離弁 (3A 弁) が閉の状態でも電源を喪失した。その事を他の運転員に伝えた。」との証言が得られている。しかし、他の運転員からは、この事実を記憶しているとの証言を得ることは出来なかった。また、後述するとおり当該運転員の隔離弁 (3A) の操作スイッチの位置に対する記憶が変わっており、この証言が公表された各種調査結果を踏まえたものであることを否定できないものであった。以上から、本報告書においては事実認定するに至らなかった。
- ⑦ なお、当直長は、IC の動作状態がわからなかったことから、動作していないかもしれないと考えた上で現場対応の指示を出していたと証言しており、仮にその時点で隔離弁 (3A) が閉である旨報告を受けていたとしても、以下のような状況から、その後の現場確認を開始する時間や内容は変わるものではないとの認識を示している。
 - 津波によりタービン建屋地下階が水没し、サービス建屋 1 階も冠水、余震が継続、大津波警報が発令され、高さの異なる津波が何度も押し寄せ海側のエリアを覆う津波も確認される中では、現場の安全確認が取れておらず、必要な装備も整っていなかったためすぐには現場に向かわせることが出来なかった。

- しかしながら、監視計器や各種表示ランプが消灯した中央制御室ではプラントの状態を把握できないことから、当直長は今後の復旧に向けた建屋内の被害状況や進入ルート of 把握、津波による電源設備の被水状況、設備の使用可否の確認等の現場確認を行う準備を開始した。現場の状況がわからないこと、設備の使用可否の判断を行うこと等を考慮し、若い運転員ではなく、当直長、当直副長に現在の現場状況を熟知している運転員を加えた2名1組の体制とした。また、万が一の場合に中央制御室から救援に向かうことができるよう、行き先を明確にするとともに、現場確認時間の制限を行った。

(参考) 当時の原子炉圧力のチャートによれば、原子炉圧力が上昇している途中で記録が停止していることから、当時 IC の隔離弁 (3A 弁) は閉であったと考えられる。

(2) 戻り配管隔離弁 (MO-3A) の操作スイッチの位置について

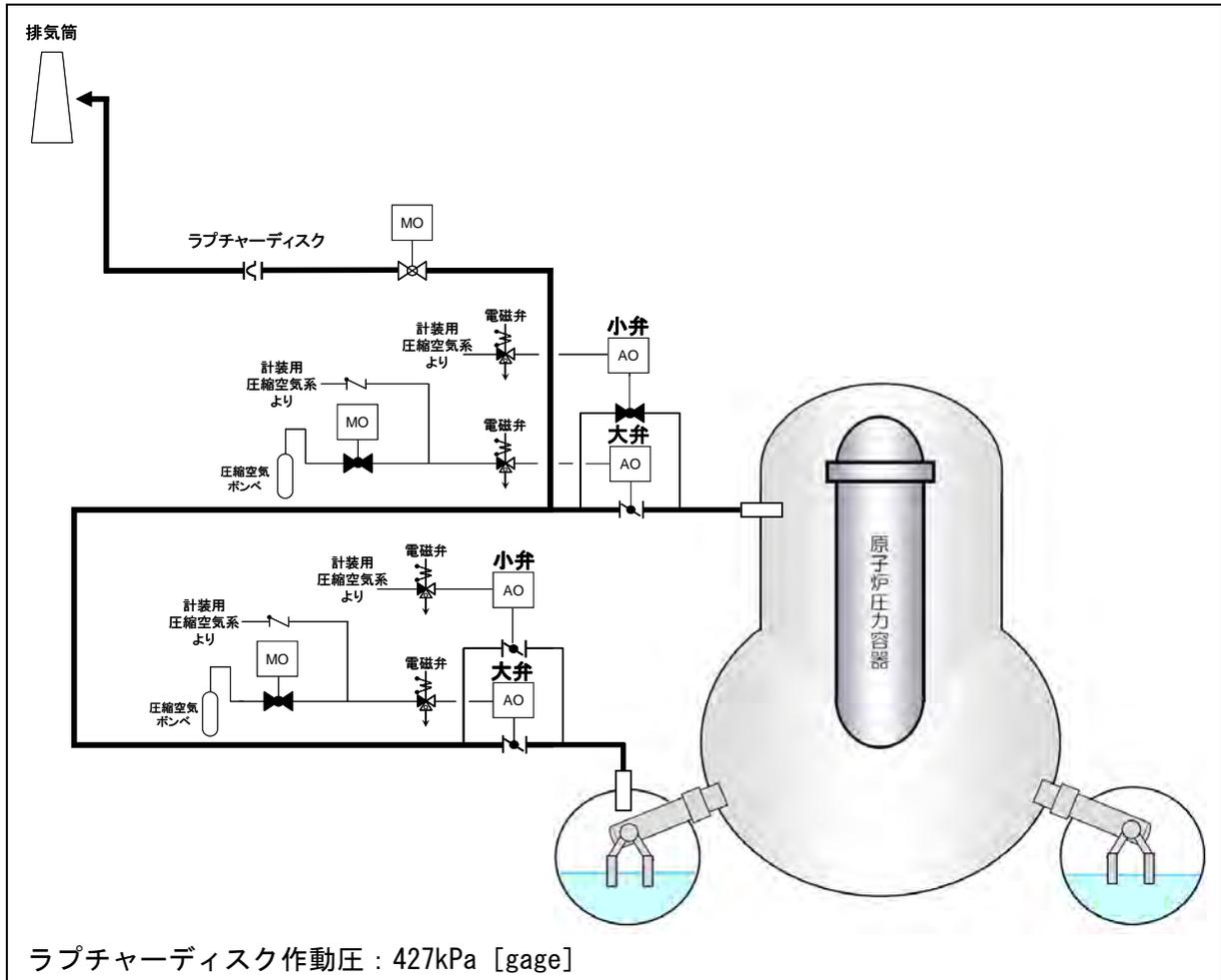
津波襲来直後に、隔離弁 (3A) の状態を認識する方法として操作スイッチの位置確認があるが、その位置の特定には至らなかった。これに関する運転員への聞き取り結果を以下に記す。

- ① 当時操作を行っていた運転員は、18時18分の開操作前に確認したときには閉であったと証言していたが、その後の聞き取りにおいて、記憶がないと証言している。また、当時操作を行っていた運転員の横にいたと思われる別の運転員は、閉にした後自動位置にしていたと証言していたが、その後記憶がないと証言している。
- ② 津波襲来直後、照明等を失った中央制御室で、当直長は非常用炉心冷却系を始めとして操作盤の確認を行い、原災法第15条の判断を行っているが、その際に隔離弁の操作スイッチの位置が閉であることに気付くことはなかったと証言している。
- ③ 隔離弁 (2A、3A) の表示ランプが閉状態で点灯しているのを発見し、複数の運転員で今後の対応を協議し、18時18分に開操作を行っている。開操作にあたり、通常操作スイッチが自動位置にある隔離弁 (2A) が閉状態であったため、隔離信号が入った可能性があると考え、図面等の調査を当直長を含め複数名の運転員で行っていた。当時議論を行っていた当直長を含め複数の運転員は、この時の隔離弁 (3A) の操作スイッチの位置が閉であれば当然誰かが気付いたはずであるが、その時の操作スイッチの位置については明確な記憶はないと証言している。

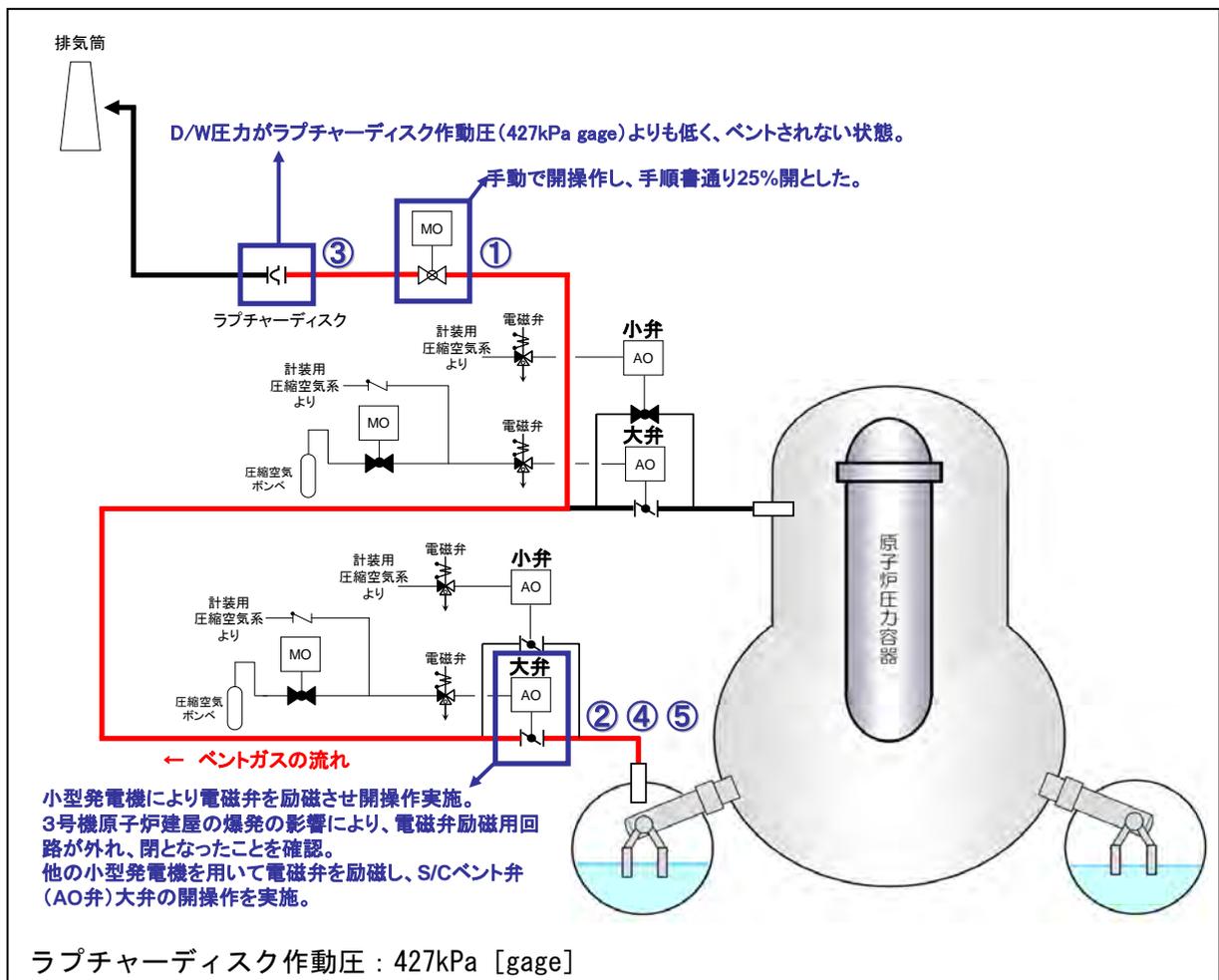
以 上

福島第一 2号機の原子炉格納容器 (PCV) ベントについて

3月11日地震発生前



3月13日 11時00分 S/C側大弁使用時



【PCV ベント弁 (MO 弁) 及び S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開操作】

① 3月13日 8時10分

PCV ベント弁 (MO 弁) を手順通り 25%開とした。

② 3月13日 11時00分

小型発電機を電源として電磁弁を励磁し、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開操作を実施。
ラプチャーディスクを除くベントライン構成完了。

③ その後

D/W 圧力がラプチャーディスク作動圧 (427kPa[gage]) よりも低く、ベントされない状態。ベント弁の開状態を保持し、D/W 圧力の監視を継続。

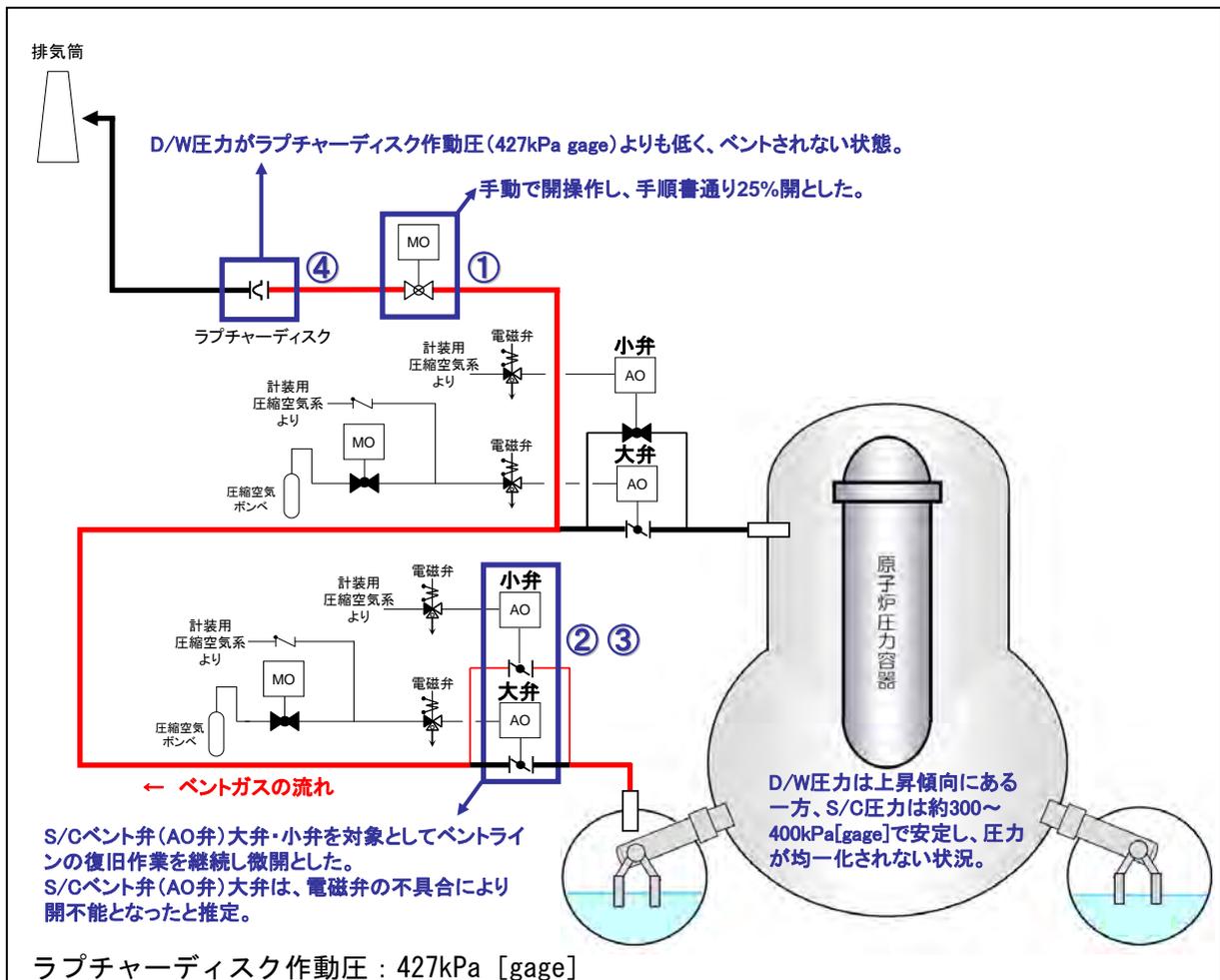
④ 3月14日 12時50分

3号機原子炉建屋の爆発の影響により、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁励磁用回路が外れ、閉となったことを確認。

⑤ 3月14日 16時00分頃

小型発電機が過電流により停止する不具合があったが、他の小型発電機を用いて電磁弁を励磁し、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開操作を実施。

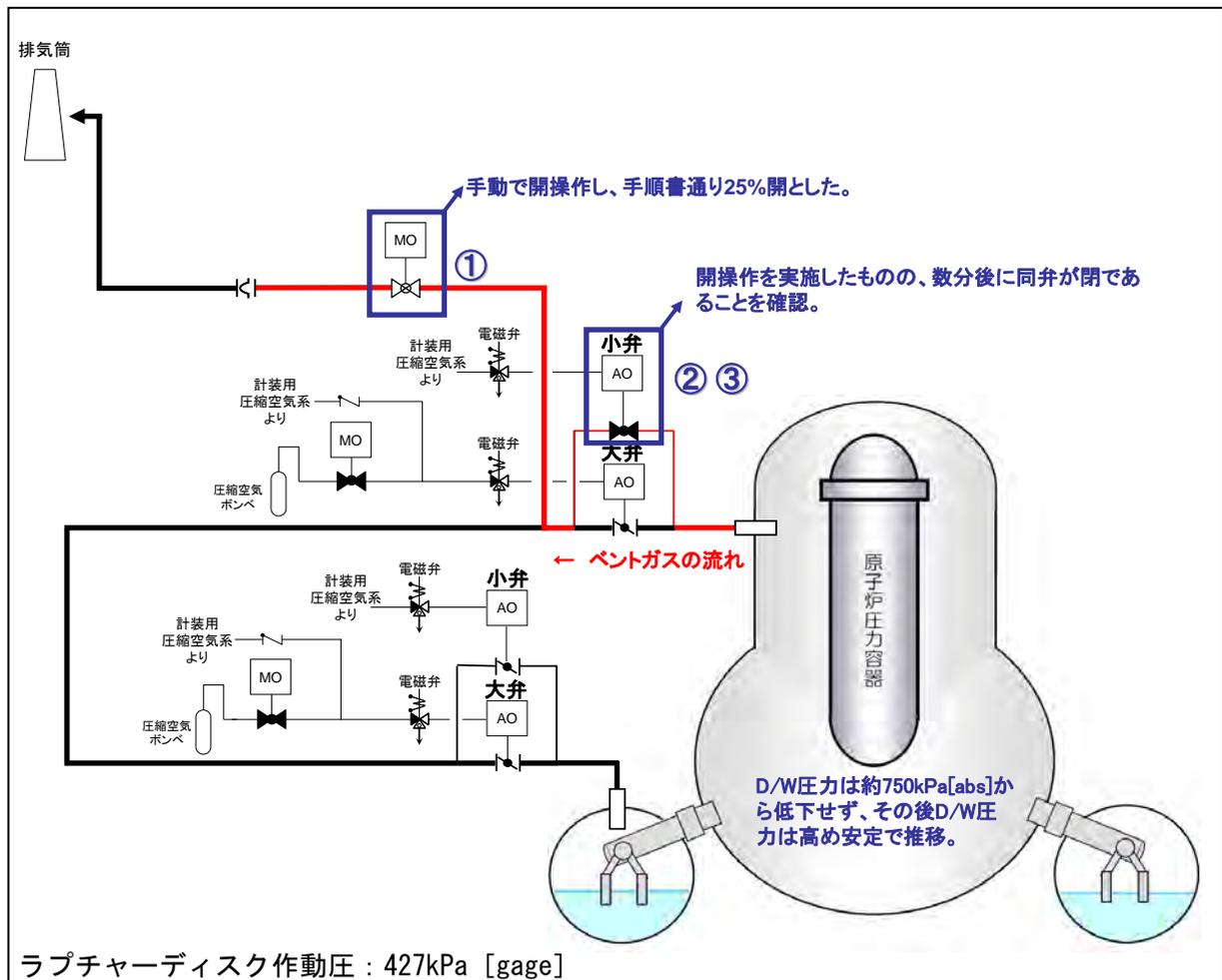
3月14日 21時00分頃 S/C側小弁使用時



【S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁の開操作】

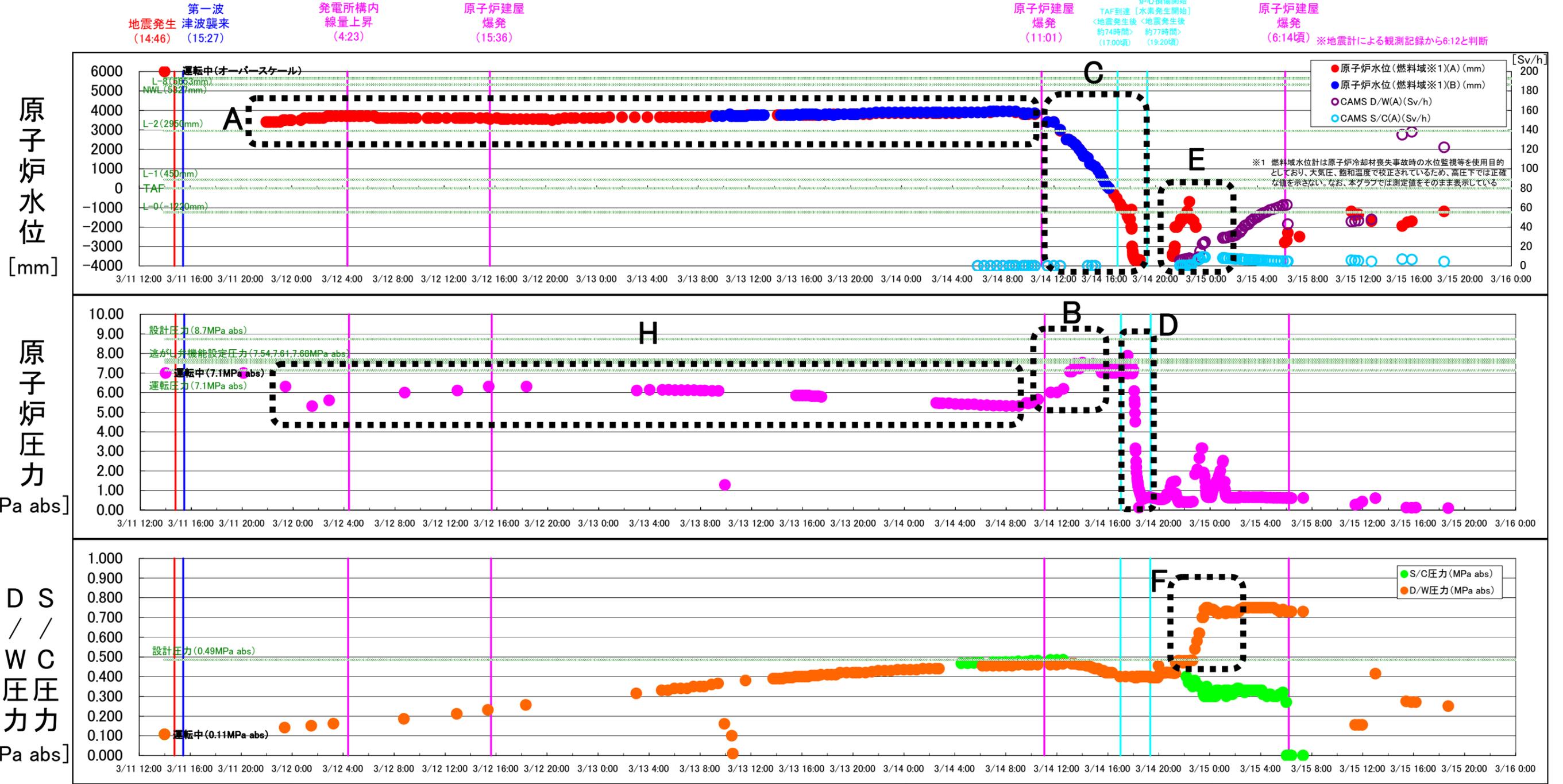
- ① 3月13日8時10分
PCV ベント弁 (MO 弁) を手順通り 25%開とした。
- ② 3月14日18時35分
S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁だけでなく S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁を対象としてベントラインの復旧作業を継続。S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁は、電磁弁の不具合 (地絡) により開不能となったと推定した。
- ③ 3月14日21時00分頃
S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁が電磁弁の励磁により微開となり、ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了。
- ④ その後
D/W 圧力がラプチャーディスク作動圧 (427kPa[gage]) よりも低く、ベントされない状態。ベント弁の開状態を保持し、D/W 圧力の監視を継続。

3月15日0時01分 D/W側小弁使用時



【D/W ベント弁小弁の開操作 (D/W 圧力のみ上昇開始)】

- ① 3月13日8時10分
PCV ベント弁 (MO 弁) を手順通り 25%開とした。
- ② 3月14日23時35分
S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁が開いていなかったことを確認。D/W 側の圧力が上昇していることから、D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁を開けることによりベントを実施する方針を決定。
- ③ 3月15日00時01分
D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁の電磁弁を励磁して開操作したが、数分後に閉であることを確認。



高圧注水	RCIC	手動起動 (14:50) 自動停止 (14:51) 手動起動 (15:02) 自動停止 (15:28) 手動起動 (15:39) 運転していることを確認 (2:55) 水源切替を開始 (4:20) 水源切替を完了 (5:00)
	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	減圧操作開始 (16:34) 減圧開始 (18:02) SRV2井 開操作開始 (21:20) SRV 開操作開始 (23:00) SRV 開操作開始 (1:10)
低圧注水	FP/消防車	所長注水方法検討指示 (17:12) 注水ライン構成開始 (21:00頃) 注水ライン構成完了 (11日中) DDFP停止を確認 (1:20)
格納容器ベント		所長ベント準備指示 (17:30) MO弁開実施 (8:10) 所長ベント実施指示 (10:15) ベントライン構成完了 (11:00) 仮設コンプレッサー設置 (3:00頃) S/C大弁開確認 (12:50) S/C大弁開操作 (16:00頃) S/C小弁開操作・ライン構成完成 (21:00頃) D/W小弁開操作※ (0:01)

G

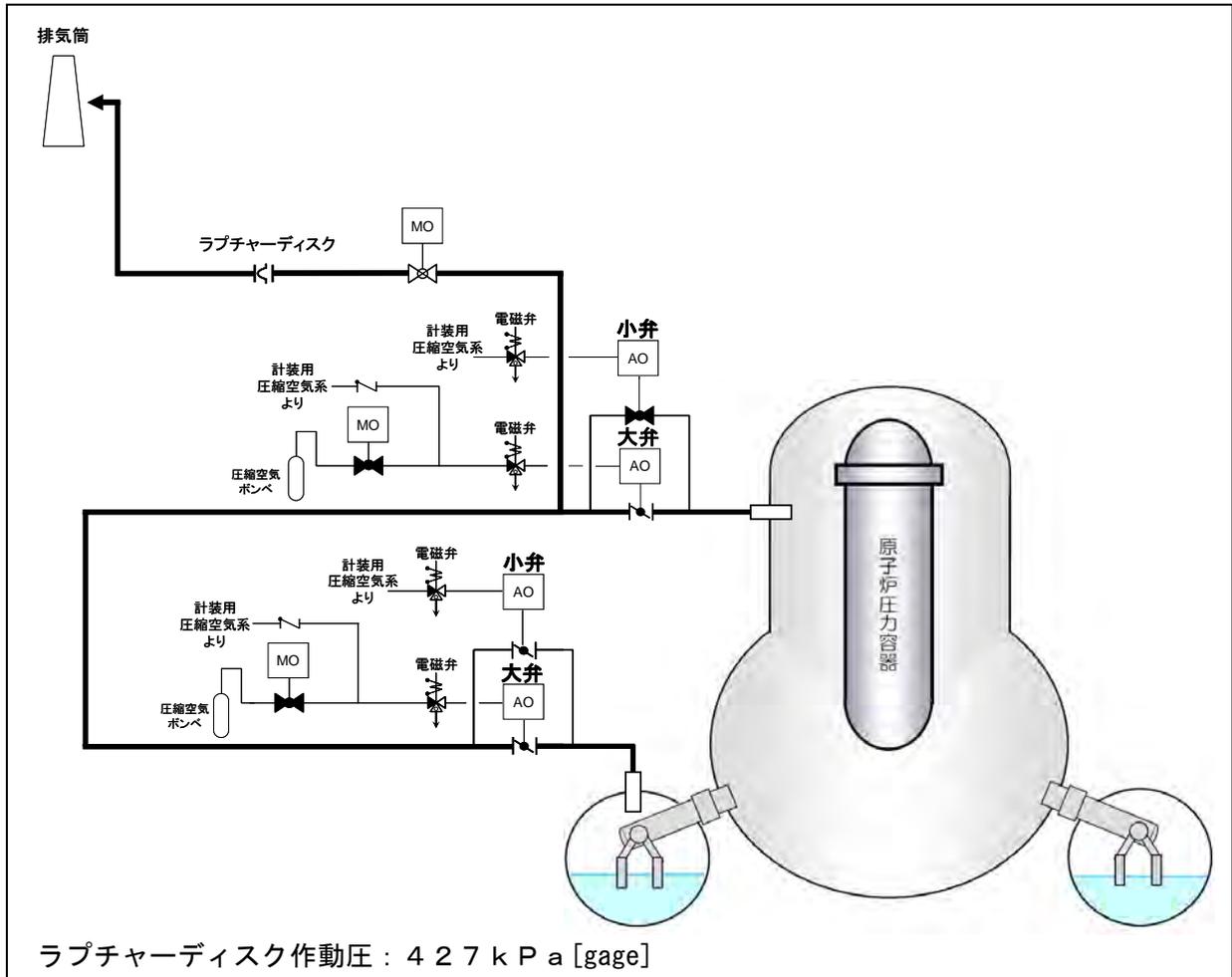
減圧操作開始 (16:34) 減圧開始 (18:02) SRV2井開操作開始 (21:20) SRV開操作開始 (23:00) SRV開操作開始 (1:10)

海水注入ライン構成再開 (13:05) 海水注入ラインのため消防車起動 (15:30頃) 消防車のための燃料切れによる海水停止確認 (19:20) 消防車のための注水開始 (19:54)

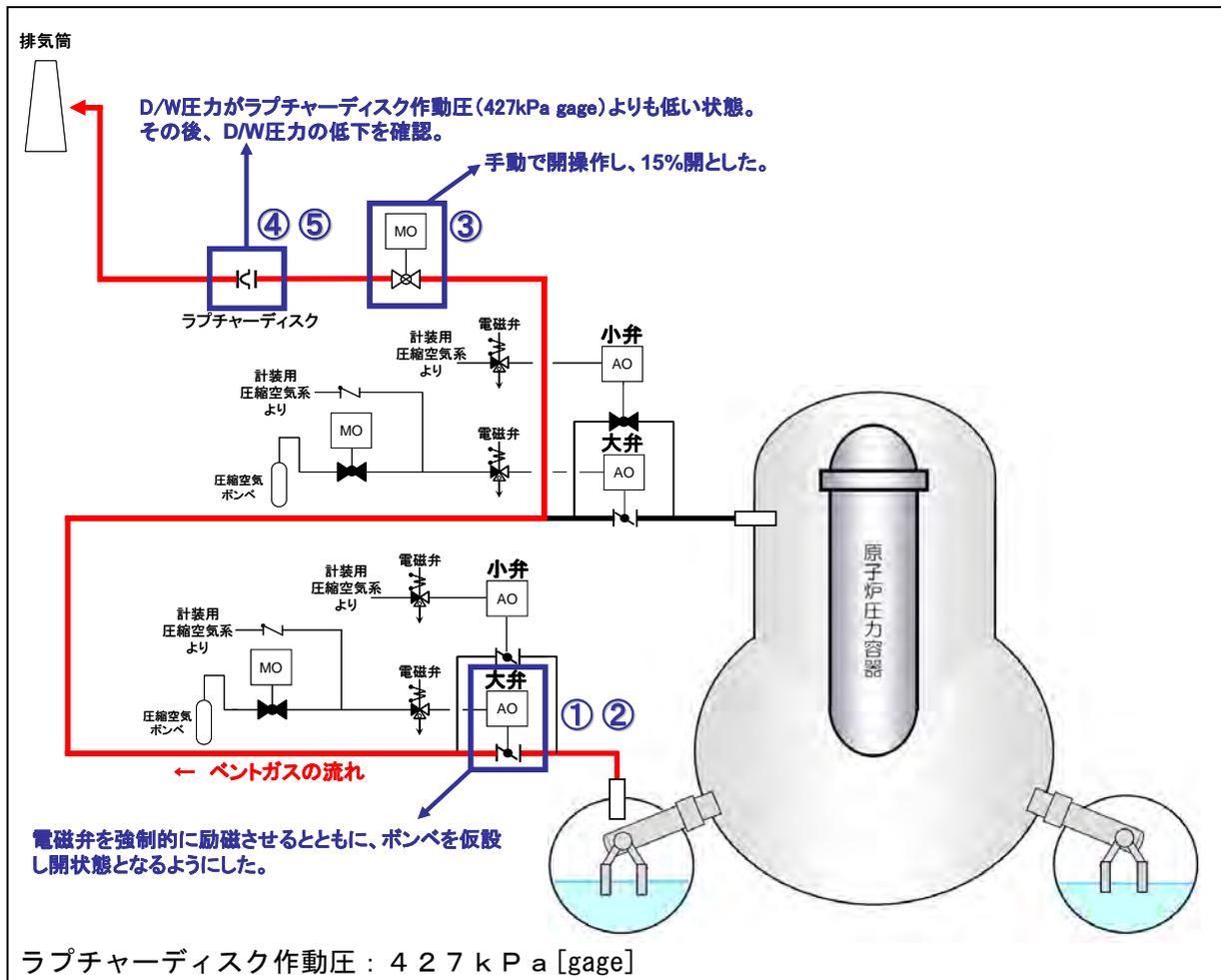
※数分後に閉であることを確認

福島第一 3号機の原子炉格納容器 (PCV) ベントについて

3月11日地震発生前



3月13日8時41分 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4時52分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を開けるために、小型発電機を用いて、電磁弁を強制的に励磁させたが、開度表示が閉であり、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁駆動用空気ポンプの充填圧力が0であった。

② 3月13日5時23分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の復旧作業開始。D/W 酸素濃度計の校正用ポンペを AO 弁駆動用空気のポンペと交換、健全であることを確認した。

③ 3月13日8時35分

ベント弁 (MO 弁) を手で開操作し、15%開とした。

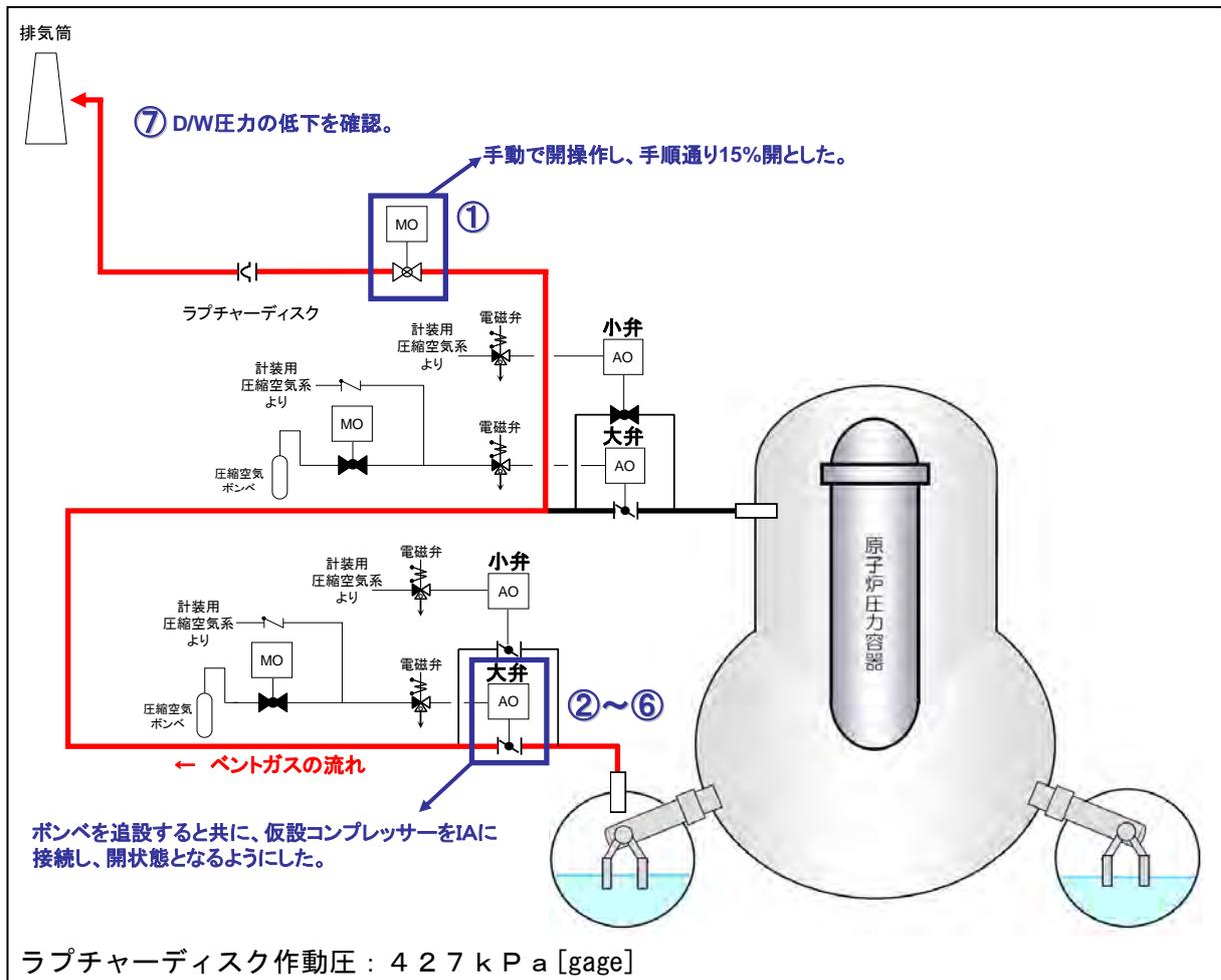
④ 3月13日8時41分

ベントラインの構成が完了したことが発電所対策本部に報告され、ラプチャーディスク破裂待ちとなった。

⑤ 3月13日9時24分

D/W 圧力が 637kPa[abs] (9:10) に上昇後、540kPa[abs] (9:24) まで減圧されたことを確認、発電所対策本部は 9:20 頃にベントが実施されたと判断した。

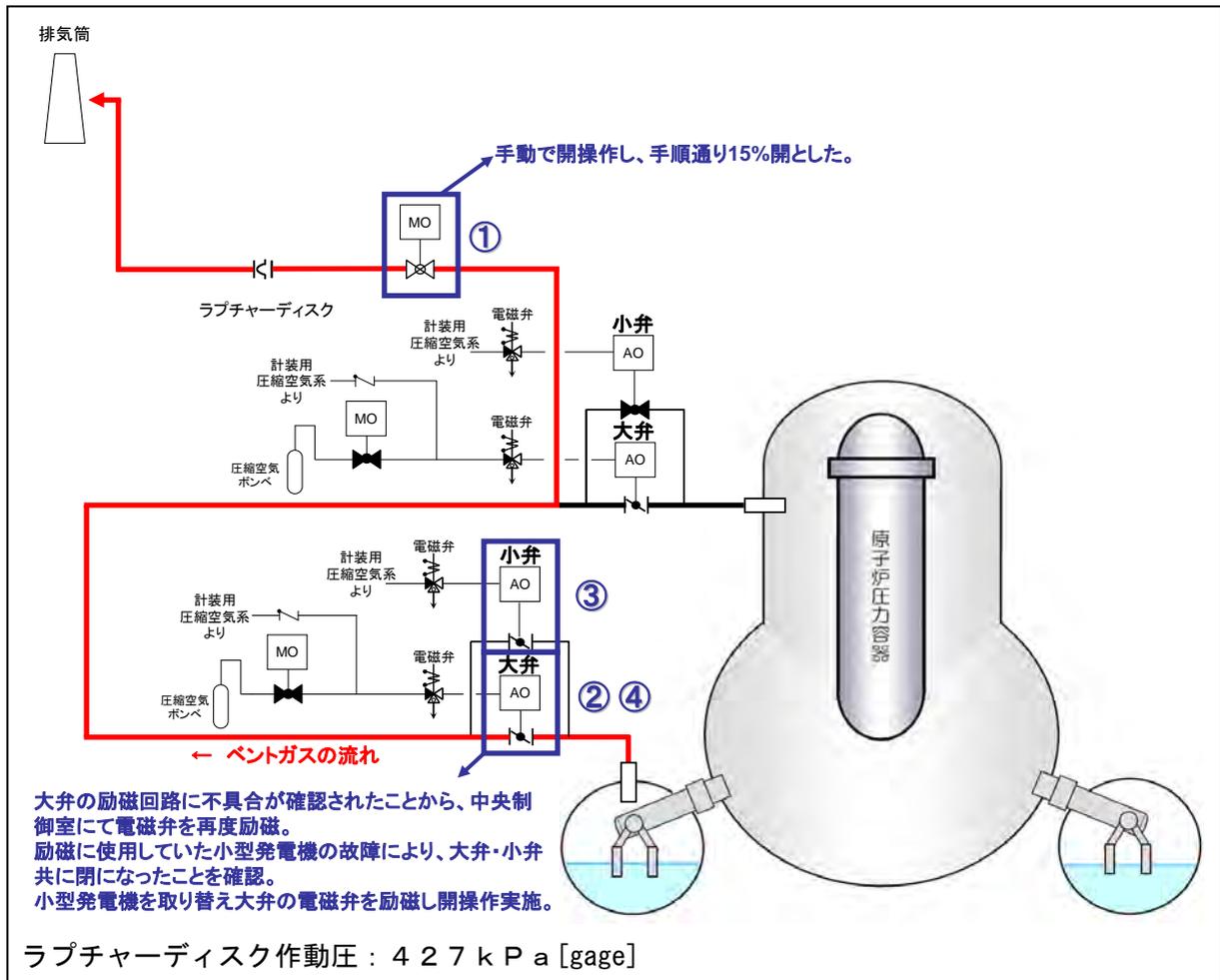
3月13日21時10分 PCVベントラインの維持継続



【ベントラインの維持継続】

- ① 3月13日8時35分
ベント弁 (MO 弁) を手動で開操作し、15%開とした。
- ② 3月13日9時28分
D/W 圧力に一旦上昇傾向が認められた。S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の駆動用空気ポンペの状況確認を行ったところ、接続部からリークが確認されたことから修理を実施。
- ③ 3月13日11時17分
ポンペ圧力抜けにより S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁が閉となったことから開操作を開始。
D/W 酸素濃度計校正用ポンペへ駆動用ポンペを交換。
- ④ 3月13日12時30分
S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開を確認。その後、D/W 圧力が低下し始めた。(480kPa[abs] (12:40) →300kPa[abs] (13:00))
- ⑤ 3月13日15時05分
D/W 圧力が再度上昇 (230kPa[abs] (14:30) →260kPa[abs] (15:00)) したため、仮設コンプレッサーを設置することとした。
- ⑥ 3月13日19時00分頃
仮設コンプレッサーを IA ラインに接続して起動。
- ⑦ 3月13日21時10分
D/W 圧力低下 により S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁が開となったと判断した。

3月14日5時20分 S/C側小弁及び大弁使用時



【ベントラインの追加】

- ① 3月13日8時35分
ベント弁 (MO 弁) を手動で開操作し、15%開とした。
- ② 3月14日3時40分
S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の励磁回路に不具合が確認されたことから、中央制御室にて電磁弁を再度励磁させた。
- ③ 3月14日5時20分
S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁を開とするために電磁弁の励磁操作を開始。その後、6:10に開操作完了。
- ④ 3月15日16時00分
S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁、小弁の電磁弁の励磁に用いていた小型発電機の故障により、同弁が閉になったことを確認。その後、16:05、小型発電機を取替え、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁を励磁し、開操作実施。

【その後のPCVベント実施】

以降も、S/C ベント弁 (A0 弁) 大弁、小弁駆動用空気圧や空気供給ラインの電磁弁の励磁維持の問題から開状態維持が難しく、開操作が複数回実施された。

【S/C ベント弁 (A0 弁) 大弁】

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
4月 8日	18時30分頃	閉確認				

【S/C ベント弁 (A0 弁) 小弁】

3月16日	1時55分	開操作				
4月 8日	18時30分頃	閉確認				

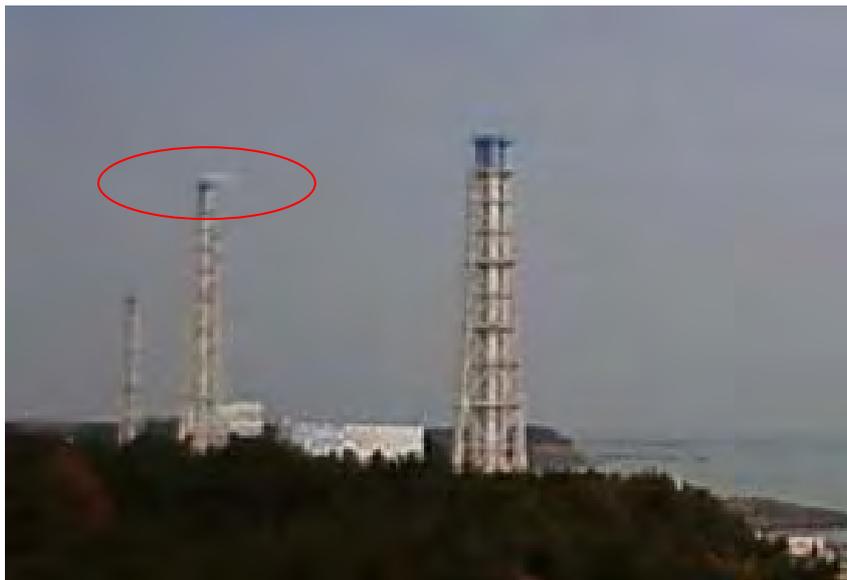
ふくいちライブカメラ写真による
福島第一 3 号機の原子炉格納容器 (P C V) ベントの排気について

◆ 3 月 1 3 日 9 : 0 0 撮影



8 : 4 1 ラプチャーディスクを除く PCV ベントライン
構成完了
9 : 2 4 D/W 圧力が低下していることを確認

◆ 3 月 1 3 日 1 0 : 0 0 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
(1 1 : 0 0、1 2 : 0 0 撮影の写真では確認できず)



1 1 : 1 7	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
1 2 : 3 0	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開を確認

◆ 3 月 1 3 日 1 3 : 0 0 撮影



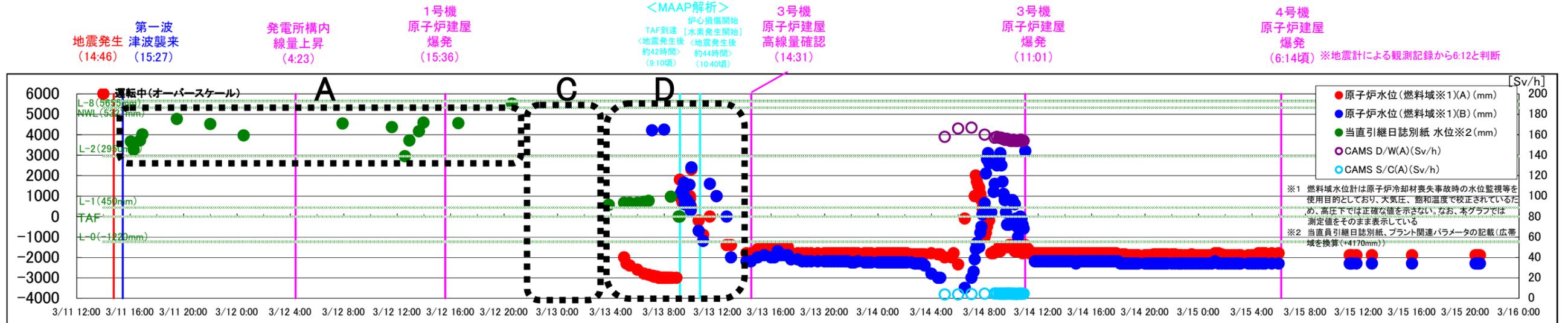
3, 4 号機 排気筒から海側にうっすらと蒸気のようなものが見える

◆ 3 月 1 3 日 1 4 : 0 0 撮影

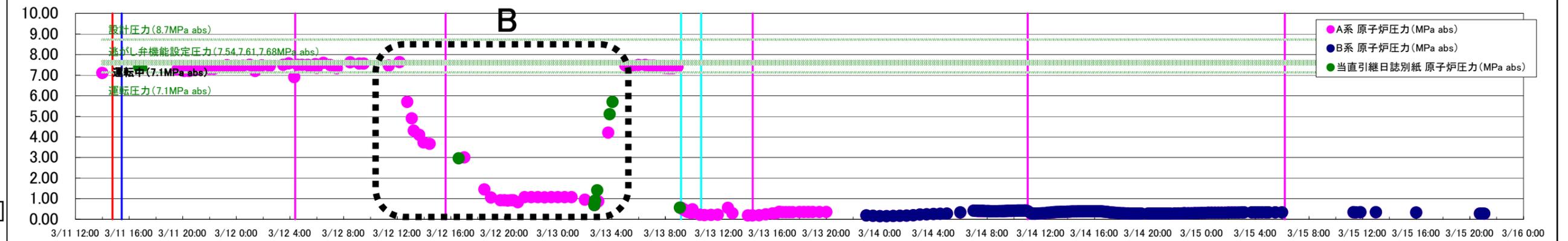


3, 4 号機 排気筒から山側にうっすらと蒸気のようなものが見える
(1 5 : 0 0 撮影以降の写真では確認できず)

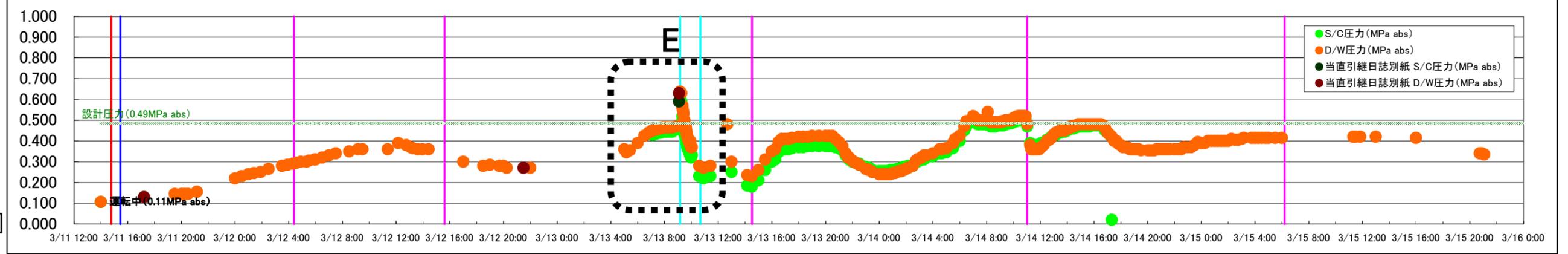
原子炉水位 [mm]



原子炉圧力 [MPa abs]



D S / / W C 圧圧 力力 [MPa abs]



高圧注水	RCIC	手動 自動 手動 起動 停止 起動 (15:05) (15:25) (16:03)	自動 停止 (11:36)
	HPCI	自動 起動 (12:35)	手動 停止 (2:42)
減圧	SRV	SRV急速減圧開始 SRVを開操作し減圧を維持 (9:08頃)	
低圧注水	FP/DDFP	自動 手動 起動 停止 (11:13) (11:36)	S/Cスワレイ 開始 停止 (12:06) (7:43) D/Wスワレイ 開始 停止 (5:08) (7:39) (8:40~9:10)
	FP/消防車	所長 検討指示 (17:12)	注水ライン 構成完了報告 (3:05) ほう入り 淡水注水 開始 (9:25) 海水注水 停止 (12:20) 再開 (13:12) 海水注水 停止 (1:10) 再開 (3:20) 再開 (15:30頃)
格納容器バント		所長 バント準備 指示 (17:30)	所長 バントライン MO弁 開操作 完了指示 (5:15) (8:35) (8:41) (9:20頃)
			S/C大弁開 バントライン 構成完了 (8:41) (9:20頃)
			S/C大弁 圧力 開確認 (11:17) (12:30) (19:00頃)
			仮設 D/W圧力低下 開確認 (12:30) (21:10)
			S/C小弁 開操作 (5:20) (6:10)
			S/C 大弁 開確認 (16:00) (16:06)
			S/C 大弁 以降、開操作を複数回実施 (16:00) (16:06)

福島第一3号機の原子炉圧力の挙動について

福島第一3号機における高圧注水系自動起動以降の原子炉圧力の挙動の詳細は、推定も含めて以下の通りである。なお、本資料の後段にチャートを掲載しているが、チャートに記載する丸数字の箇所について以下の丸数字で説明する構成としている。

- ① 3号機において、高圧注水系は原子炉隔離時冷却系の停止によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（L-2）で12日12時35分に自動起動した。
- ② 高圧注水系は蒸気タービンを駆動源としたポンプを有するため、駆動用タービンによる原子炉の蒸気の消費に伴い、原子炉圧力が低下している。その後、高圧注水系による原子炉への注水を継続しながら、19時頃以降、原子炉圧力は1 MPa程度で安定して推移した。
- ③ 13日2時頃、1 MPa程度で安定していた原子炉圧力が低下傾向を示す。2時42分に高圧注水系を手動停止した。原子炉圧力は0.58 MPaまで低下していた。なお、高圧注水系は設備保護のため0.69 MPaで自動停止する設定となっていたが、自動停止のインターロックは動作しなかった。動作しなかった理由は不明である。
- ④ 13日2時45分に原子炉圧力0.8 MPaの状態ですべて中央制御室にある制御盤にて表示灯が点灯していた主蒸気逃がし安全弁を開操作したが開かなかった。また、2時55分にも原子炉圧力1.3 MPaの状態ですべて開操作したが開かなかった。開動作しなかった理由は不明である。（なお、この開動作しなかった理由として、推定ではあるが、ドライウェル圧力が高く開動作に必要な窒素ガスの圧力が相対的に低くなり開動作しない可能性や、原子炉圧力とドライウェル圧力の圧力差が小さく弁体を持ち上げることができない可能性、電磁弁開動作に必要な電力が後に停止する高圧注水系の油ポンプの電力として使われていて電磁弁を作動させることができなかったという可能性が考えられる。）
- ⑤ 13日3時38分に再度、主蒸気逃がし安全弁を開操作したが開かなかった。開動作しなかった理由は不明である（開動作しなかった理由は④と同様な窒素ガスとドライウェル圧力の相対差や電力不足が考えられる）。なお、この影響かどうかは不明だが、原子炉圧力のチャートに若干の変動（原子炉圧力の減少）が認められる。

また、この直前の3時35分に直流電源B系につながれている高圧注水系の流

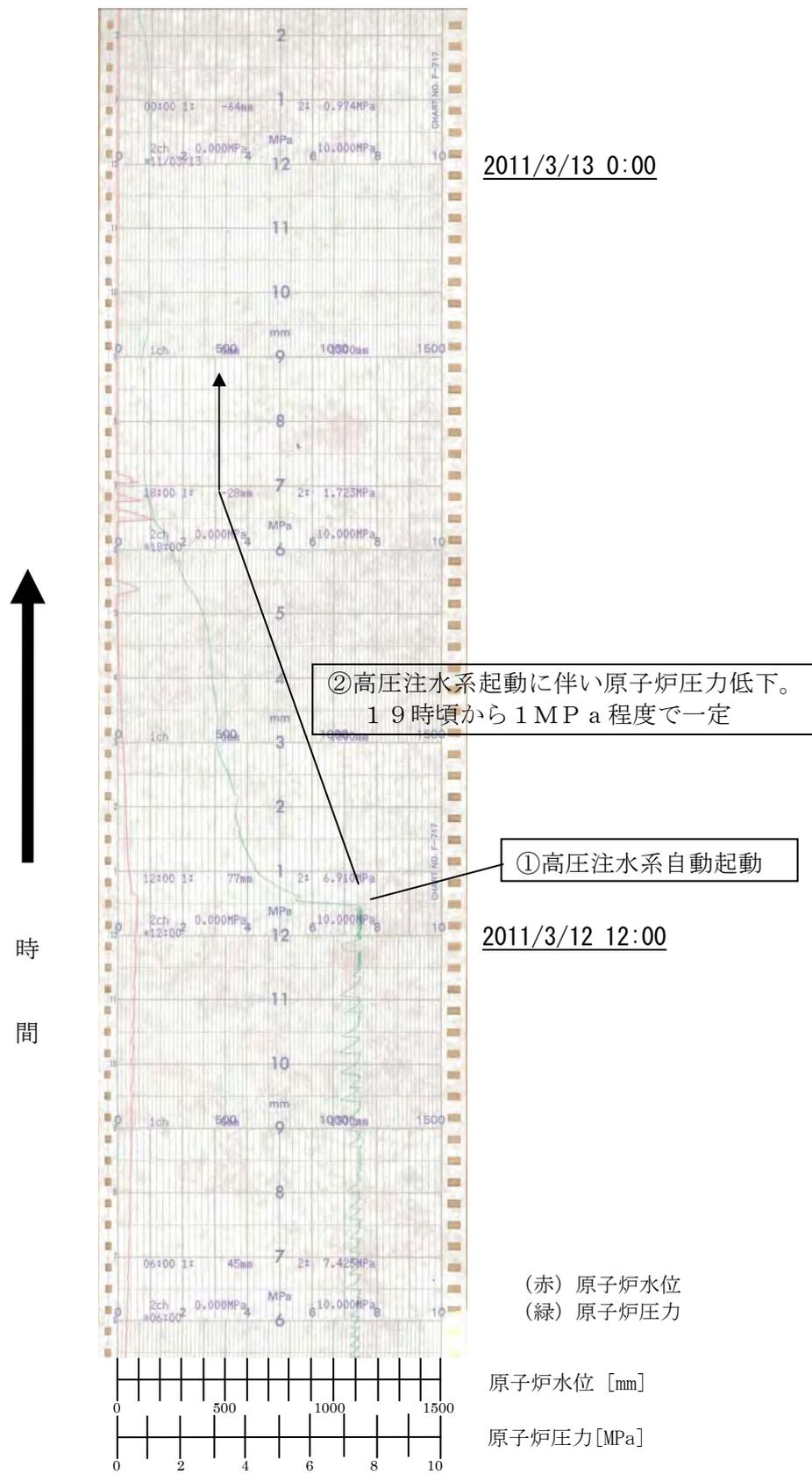
量制御器 (F I C) 表示灯が消灯し、3 時 3 7 分に直流電源 A 系につながれている原子炉隔離時冷却系の真空ポンプを起動しようとしたが起動させることができなかった。さらにこの直後の 3 時 3 9 分に高圧注水系の油ポンプを、4 時 0 6 分に復水ポンプを現場にて停止した。

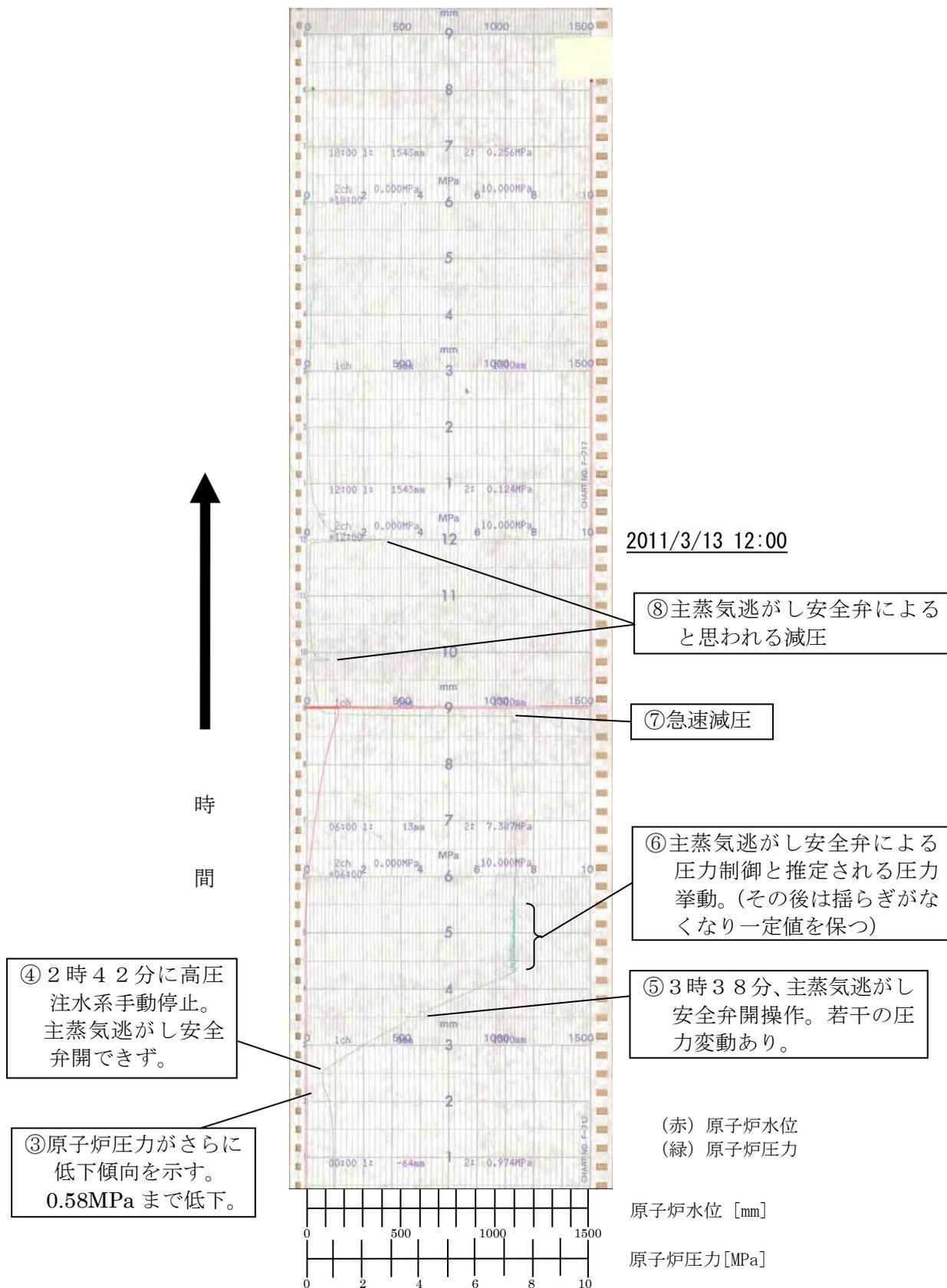
- ⑥ 原子炉圧力は約 7. 4 MP a に到達した後、主蒸気逃がし安全弁が自動的に開閉して原子炉圧力が制御されているように推定される挙動が原子炉圧力のチャートにて確認できる。この挙動は 6 時前くらいまで継続し、その後の原子炉圧力は主蒸気逃がし安全弁が開閉したときに見られる揺らぎのような挙動は示さずほぼ一定値を保っている。このように揺らぎのない一定程度の値を示していることの原因は不明である。(なお、この理由として、推定ではあるが、電源が枯渇したことで窒素ガスが供給できずに逃がし弁機能による開閉が行われずに揺らぎがなくなった、かつ、主蒸気逃がし安全弁のシートパスなど何らかの原子炉からの漏えいにより一定程度の値を示したことが考えられる。)

なお、この頃、中央制御室において、主蒸気逃がし安全弁へ窒素ガスを供給するための電磁弁に仮設バッテリーの接続を行っていた。

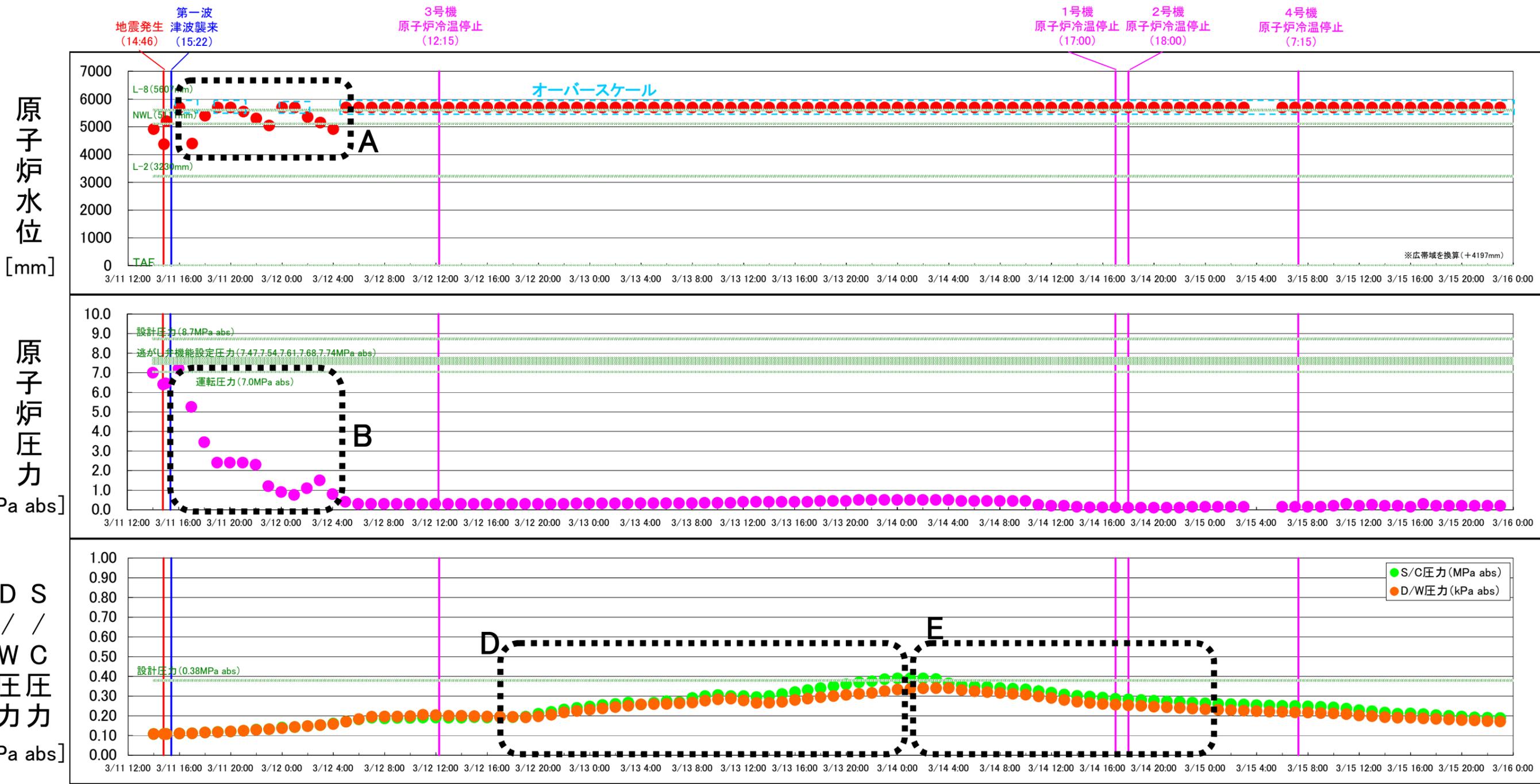
- ⑦ その後、9 時 0 8 分頃に原子炉圧力は急速に減圧されている。主蒸気逃がし安全弁の窒素ガス供給用電磁弁へのバッテリーつなぎこみが完了し、開操作を行ったのが 9 時 5 0 分であることから、この減圧はバッテリーをつなぎこんで主蒸気逃がし安全弁を操作したのではないが、何らかの理由により主蒸気逃がし安全弁が動作し、減圧されたものと推測される。また、減圧されていたときには主蒸気逃がし安全弁の制御盤にある表示灯は点灯しており、減圧時の表示灯は両点灯 (中間開度) を示していた。なお、減圧された理由として圧力容器からの漏えいも考えられるが、その理由は以下⑧より可能性は低いと考えられる。

- ⑧ 原子炉圧力が減圧された後、1 0 時前、1 2 時頃の 2 回、原子炉圧力が上昇しすぐに減圧されている。圧力容器からの漏えいや主蒸気逃がし安全弁の開固着が継続となっていた場合、このように原子炉圧力が上昇することは考えられない。一方、この頃は上に述べた通りバッテリーのつなぎこみが完了し、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の維持が可能になっていた。これら 2 回の減圧は実際に主蒸気逃がし安全弁を操作していたものと思われる。

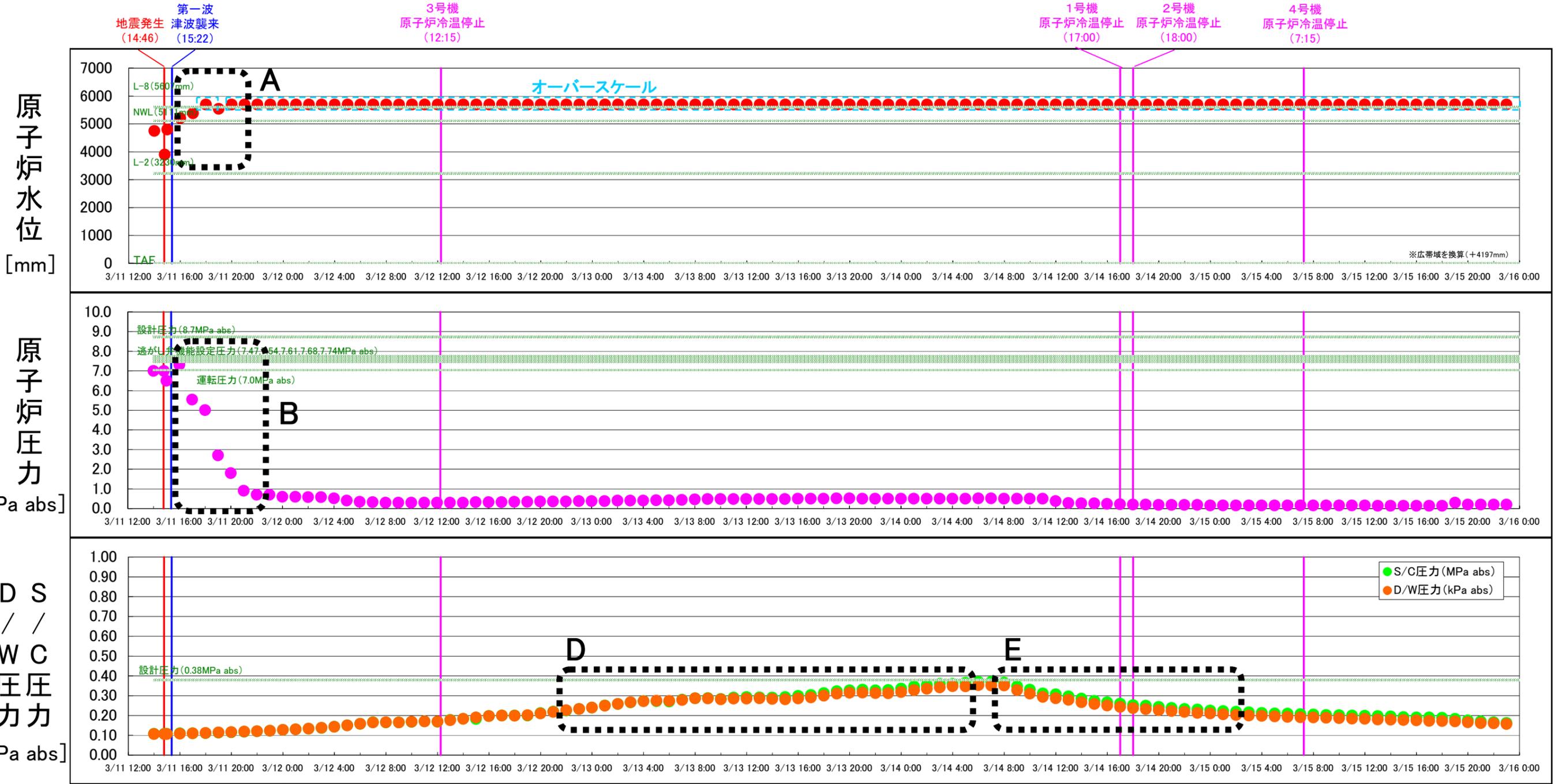




3号機 原子炉水位/原子炉圧力 (2/2)



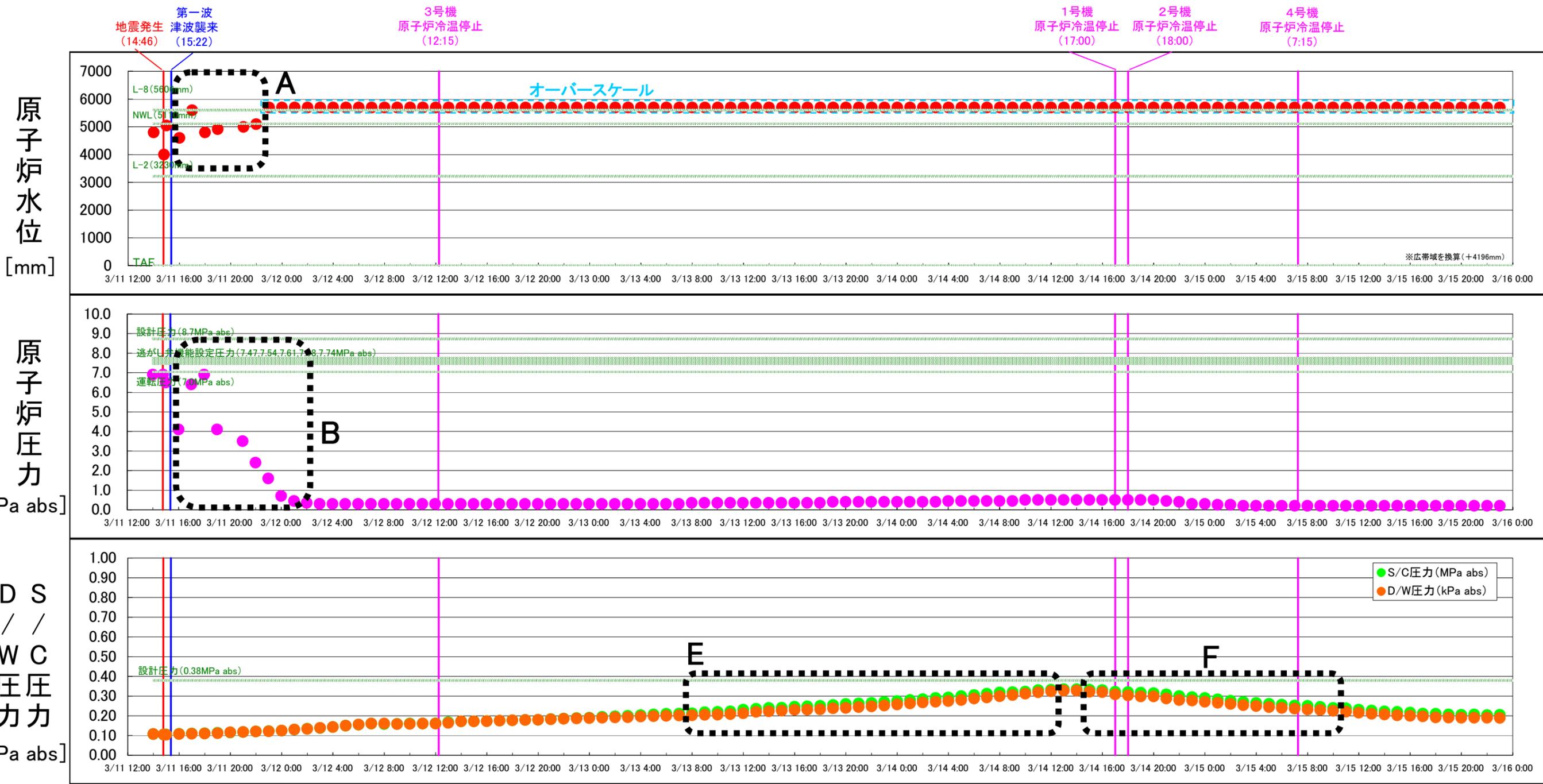
高圧注水	RCIC	手動起動 (15:36) 以隣、起動/停止適宜発生 手動隔離 (4:58) C
	HPCS	起動なし(電源水没及び補機冷却系の運転ができないため起動できず)
減圧	SRV	原子炉 減圧開始 (15:55) 以隣、開閉を繰り返し炉圧制御 急速減圧 開始 (3:50) 完了 (4:56) (以降についても適宜開閉を繰り返し炉圧制御)
低圧注水 ・ 除熱	MUWC	注水開始 (0:00) 注水停止 (9:40) S/C 冷却 開始 (6:20) D/W スpray 実施 (7:10) S/C スpray 実施 (7:37) S/C 冷却 停止 (7:45) 以降、D/Wスプレイ、S/Cスプレイ適宜実施
	RHR	RHR(B) 手動起動 (20:17) RHR(D) 手動起動 (21:03) RHR(B) モード開始 (1:24) EECW(B) 手動起動 (1:44) NHR(D) S/C スレイブ開始 (3:39) RHR(B) 低圧注水モードにて原子炉へ注水 (10:05) 以降、適宜モードを切替ながら冷温停止を維持
格納容器ベント		ベントライン 構成開始 (10:21) ベントライン 構成完了 (18:30)



高圧注水	RCIC	手動起動 (15:43) 以降、起動/停止適宜発生 自動隔離 (4:53) C	2号機 原子炉冷温停止 (18:00)
	HPCS	起動なし(補機冷却系の運転ができないため起動できず)	
減圧	SRV	原子炉減圧開始 (15:41) 以降、開閉を繰り返し炉圧制御 (以降についても適宜開閉を繰り返し炉圧制御)	
低圧注水 ・ 除熱	MUWC MUWP	D/Wスプレイズ/CSスプレイズ 注水開始 (4:50) 実施 (7:11) (7:35) 以降、適宜実施 注水停止 (10:12)	
	RHR	RHR(B) 手動起動 (15:35) RHR(B) 自動停止 (15:38) RHR(B) 手動起動 (3:20) RHR(B) 手動起動 (3:51) RHR(B) 手動起動 (5:52) RHR(B) モード開始 (7:13) RHR(B) S/C冷却開始 (7:50) RHR(B) S/C冷却停止 (10:48)	以降、適宜モードを切替ながら冷温停止を維持
格納容器ベント		ベントラインベントライン 構成開始 (10:33) 構成完了 (10:58)	



		3/11	3/12	3/13	3/14	3/15	
高圧注水	RCIC	手動起動 (16:06) 手動隔離 (23:58) C					
	HPCS	起動なし(待機)					
減圧	SRV	原子炉減圧開始 (15:46) (以降、開閉を繰り返し炉圧制御) (以降についても適宜開閉を繰り返し炉圧制御)					
低圧注水 ・ 除熱	MUWC	注水開始 (22:53) 注水停止 時期不明					
	RHR	RHR(B) 手動起動 S/C冷却モード開始 (15:36)	RHR(B) SHCモード開始 (0:06)	RHR(B) 手動停止 S/C冷却モード開始 (1:23)	RHR(B) 手動起動 S/C冷却モード開始 (2:39)	RHR(B) 手動停止 S/C冷却モード開始 (2:41)	RHR(B) 手動起動 S/C冷却モード開始 (7:59)
格納容器ベント			ベントライン 構成開始 (12:08)		ベントライン 構成完了 (12:13)		



		3/11	3/12	3/13	3/14	3/15
高圧注水	RCIC	手動起動 (15:54) 以降、起動/停止適宜発生 自動隔離 (0:16)				
	HPCS		手動起動 注水開始 注水停止 (11:17) (12:32) (13:48) 以降、起動/停止を繰り返し、適宜注水を実施			
減圧	SRV	原子炉 減圧開始 (15:46) 以降、開閉を繰り返し炉圧制御 (以降についても適宜開閉を繰り返し炉圧制御)				
低圧注水	MUWC		注水開始 (0:16) S/Cスプレイ 実施 (7:35) 注水終了 (17:25)			
	MUWP		S/C冷却 実施 (7:28) 注水終了 (22:14)			
除熱	RHR	RHR(B) 手動起動 (15:36) 自動停止 (15:41) RHR(A) 手動起動 (15:37) 手動停止 (15:38)			RHR(B) 手動起動 (11:00) 手動起動 (13:07) 手動起動 (14:56) RHR(D) 手動起動 (15:42) RHR(B) 手動起動 (16:02) RHR(B) 手動起動 (18:58)	RHR(B) 手動起動 (15:42) RHR(B) 手動起動 (16:02) RHR(B) 手動起動 (18:58)
						以降、適宜モードを切替ながら冷温停止を維持
格納容器バント			バントライン 構成開始 (11:44) バントライン 構成完了 (11:52)			

福島第一原子力発電所 使用済燃料プール（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ことから、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。

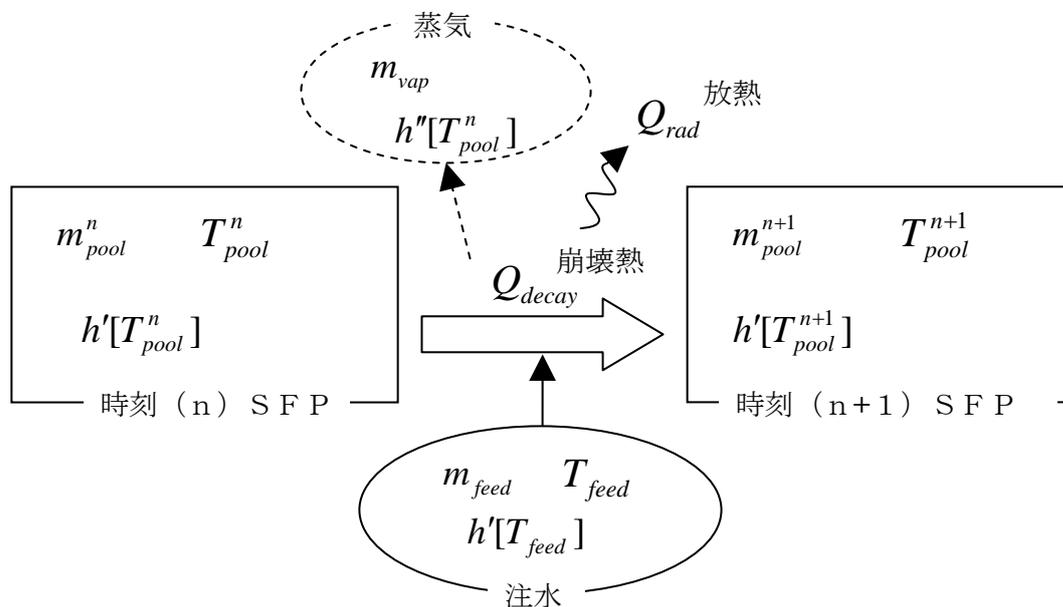
2. SFPの水位

(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、SFP内の使用済燃料の崩壊熱による蒸気の発生によりSFP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SFP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 S F P 内の水の質量

m_{feed} : 時刻 (n) ~ (n+1) で S F P 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 S F P 水の温度

T_{feed} : S F P 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 S F P 内の燃料の崩壊熱

Q_{rad} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生する S F P 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 S F P 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 S F P 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 S F P 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、S F P 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})

S F P 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。S F P 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 S F P 冷却性能評価に用いられている汎用計算コード O R I G E N を用いた。O R I G E N 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 S F P 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 S F P の崩壊熱の比出力一定の保守性は約 2% ($= 10\% \times (100 - 80)\%$) 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 S F P 水量 (m_{pool}^n)

表 3 に各 S F P の水量を示す。S F P 容積の設計値を満水時の S F P 水量として設定しており、S F P 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 S F P 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 50 cm の水位低下が生じたと仮定して保守的に評価している。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 S F P では建屋損傷時に 1 m 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、S F P 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。S F P 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 S F P 水の水压によりゲートを S F P 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、S F P 水量が減少して S F P 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 S F P に水が流れ込む構造である。4 号機の S F P でこの点を考慮した評価を実施しており、S F P ・ウェルともに満水の状態から蒸発によって S F P 水量が減少する場合には、ウェルから S F P への水の流れ込みにより S F P とウェルの水位が一体となるとしており、また、S F P ・ウェルともにある程度水位が低下した状態から S F P へ注水する場合には、S F P の水位のみが上昇する (S F P 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 S F P への注水量 (m_{feed})

1 号機～4 号機の S F P では、S F P 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 S F P 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 S F P 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 S F P 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 S F P 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、ヘリコプターや放水車による注水では 0.1、燃料プール冷却材浄化系 (F P C) 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 SFP水及び注水の水温 (T_{pool}^n 、 T_{feed})

SFP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℃とし、SFP水温の初期は全てのSFPについて30℃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℃程度、4号機については90℃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 W/m²・K、SFP壁の熱伝導率は1.5 W/m²・Kとし、外気温は10℃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2790 m³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	FPC	1
5/14	56	FPC	1
5/18	53	FPC	1
5/22	56	FPC	1
5/26	53	FPC	1
5/30	53	FPC	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	ヘリコプター	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	F P C	1
5/16	106	F P C	1

表 4 (4) 4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
3/20	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 SFP水及び注水の水温

	注水	10℃
SFP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 (℃)	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) の状況調査結果

1. SFP の状況

平成 23 年 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、水素爆発により R/B が損傷し、天井部分が SFP 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、SFP 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、SFP への直接の注水が出来ず、SFP 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。

SFP 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 SFP 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

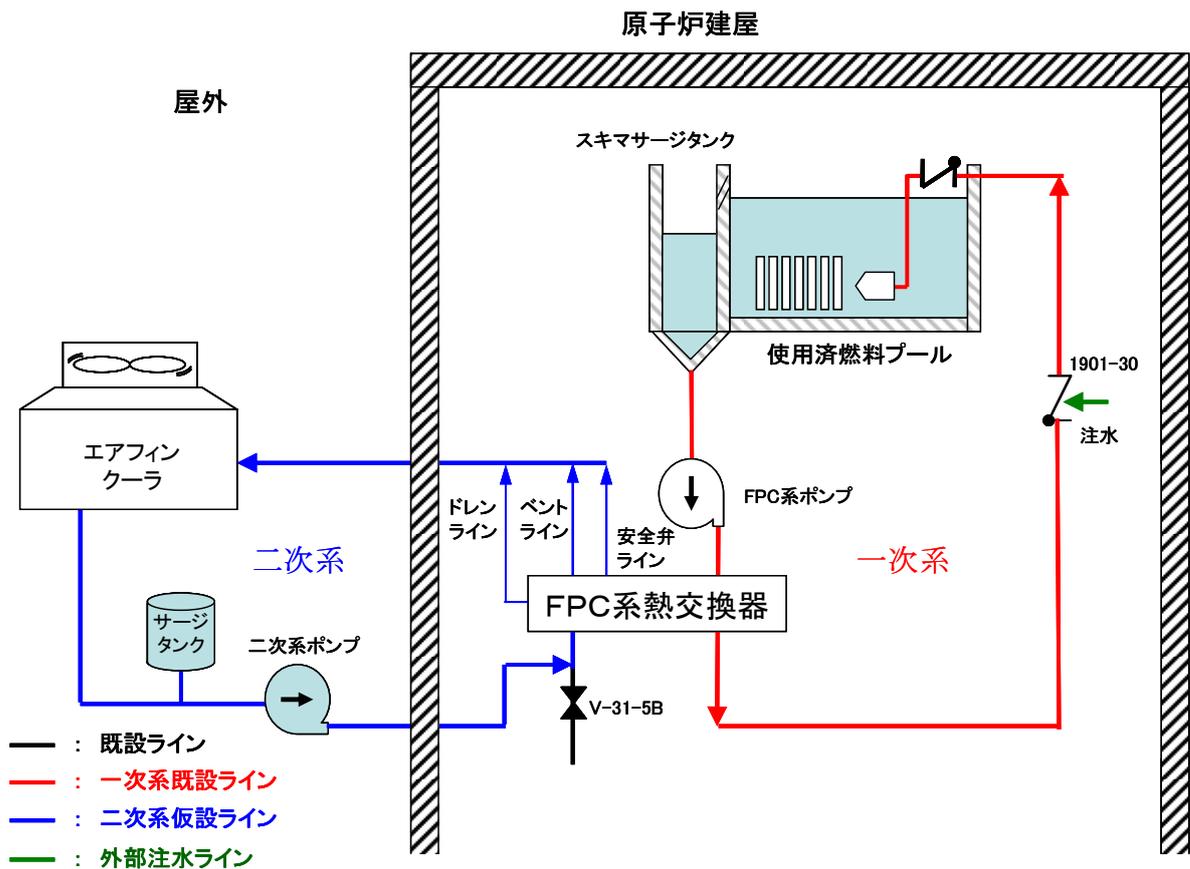


図1 1号機の代替冷却系の系統図

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588 (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
8/10 8:59~9:19	FPC	淡水	10
8/10 10:06(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) 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。

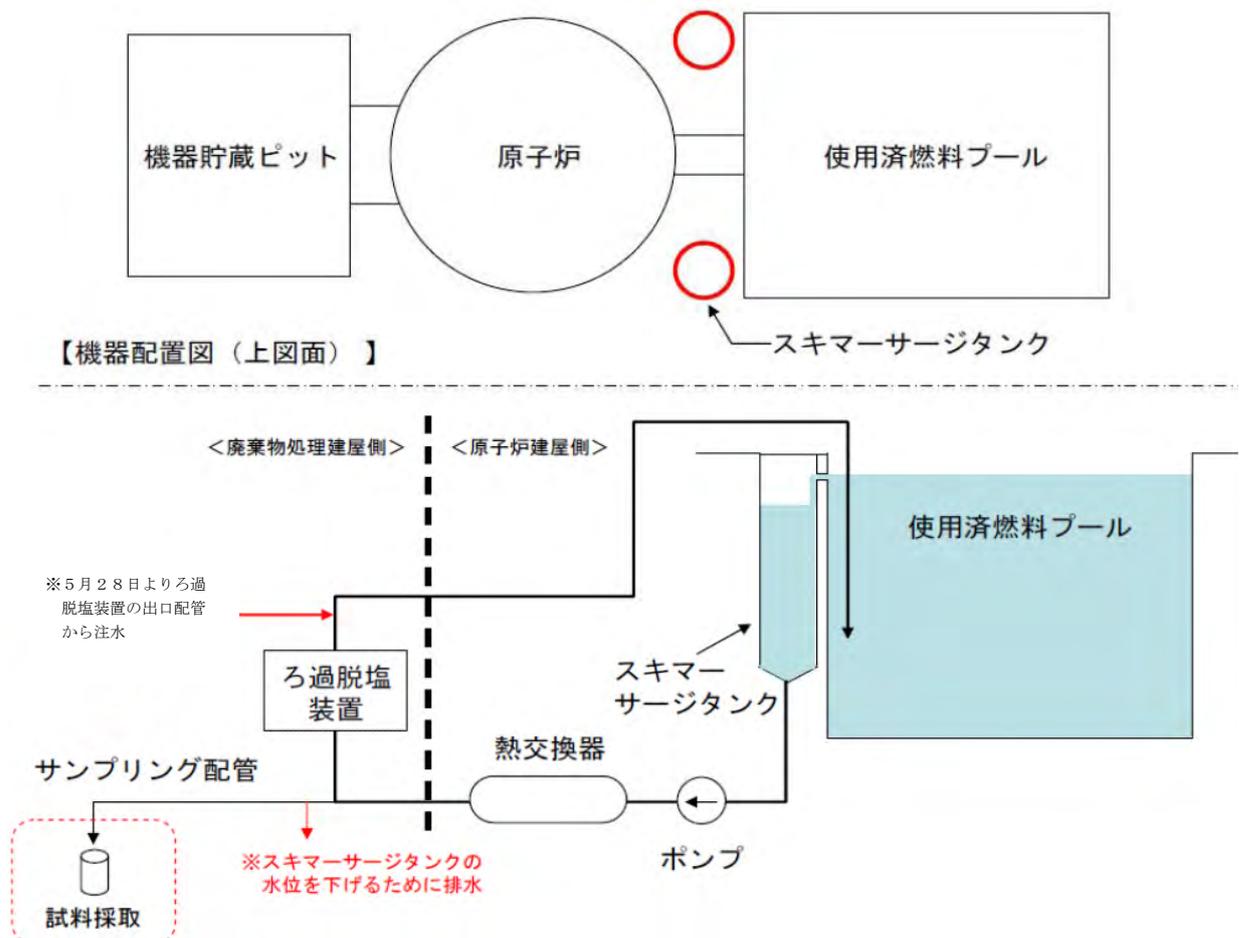


図2 FPC系統図

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SFP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SFPの水量は約1000tであり、SFP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SFPは他号機のSFP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。

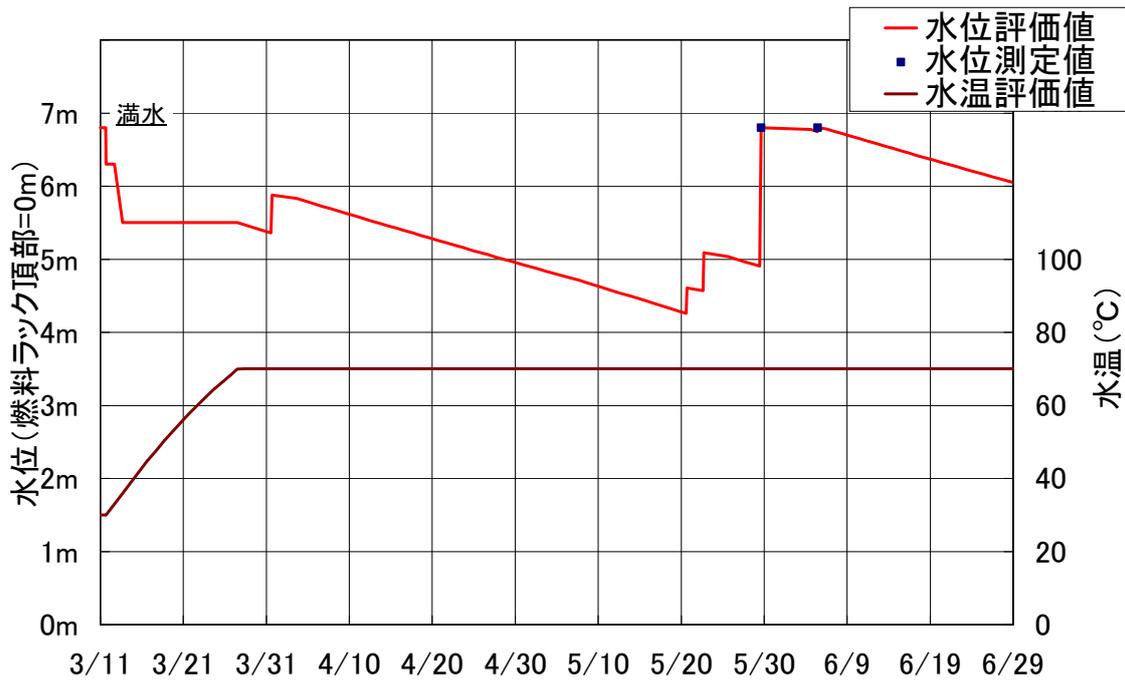


図 3 1号機SFPの評価結果

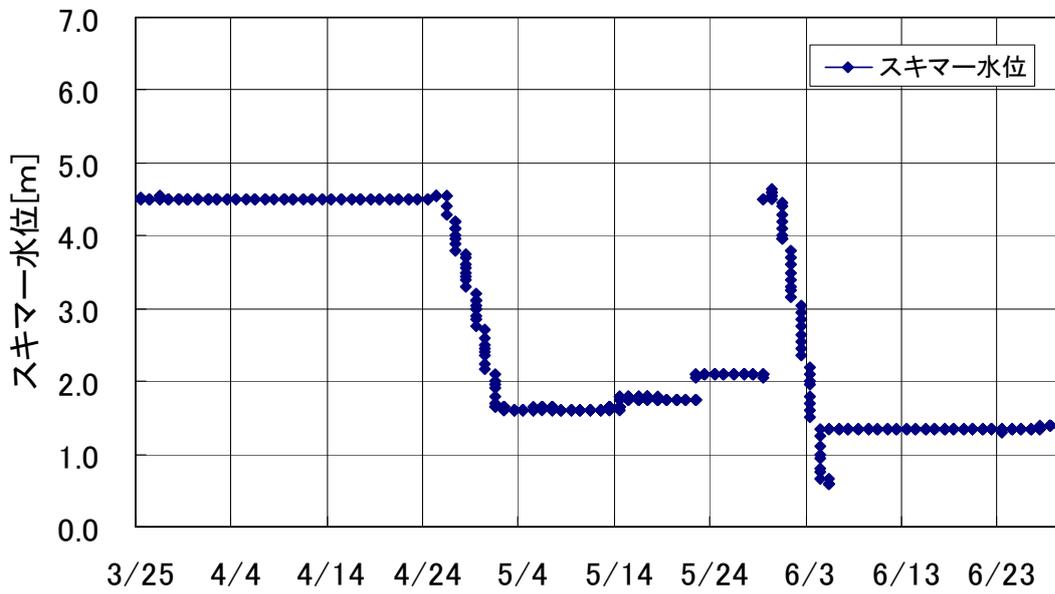


図 4 1号機スキマーサージタンクレベル

福島第一 2号機 使用済燃料プール（SFP）の状況調査結果

1. SFPの状況

平成23年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が水素爆発で損傷したが、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したと思われる。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SFP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

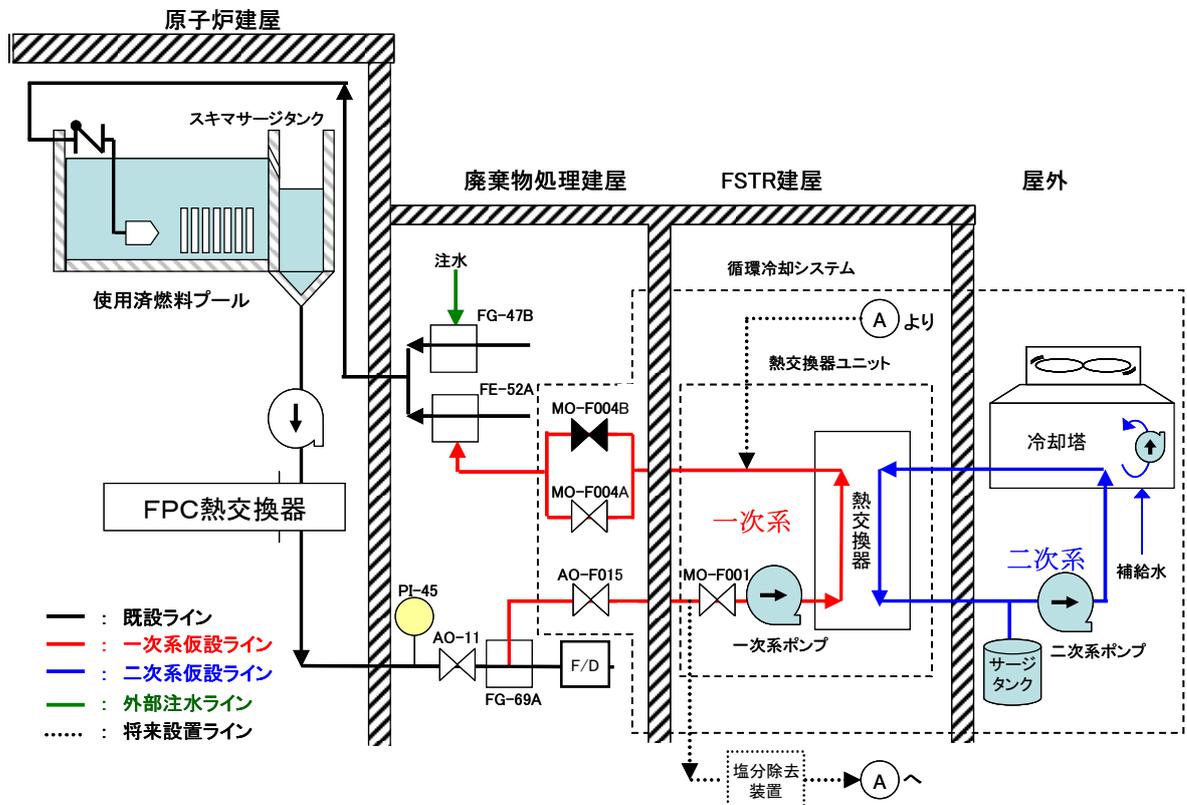


図 1 代替冷却系の系統図

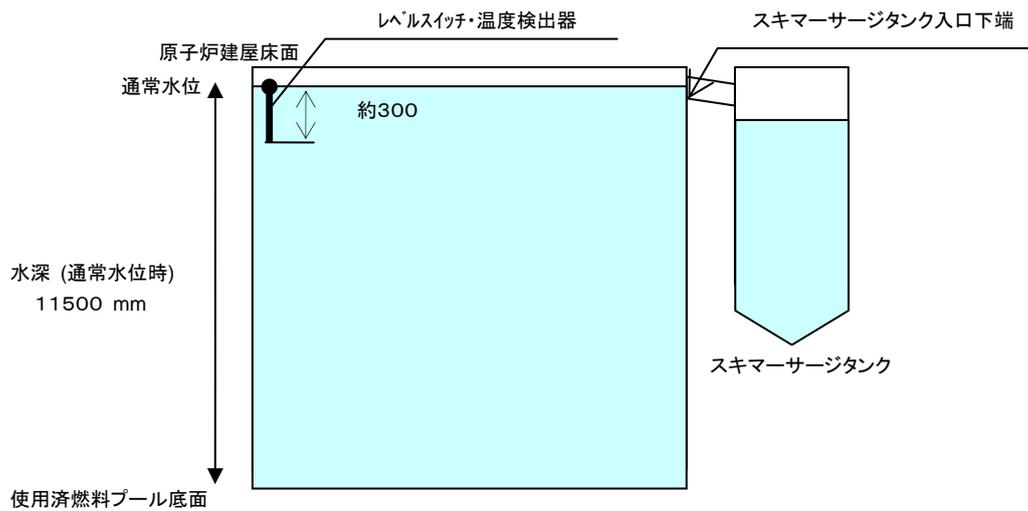


図 2 SFP概略図

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1,122 (t) 注水量(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	FPC	淡水	43
5/2 10:05~11:40	FPC	淡水	55
5/6 9:36~11:16	FPC	淡水	58
5/10 13:09~14:45	FPC	淡水	56
5/14 13:00~14:37	FPC	淡水	56
5/18 13:10~14:40	FPC	淡水	53
5/22 13:02~14:40	FPC	淡水	56
5/26 10:06~11:36	FPC	淡水	53
5/30 12:06~13:52	FPC	淡水	53

5/31 10:47~11:04(一次系水張り) 11:40~11:50(リークテスト) 17:21~代替冷却システム運用 開始(テストラン後インサービス)	SFP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)	FPC	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3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の水位評価

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SFP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に行っている。SFPが満水になるとオーバーフロー水がスキマーサージタンクへ流れ込み、スキマーサ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、スキマーサ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。

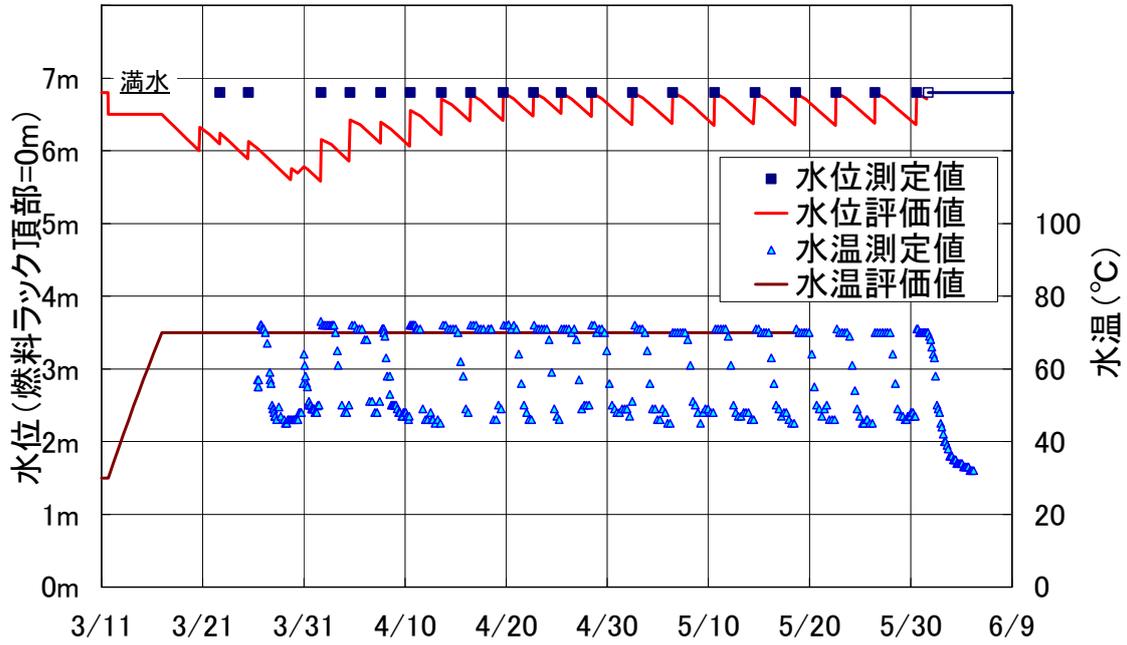


図 3 2号機SFPの評価結果

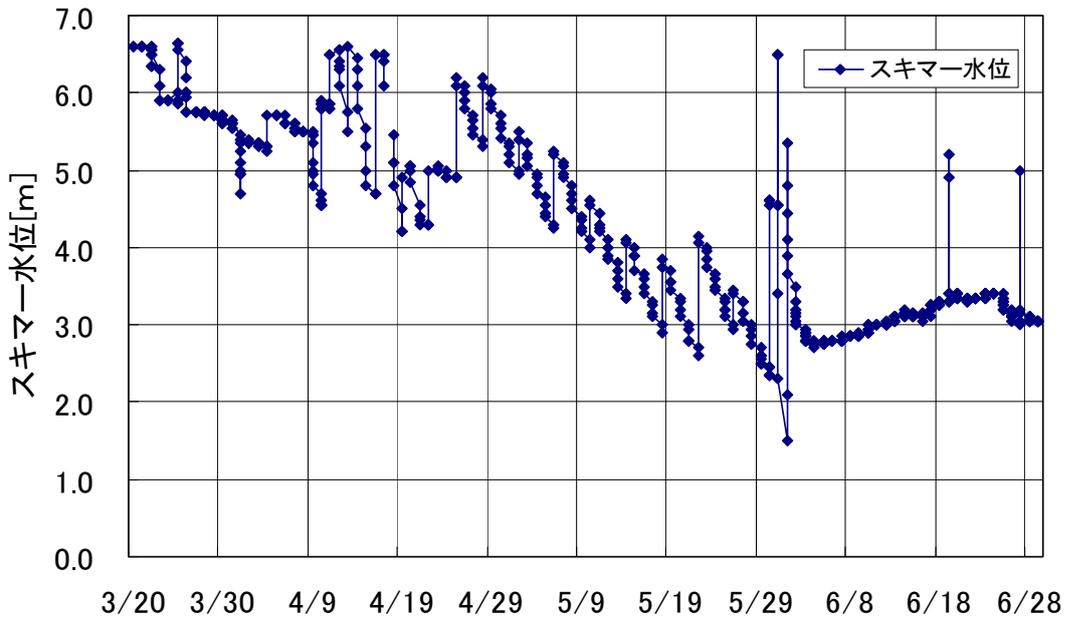


図 4 2号機スキマーサージタンクレベル

福島第一 3号機 使用済燃料プール (SFP) の状況調査結果

1. SFPの状況

平成23年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損傷し、SFPに大量の瓦礫が落下した。建屋の損傷により、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SFP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FPC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824.5t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、SFP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SFP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

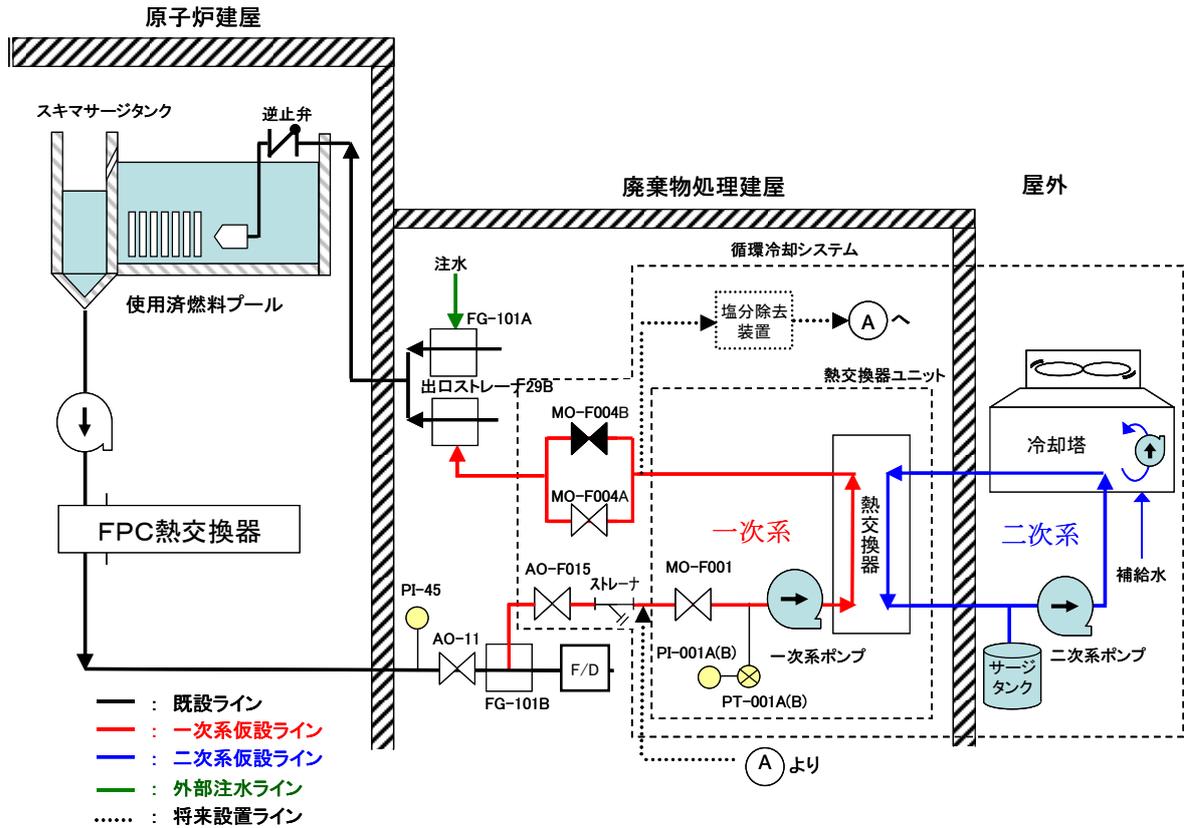


図 1 代替冷却系の系統図

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6,167.5 (t)
日時	手段	種類	注水量(t)
3/17 9:48~10:01	自衛隊ヘリコプター	海水	30
3/17 19:05~19:13	機動隊高圧放水車	海水	44
3/17 19:35~ 19:45~ 19:53~ 20:00~ 20:07~20:09	自衛隊高圧放水車	真水	30
3/18 14:00頃~14:38	自衛隊高圧放水車	真水	40
3/18 14:42~14:45	米軍高圧放水車	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(52m級)	海水	100
3/29 14:17~18:18	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	100
3/31 16:30~19:33	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	105
4/2 9:52~12:54	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	75
4/4 17:03~19:19	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	70
4/7 6:53~8:53	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	70
4/8 17:06~20:00	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	75
4/10 17:15~19:15	東電コンクリートポンプ車(52m級)	淡水	80
4/12 16:26~17:16	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	35

4/14 15:56~16:32	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	25
4/18 14:17~15:02	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	30
4/22 14:19~15:40	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	50
4/26 12:00~12:02	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水面確認)
4/26 12:25~14:02	FPC	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、サンプリング)	FPC	淡水	(水位計測、サンプリング) 60
5/9 12:14~15:00(注水) (注水前後に水位計測)	FPC	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水のサンプリング

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SFP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SFP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SFP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SFP水				
		5/8 採取	7/7 採取	8/19 採取	(参考) 3/2 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SFP水の分析結果では、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SFP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SFP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SFPへの注水が無かったと仮定しても、SFP水量は約1400tであり、SFP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SFP表層部の水のサンプリング結果であるため、SFP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SFP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。SFP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SFPからの蒸気ではなく、3号機SFPに向けて放水したもののSFPに命中しなかった水が何らかの経路によりPCV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。

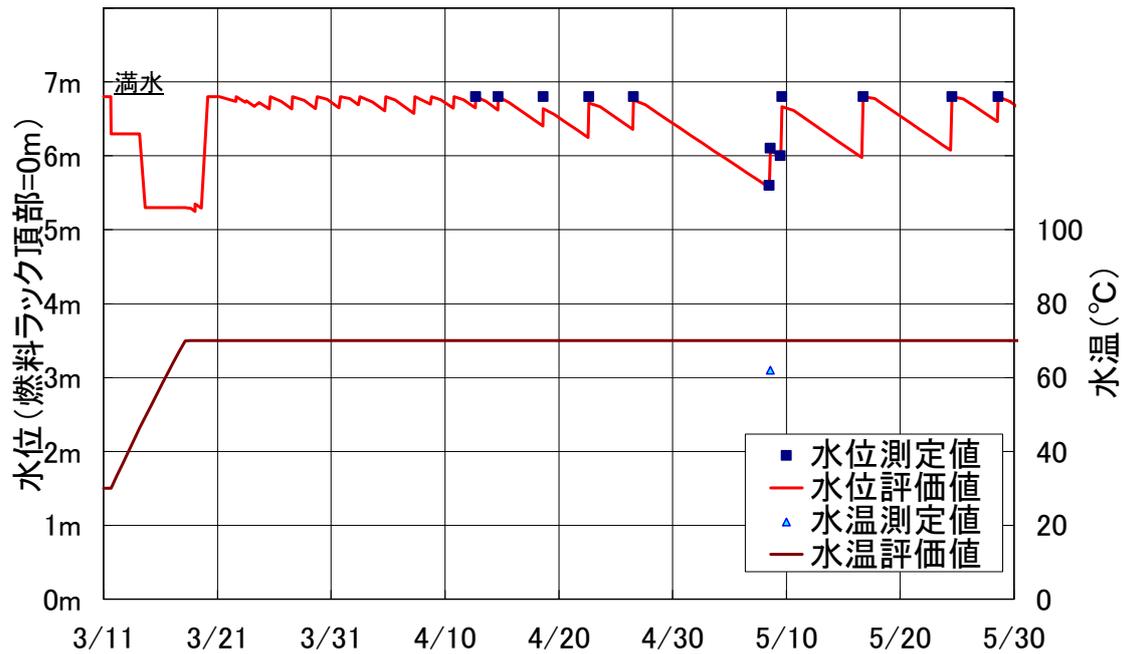


図2 3号機SFPの評価結果

(3) SFP水中の状況

5月8日、SFP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、SFP水中には大量の瓦礫が落下しており、SFPに保管されていた燃料等の状況は確認できなかった。

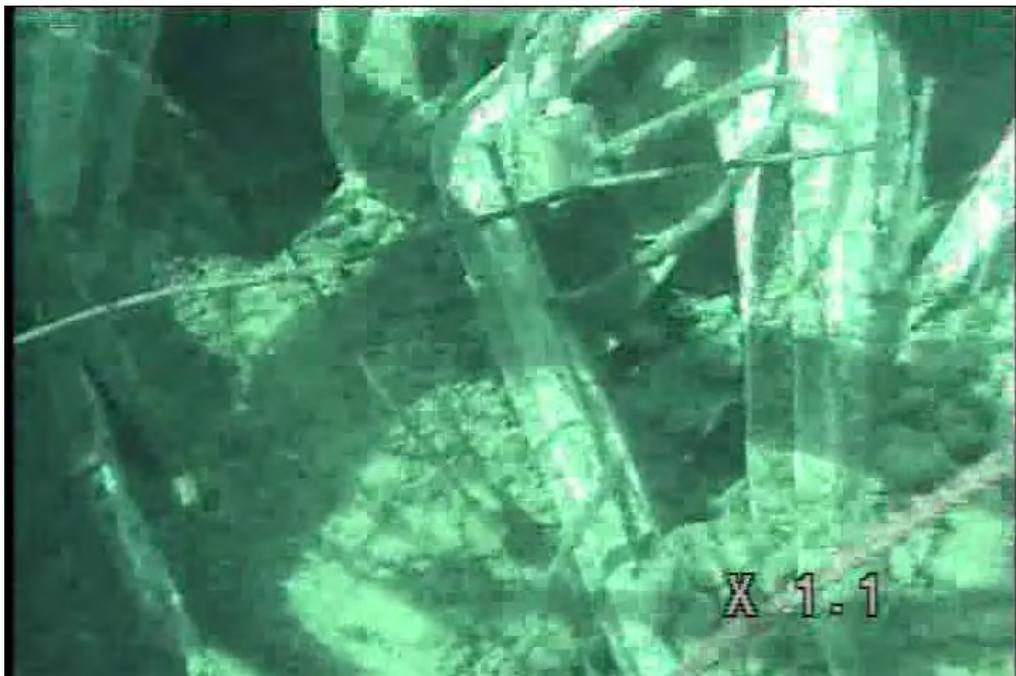


図3 3号機のSFP水中の状態

(4) SFP水位・温度測定の実施方法

3号機については、SFP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SFP水表面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。

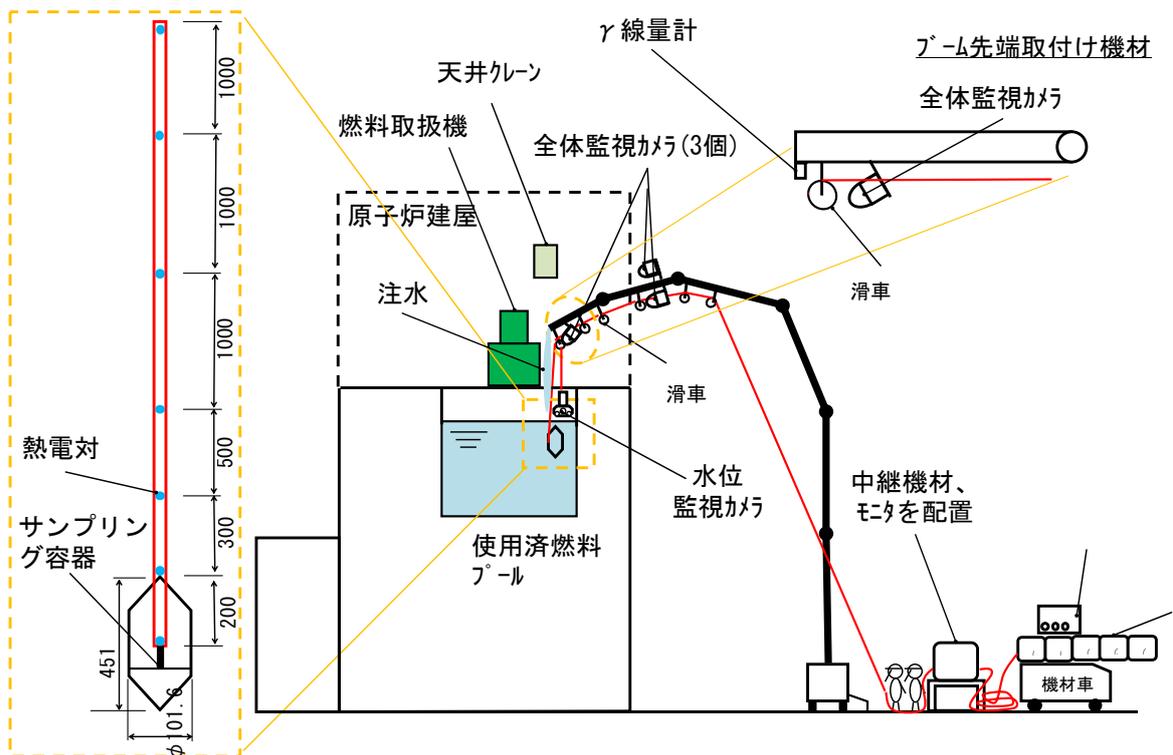


図4 コンクリートポンプ車によるSFP水位、水温の測定方法

福島第一4号機 使用済燃料プール（SFP）の状況調査結果

1. SFPの状況

平成23年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時過ぎ、原因は不明であるが、水素爆発により、オペレーティングフロア上部等の壁面が損傷した。

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SFP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FPC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、SFP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、SFP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、SFP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SFP

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+1.7m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、SFPの水位は予想の範囲内であったことから、SFP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→6050mm)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+1.8m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、SFPの水位もウェル水位と同程度(TAF+1.8m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、SFP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SFP注水設備による注水を実施。以降7月31日まで、仮設のSFP注水設備により280t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、機器貯蔵ピット(DSピット)へのCRD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水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約75℃であり、8月3日頃には定常状態に達し、40℃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

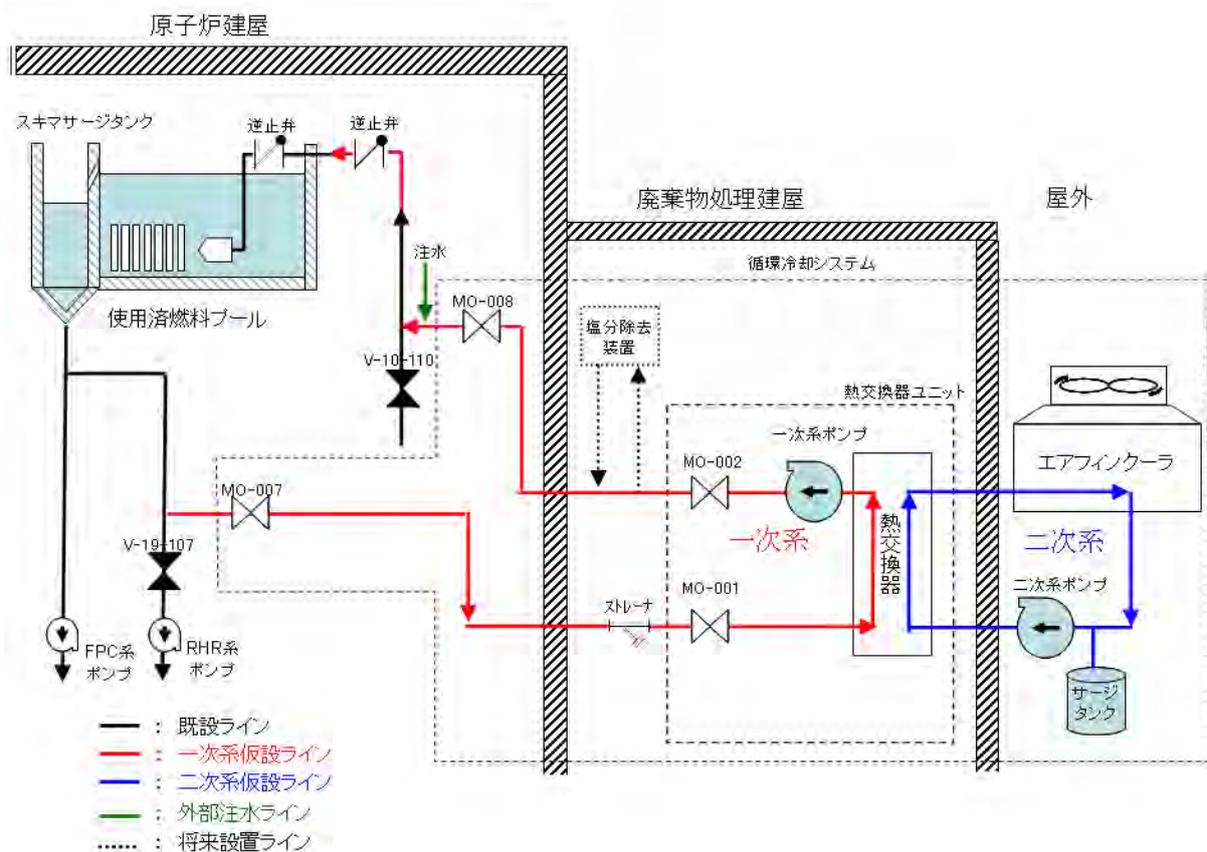


図1 代替冷却系の系統図

表2 4号機のSFPへの注水実績

			8/12 9:00時現在
			注水量 合計
			約6,242(t)
日時	手段	種類	注水量(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(放水)	仮設放水設備	淡水	25
7/31 10:08(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) 4号機SFP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水を採取した。また、平成23年8月20日には、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水を採取した。採取したSFP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SFP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	検出限界未滿	31
Cs-137	約30年	93	55	67	61	0.13	32
I-131	約8日	220	27	16	検出限界未滿	検出限界未滿	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、SFP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、SFP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号機は平成22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SFP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SFP水の分析結果

	4/28採取分		5/7採取分	
	評価値*	測定値	評価値*	測定値
Cs-134	54	49	56	56
Cs-137	58	55	61	67
I-131	35	27	17	16

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

(2) 4号機SFPの水位評価

図2に4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SFP注水設備からの注水は、それぞれSFP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。

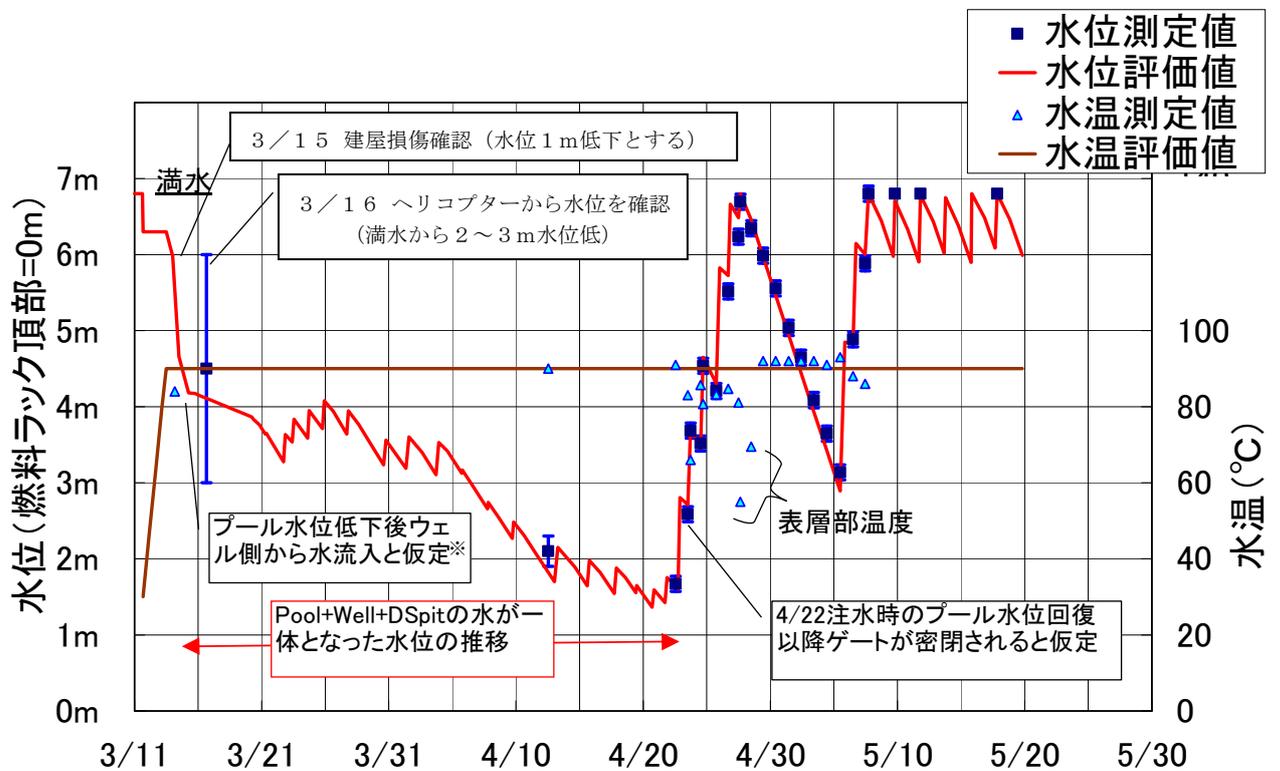
4月中旬以降はコンクリートポンプ車で熱電対を吊り下げることにより水位測定が頻繁に実施されているが、測定値は評価値と概ね良く一致している。

水位評価では、全体的にSFP水位が低下傾向にある4月22日以前はSFPと原子炉ウエルの水が一体とし、それ以降の集中的なSFP注水実施以後はSFPの水は原子炉ウエルとは独立したものとしている。原子炉ウエル水位については、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ージタンク側に流れ、その結果としてSFP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SFP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。



※ 地震発生時、原子炉ウェル側は満水状態であったため、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、SFP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、SFP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、SFP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、図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測定結果とよく一致する。

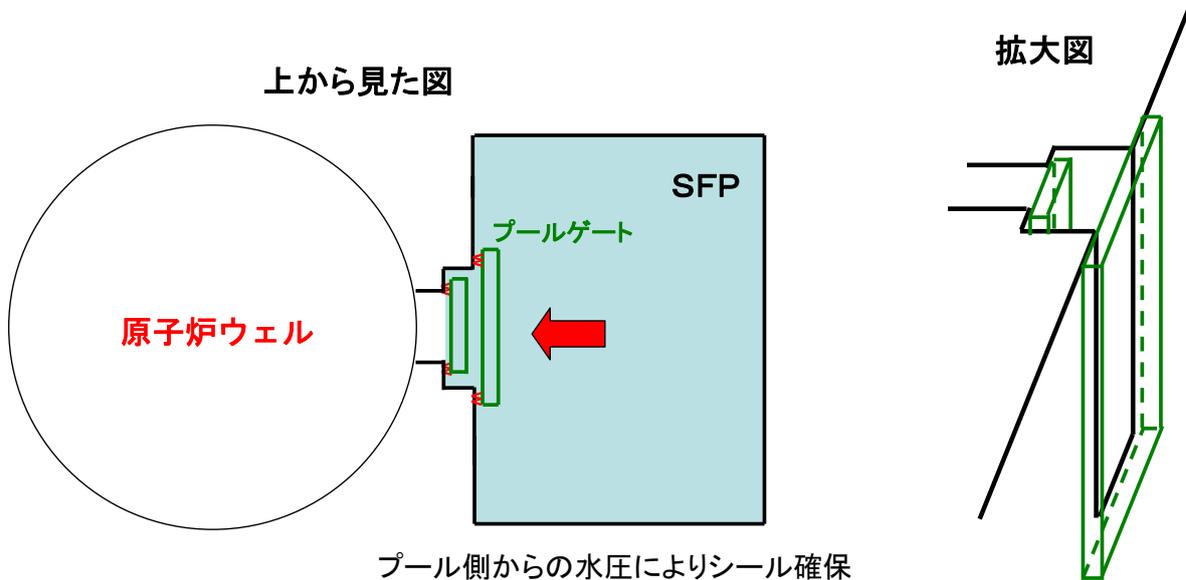


図3 プールゲートの構造

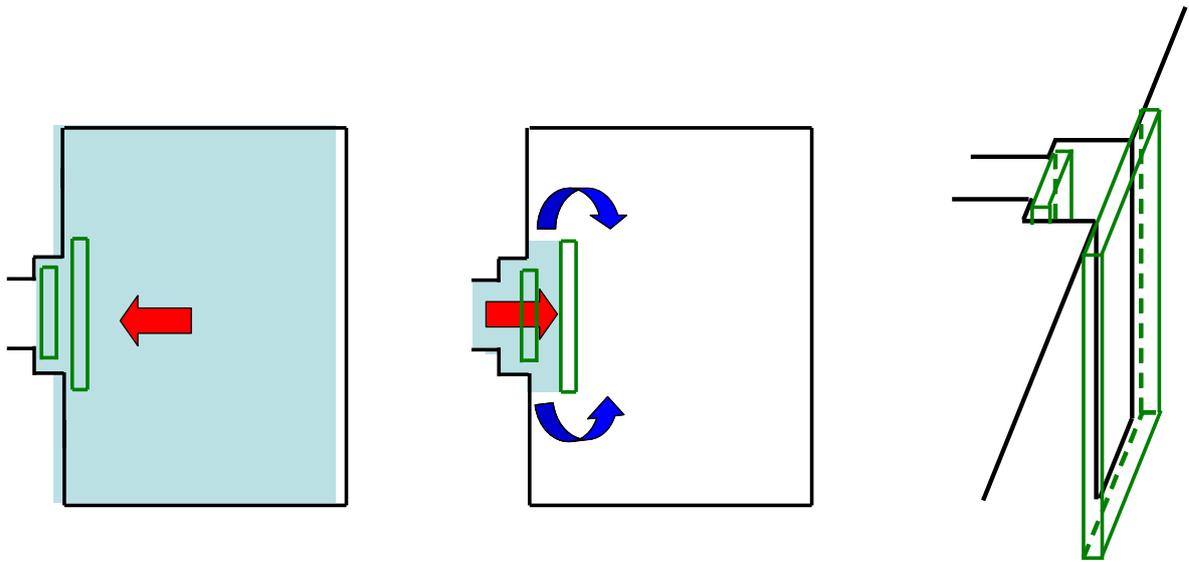


図4 プールゲートからの水流入のメカニズム (その1)

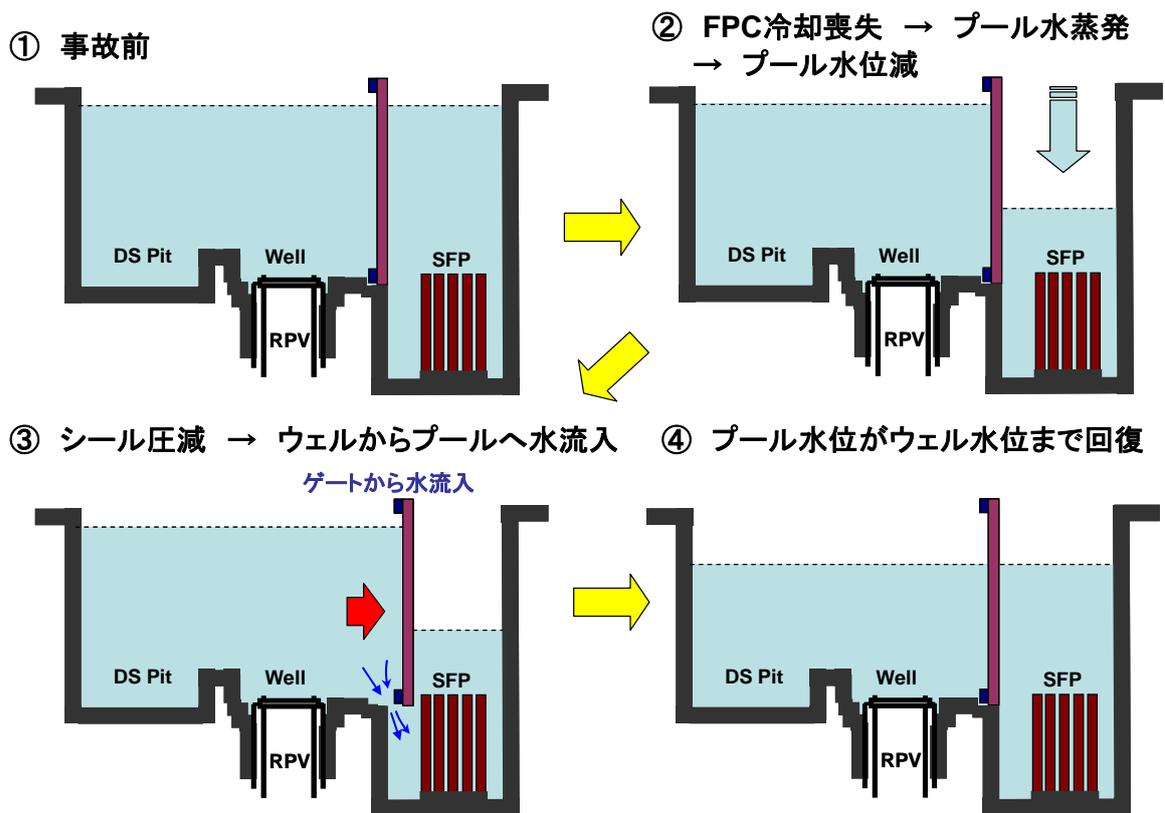


図5 プールゲートからの水流入のメカニズム (その2)

(4) SFP水中の状況

5月7日、SFP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、図7、図8、図9に撮影された写真を示す。SFP水中には大小様々な瓦礫が落下しているが、SFP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SFP水中の状況(その1)



図7 4号機のSFP水中の状況(その2)



図8 4号機のSFP水中の状況(その3)

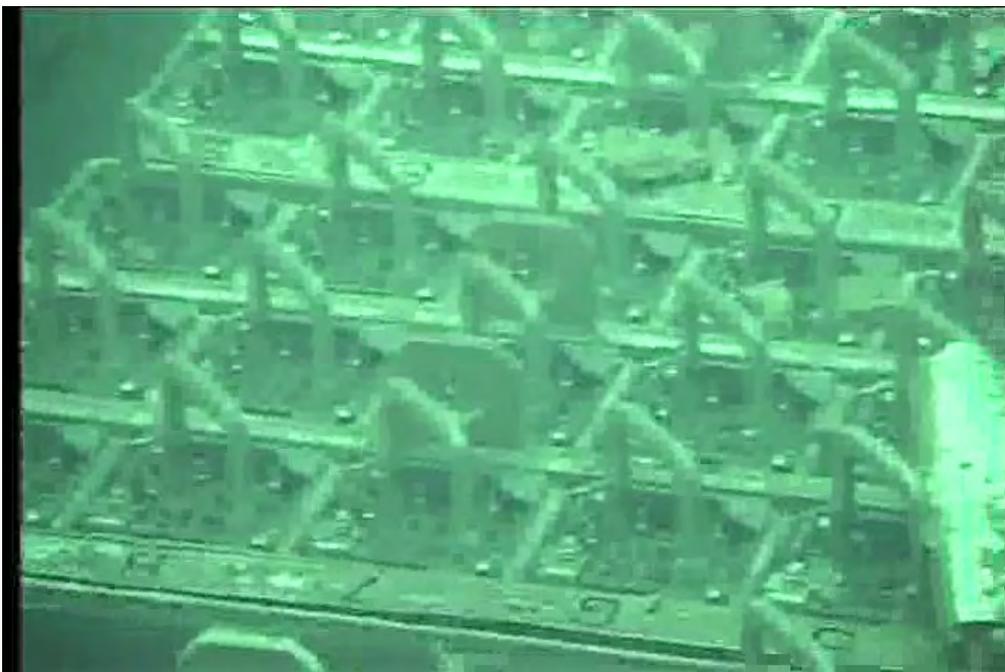


図9 4号機のSFP水中の状況(その4)

(5) SFP水位・温度測定の実施方法

4号機については、SFP水のサンプリング時等に、SFP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、SFP水表面層の温度である。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、SFP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。

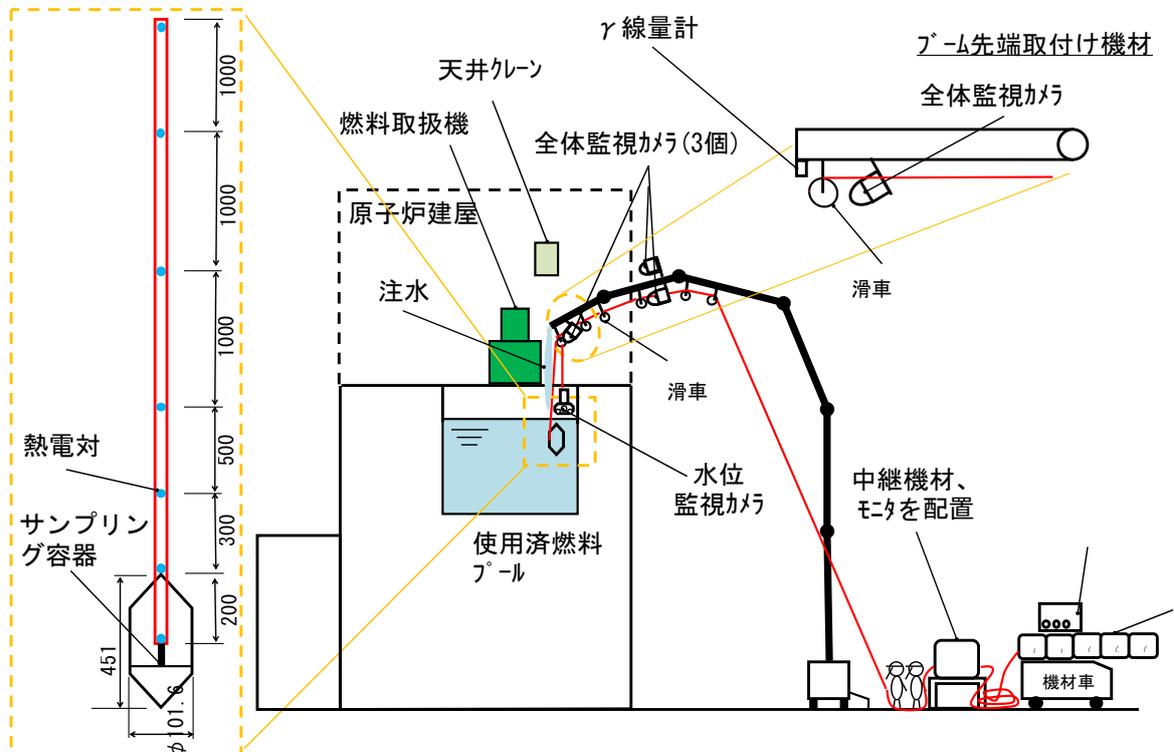


図10 コンクリートポンプ車によるSFP水位、水温の測定方法

福島第一 5号機 使用済燃料プール（SFP）の状況調査結果

1. SFPの状況

平成23年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（図1）。

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

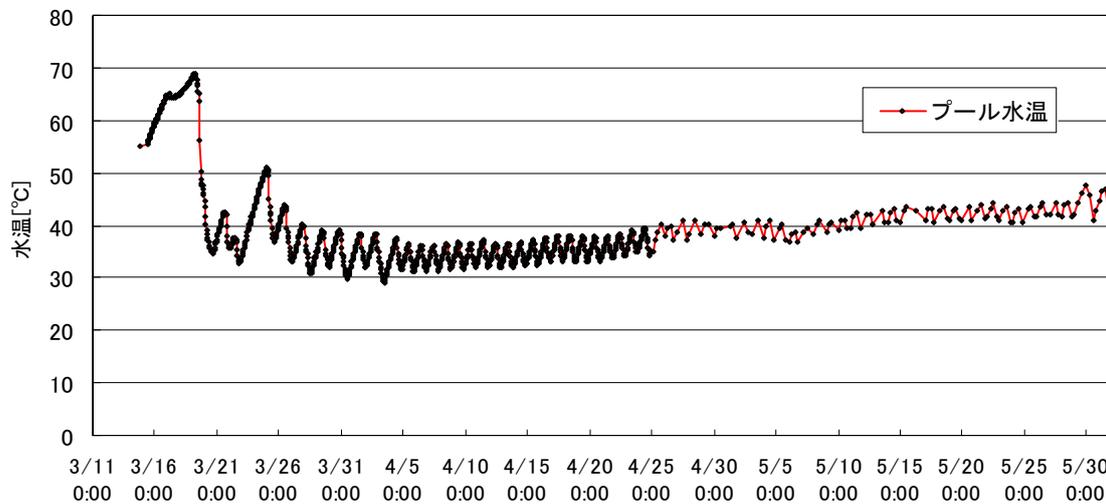


図1 5号機 SFPの水温の推移

福島第一 6号機 使用済燃料プール（SFP）の状況調査結果

1. SFPの状況

平成23年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（図1）。

その後、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

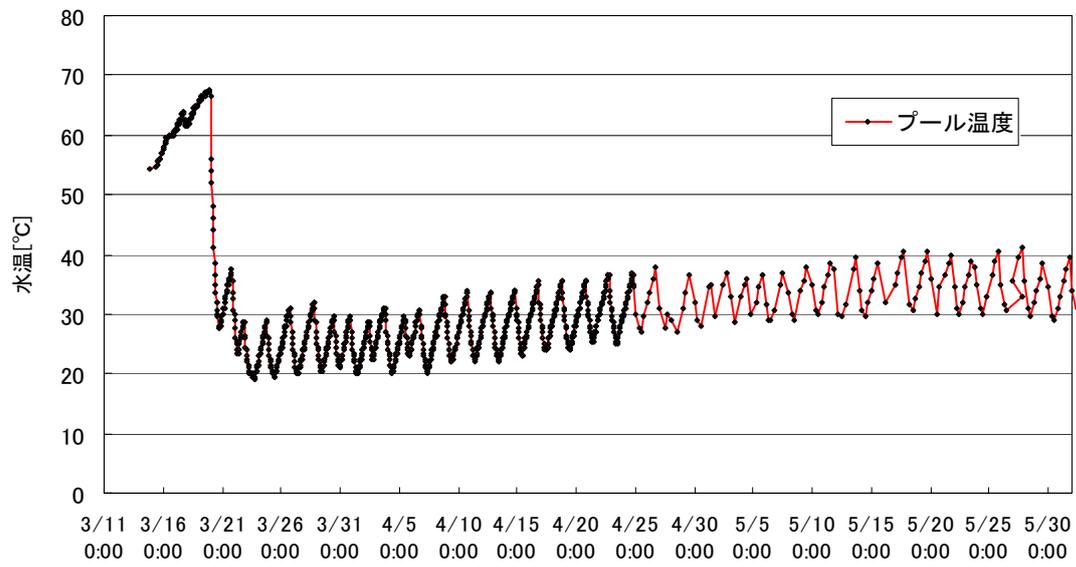


図1 6号機 SFPの水温の推移

福島第一原子力発電所 共用プールの状況調査結果

1. 共用プールの状況

平成23年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。

その後共用プールの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

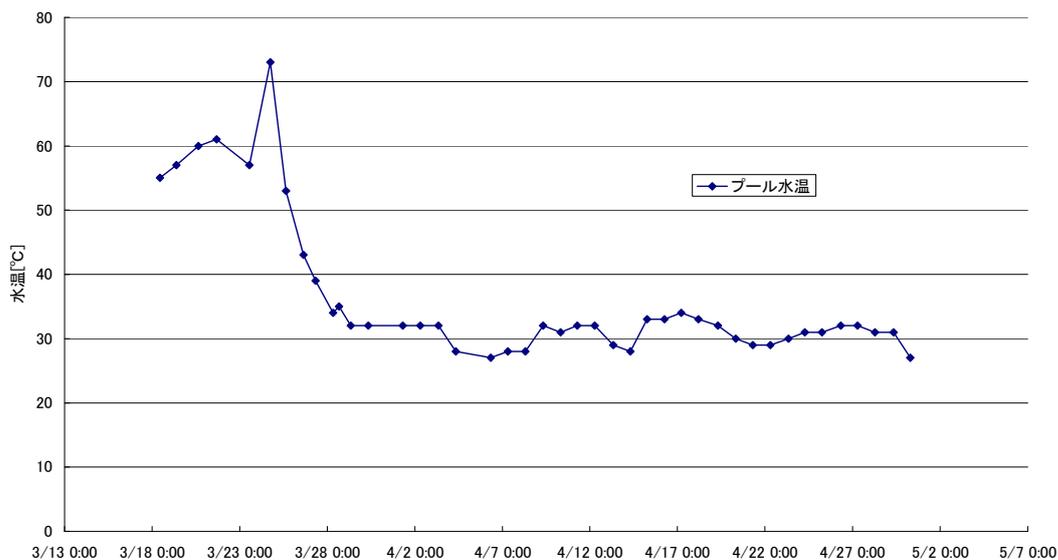


図1 共用プールの水温の推移

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、共用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。採取した共用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

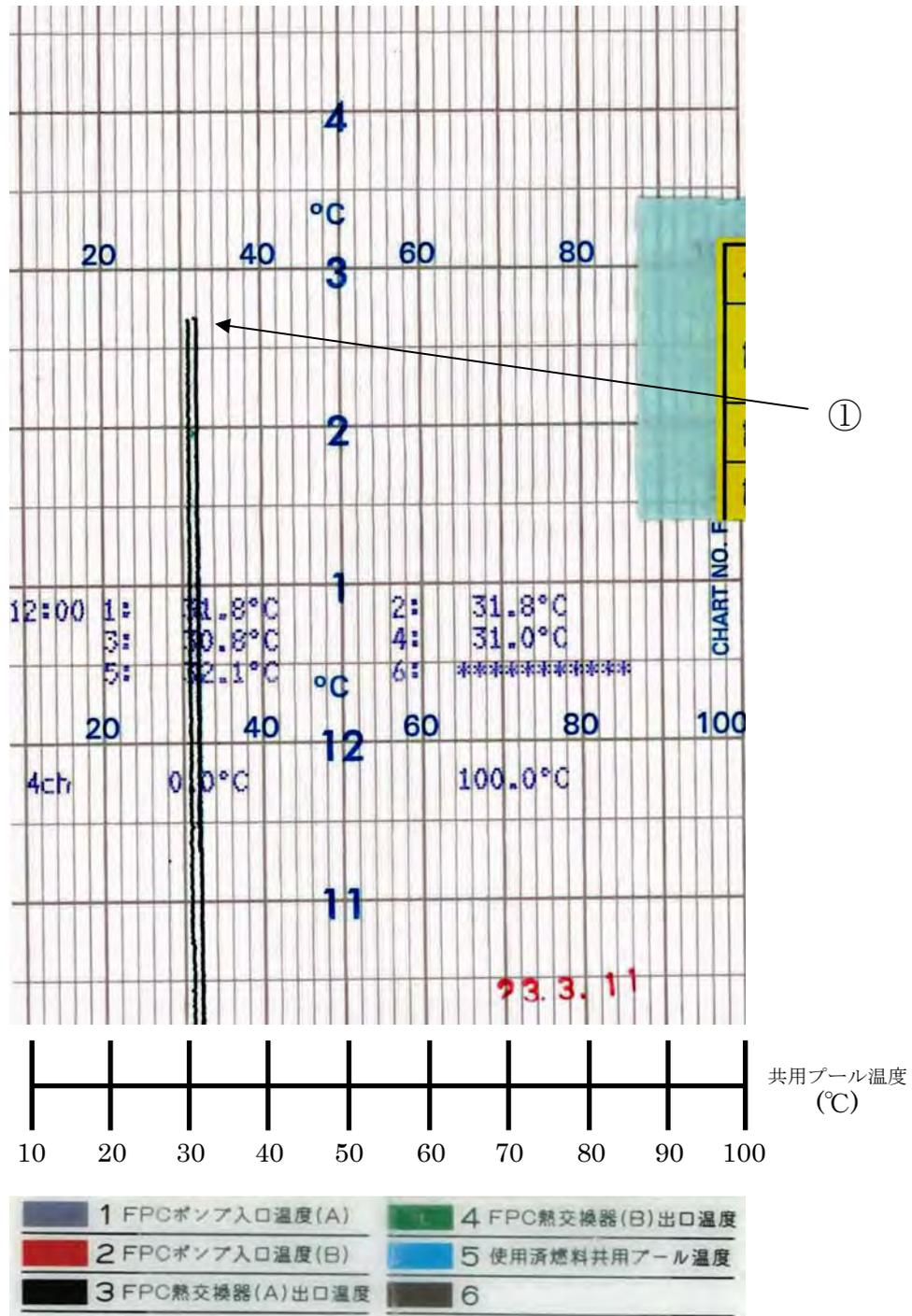
検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)	
		共用プール水	
		5/13 採取	(参考) 2/10 採取
Cs-134	約 2 年	0.17	検出限界未満
Cs-137	約 30 年	1.2	検出限界未満
I-131	約 8 日	検出限界未満	検出限界未満

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- 5 月 13 日に採取した共用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。

共用プールデータチャート

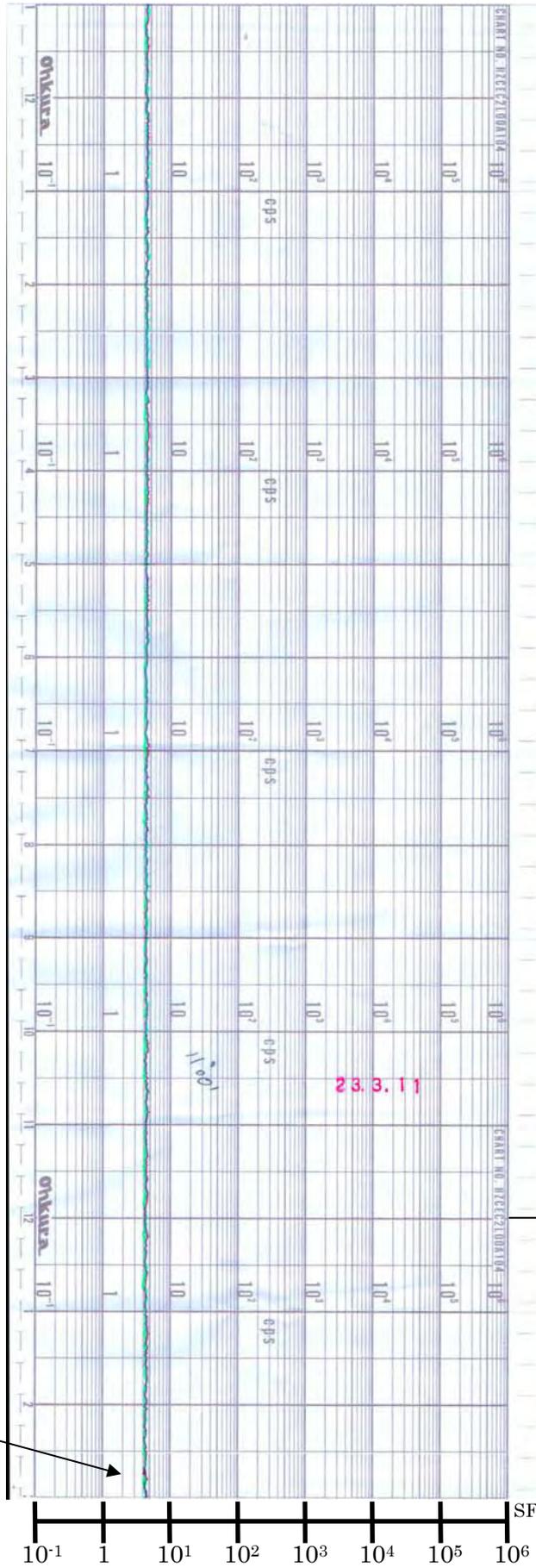
【共用プール温度】



- ① 14時46分 地震発生
(電源喪失による記録の停止)

【共用プール 使用済燃料プール (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



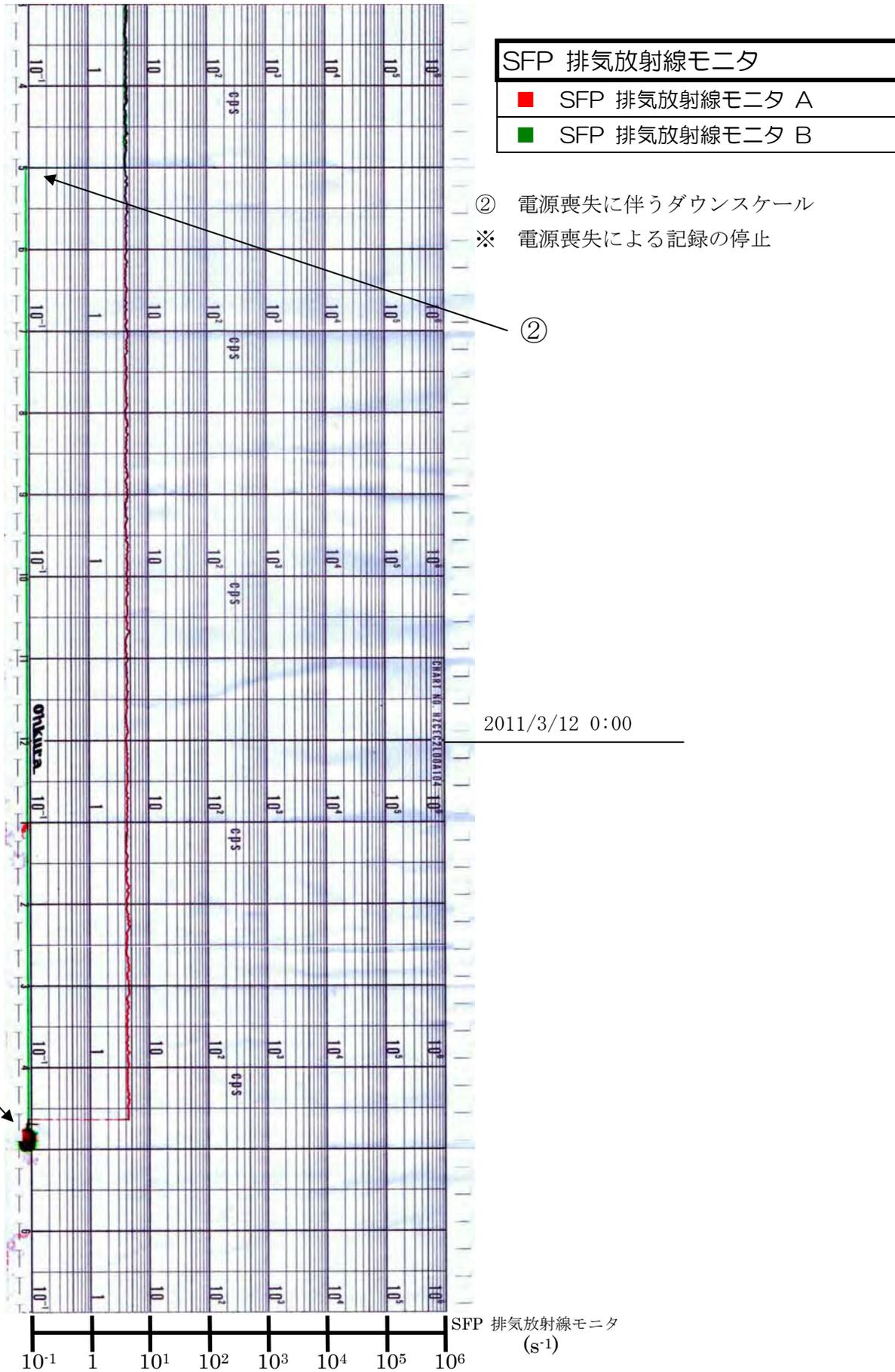
2011/3/11 12:00

① 14時46分 地震発生

①

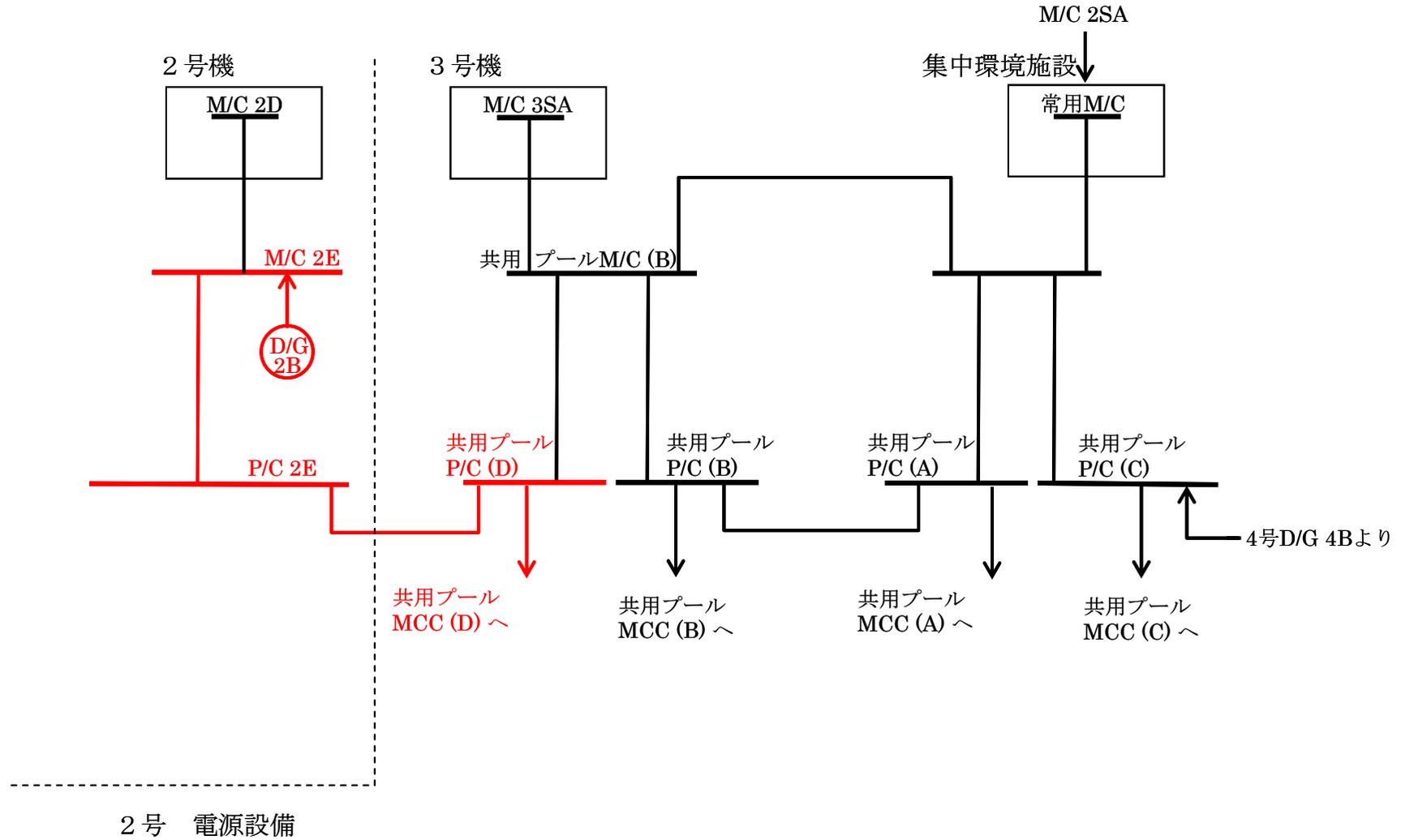
SFP 排気放射線モニタ (s⁻¹)

【共用プール 使用済燃料プール (SFP) 排気放射線モニタ (2/2)】



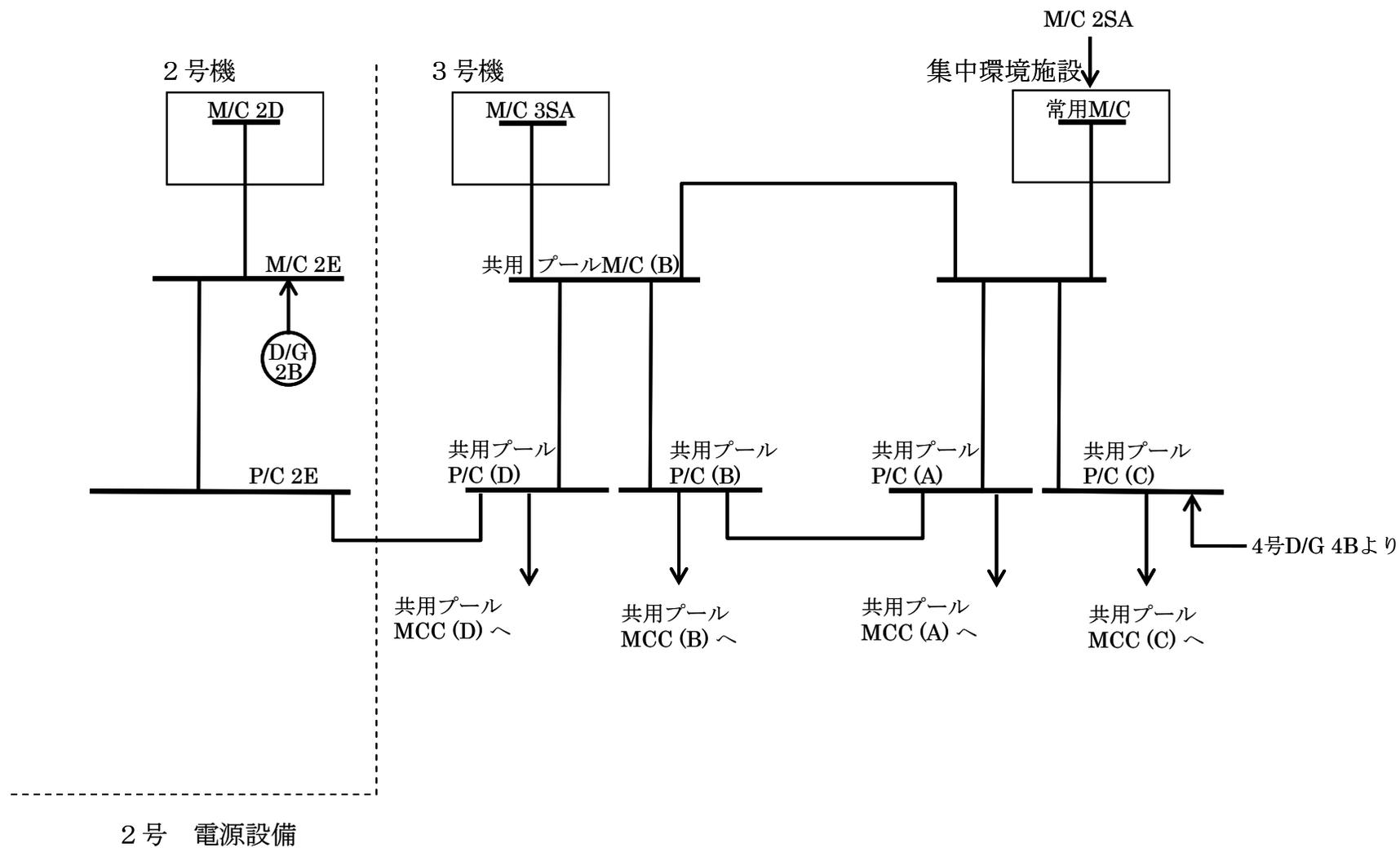
共用プール 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）

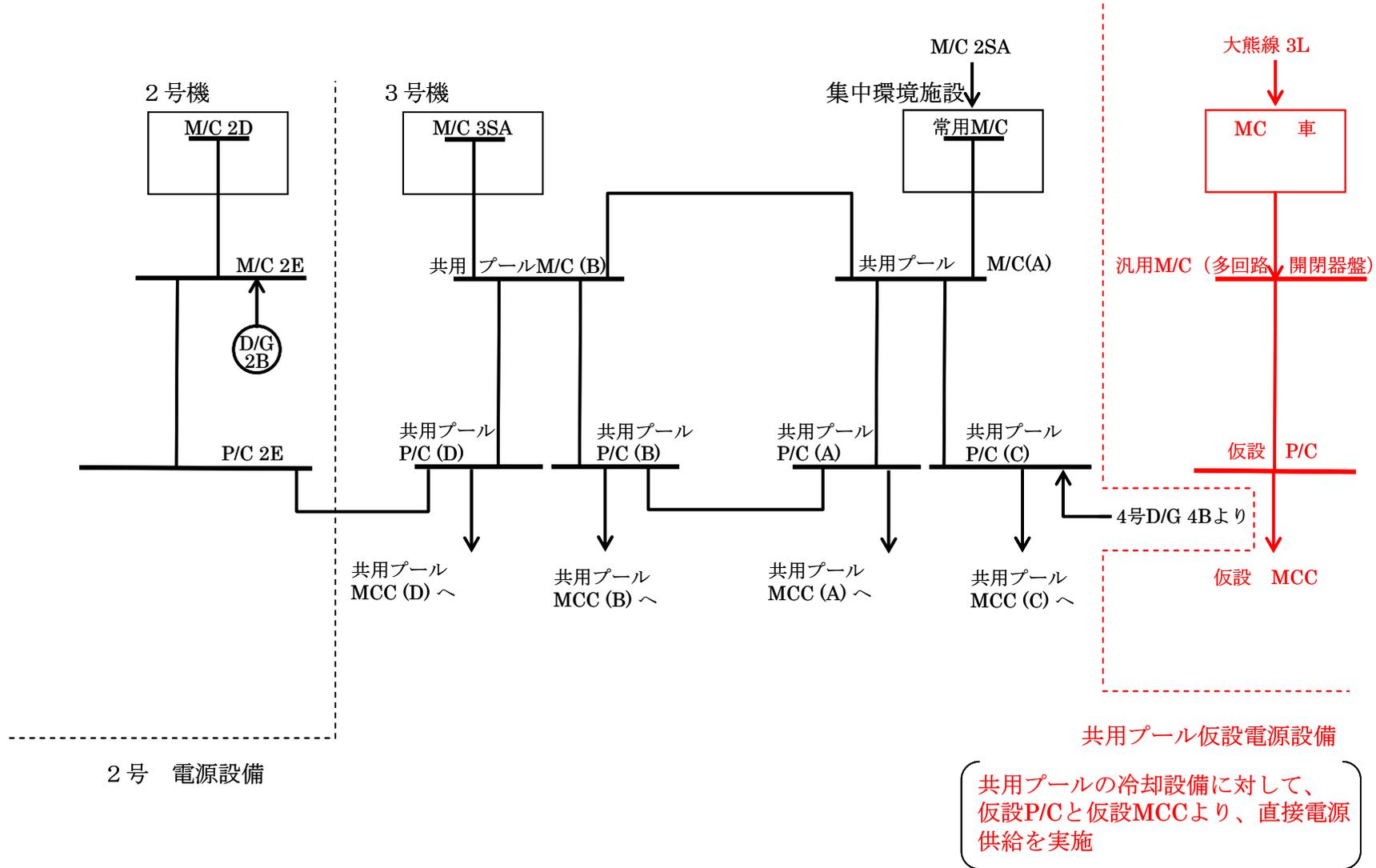


共用プール 所内電源概略図（津波襲来後の状態）

（黒字：D/Gも停止し、全電源喪失状態）



共用プール 所内電源概略図（仮設電源設備設置後の状態）
 （黒字：電源喪失状態、赤字：仮設電源供給により通電状態）



共用プール 仮設の冷却設備について

平成23年3月23日にサブ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（AFC）については、3号機のR/Bでの水素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使用済燃料プール浄化系（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（FPCW）A系を使用している（設備は仮設電源を利用）（図1）。

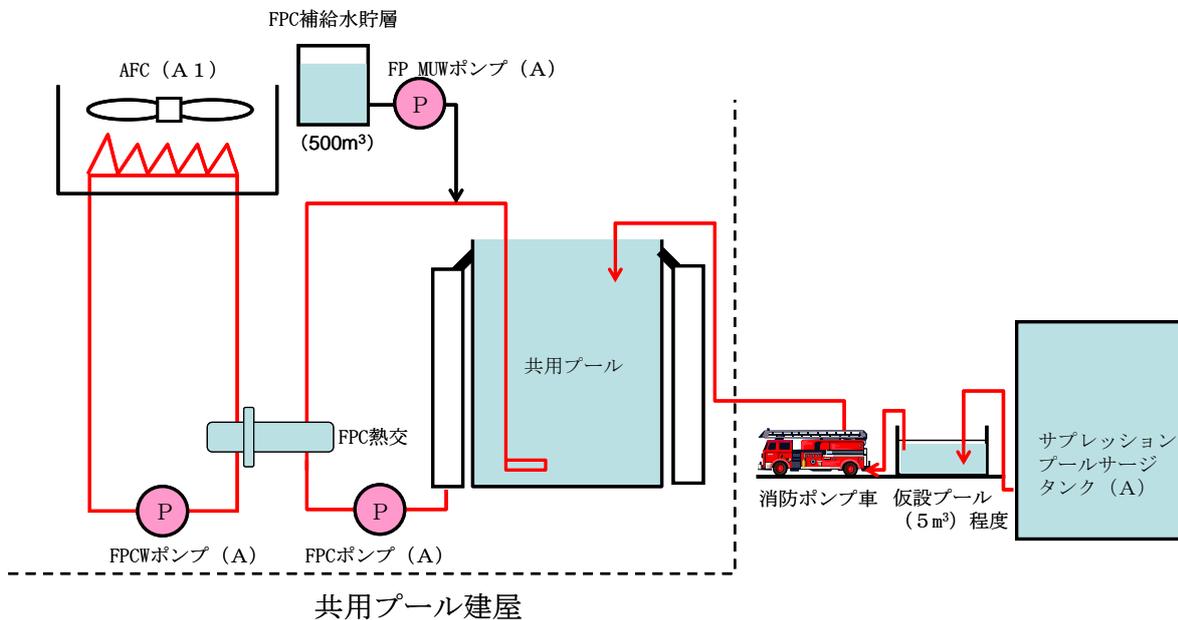


図1 共用プールへの注水と冷却

福島第一原子力発電所 乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況調査結果

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平成 7 年 8 月に運用開始している。

平成 23 年 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。乾式貯蔵キャスク保管建屋には、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 S v / 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。

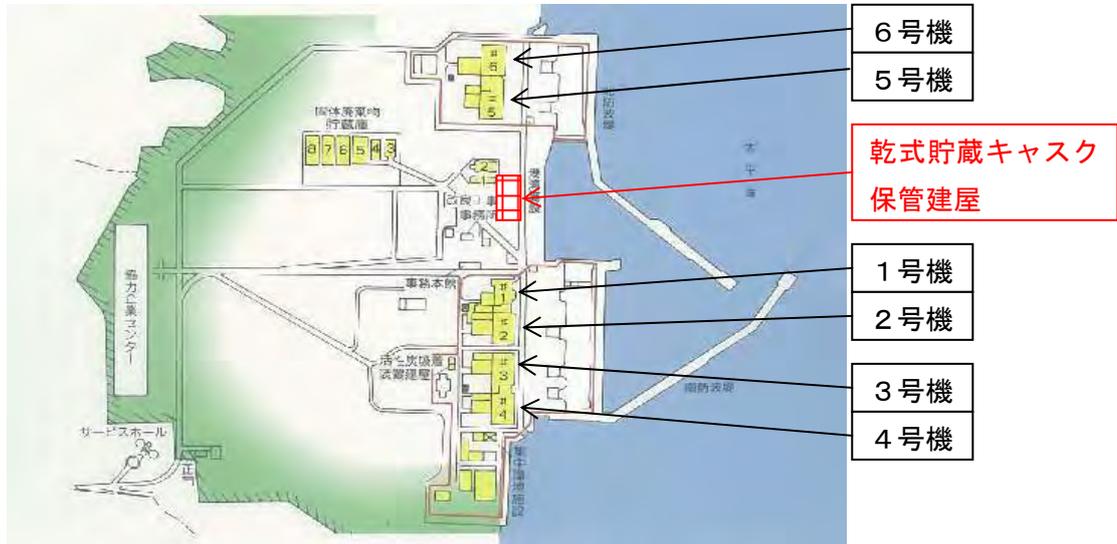


図 1 乾式貯蔵キャスク保管建屋位置

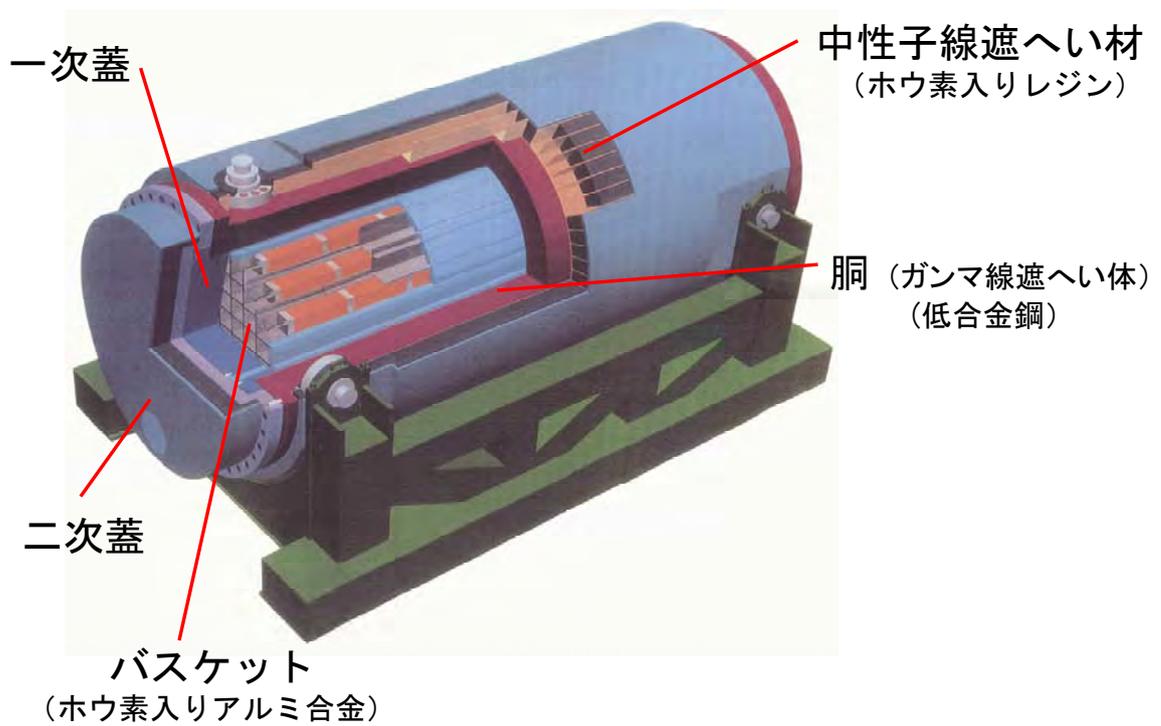


図 2 乾式貯蔵キャスクの構造



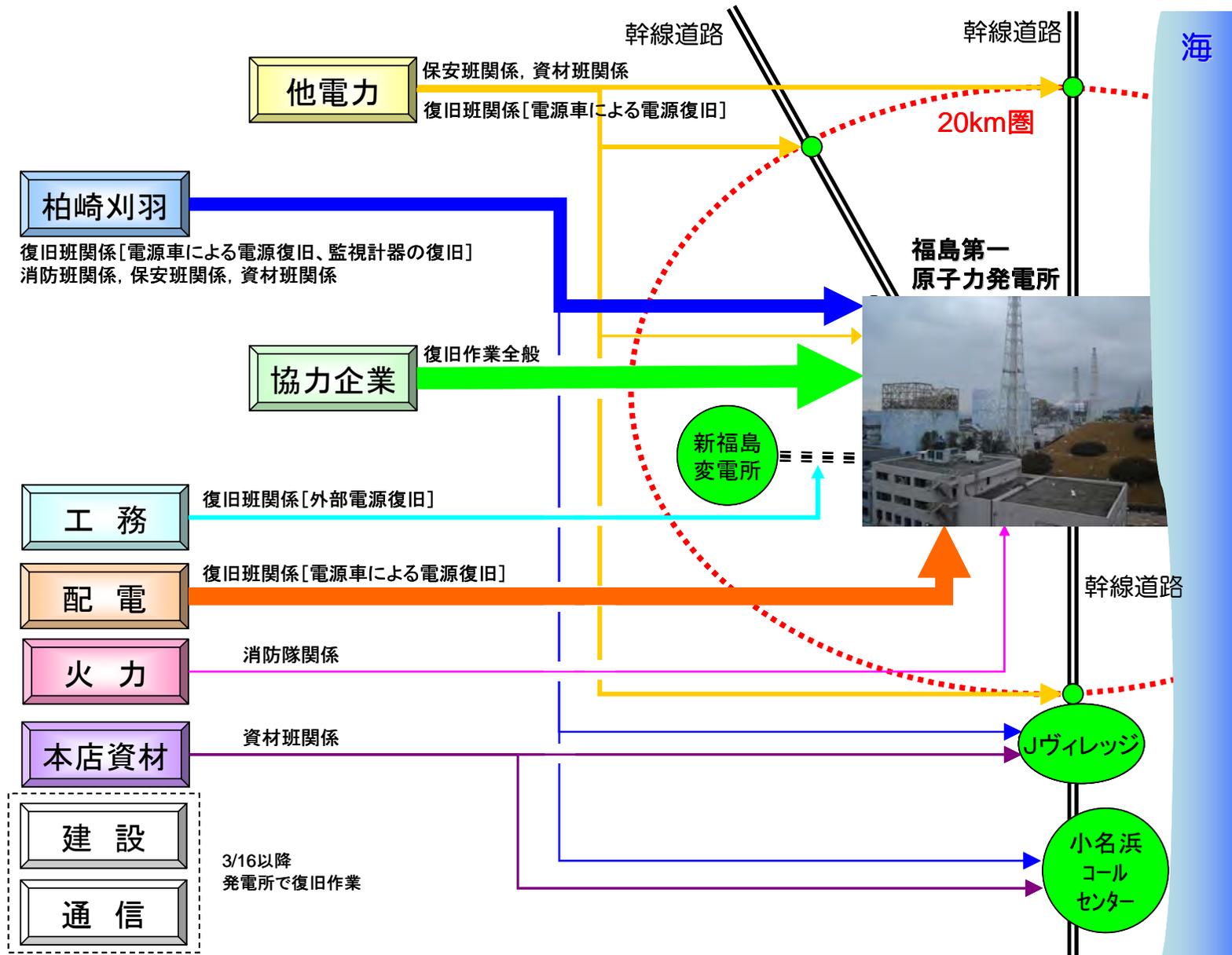
図 3 乾式貯蔵キャスク保管建屋内の状況

3月11日～15日における福島第一原子力発電所支援者派遣実績

支援箇所			3月11日	3月12日	3月13日	3月14日	3月15日	
当社関連	柏崎刈羽	社員	保安	0	25	25	42	42
			復旧	0	1	11	36	34
			消防	0	0	0	0	0
			輸送	0	7	3	5	8
		小計	0	33	39	83	84	
		協力企業	保安	0	0	0	0	0
			復旧	0	0	0	0	0
			消防	0	6	6	6	6
			輸送	0	17	17	2	0
		小計	0	23	23	8	6	
	社員 + 協力企業	保安	0	25	25	42	42	
		復旧	0	1	11	36	34	
		消防	0	6	6	6	6	
		輸送	0	24	20	7	8	
合計	0	56	62	91	90			
各店所	配電班	社員	142	215	265	261	152	
		協力企業	35	64	98	115	40	
		他電力	58	0	0	0	0	
		小計	235	279	363	376	192	
	工務班	社員	10	9	0	0	15	
		協力企業	0	43	0	27	31	
		小計	10	52	0	27	46	
	火力復旧班	社員	0	0	0	0	0	
		協力企業	0	4	0	15	25	
		小計	0	4	0	15	25	
	本店資材班	社員	0	0	0	2	2	
		協力企業	11	63	32	29	45	
		小計	11	63	32	31	47	
	合計	社員	152	224	265	263	169	
協力企業		46	174	130	186	141		
他電力		58	0	0	0	0		
社員+協力企業+他電力		256	398	395	449	310		
総計	社員	152	257	304	346	253		
	協力企業	46	197	153	194	147		
	他電力	58	0	0	0	0		
	社員+協力企業+他電力	256	454	457	540	400		
他電力	サーベイ・除染作業、資機材運搬等 (原子力災害時における原子力事業者間協力協定に 基づく派遣)		0	0	41	116	120	

派遣要員の 業務支援分野	復旧	245	332	374	439	272
	消防	0	10	6	21	31
	保安	0	25	66	158	162
	資材	11	87	52	38	55

初動時における福島第一原子力発電所への人的支援の概要



バッテリーの調達状況一覧

調達先	調達日 (福島第一到着日)	仕様	重量 (kg)	台数	運搬手段
構内企業バス	3月11日 夕刻以降	12V (車両用)	約40	2個	発電所復旧班が入手
構内企業	3月11日 夕刻以降	6V (通信・制御用)	約20	4個	発電所復旧班が入手
東電業務車	3月11日 23:00頃	12V (車両用)	約20	3個	発電所復旧班が取り外し
個人所有車	3月13日 7時頃～ 10時頃	12V (車両用)	約20	20個	所有者が取り外し
本店原子力復旧班 (プラントメーカー)	3月14日 0:00頃 ^{※1} (小名浜コール センター到着)	12V (車両用)	17～ 41.5	1000個	メーカー手配で陸送 (小名浜コールセンター まで)
福島第一復旧班 (プラントメーカー)	3月17日 2:00頃 (小名浜コール センター到着)	12V (車両用)	17～ 41.5	約1000個	メーカー手配で陸送 (小名浜コールセンター まで)
本店資材班	3月14日 (小名浜コール センター到着)	12V (車両用)	約20	20個	本店資材班手配で陸送 (小名浜コールセンター まで)
福島第一資材班	3月13日 日中帯	12V (車両用)	約10	8個	発電所資材班が陸送
柏崎刈羽資材班	3月14日 1:40頃	12V (車両用)	約10	20個	柏崎刈羽応援者が陸送
広野火力発電所	3月12日 1:20頃	2V (既設備品)	12.5	50個	自衛隊が空輸
川崎火力発電所	3月12日 9時～11時頃 (Jヴィレッジ到着)	2V (既設備品)	143	100個	自衛隊が空輸 (Jヴィレッジまで)
東京支店	3月12日 日中帯 (Jヴィレッジ到着)	2V (既設備品)	12 ～33	132個	自衛隊が空輸 (Jヴィレッジまで)
新しいわき開閉所	3月12日 午後 (Jヴィレッジ到着)	2V (既設備品)	21	52個	関電工が陸送 (Jヴィレッジまで)

※1 小名浜コールセンター到着後、当社社員が陸送し、3/14以降、順次、発電所到着。

資機材の搬送状況(バッテリー)

調達	3月11日	3月12日	3月13日	3月14日	3月15日
所内での収集	<p>監視計器電源喪失</p> <p>監視機能復旧のためバッテリーの収集開始</p> <p>1/2号 水位計A復旧 (21号) (21号) (21号) (5019)</p> <p>取外</p> <p>個人所有車</p> <p>個人所有車</p> <p>取り外し</p> <p>1/2号 計器用電源 (12日未明)</p> <p>3号 SRV電源 (9:08頃)</p> <p>2号 SRV電源 (13:10頃)</p>			<p>1F: 福島第一原子力発電所</p> <p>SRV: 主蒸気逃がし安全弁</p> <p>DD消火ポンプ: ディーゼル駆動消火ポンプ</p>	
購入による調達	<p>本店対策本部原子力復旧班が優先的に仕様を問わず調達可能なバッテリーの手配開始(車両用バッテリー)</p>	本店対策本部原子力復旧班調達分		<p>小名浜CC到着</p> <p>1F到着 (21時頃まで)</p>	<p>爆発の影響により小名浜CCから発電所への搬送中断</p>
発電所		<p>発電所対策本部資材班調達(車両用バッテリー)</p> <p>柏崎刈羽資材班がオフサイトセンター派遣の当社社員から依頼を受けて調達(車両用バッテリー)</p>	<p>発電所調達分(いわき市内購入)</p> <p>柏崎刈羽調達分(柏崎市内購入)</p>	<p>1F到着(日中帯)</p> <p>小名浜CC到着</p>	<p>1,2号機3,4号機中央制御室へ搬入(22時頃)</p> <p>1F到着(1:40頃)</p>
自社設備の流用	<p>本店対策本部原子力復旧班から火力復旧班へ要請(2Vバッテリー)</p>	<p>1号 DD消火ポンプ(6:34)</p> <p>3号 水位計復旧 (3:51)</p> <p>午前中16個を1Fに搬送</p> <p>重機がないことから現場に持ち込むことが出来ず使用されなかった</p>			
火力部門	<p>本店対策本部原子力復旧班から火力復旧班へ要請(2Vバッテリー)</p>	<p>広野火力(Jヴィレッジから自衛隊により空輸)</p> <p>川崎火力(東扇島東公園ヘリポートから自衛隊により空輸)</p> <p>到着 Jヴィレッジ</p>	<p>1F到着(1:20頃)</p> <p>到着 Jヴィレッジ</p>		
工務部門	<p>本店対策本部原子力復旧班から工務復旧班へ要請(2Vバッテリー)</p>	<p>東京支店(東京ヘリポートから自衛隊により空輸)</p> <p>新しいわき開閉所(トラックによる陸送)</p> <p>到着 Jヴィレッジ</p> <p>到着 Jヴィレッジ</p>	<p>爆発の影響によりJヴィレッジから発電所への搬送中断</p>		

資機材の搬送状況(電源車)

調達	3月11日	3月12日	3月13日	3月14日	3月15日
社内からの調達	<p>16:10 本店対策本部からの指示に基づき本店配電復旧班は電源車の確保と発電所への移動経路確認を全店へ指示</p> <p>16:50頃 順次出発</p> <p>高圧 1台</p> <p>高圧 7台</p> <p>高圧 1台</p> <p>低圧 7台</p>	<p>2台 1/2号</p> <p>1F到着 (1:20頃)</p> <p>1F到着 (3:00頃全台到着を確認)</p> <p>1F到着 (10:15頃)</p> <p>1F到着 (3:00頃全台到着を確認)</p> <p>1台</p> <p>1,2号機計測用分電盤受電開始 (22:00頃)</p> <p>P/C 2C 受電・調整完了 (15:30頃)</p> <p>1号機で爆発(15:36) 受電停止 (高圧ケーブル損傷)</p>	<p>1台 3/4号</p> <p>P/C 4D 受電開始 (14:20)</p>	<p>1F: 福島第一原子力発電所 P/C: 480V低圧電源盤</p> <p>3号機で爆発(11:01) 受電停止</p>	
他電力からの調達	<p>16:30頃 本店対策本部から他電力へ電源車の救援を要請</p> <p>東北電力 高圧 1台</p> <p>東北電力 高圧 1台</p> <p>東北電力 高圧 2台</p>	<p>1F到着 (22:00頃)</p> <p>1F到着 (23:30頃)</p> <p>1F到着 (1:20頃車両を確認)</p> <p>電源復旧のため現場に配置したが余震が発生し津波の危険があったため高台に一時避難</p>	<p>当社電源車が到着したため、東北電力電源車は待機。12日昼頃、電源車1台と作業員は東北電力営業店所に帰還。</p>		
自衛隊からの調達	<p>18:15頃 自衛隊の電源車が発電所へ向かったとの情報</p> <p>22:48頃 電源車を3台融通可能との情報から救援要請</p> <p>低圧 1台</p> <p>低圧 3台</p>	<p>1F到着 (23:30頃)</p> <p>1F到着 (7:18頃)</p> <p>小型発電機で対応できていたため、自衛隊電源車は待機。</p>			

消防車の調達状況一覧

調達先	調達日 (福島第一到着日)	台数	運搬手段
防衛省 (自衛隊)	3月12日 午前中	2台	自衛隊 (推定)
柏崎刈羽①	3月12日 10:30頃	1台	柏崎刈羽の日本原子力防護システム
福島第二	3月12日 13:30頃	1台	福島第二の南明興産
柏崎刈羽②	3月13日 6:30頃	1台	柏崎刈羽・福島第二の南明興産
各火力発電所 (千葉・南横浜・ 袖ヶ浦・姉崎)	3月14日 5:03	4台	火力発電所の南明興産
日本原子力発電 敦賀原子力発電所	3月18日 昼前頃	1台	日本原子力発電職員および協力企業
東北電力 東通原子力発電所	3月18日 昼頃	1台	協力企業 (東北電力運送委託) および本店社員
関西電力 美浜原子力発電所	4月24日 までに到着	1台※1	関西電力職員および協力企業
いわき消防本部 内郷消防署	3月18日 までに到着	1台※1	消防署からオフサイトセンターまでは猪苗代電力所社員
郡山消防本部 田村署	3月18日 までに到着	1台※1	消防署からオフサイトセンターまでは猪苗代電力所社員
郡山消防本部 郡山署	3月22日 までに到着	1台※1	消防署からオフサイトセンターまでは協力企業
新潟消防局 西消防署	3月18日 までに到着(1台)	2台※1※2	西消防署の出張所からJヴィレッジまでは柏崎刈羽社員
さいたま消防局 中央消防署	3月22日 に到着(1台)	2台※2	消防署からJヴィレッジまでは東電物流 (埼玉支店社員同乗)
宇都宮消防本部 中央消防署	3月18日 までに到着	2台※1	消防署からJヴィレッジまでは栃木支店社員
会津若松消防本部 会津若松消防署	3月18日 までに到着	1台※1	消防署からJヴィレッジまでは猪苗代電力所社員
須賀川消防本部 石川消防署古殿分署	4月8日 までに到着	1台※1	消防署からオフサイトセンターまでは協力企業
米沢消防本部	4月24日 までに到着	1台※1	消防署から小名浜コールセンターまでは猪苗代電力所社員

※ 1 オフサイトセンター・Jヴィレッジ・小名浜コールセンターから福島第一までの運搬は、当社社員もしくは協力企業によるものと推定される。

※ 2 新潟消防局1台、さいたま消防局2台は3月15日に福島第二の南明興産が運搬し、Jヴィレッジから福島第二に到着している。

資機材の搬送状況(消防車)

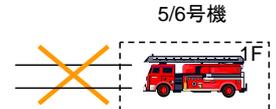
出動		3月11日	3月12日	3月13日	3月14日	3月15日	3月16日~
発電所内		地震・津波襲来 ▽ 1台 故障 1台 1台	1号 淡水注入開始 (4:00頃) → 1号 海水注入開始 (19:04)	使用可確認 (6:00頃) → 3号 淡水注入開始 (9:25) → 3号 海水注入開始 (13:12)		1F: 福島第一原子力発電所 2F: 福島第二原子力発電所	
			使用可否不明				
社内	柏崎刈羽	TV会議等の情報から柏崎刈羽所長の判断により消防車の検討・調整を行い11日夜に消防車を出動 1台 → 2F到着 1台 → 1F到着 (6:30頃)	1F到着 (10:30頃) → 防火水槽へ淡水を補給 1台 → 2F到着	1F到着 (6:30頃) → 2号 準備完了 (夕方) 海水注入			
	福島第二		1台 11:30頃 出発 → 1F到着 (13:30頃)	年式が古かったこともあり、最終的に使用されなかった			
	火力			本店対策本部火力復旧班が南明興産へ消防車・防災要員の出動を要請 4台 → 1F到着 (5:03) ・南横浜火力 ・姉崎火力 ・袖ヶ浦火力 ・千葉火力	2台 → 逆洗弁ピット供給 (9:05)		
国	自衛隊	2台 → 1F到着 (午前) → 1号 海水注入開始 (19:04)					
	公設消防			郡山 2台 → 3月18日までに1台, 3月22日までに1台が1F到着 いわき・須賀川 2台 → 3月18日までに1台, 4月8日までに1台が1F到着 会津若松 1台 → 3月18日までに1F到着 米沢 1台 → 4月24日までに1F到着 宇都宮 2台 → 3月18日までに1F到着 新潟 2台 → 3月18日までに1台が1F到着、1台は3月15日に2F到着 さいたま 2台 → 3月15日に2台が2F到着、1台が3月22日に1F移動			
他社			保安院からの要請 → 原電・敦賀 1台 → 3月18日に1F到着 東北・東通 1台 → 3月18日 1F到着 関電・美浜 1台 → 4月24日までに1F到着				

消防車による原子炉注水の概略図

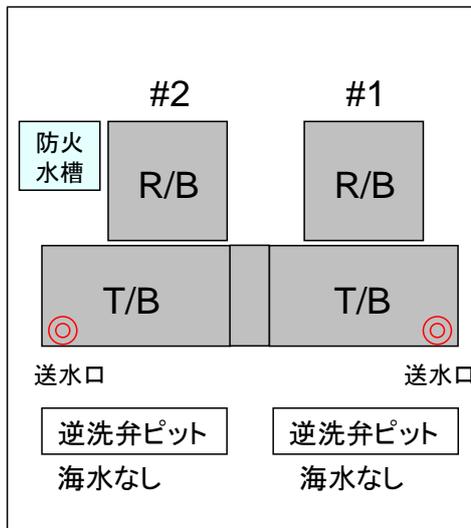
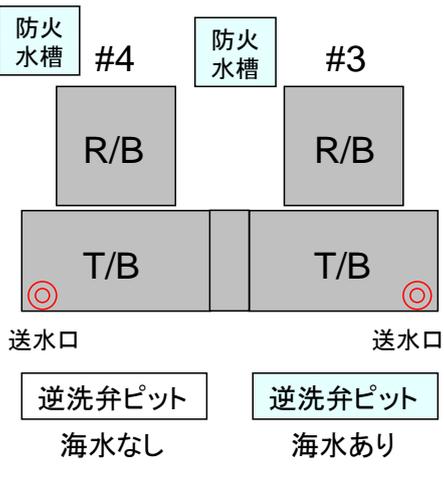
<凡例>

	: 送水	 ○○ : ○○の消防車 1F: 福島第一原子力発電所 2F: 福島第二 " " KK: 柏崎刈羽 " " 自: 自衛隊、公設: 公設消防	R/B: 原子炉建屋
	: ホース敷設のみ(送水なし)		T/B: タービン建屋
	: 消防車タンクへの水の汲み上げ		
	: 消防車の移動		

①津波後の状況
(3/11 15:40頃)



道路の損傷や津波の瓦礫の影響で
通行不可



津波で流されたタンクが
道をふさぎ通行不可



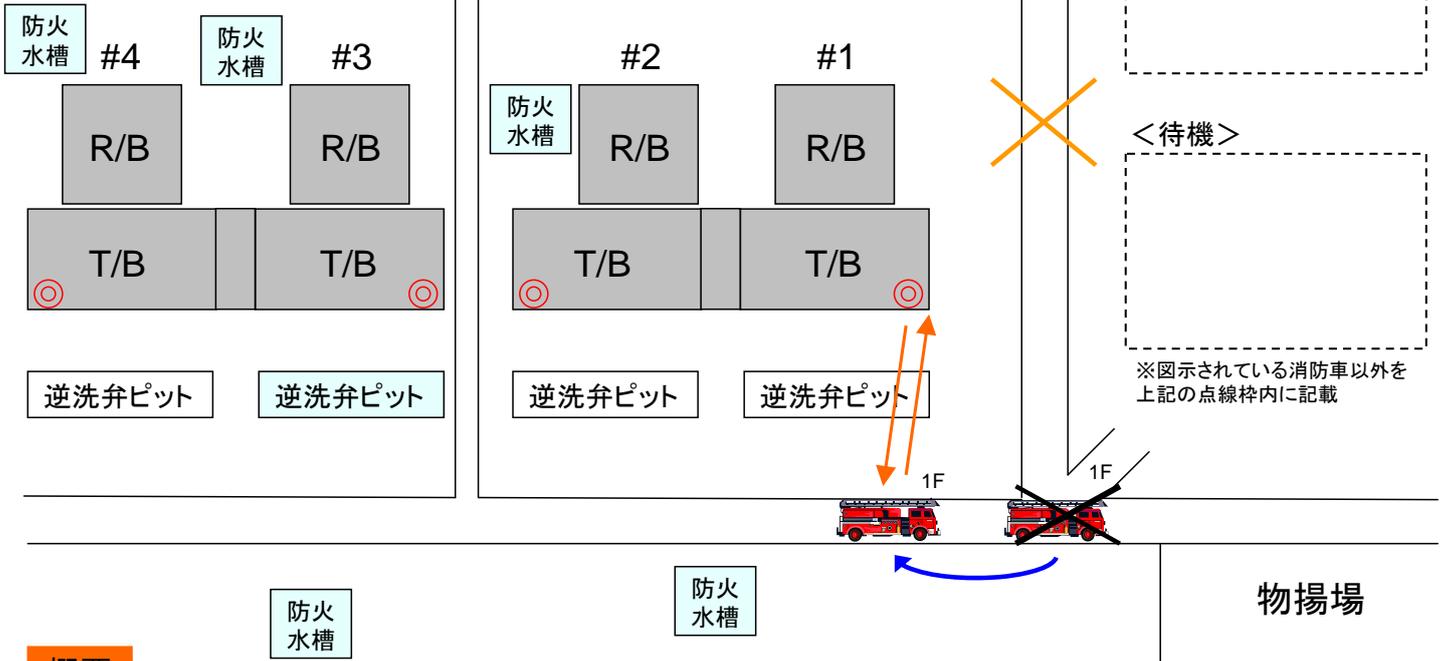
概要

- ・発電所に配備していた3台の消防車の状況:
 - ・1台は高台の消防車車庫にあり、使用可能。
 - ・1台は1-4号機側の防護本部付近にあり、津波で故障。
 - ・1台は5/6号機側にあり、道路の損傷や津波の瓦礫の影響で5,6号機側との通行が分断されており、また津波で流されたとの情報もあり、使用出来ない状況。

物揚場

海

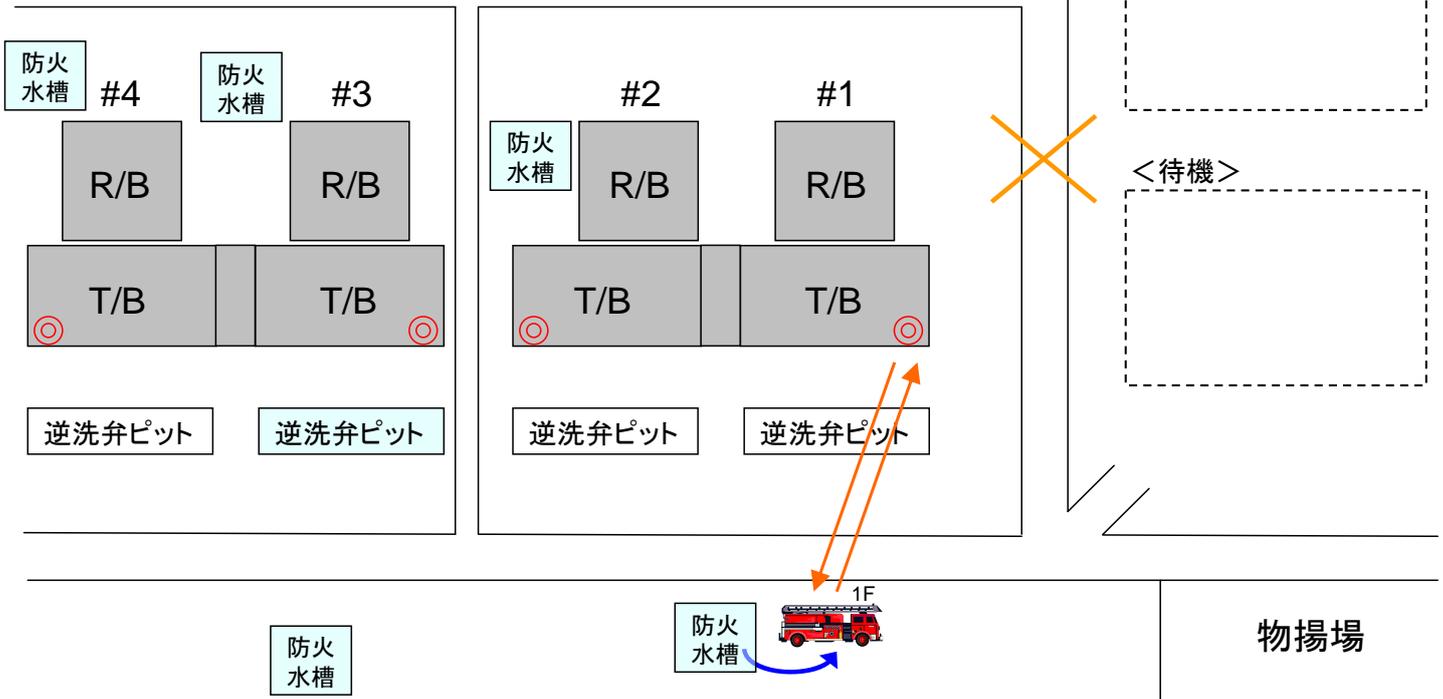
②1号機 淡水注水開始
(3/12 4:00頃)



概要

- ・3:30頃、社員と協力企業が現場に向かい、1号機送水口を発見。4:00頃、消防車に積載している水(約1300L)を注水。
- ・故障した消防車の水を利用しようとしていたところ、4:22、放射線量が高くなってきたため、消防車で免震重要棟へ戻った。

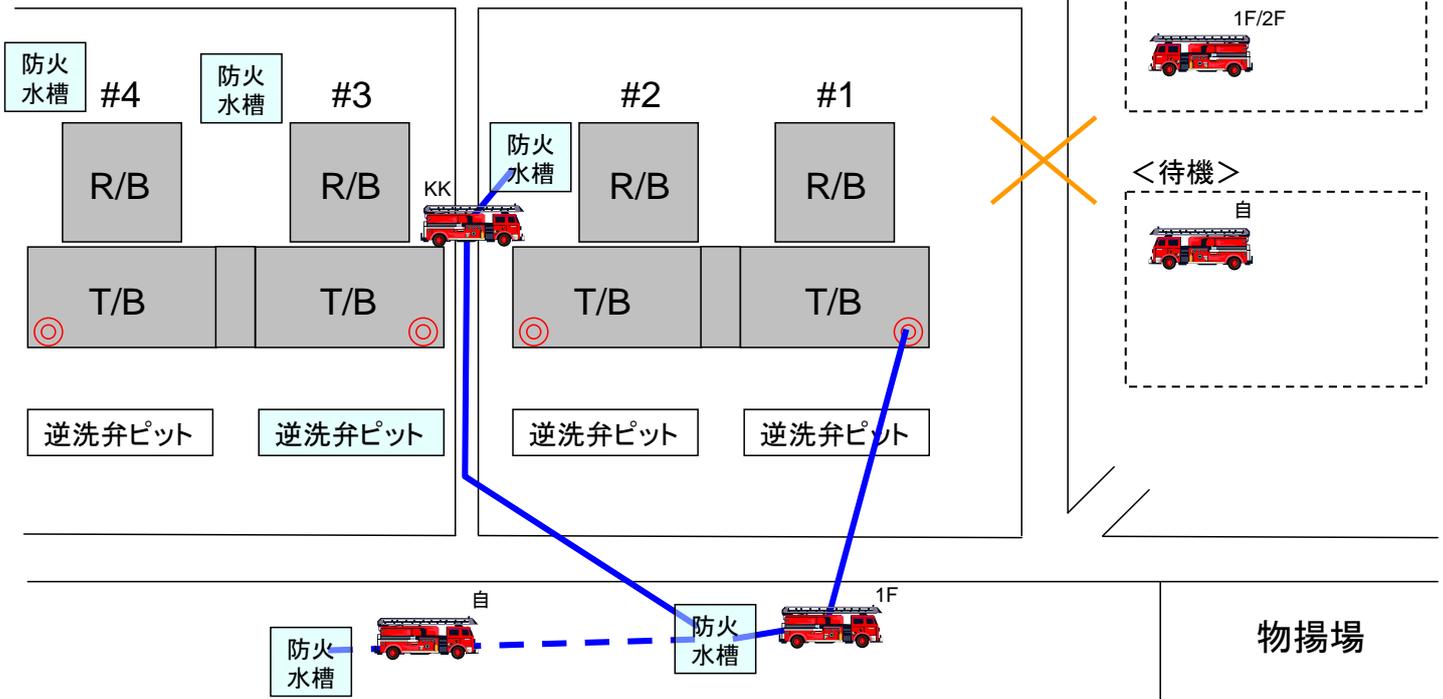
③1号機 淡水注水再開
(3/12 5:46)



概要

- ・自衛消防隊と協力企業が消防車で現場に向かい、5:46に注水を再開。

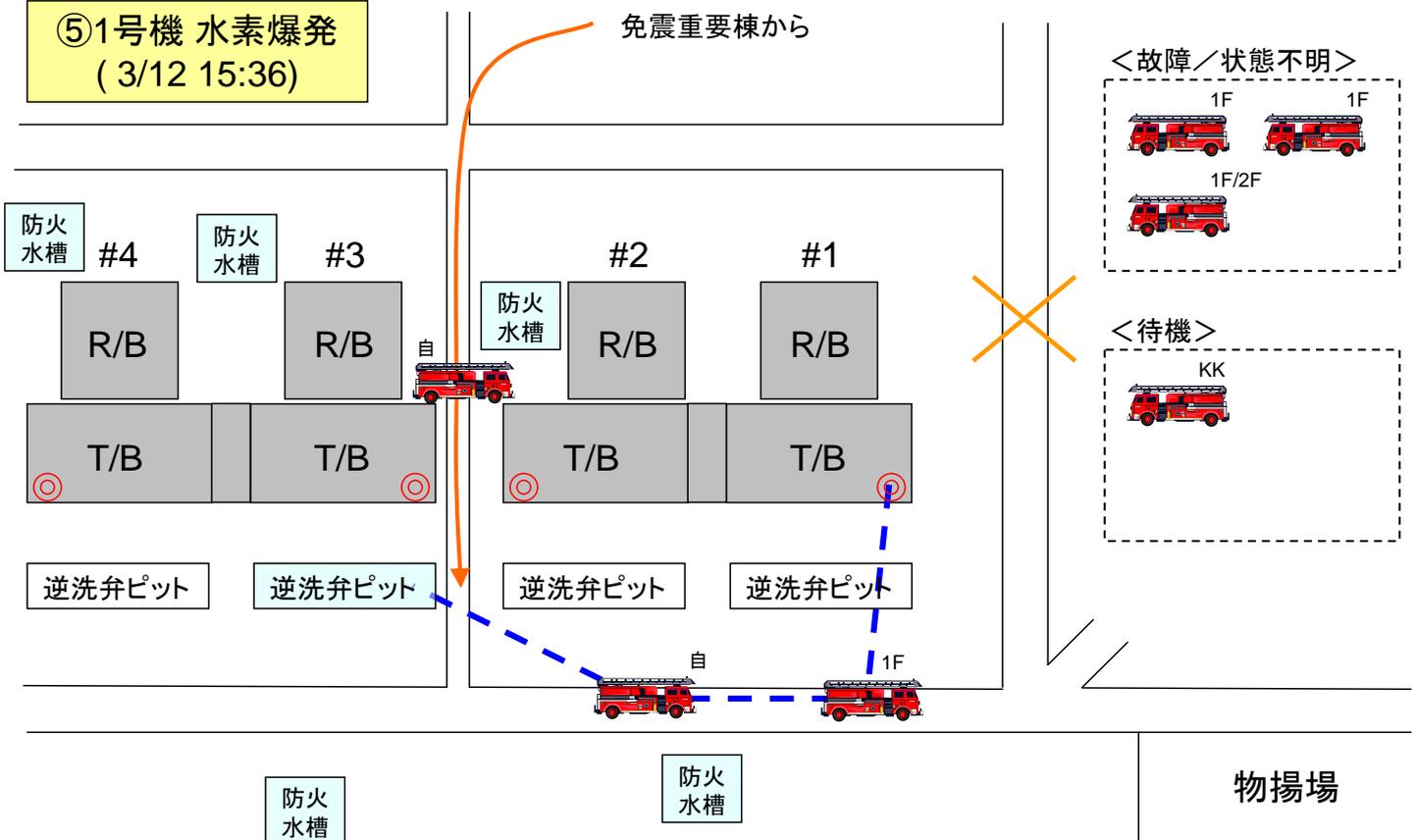
④連続注水開始、応援の消防車到着
(3/12 午前)



概要

- ・防火水槽から送水口間の連続注水ラインを構成し注水。
- ・10:30頃にKK、午前中に自衛隊消防車が到着。周辺の防火水槽から1号機側防火水槽への補給を実施。
- ・その他、1F/2F共用の化学消防車1台を2Fから移動。(年式が古かったこともあり、最終的に使用せず)

⑤1号機 水素爆発
(3/12 15:36)

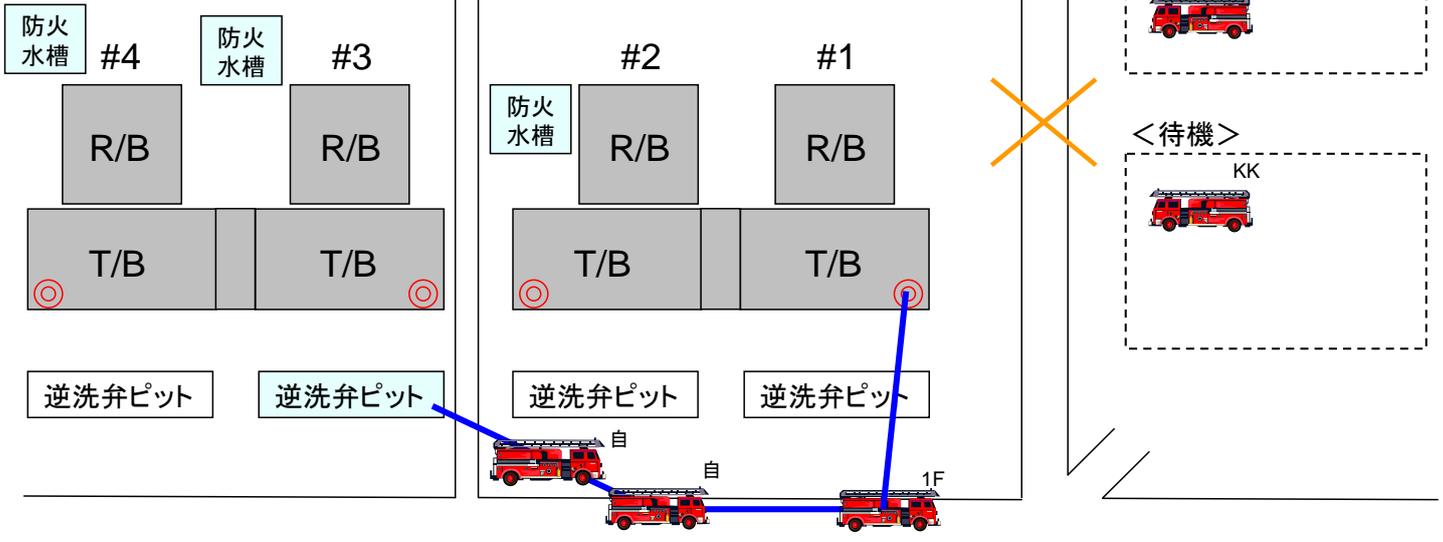


概要

- ・爆発後、作業員は全員免震重要棟へ避難。
- ・爆発の影響で、海水注水のために準備していたホースは損傷し使用不能。

海

⑥1号機 海水注水開始
(3/12 19:04)



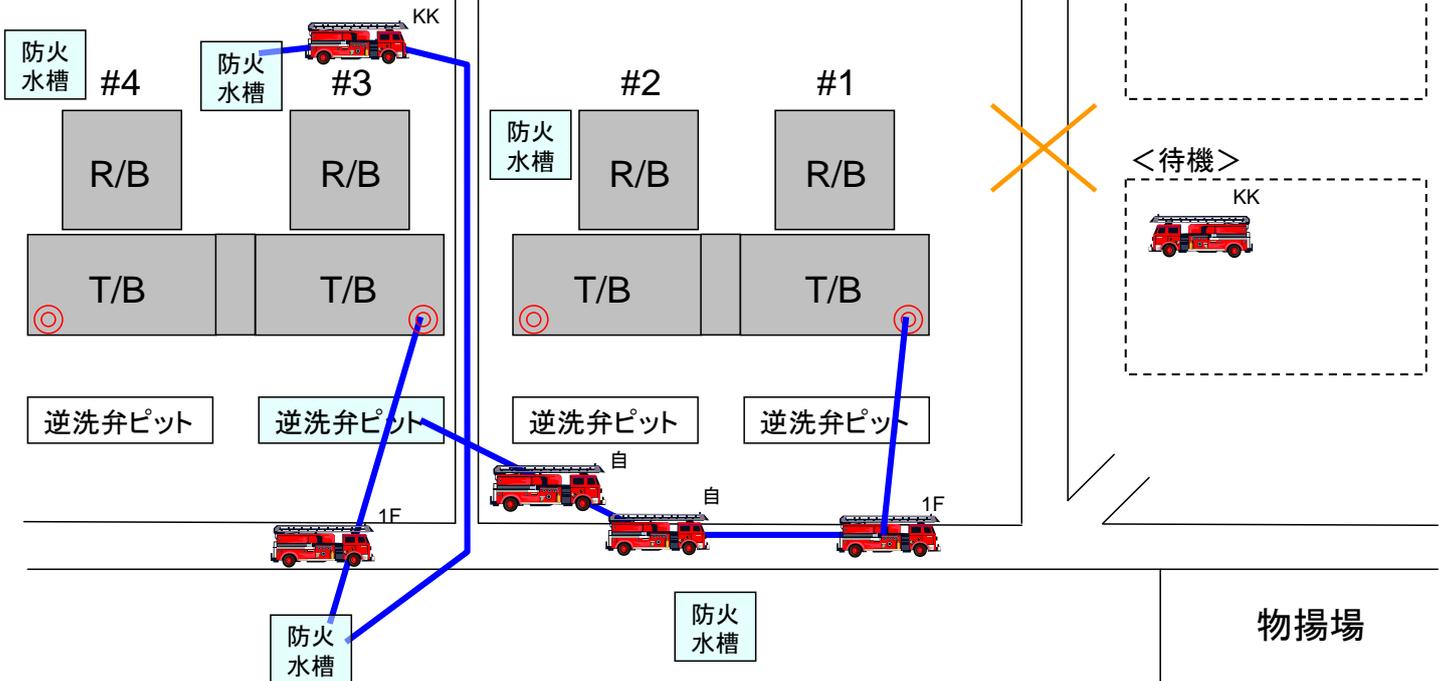
概要

・3号機逆洗弁ピットを水源として消防車3台を直列につないで注水ラインを構成し、19:04、1号機への海水注水を開始。

物揚場

海

⑦3号機 淡水注水開始
(3/13 9:25)



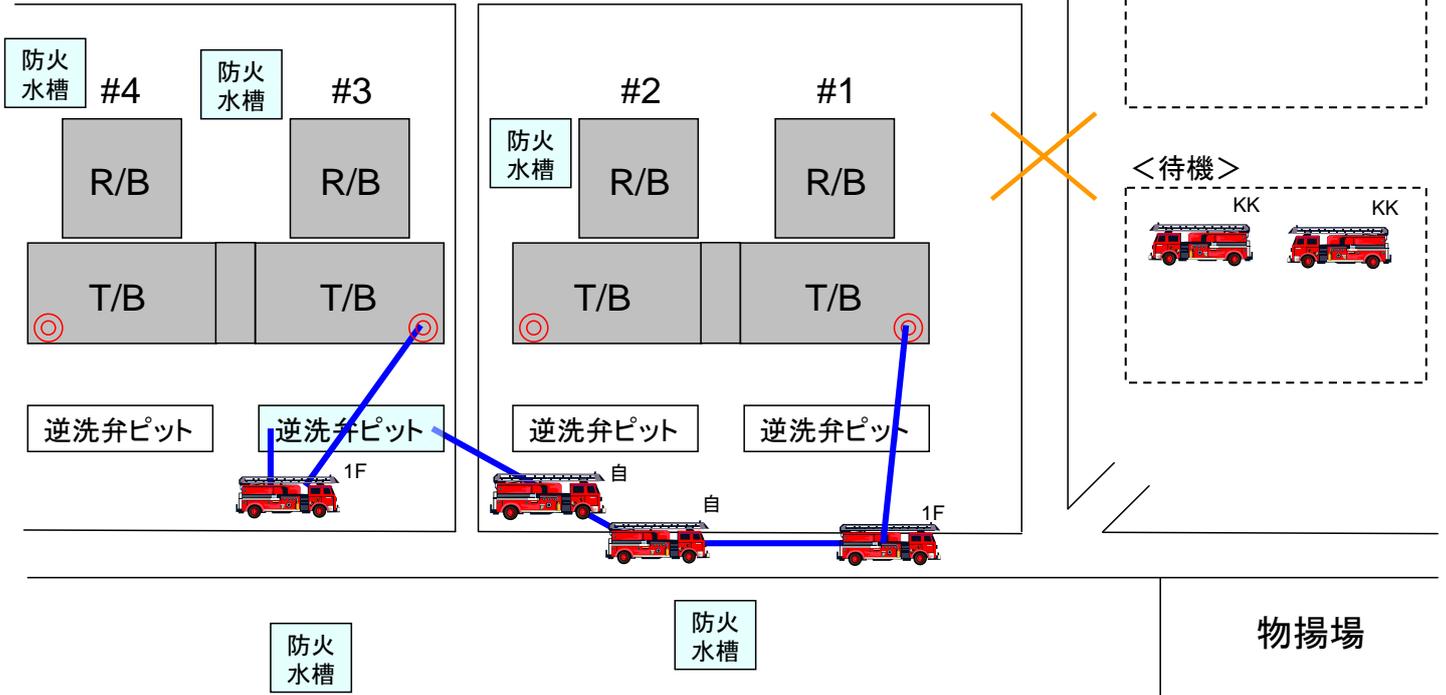
概要

・6:00頃、5/6号機にあった消防車を回収。6:30頃、2Fに待機していたKKの消防車1台が1Fに到着。
・1号機と同様に3号機逆洗弁ピットの海水を水源とする海水注水ラインを構成。その後、防火水槽を水源とする淡水注水ラインに変更し、9:25に注水開始。

物揚場

海

⑧3号機 海水注水開始
(3/13 13:12)



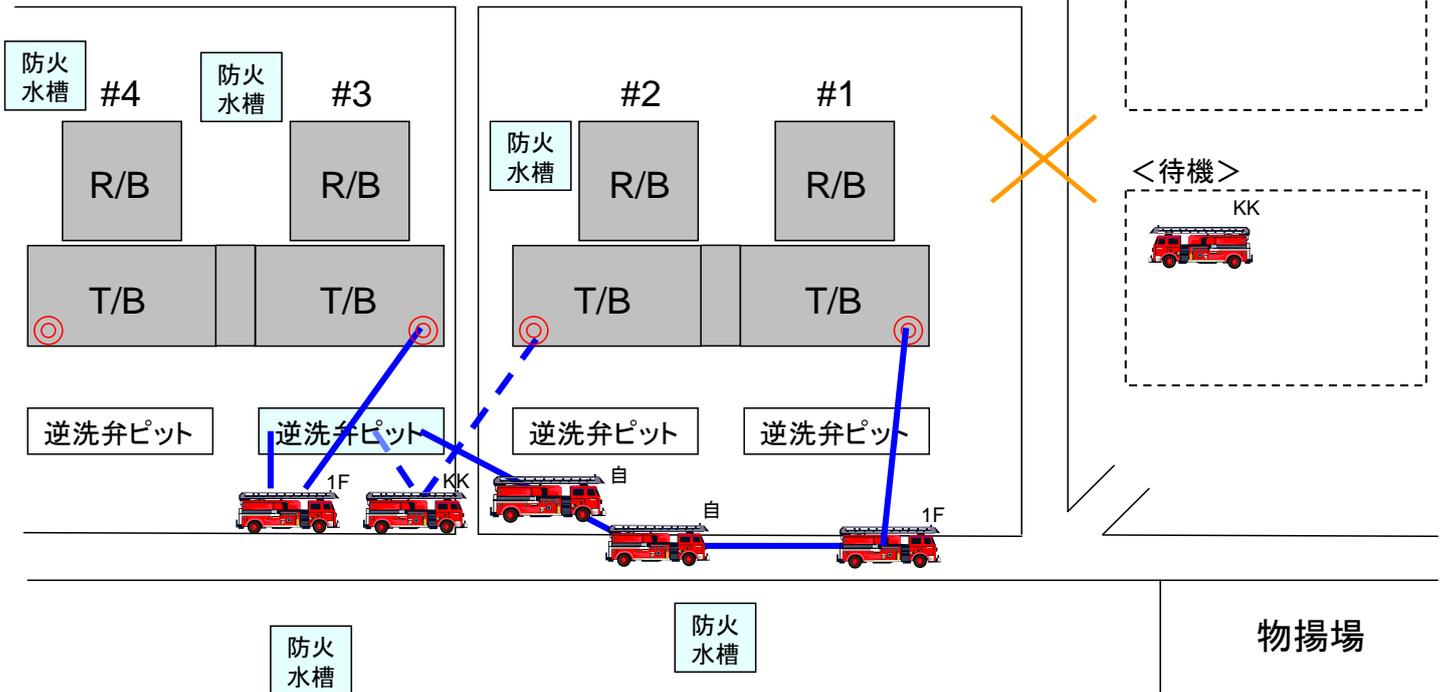
概要

・3号機逆洗弁ピットを水源とするようラインを切替え、13:12、3号機への海水注水を開始。

物揚場

海

⑨2号機 海水注水準備
(3/13 夕方)



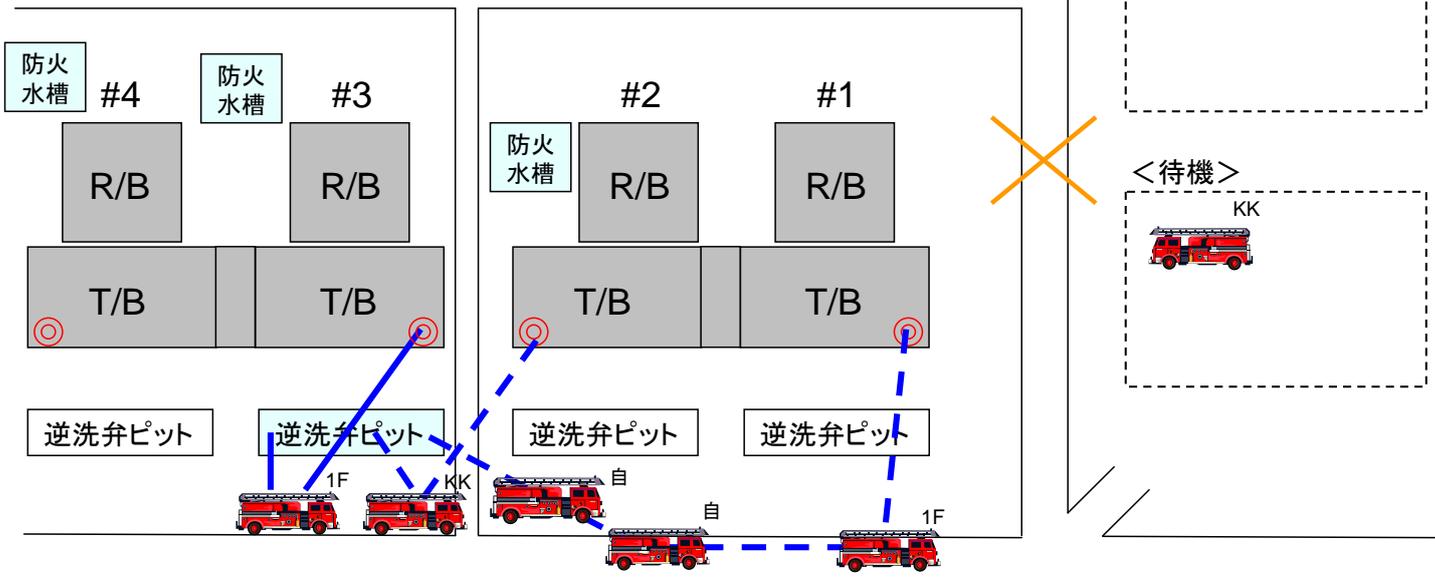
概要

・2号への海水注水のためのラインナップを予め形成。

物揚場

海

⑩ 消防車停止／3号機 注水再開
(3/14 1:10／3:20)



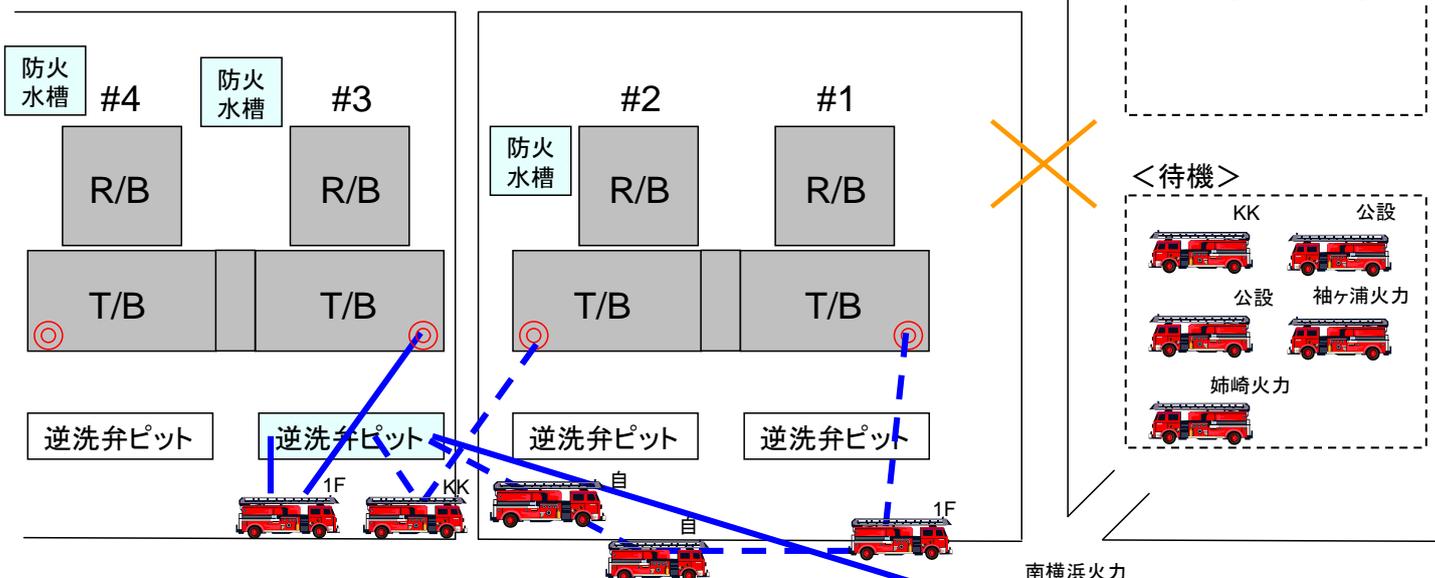
概要

- ・1:10、3号機逆洗弁ピットの海水が残り少なくなったことから注水を停止。
- ・3:20、ホースの取水位置を調整することにより海水を引くことができ、3号機への注水を再開。

物揚場

海

⑪ 物揚場からの補給ライン完成
(3/14 9:05)



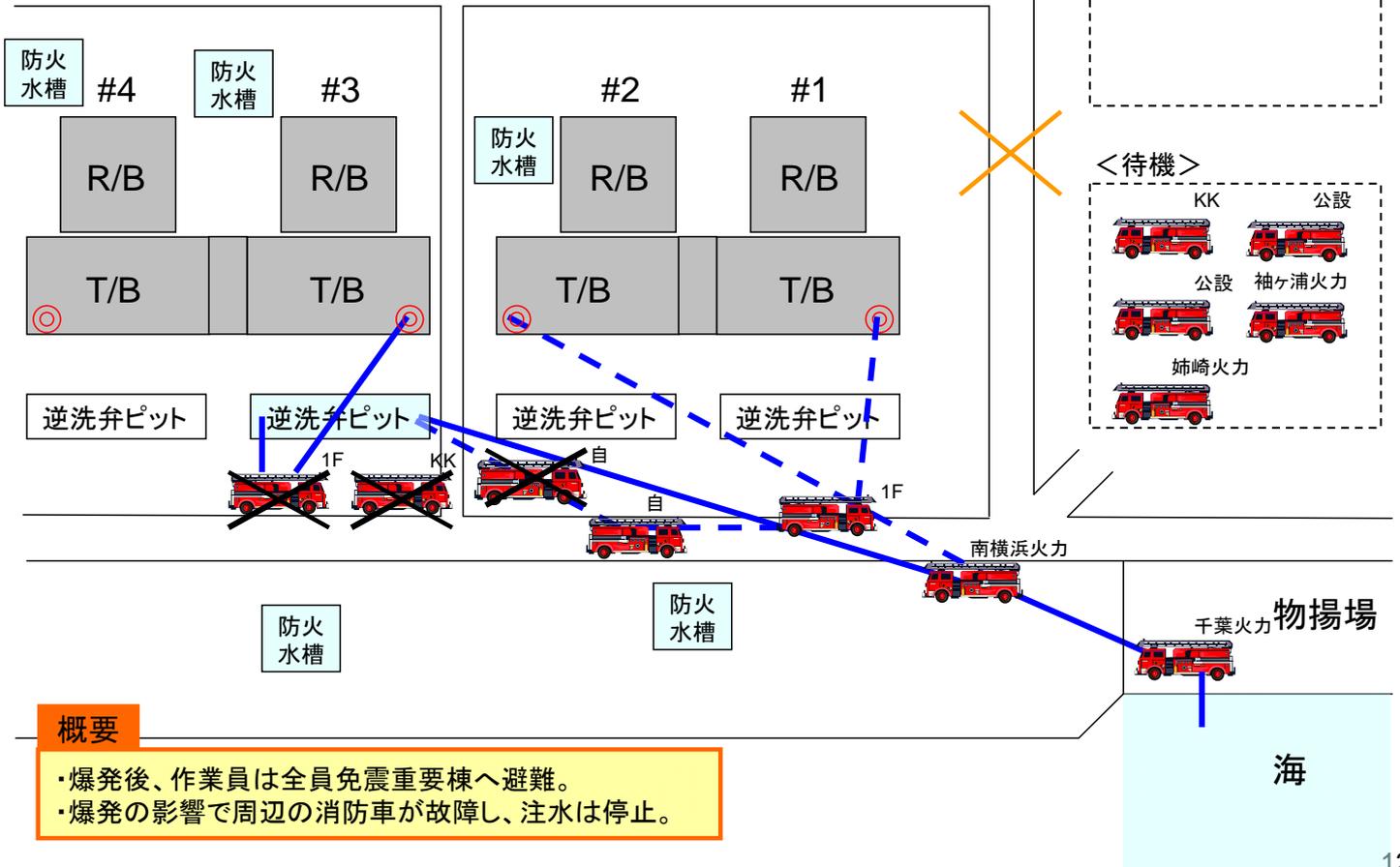
概要

- ・14日未明に公設消防から消防車2台、5:03に当社火力発電所から消防車4台が到着。
- ・物揚場からの補給ラインを形成し、9:05に消防車を起動。逆洗弁ピットへ海水を連続で補給。

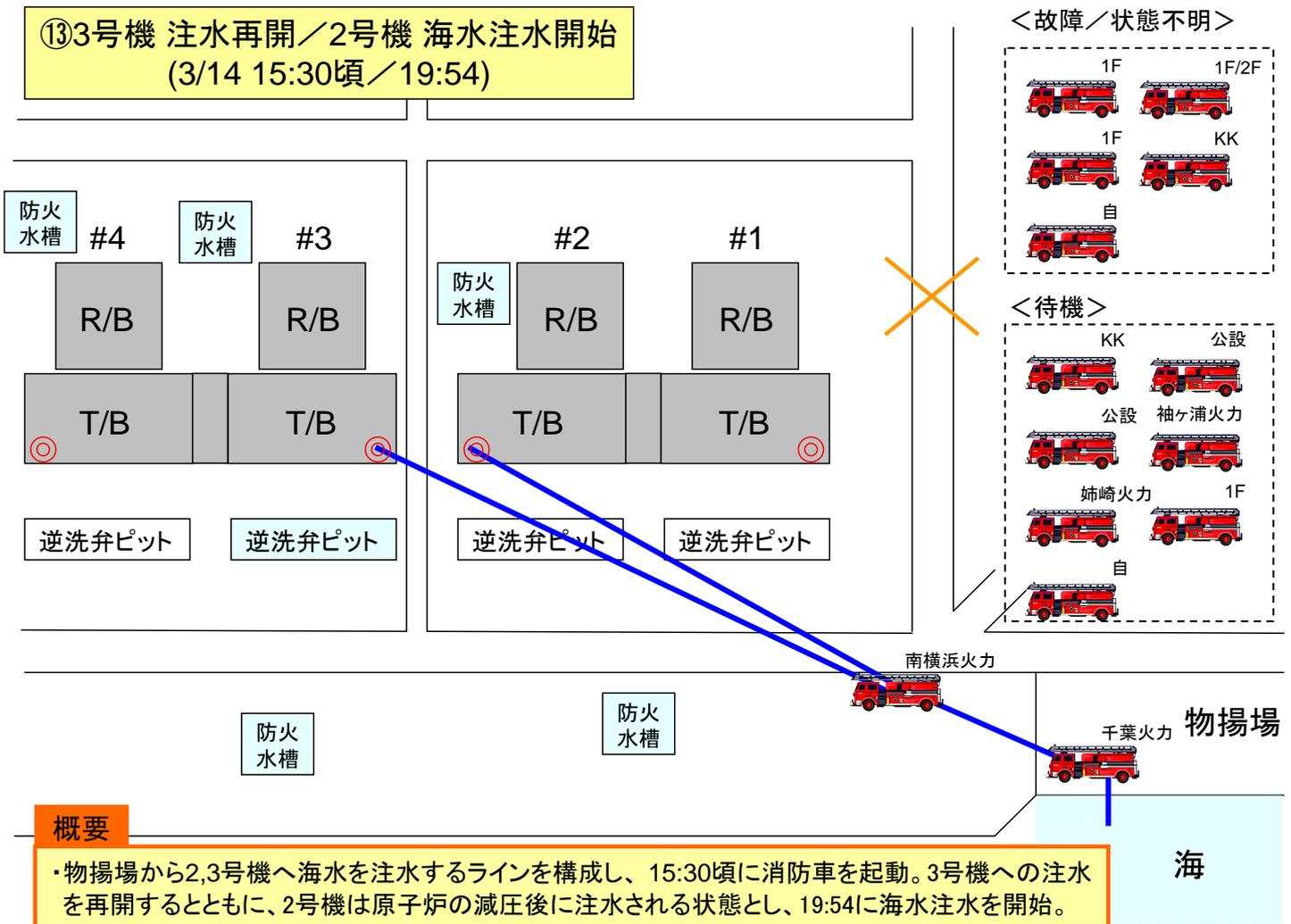
海

物揚場

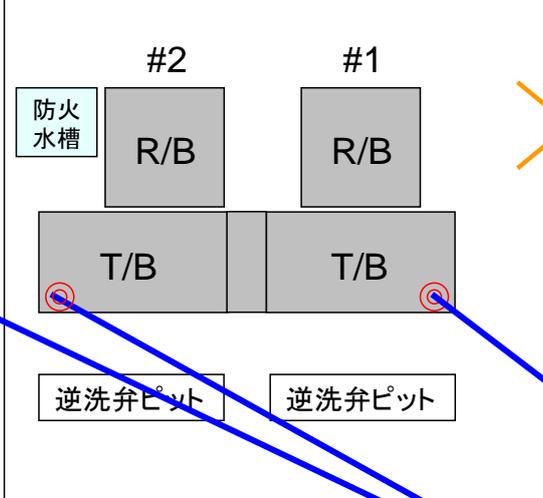
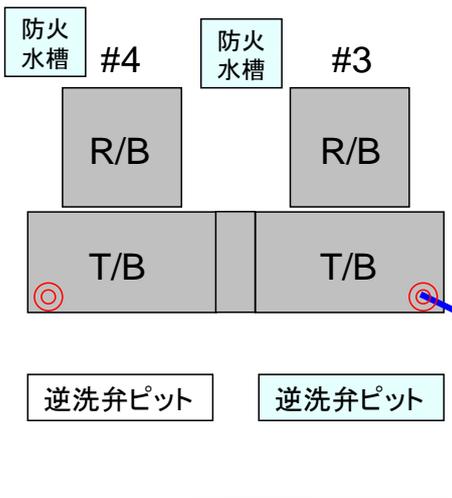
⑫3号機 水素爆発
(3/14 11:01)



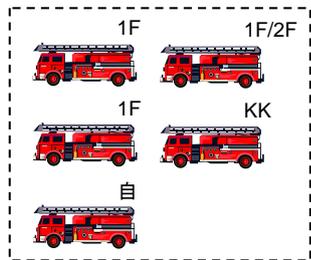
⑬3号機 注水再開/2号機 海水注水開始
(3/14 15:30頃/19:54)



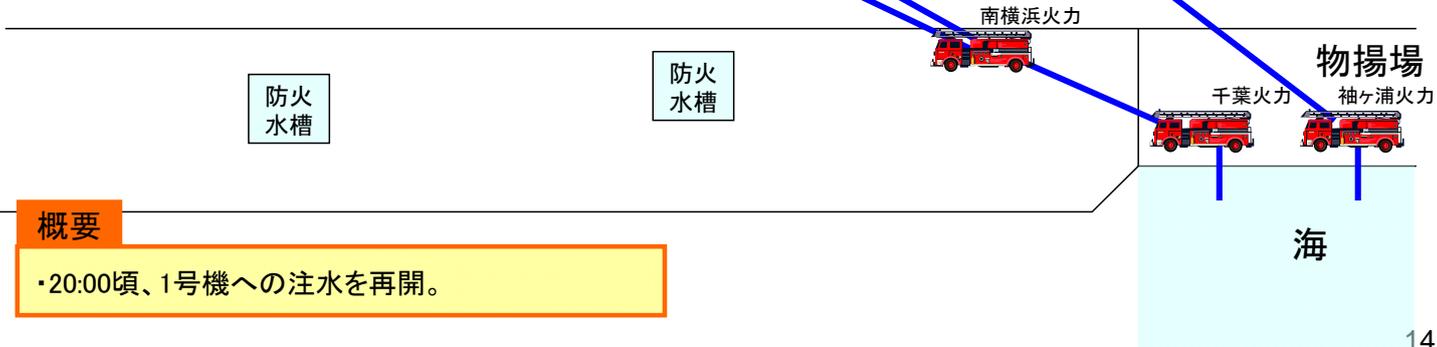
⑭1号機 注水再開
(3/14 20:00頃)



<故障／状態不明>



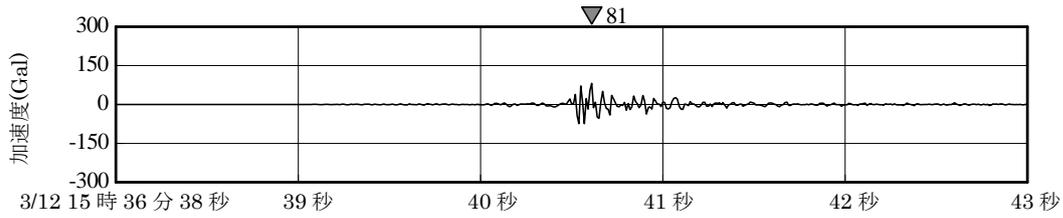
<待機>



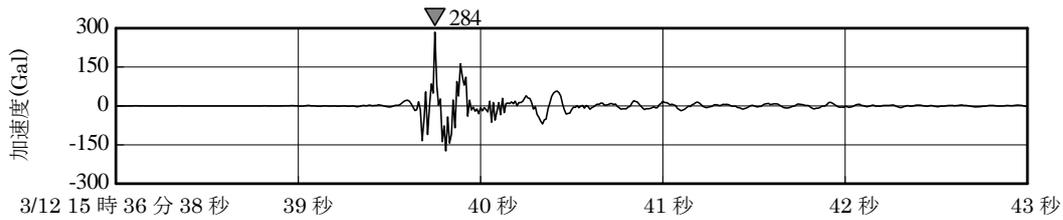
概要

・20:00頃、1号機への注水を再開。

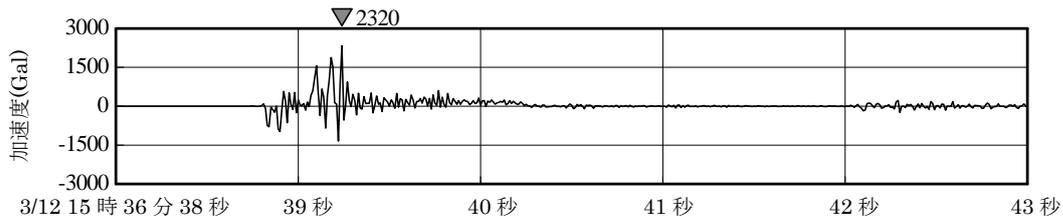
観測点 A



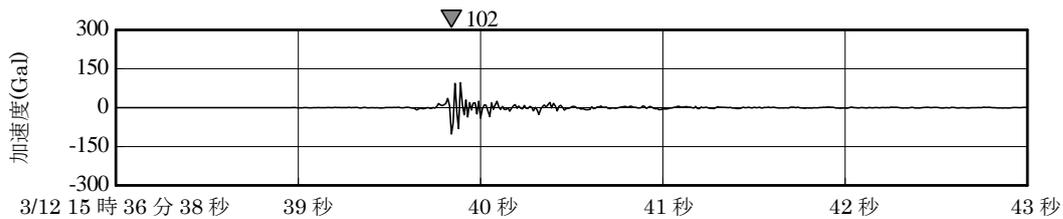
観測点 B



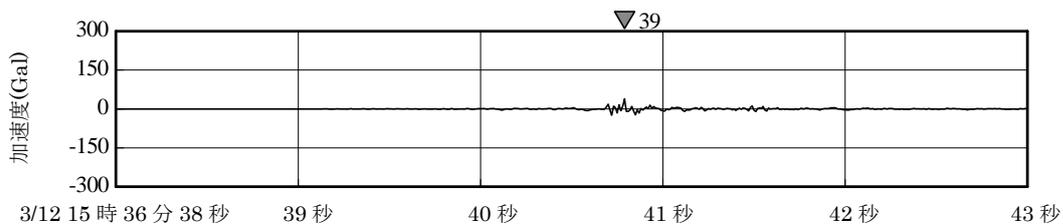
観測点 C ※センサーの規格値 (2000Gal) を上回っているため、参考値。



観測点 D

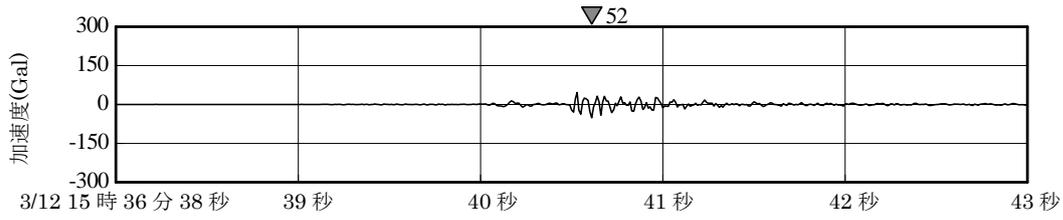


観測点 E

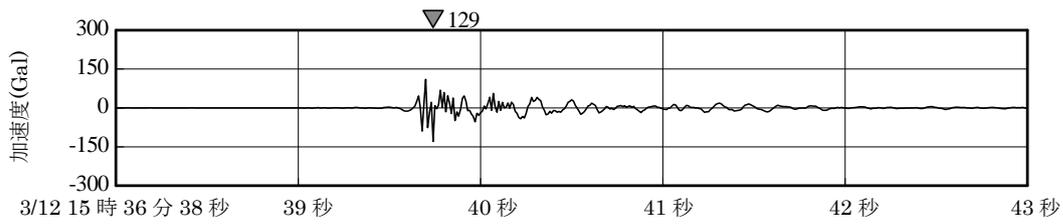


1号機爆発時の加速度波形 (NS 方向)

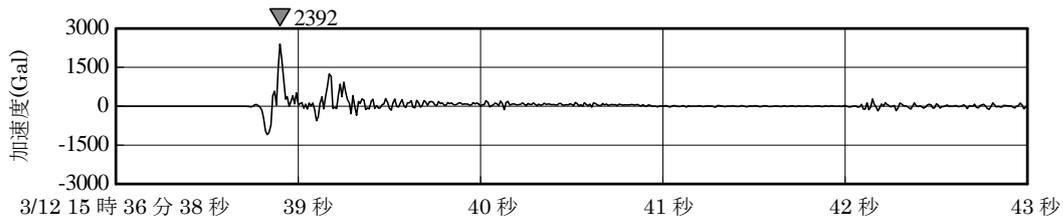
観測点 A



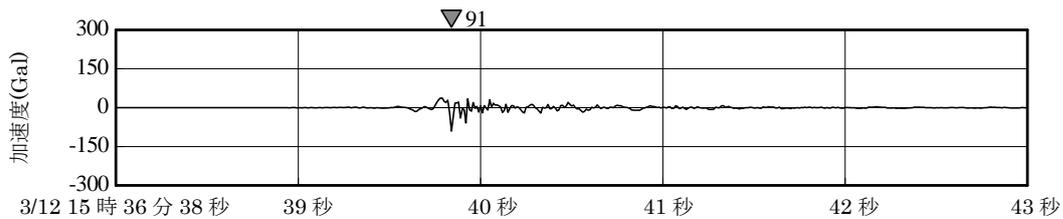
観測点 B



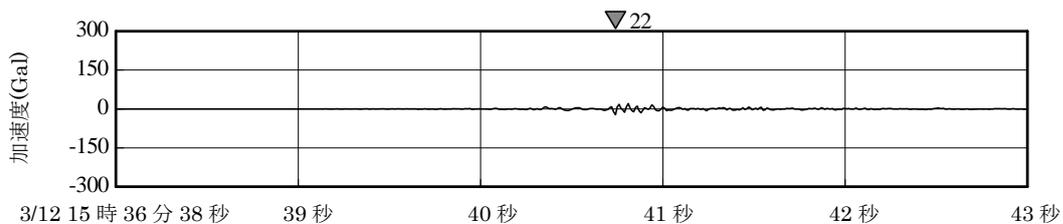
観測点 C ※センサーの規格値 (2000Gal) を上回っているため、参考値。



観測点 D

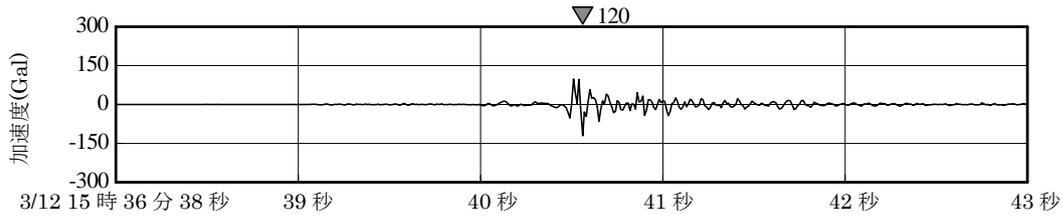


観測点 E

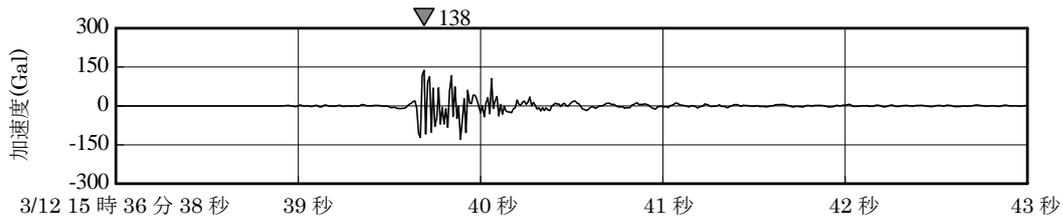


1 号機爆発時の加速度波形 (EW 方向)

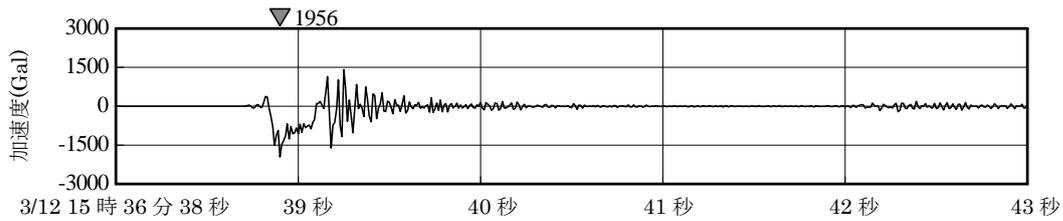
観測点 A



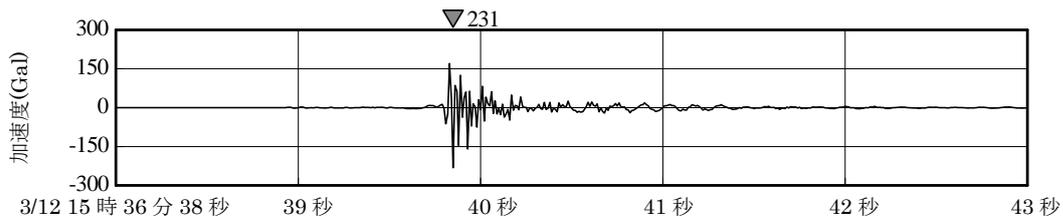
観測点 B



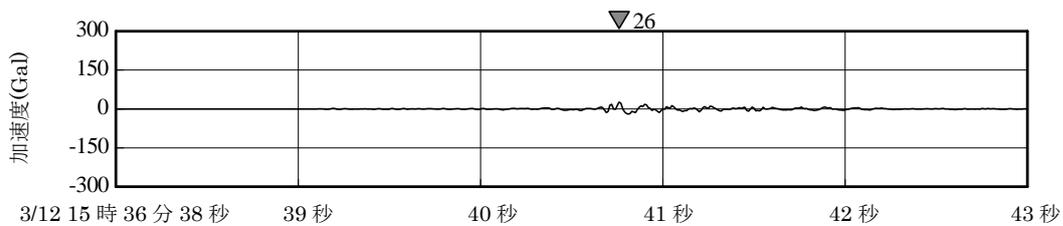
観測点 C



観測点 D

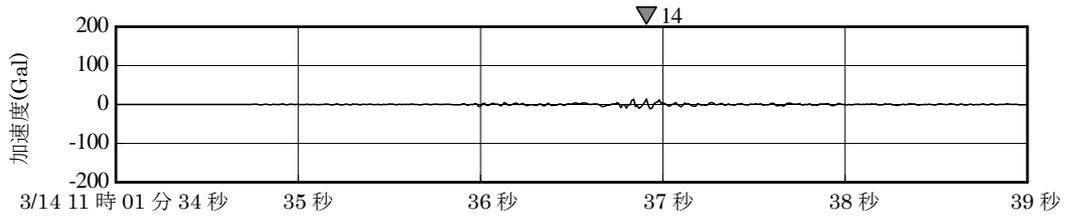


観測点 E

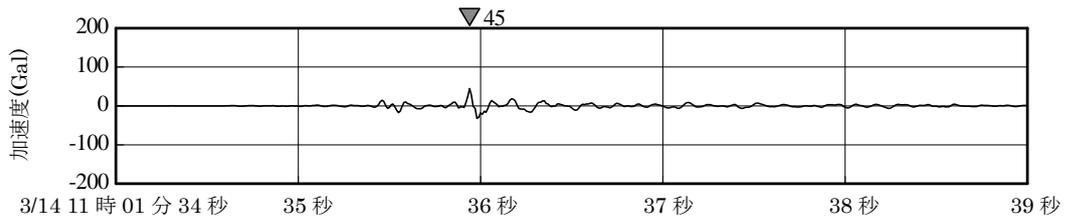


1号機爆発時の加速度波形 (UD 方向)

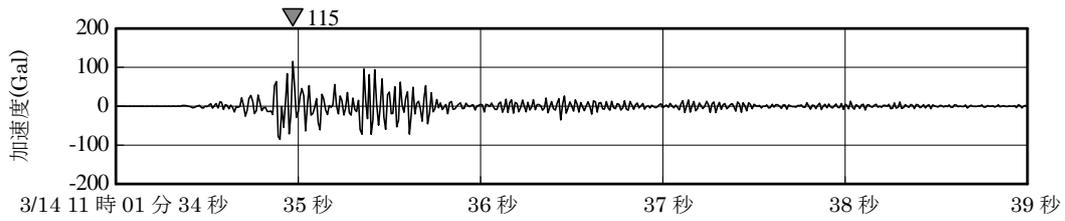
観測点 A



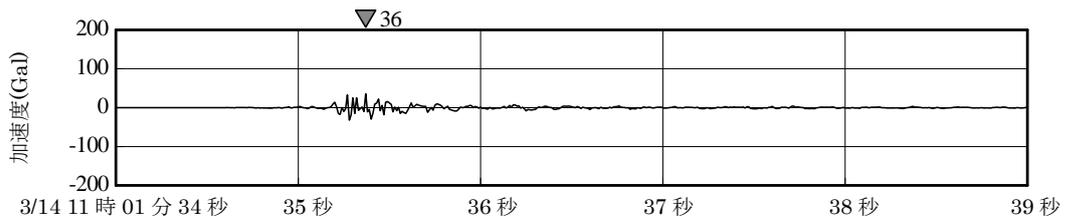
観測点 B



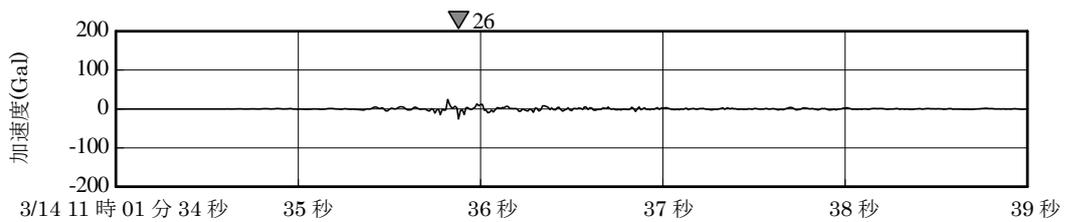
観測点 C



観測点 D

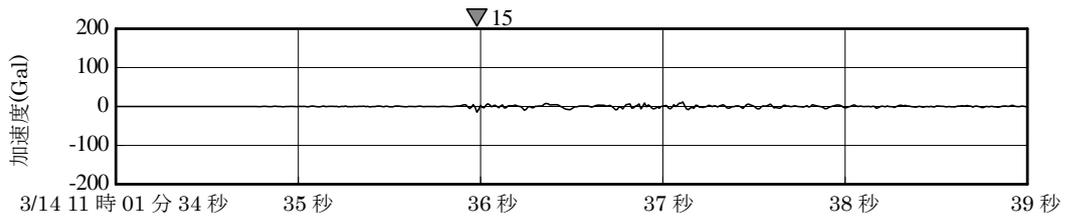


観測点 E

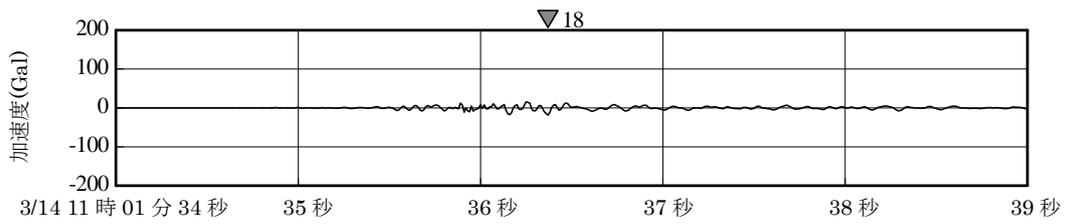


3号機爆発時の加速度波形 (NS 方向)

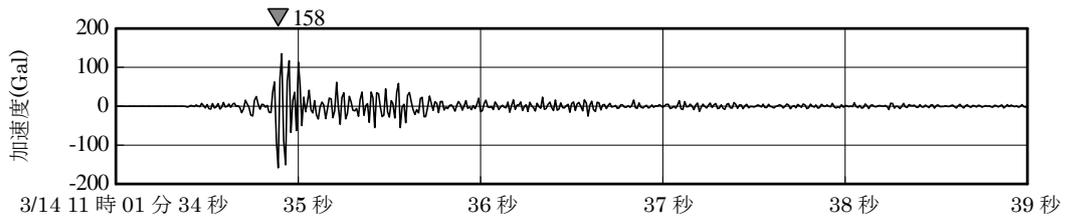
観測点 A



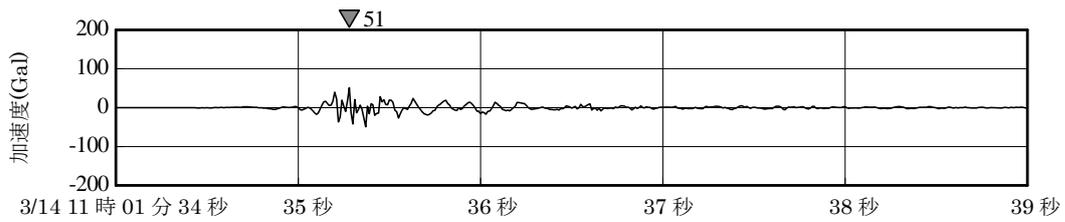
観測点 B



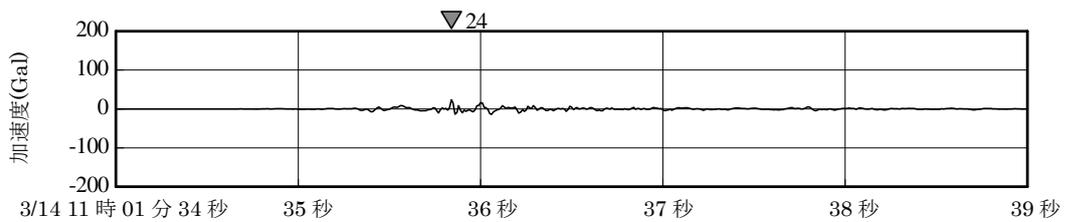
観測点 C



観測点 D

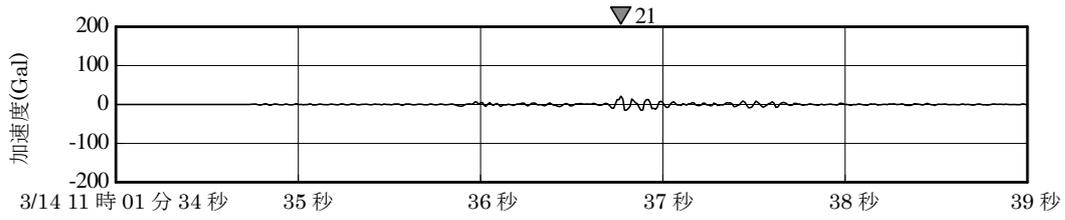


観測点 E

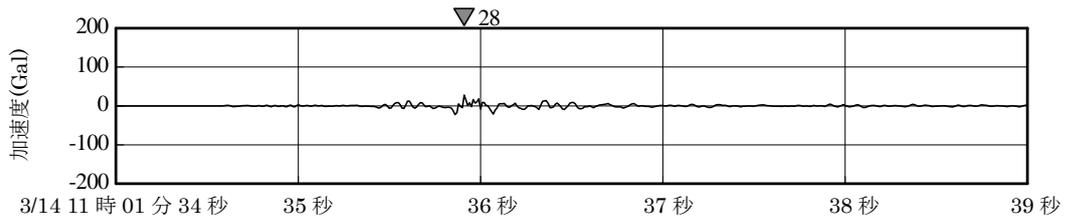


3号機爆発時の加速度波形 (EW 方向)

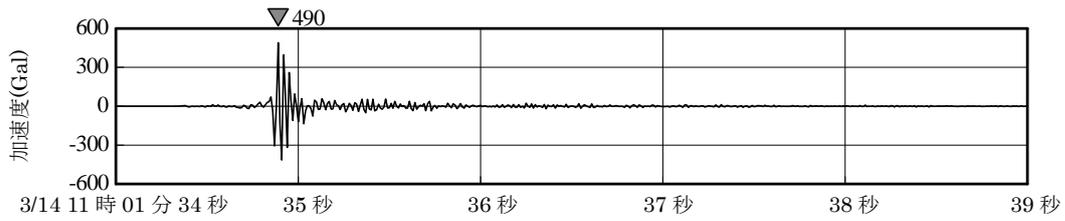
観測点 A



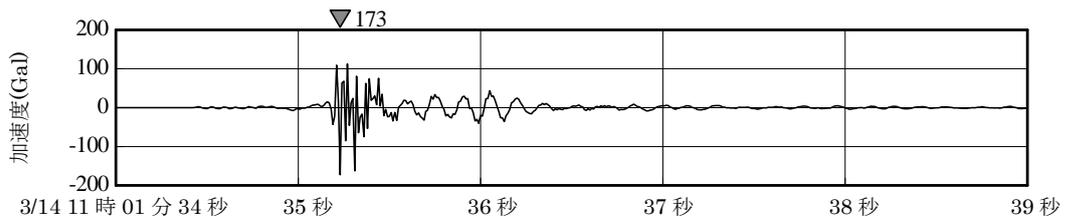
観測点 B



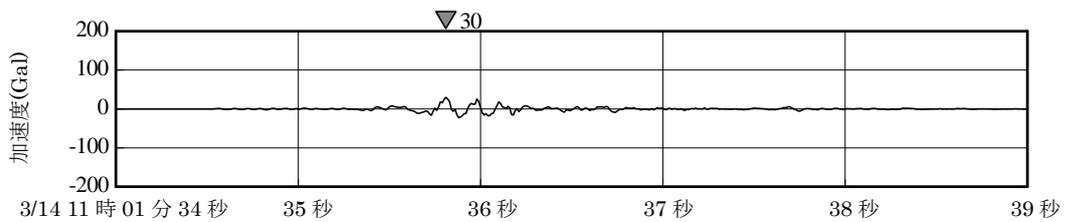
観測点 C



観測点 D

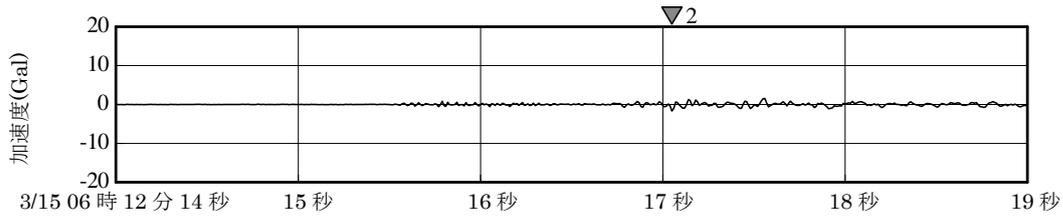


観測点 E

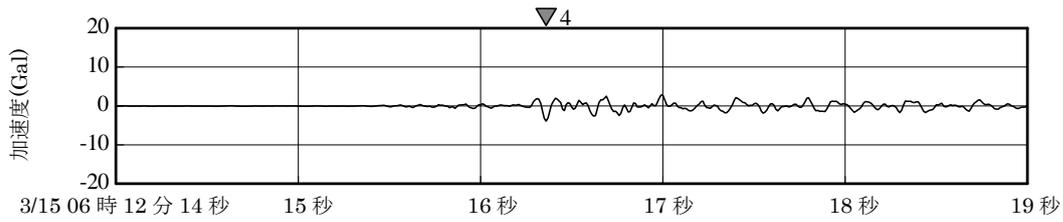


3号機爆発時の加速度波形 (UD 方向)

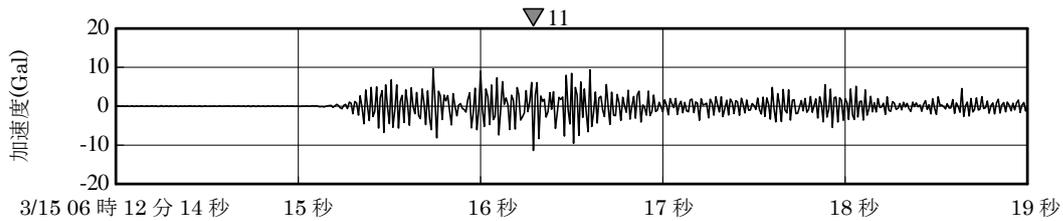
観測点 A



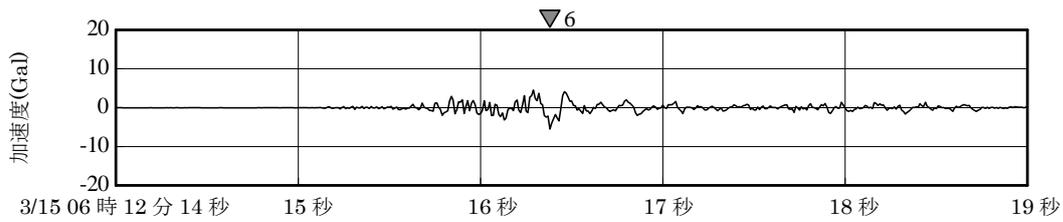
観測点 B



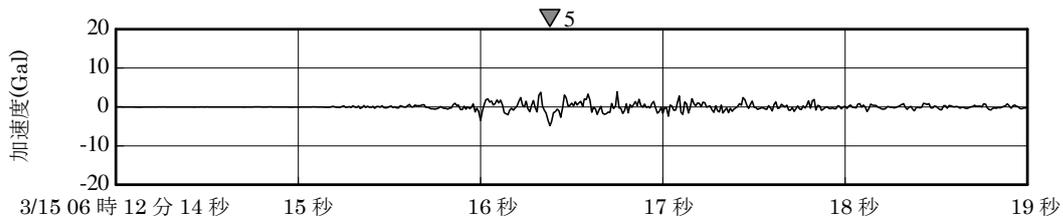
観測点 C



観測点 D

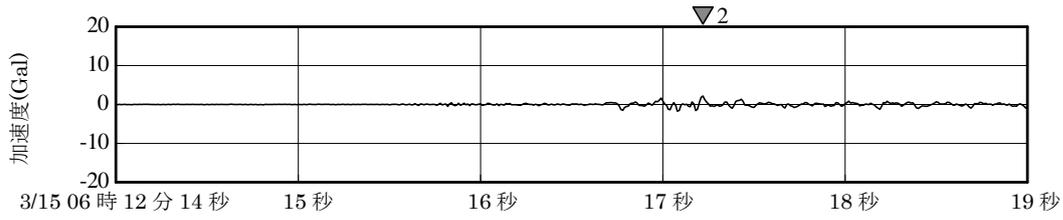


観測点 E

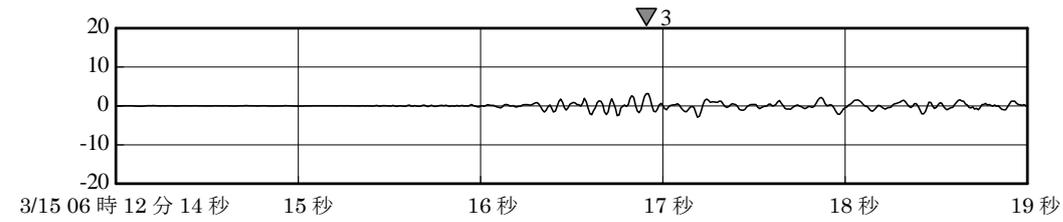


4号機爆発と推定される時刻の加速度波形 (NS 方向)

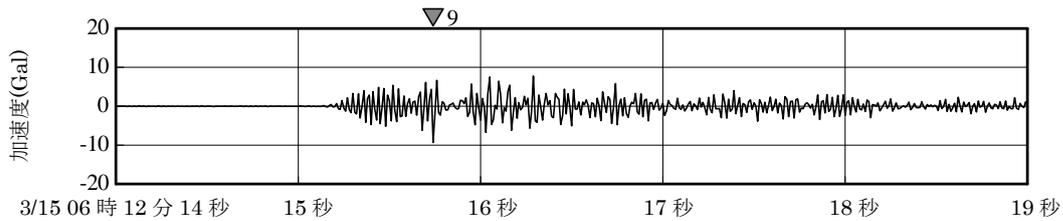
観測点 A



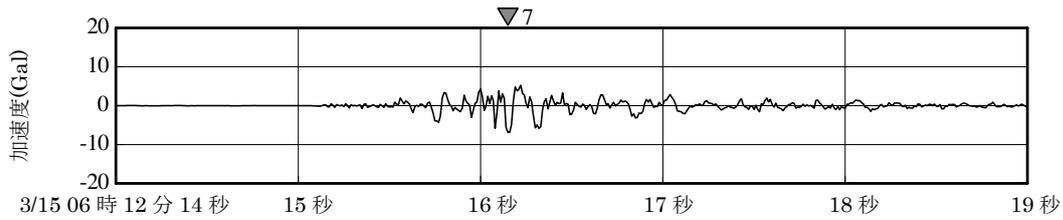
観測点 B



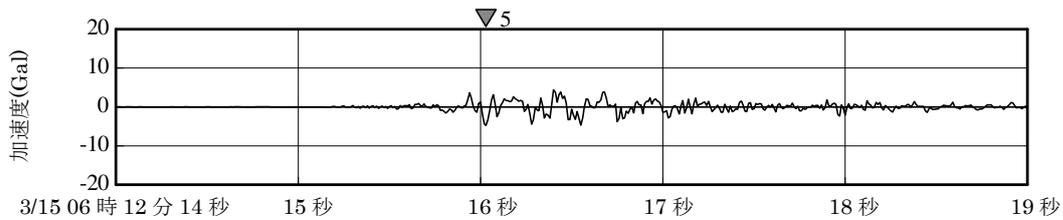
観測点 C



観測点 D

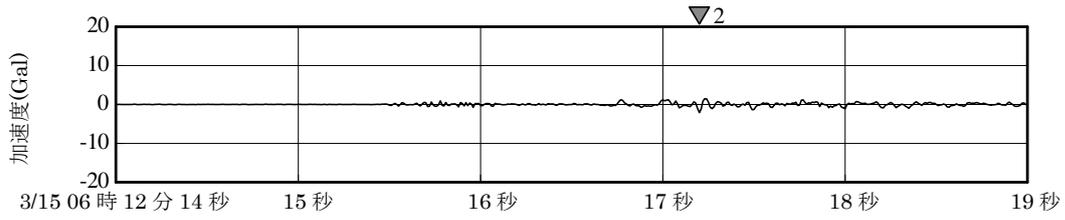


観測点 E

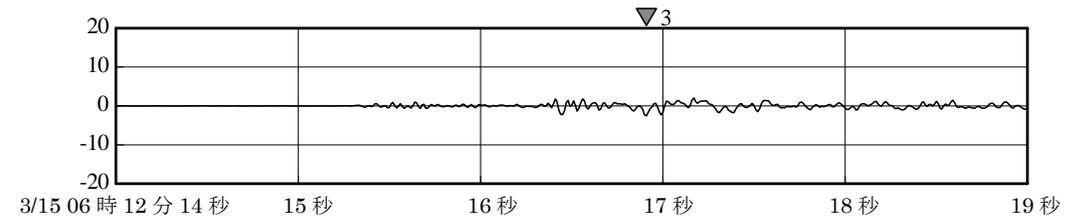


4号機爆発と推定される時刻の加速度波形 (EW 方向)

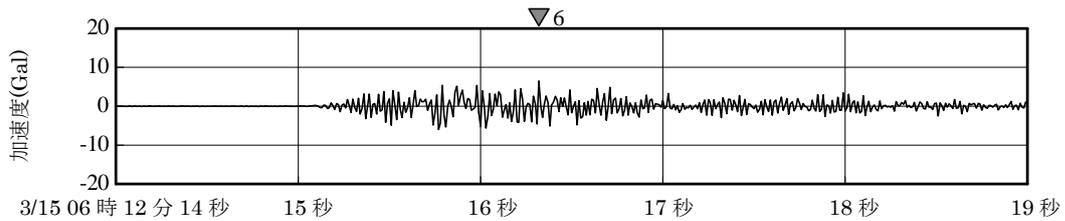
観測点 A



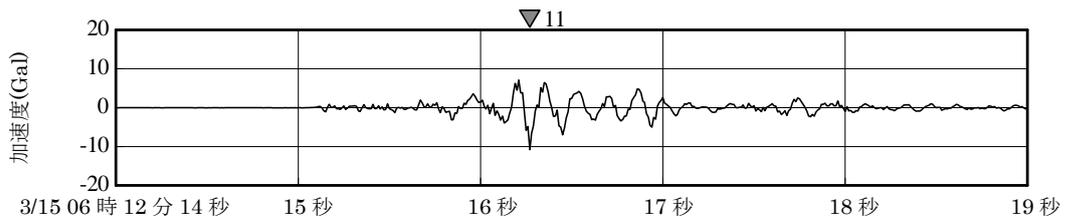
観測点 B



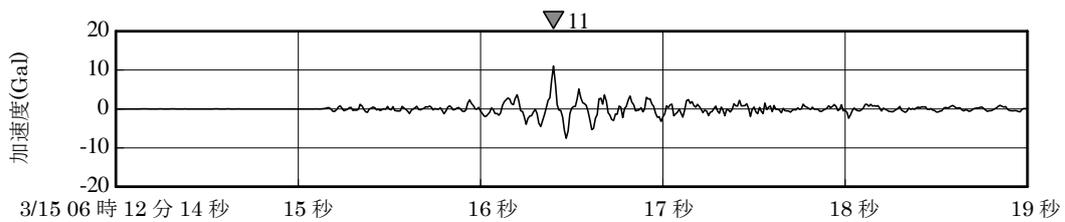
観測点 C



観測点 D



観測点 E



4号機爆発と推定される時刻の加速度波形 (UD 方向)

福島第一3号機ベント流の4号機原子炉建屋への流入割合について

1. 目的

4号機原子炉建屋における水素爆発は、4号機の非常用ガス処理系(SGTS)排気管が主排気筒手前で3号機のSGTS排気管と合流していることから、3号機格納容器ベント時に水素を含むベントガスが4号機側に流入した可能性があるとして推定している。そこで、3号機ベント流の4号機側への流入割合について、配管圧損等により3号機から4号機への水素流入量を概略評価する。

2. 評価条件及びモデル

評価モデルでは、主排気筒出口と4号機原子炉建屋内圧力が等しい(大気圧に相当)と仮定し、各々の配管長や配管系から、主排気筒側と4号機側の圧損の関係は下式で与えられる。主要な評価条件については、表1に示す。

$$\frac{\Delta P_1}{\Delta P_2} = \frac{\frac{1}{2} \lambda \frac{L_1}{D_1} v_1^2}{\frac{1}{2} \lambda \frac{L_2}{D_2} v_2^2} \cong \frac{\frac{L_1}{D_1} \left(\frac{Q_1}{A_1} \right)^2}{\frac{L_2}{D_2} \left(\frac{Q_2}{A_2} \right)^2} = 1$$

ここで、

v_1 : 主排気筒内の流速(m/s)	v_2 : SGTS 配管内流速(m/s)
Q_1 : 主排気筒側流入流量(m ³)	Q_2 : 4号機側流入流量(m ³)
ΔP_1 : 主排気筒の圧損(Pa)	
ΔP_2 : 4号機の換気空調系、非常用ガス処理系の圧損(Pa)	
L_1 : 主排気筒側相当配管長(m)	L_2 : 4号機側相当配管長(m)
D_1 : 主排気筒側配管径(mm)	D_2 : 4号機側配管径(mm)
A_1 : 主排気筒内配管の断面積(mm ²)	A_2 : SGTS 配管断面積(mm ²)
λ : 管摩擦係数	

3. 評価結果

3号機からのベント流のうち、主排気筒に流れ込む量の約4割が4号機側へ流れ込んだと評価される。

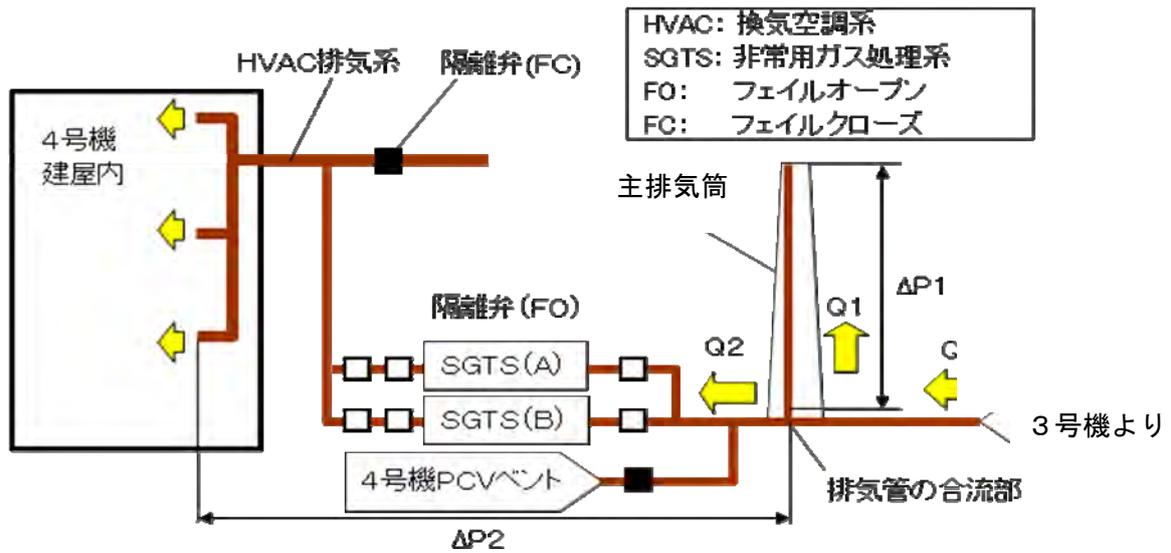


図1 評価モデル

表1 評価条件

項目	値
D ₁ : 主排気筒側配管径(mm)	381.0
L ₁ : 主排気筒側相当配管長(m) ^{*1}	144
D ₂ : 4号機側配管径(mm)	333.4
L ₂ : 4号機側相当配管長(m) ^{*2}	481

*1 主排気筒側相当配管長(m)

= [主排気筒高さ] + [合流部から主排気筒頂部までの配管長さ] + [エルボの相当管長]

[主排気筒高さ]: 120m

[合流部から主排気筒頂部までの配管長さ]: 12m

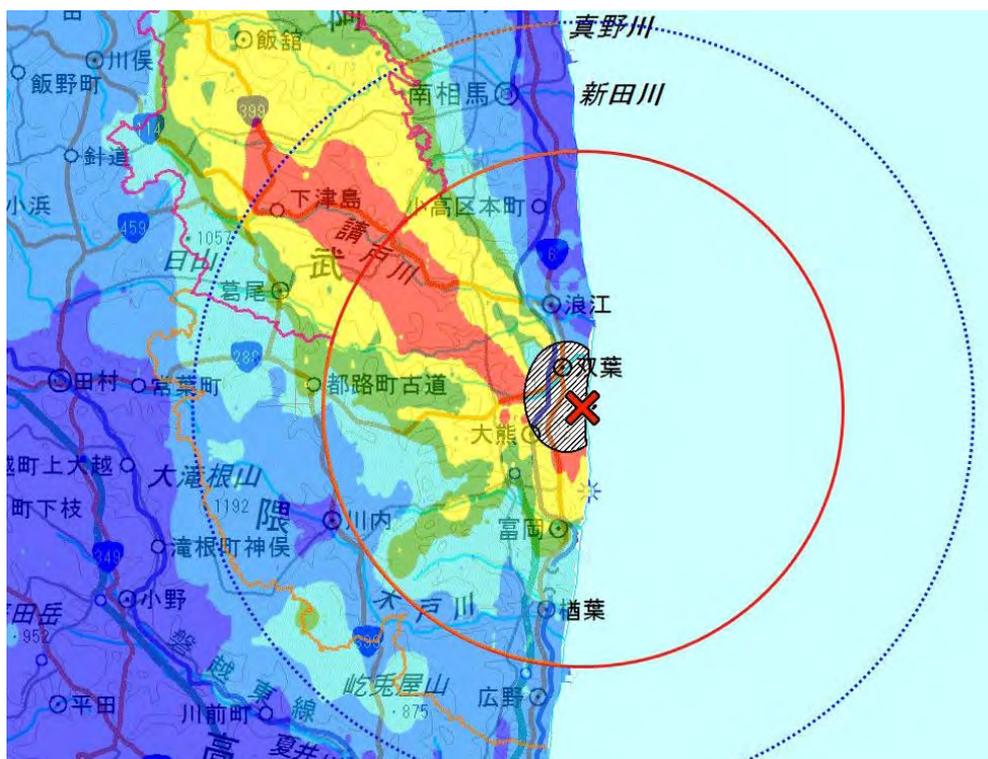
[エルボの相当管長]: 12m

*2 4号機側相当配管長(m) = [SGTS 配管長] + [弁、エルボ、分流ティーの相当管長]

[SGTS 配管長]: 164m

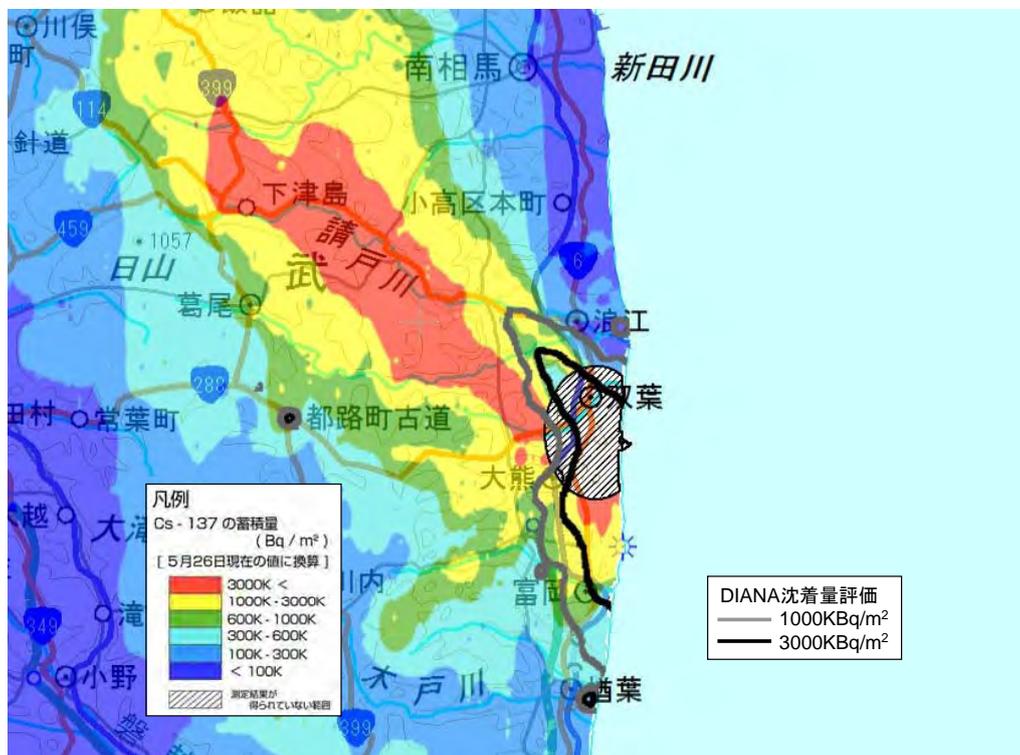
[弁、エルボ、分流ティーの相当管長]: 317m

以上

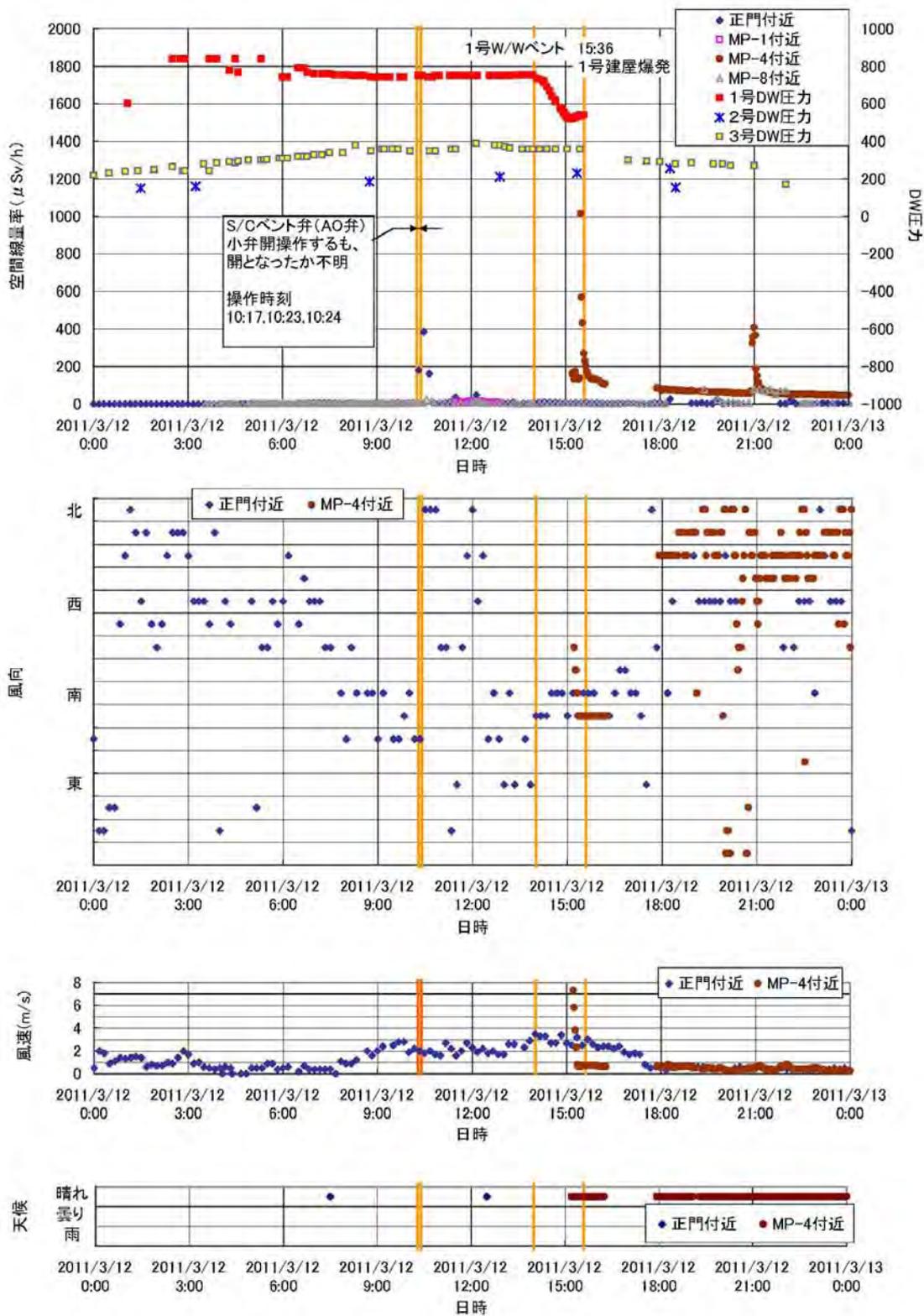


土壤サンプリングデータ

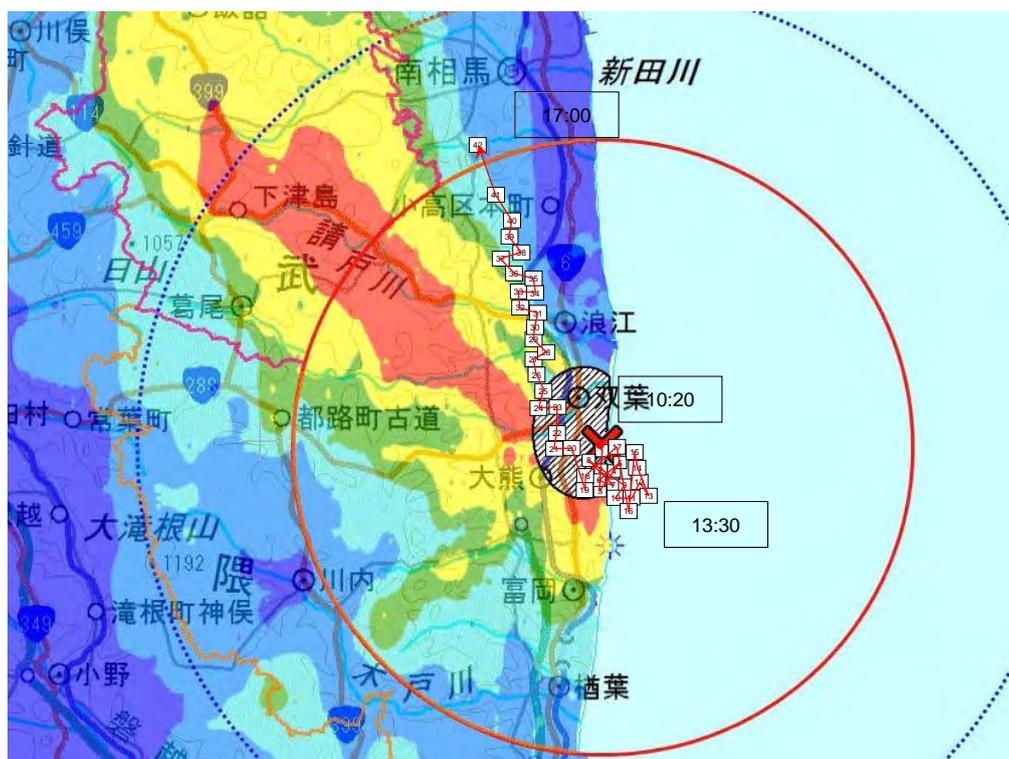
(出典：文部科学省 放射線量等分布マップHP <http://ramap.jaea.go.jp/map/>)



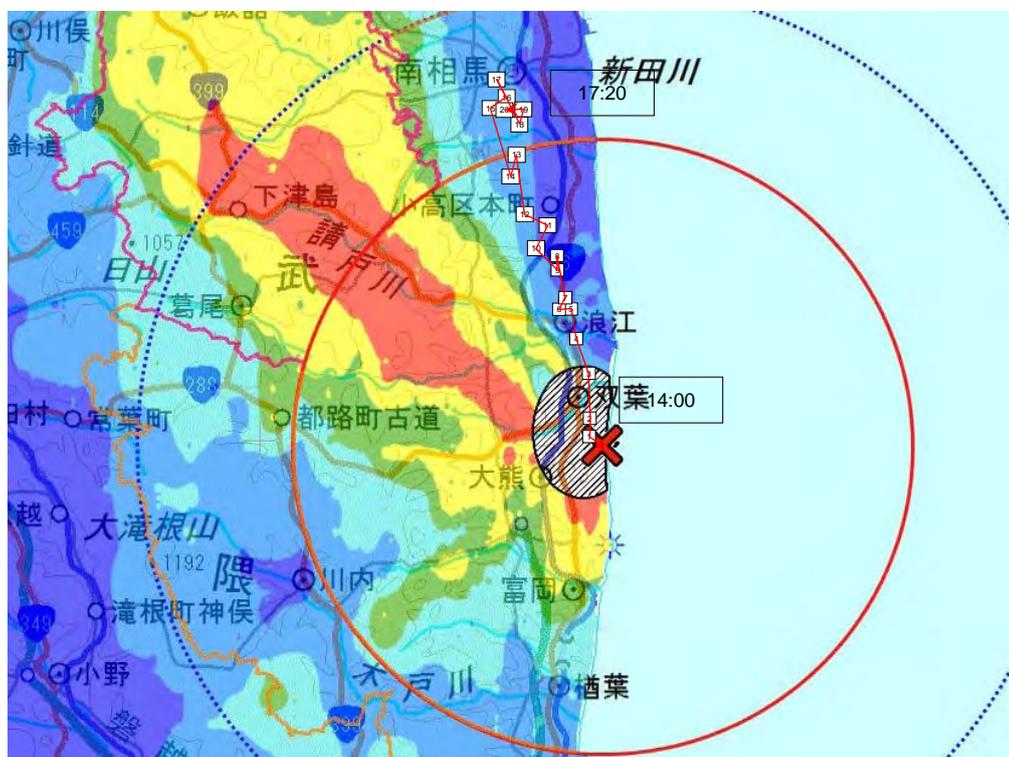
DIANA 評価結果と文部科学省の調査結果の比較 (Cs137 の沈着状況)



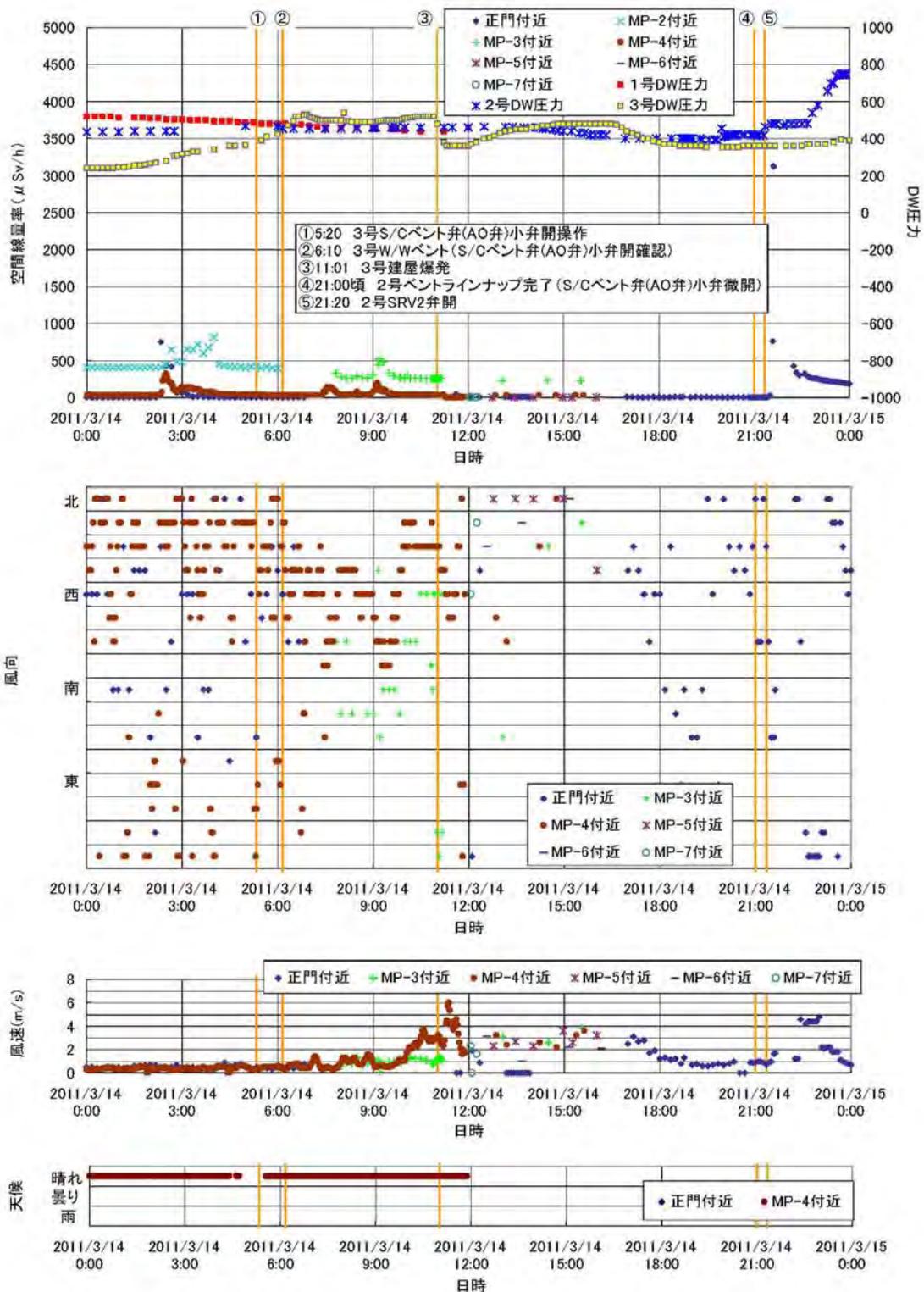
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月12日)



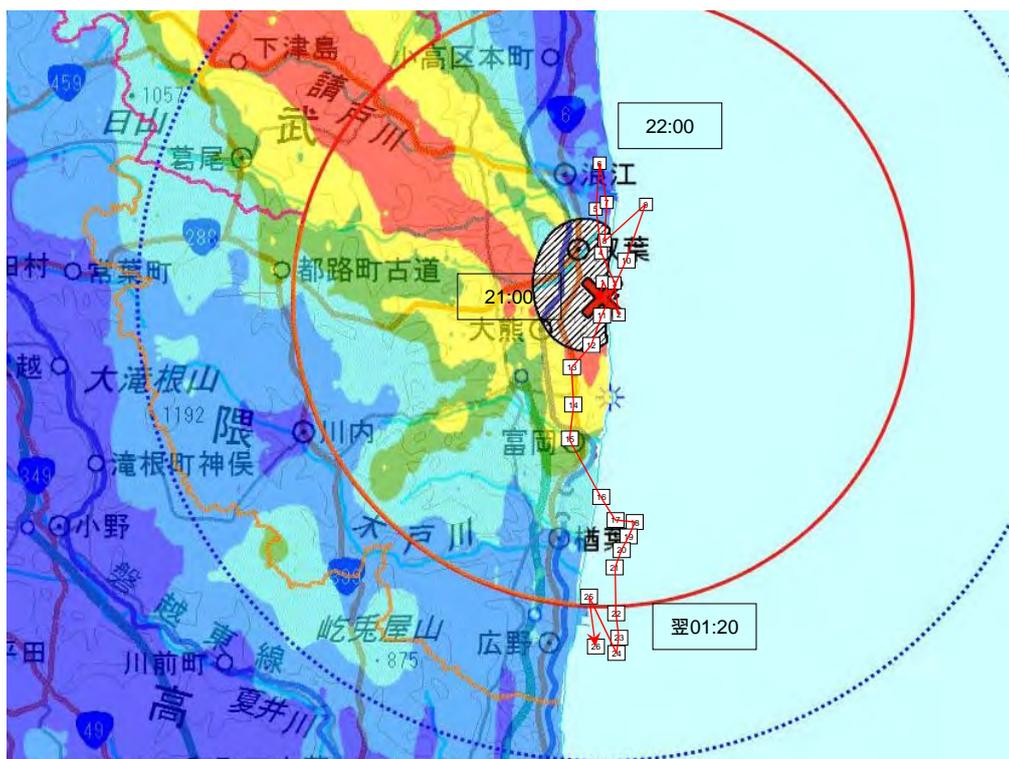
3月12日 10時の1号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



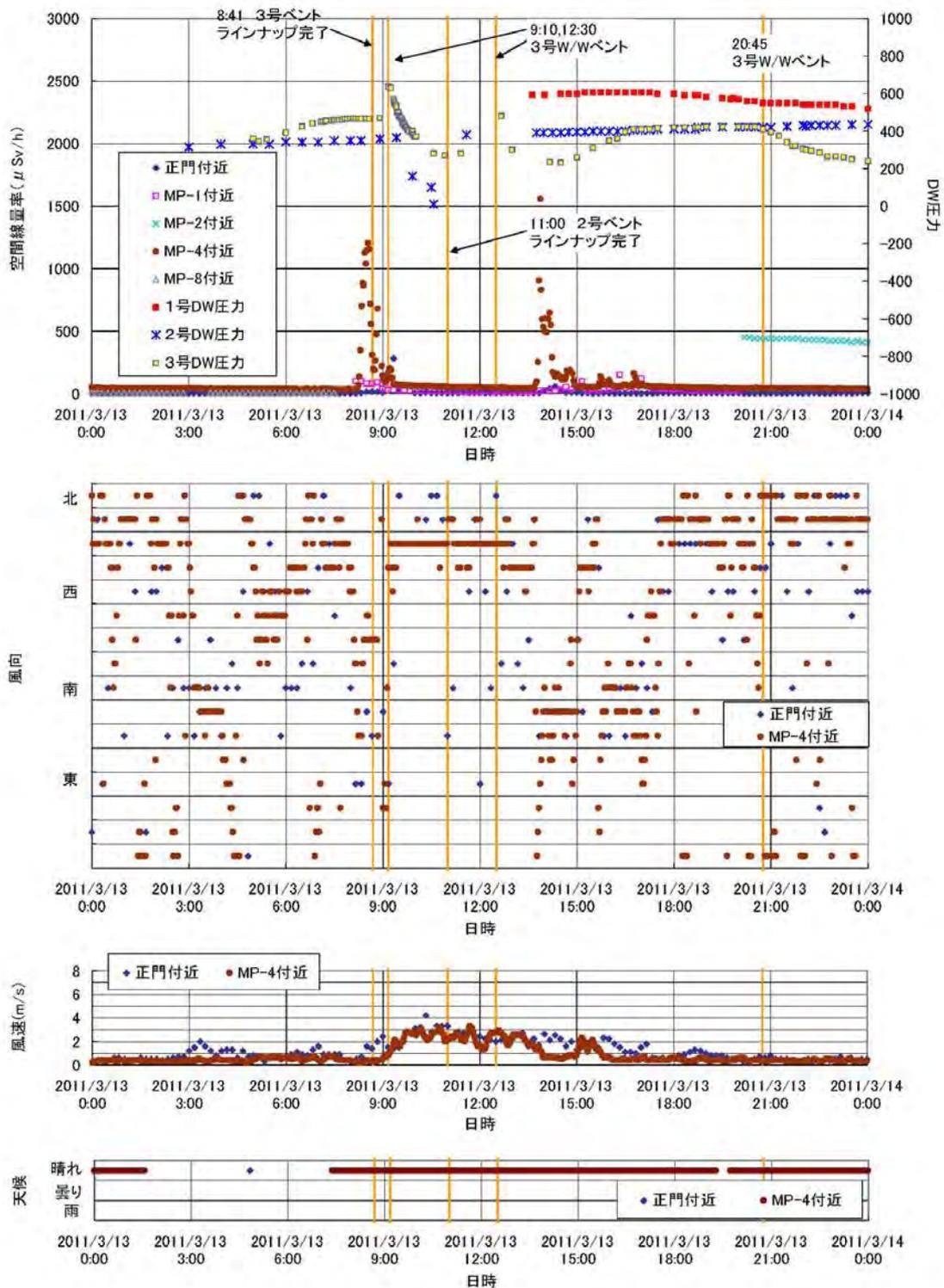
3月12日 14時の1号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



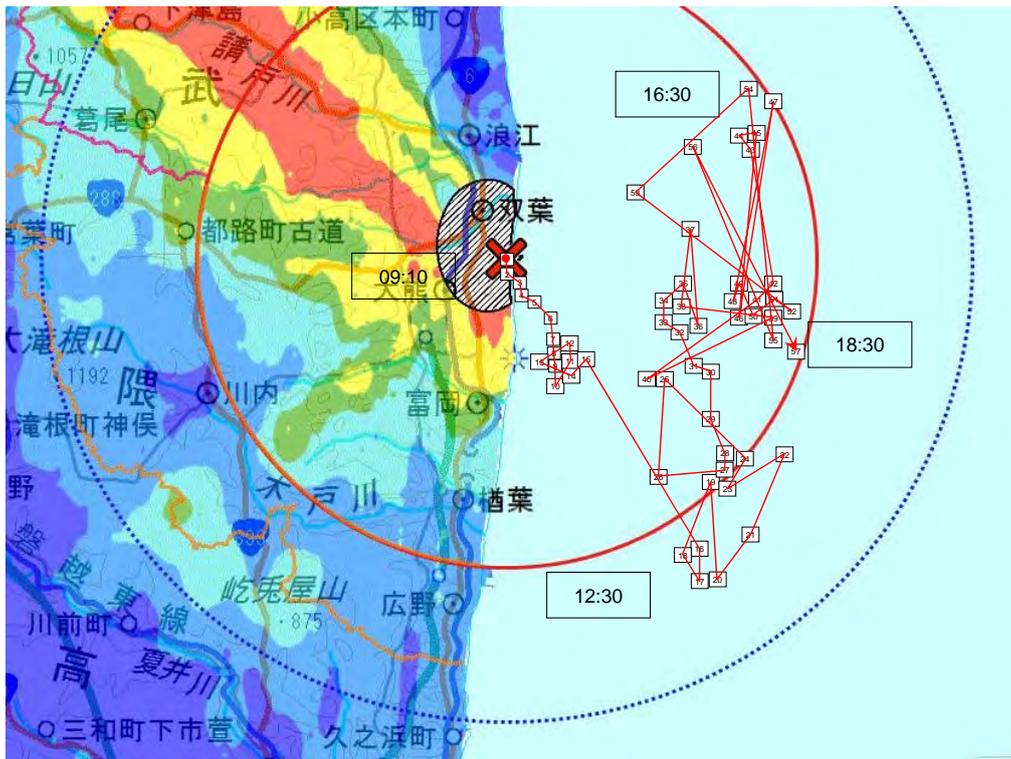
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月14日)



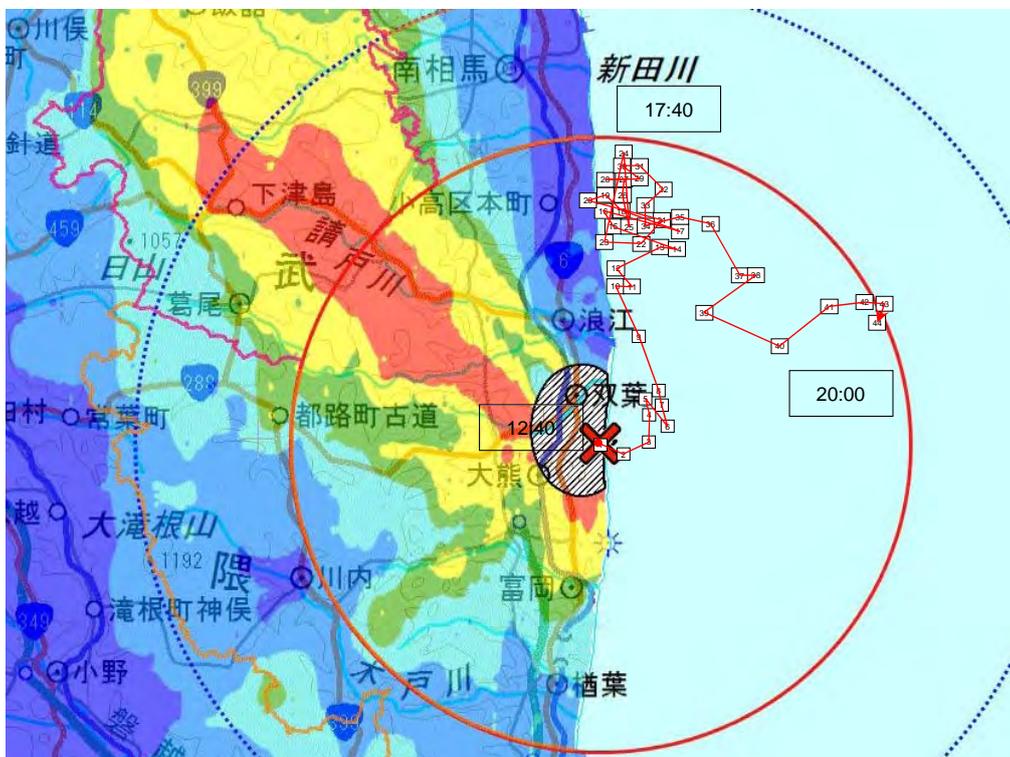
3月14日 21時の2号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



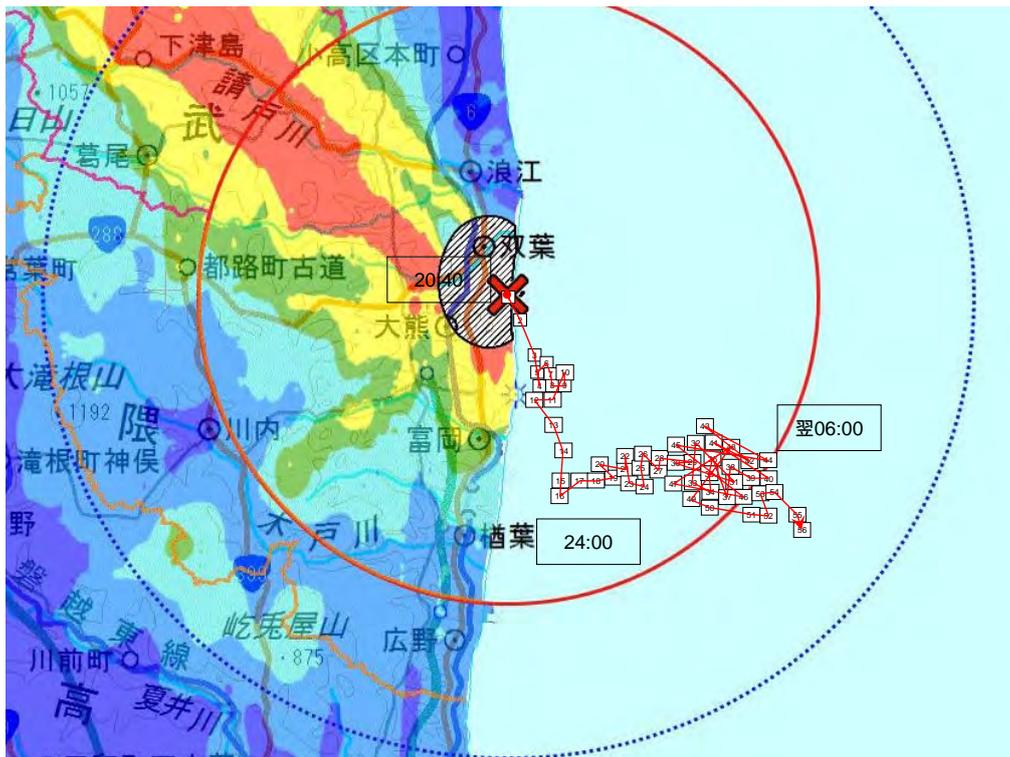
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月13日)



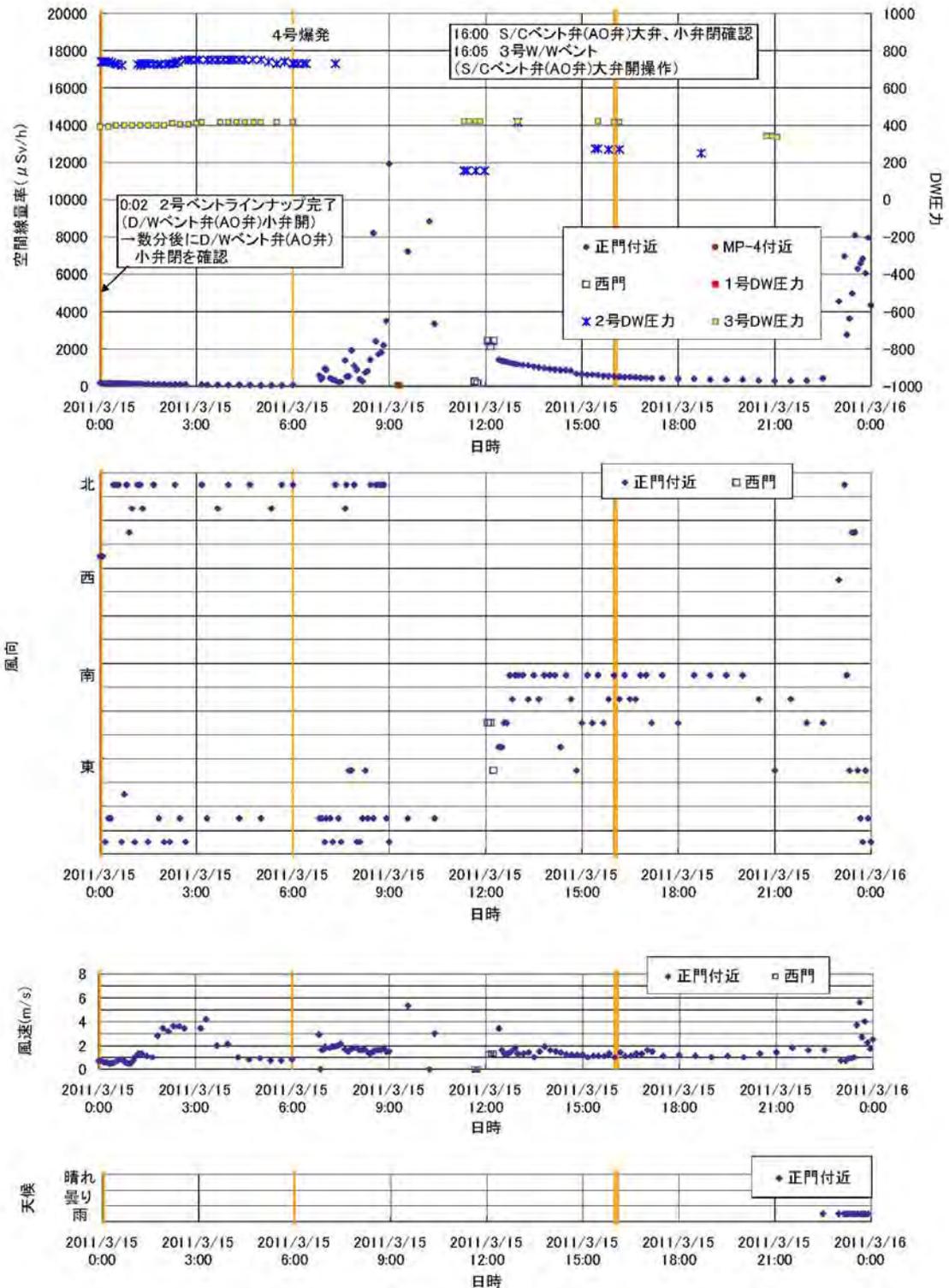
3月13日 9時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



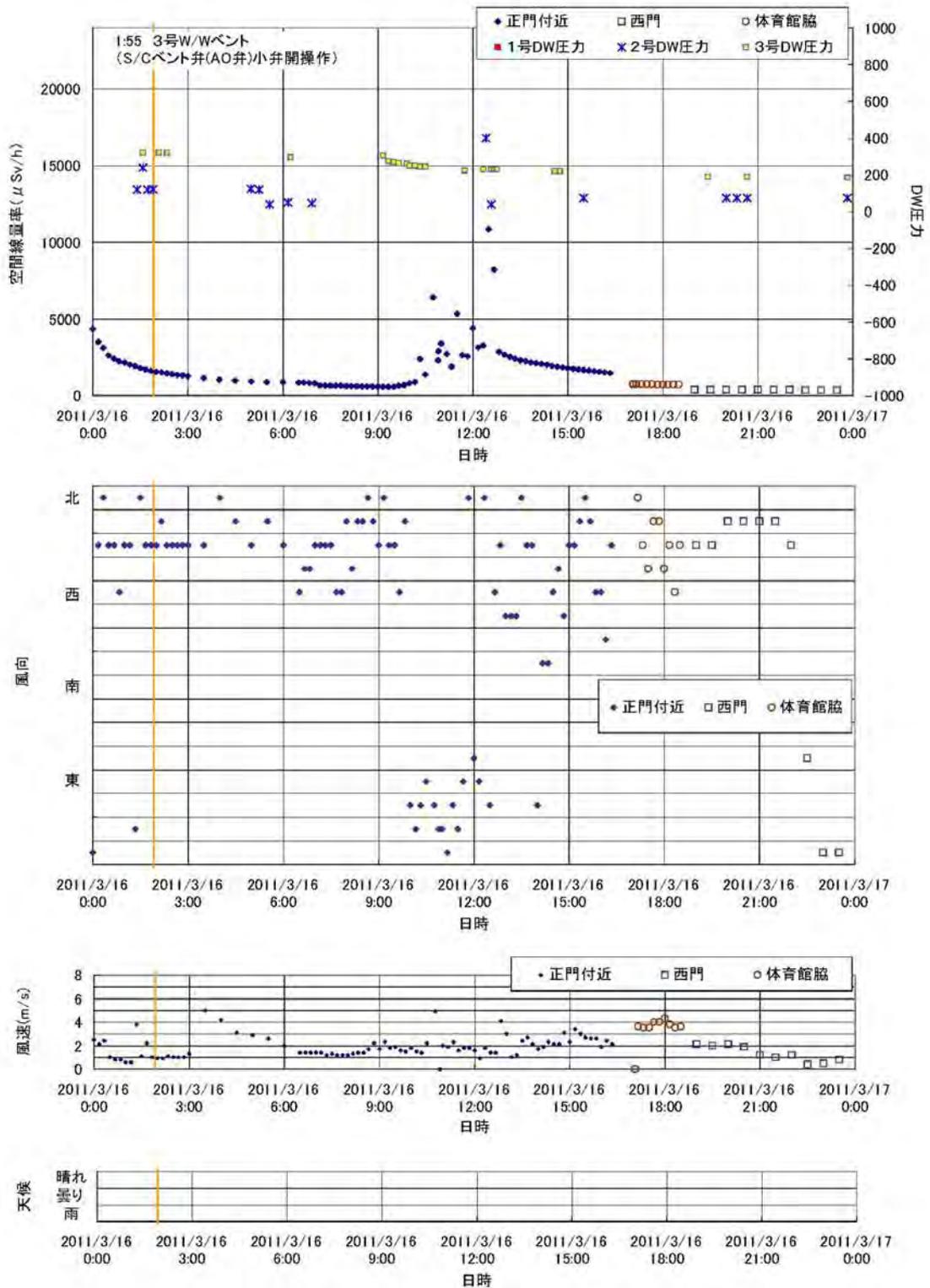
3月13日 12時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



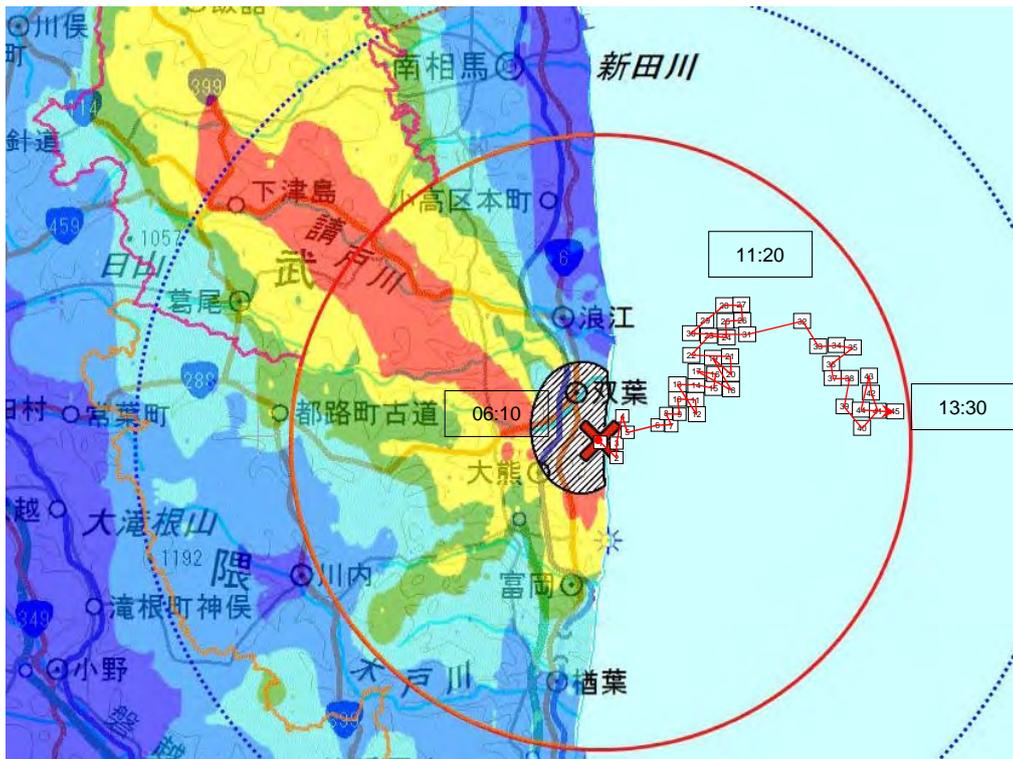
3月13日 20時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



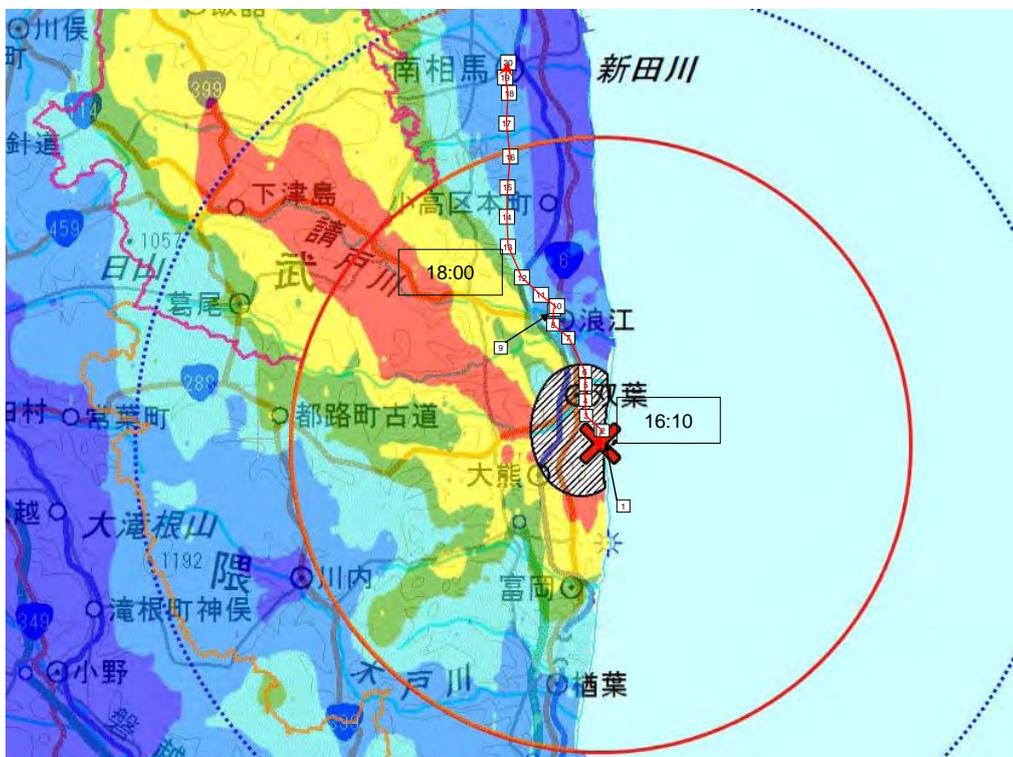
モニタリングデータ及び風向トレンド (3月15日)



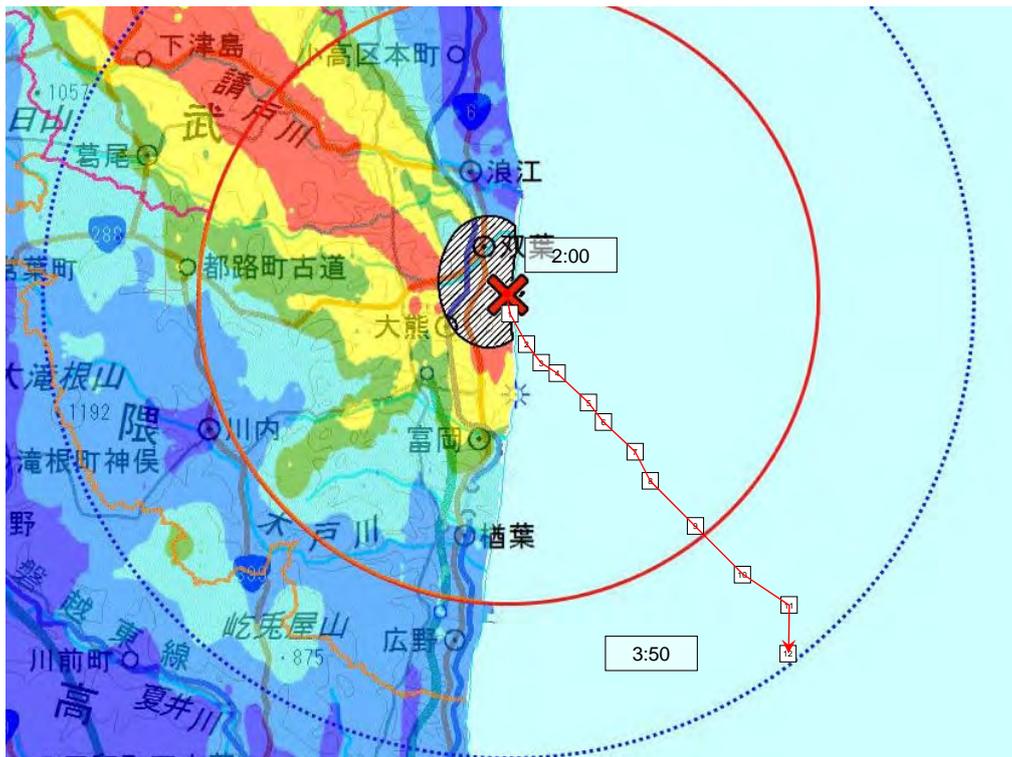
モニタリングデータ及び風向トレンド(3月16日)



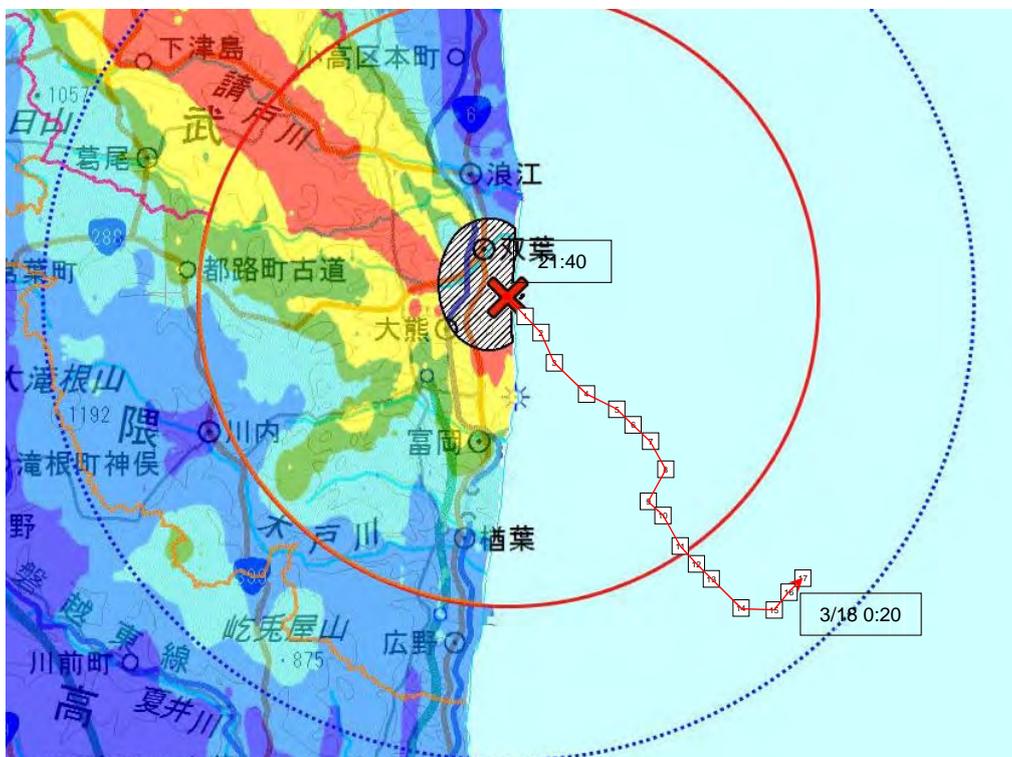
3月14日 6時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



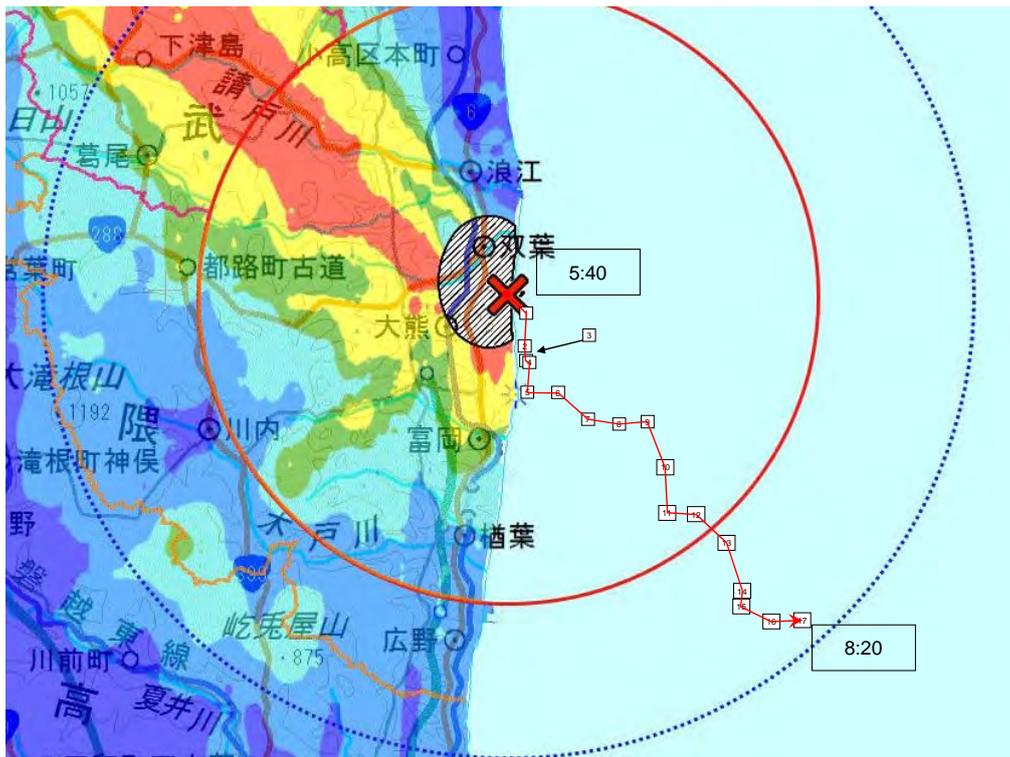
3月15日 16時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



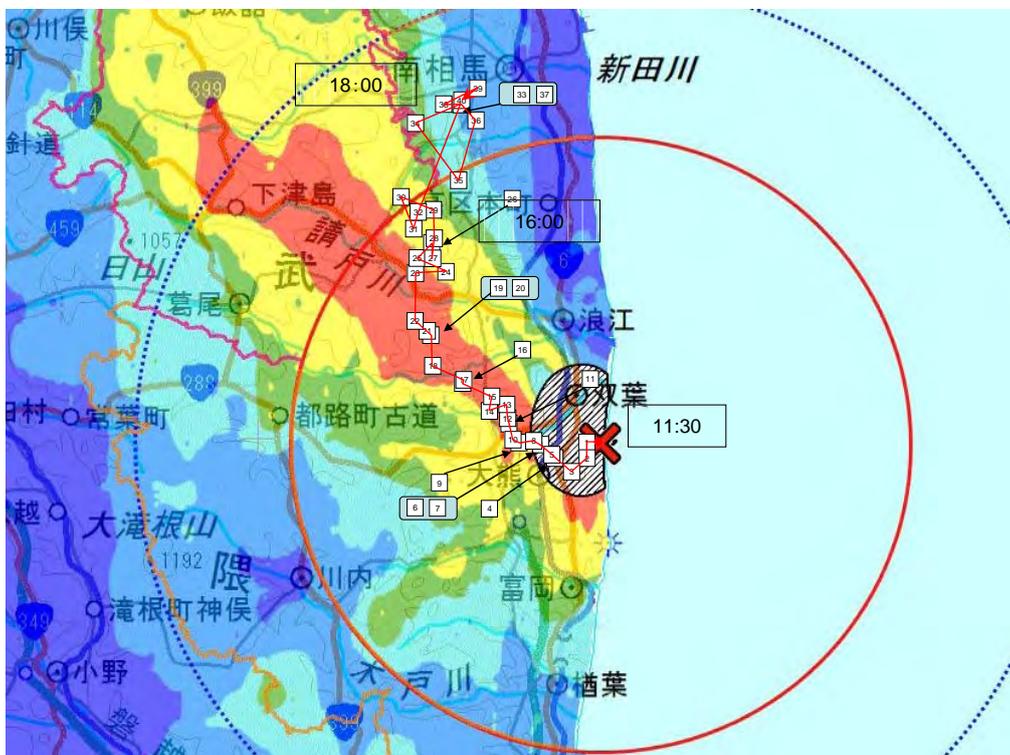
3月16日 2時前の3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



3月17日 21時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



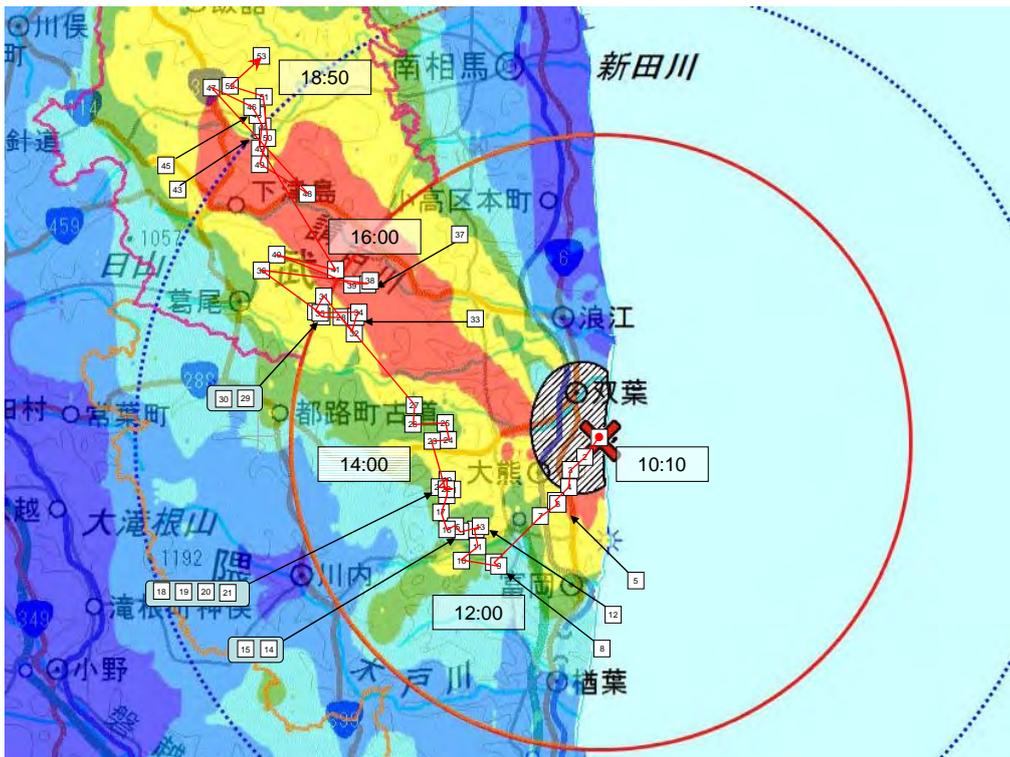
3月18日 5時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



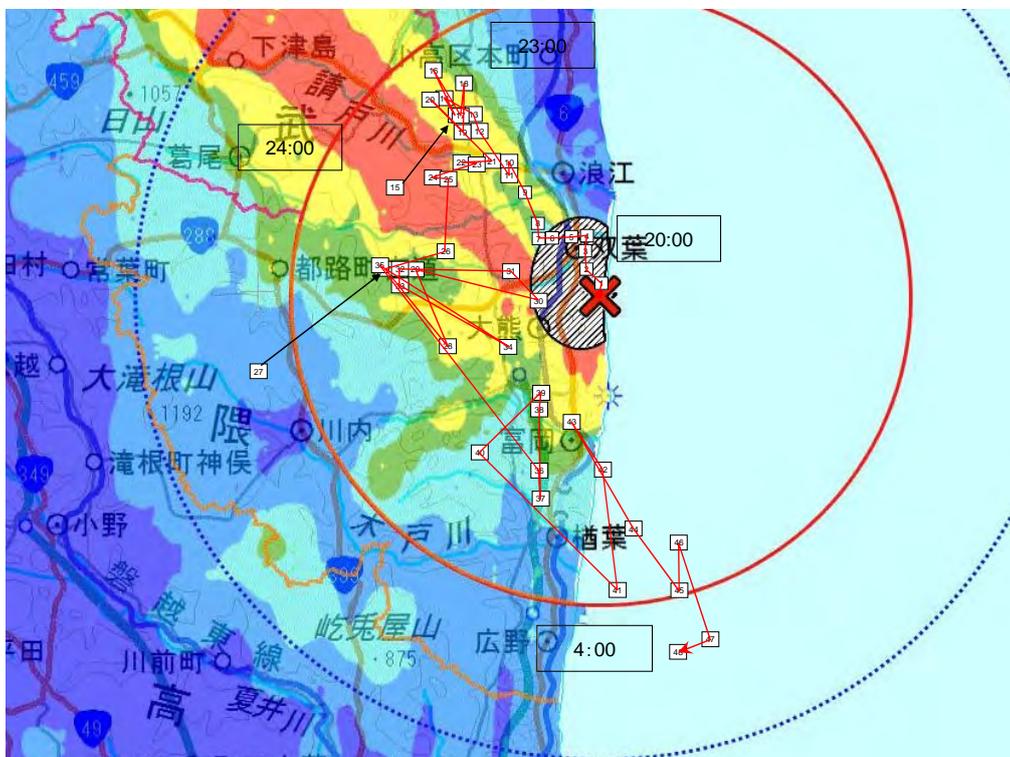
3月20日 11時過ぎの3号機ベント時に放出された「蒸気雲」の軌跡



ふくいちライブカメラの映像（3月15日 10:00頃）



3月15日 10時過ぎの2号機建屋放出時に放出された「蒸気雲」の軌跡



3月15日 20時過ぎの2号機建屋放出時に放出された「蒸気雲」の軌跡



3月15日 23時の福島県内の雨雲の状況

(出典：国立情報学研究所 HP <http://agora.ex.nii.ac.jp/earthquake/201103-eastjapan/weather/data/radar-20110311/>)



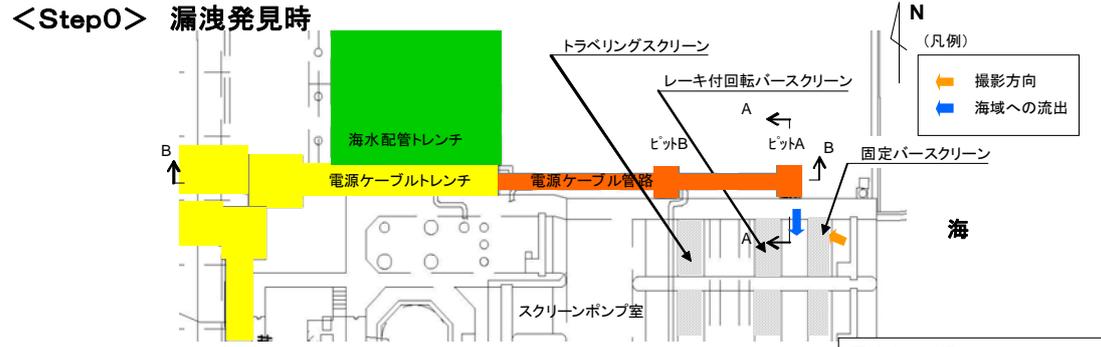
3月15日 23時30分の福島県内の雨雲の状況

(出典：国立情報学研究所 HP <http://agora.ex.nii.ac.jp/earthquake/201103-eastjapan/weather/data/radar-20110311/>)

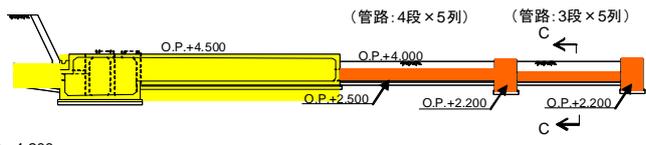
福島第一2号機 取水口スクリーン付近からの流出

4月2日午前9時30分頃、2号機の取水口付近にある電源ケーブルを納めているピット内に1,000mSv/hを超える水が貯まっていること、およびピット側面のコンクリート部分に亀裂があり、当該部分よりピット内の水が海に流出していることを当社社員が発見した。(Step 0)

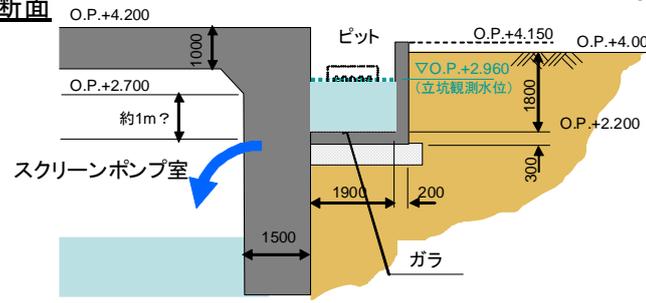
<Step0> 漏洩発見時



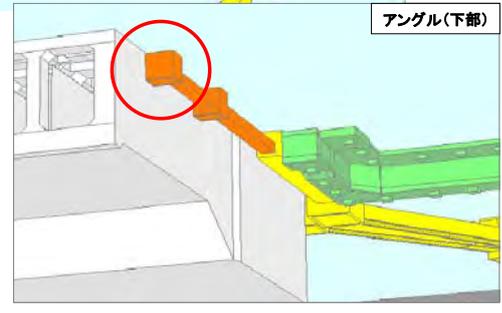
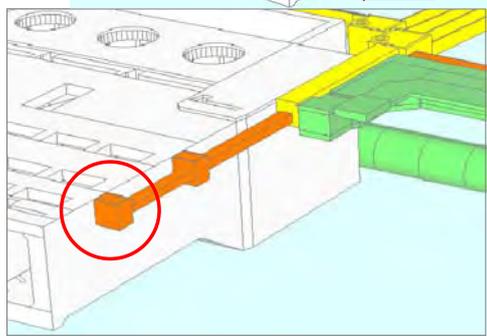
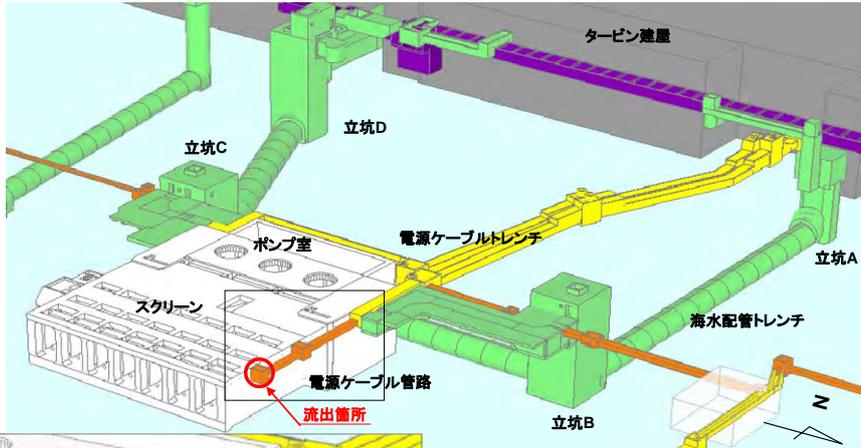
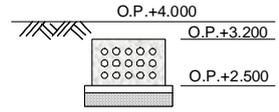
B-B断面



A-A断面



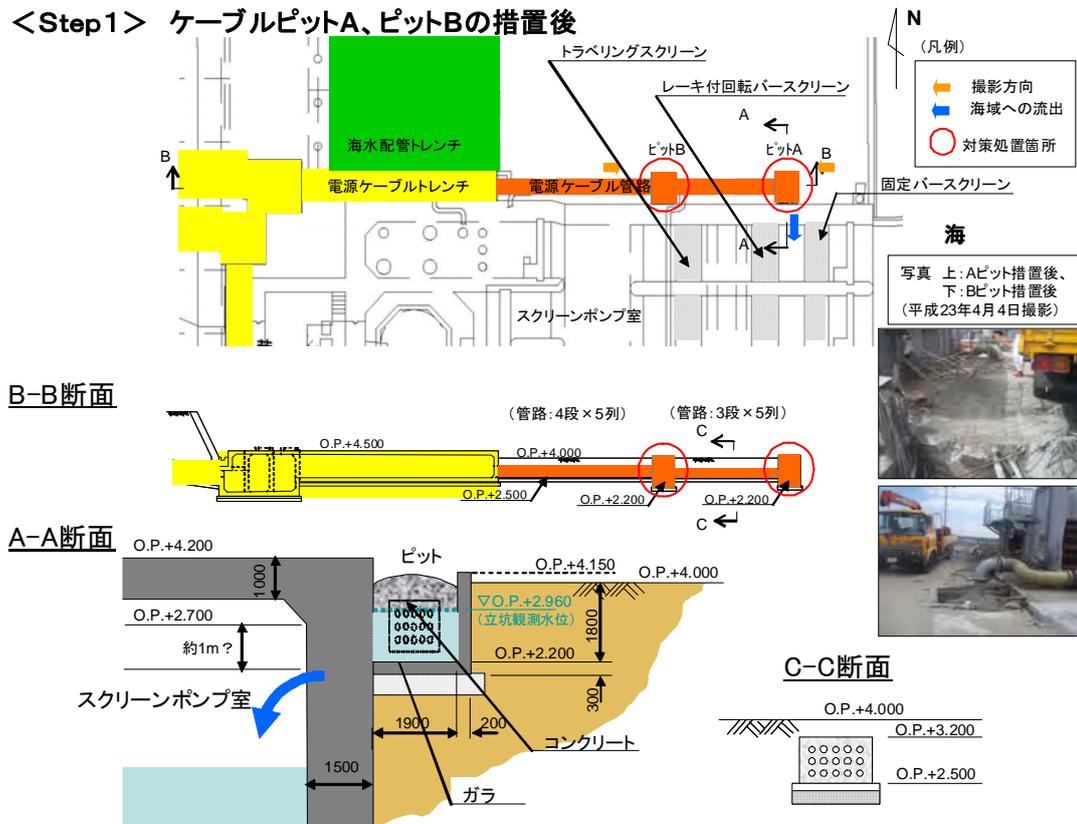
C-C断面



漏水発見後、直ちに、止水方法の検討を開始し以下の対応を実施した。

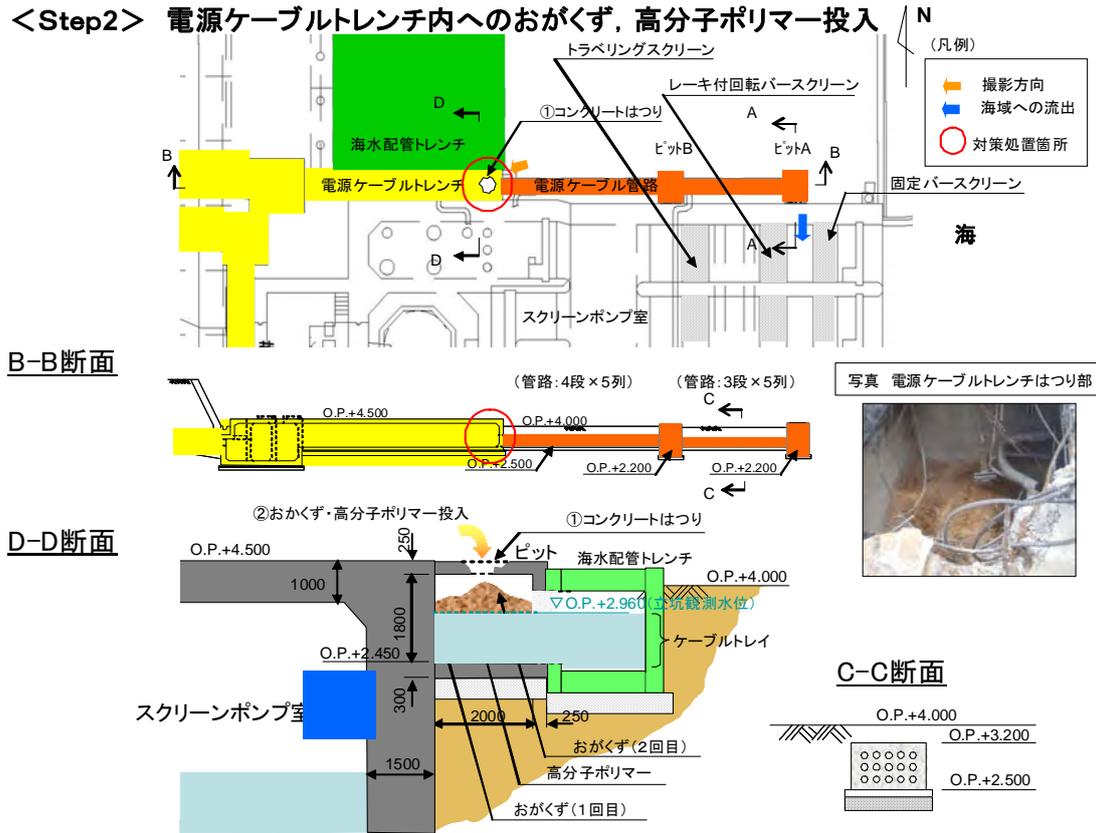
- 4月2日14時52分、生コン車が発電所に到着し、16時25分から上流(山)側のピットへコンクリートの流し込みを開始(～16時50分頃)、19時02分から下流(海)側のピットへコンクリートの流し込みを開始(～19時13分)、ピットの上面近くまでコンクリートが打ち終わったため作業を中止したが、コンクリートの流し込みは止水に効果がなかった。(Step 1)

<Step1> ケーブルピットA、ピットBの措置後



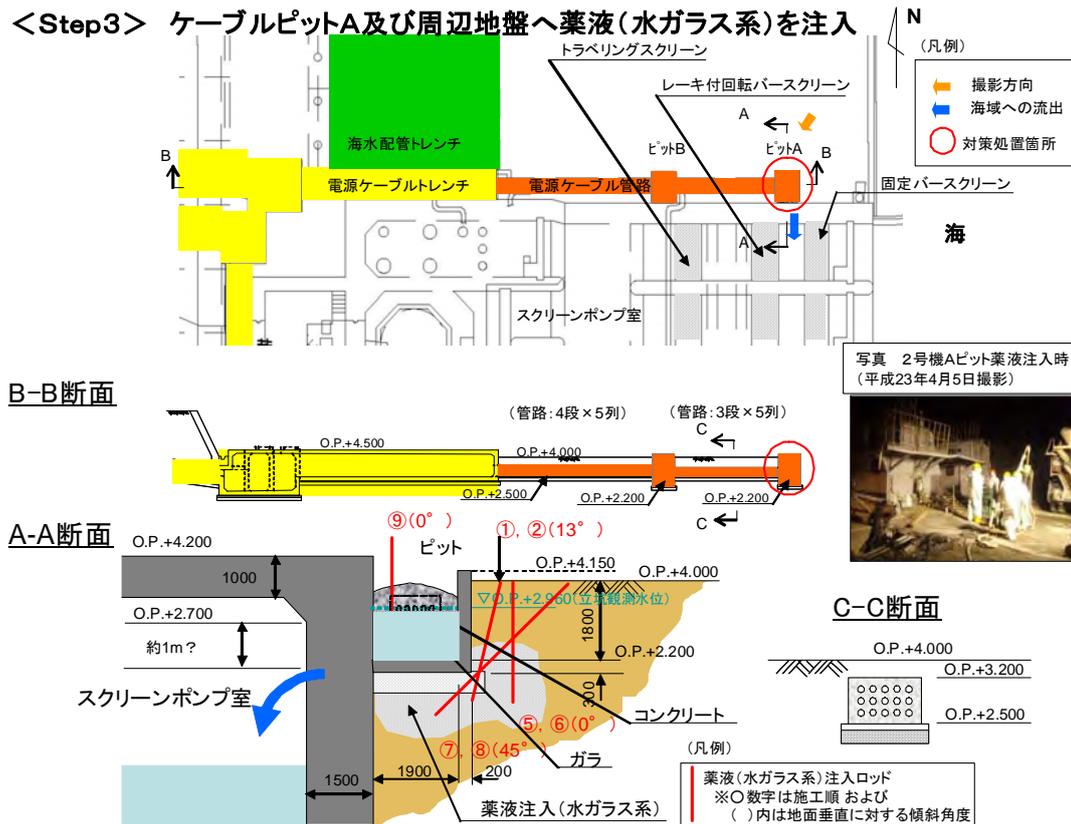
- 4月3日12時07分、トレンチ内におがくずや高分子ポリマーを投入して水の流れを止めるため、トレンチダクト天板の破壊を開始し、12時22分完了、13時47分おがくず5体投入。その後、ポリマー80袋、おがくず5体を投入。14時05分新聞投入「10体(1体3kg)3袋」、14時30分おがくず追加投入。警報付きポケット線量計(APD)鳴動により退避。おがくずが乾燥状態にあり、注水・攪拌するため、17時42分ミキサー車からピット開口部に注水、17時52分完了するも効果なし。(Step 2)

<Step2> 電源ケーブルトレンチ内へのおがくず、高分子ポリマー投入



- 4月4日7時08分、立坑(B)にトレーサー13kg投入開始、7時11分完了、変化無し。
- 4月5日、朝から凝固剤(水ガラス)を注入する機材のセットアップを行い、14時から注入作業を開始。(Step 3)

<Step3> ケーブルピットA及び周辺地盤へ薬液(水ガラス系)を注入

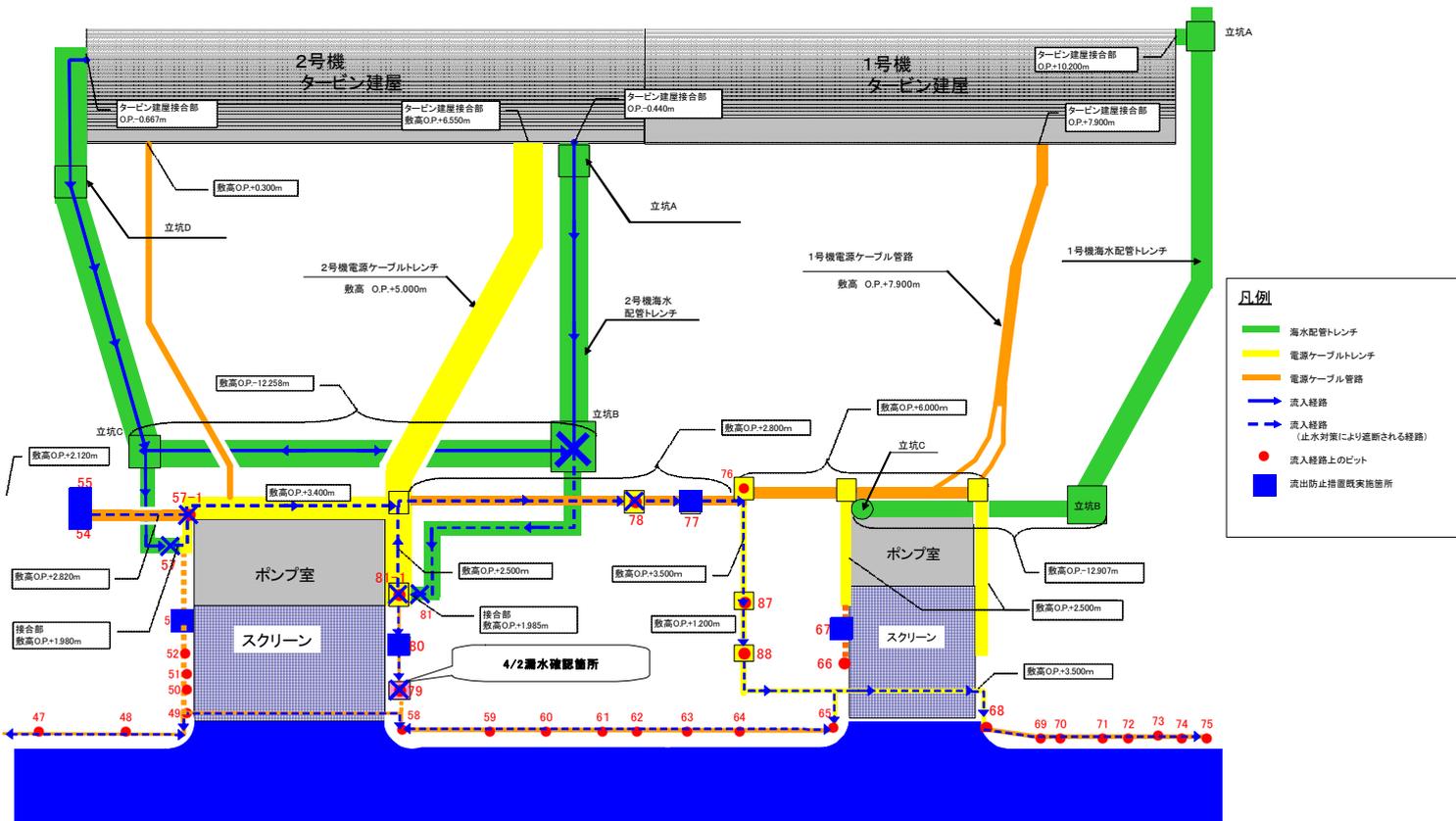
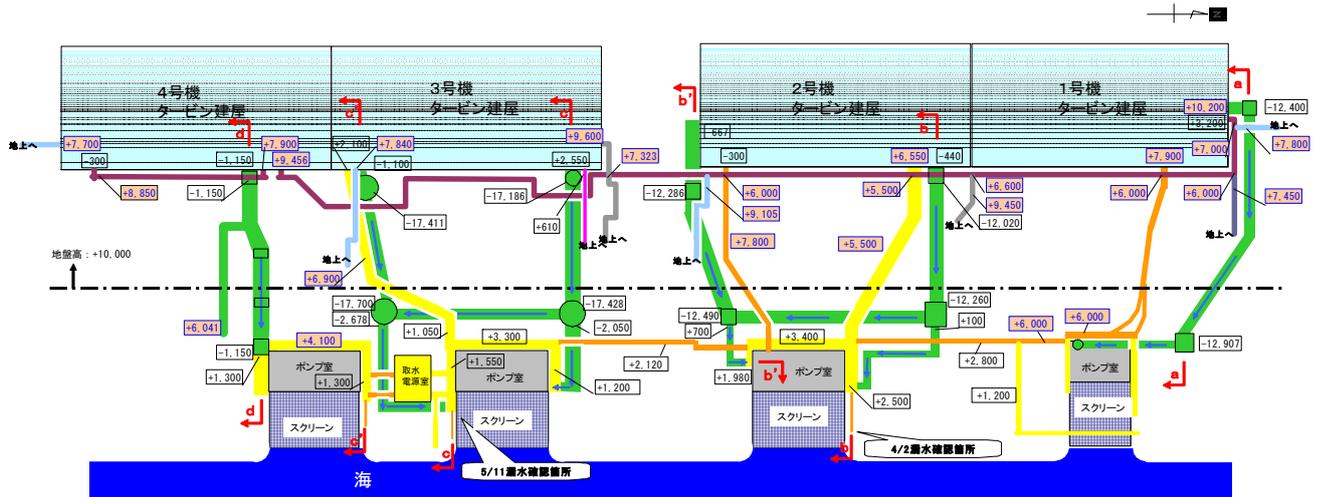


- ◇ 14時18分ピットに2箇所（No1、2）穴開け（ボーリング削孔）、14時23分トレーサー投入（No. 1）、流出を確認（14時34分No2でも同様）。
- ◇ 15時07分凝固剤注入（No1、2）、16時00分1,500リットルの凝固剤を注入。
- ◇ 20時02分ボーリング削孔開始（No5）（20時16分No6でも同様）、20時42分トレーサー投入（No5）（21時50分No6でも同様）
- ◇ 22時00分頃、凝固剤注入（No5、6）、22時45分No5、6への凝固剤注入中止。
- 4月6日0時38分、No7、8の深掘りを開始、1時53分No7、8への凝固剤注入開始、5時17分以降No9（ピット真上）をボーリング、凝固剤注入（～5時30分）。
 - ◇ 5時38分頃、海への流出が止まったことを確認。

流出水の核種分析結果とピット内汚染水の核種分析結果から、放射性物質濃度は同レベルであることが判明しており、流出水はピット内汚染水と同一と推定される。また、ピット及び2号機トレンチについては構造的につながっていることが確認されており、流出水は2号機タービン建屋から2号機トレンチを介して海へ流出したと考える。

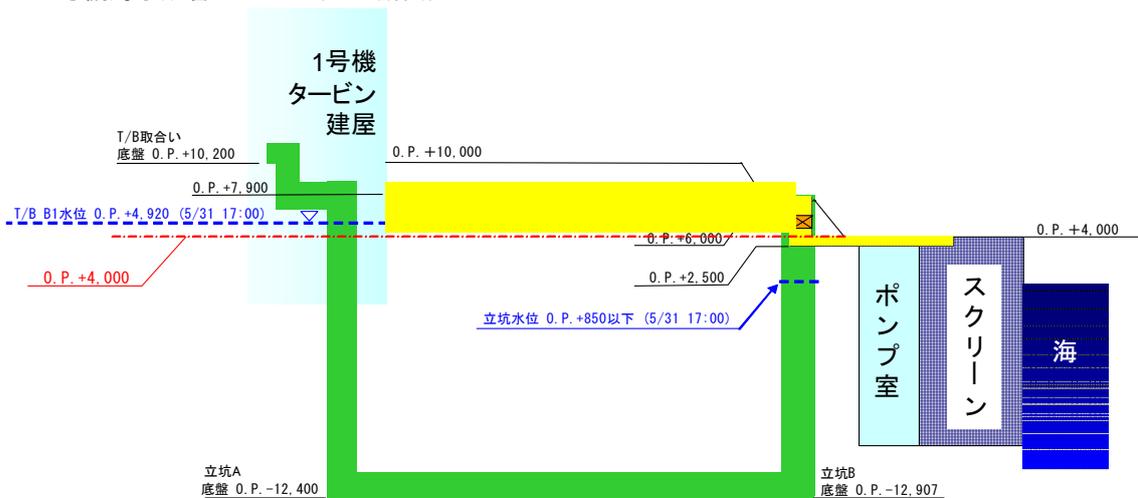
2号機T/B建屋からの高濃度汚染水の海洋流出が防げなかった経緯は、調査の結果、以下の通りであった。

- ▶ 3月24日の協力企業作業員の被ばくを踏まえ、汚染水がタービン建屋外に漏えいするリスクについて調査した。タービン建屋と海水配管トレンチとが配管貫通部を通じて比較的低い標高で接続しており、タービン建屋内の汚染水がトレンチ内に流入することを確認。
- ▶ 当該トレンチは直接海域に接続されていないものの、O. P. +4, 000mm に立坑開口部があることから、トレンチ内の水位が開口部の標高を上回った場合に、汚染水が外部へ漏えいする可能性があることが判明。
- ▶ 汚染水の外部への漏えい防止を目的に、3月28日よりタービン建屋とトレンチ立坑の水位を監視していたほか、タービン建屋に滞留する汚染水の移送先を確保するため、復水貯蔵タンクからサプレッションプール水サージタンクへの移送を行っていた。(3月29日～4月1日)
- ▶ タービン建屋から直接、地中に漏えいすることも考えられたため、3月30日よりサブドレン水の監視も開始。
- ▶ 2号機スクリーン脇の当該の電線管ピットは、スクリーン室コンクリート壁の陸側に設置されており、海側との貫通部が存在しないため、流出の可能性は想定していなかった。
- ▶ 4月1日の作業は、海水配管トレンチの立坑開口部に水位を監視するカメラの設置場所の確認だった。偶然、線量が高い場所があることに気がついて、保安班に連絡した。同日の保安班の調査では線量は低かったことから、問題はないものと考えたが、翌日(4月2日)、保安班が2号機のスクリーン付近をサーベイしたところ、9時30分、電源ケーブルを納めているピット内に 1,000mSv/h を超える水が溜まっていること、スクリーンエリアのコンクリートを貫通して海洋に流出していることを確認した。
- ▶ それ以前にスクリーン近傍では特に作業がなかったことから、空間線量の定期的なモニタリングはしていなかった。

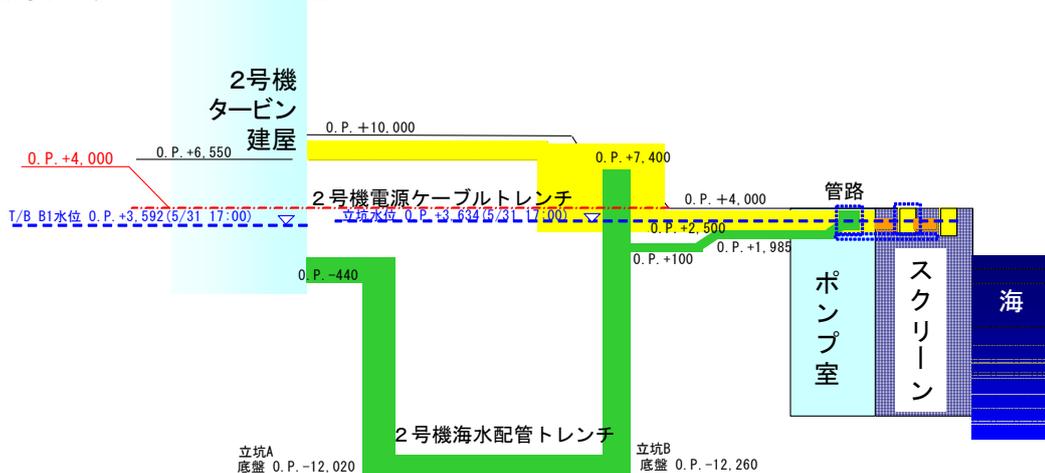


2号機海水配管トレンチ平面図

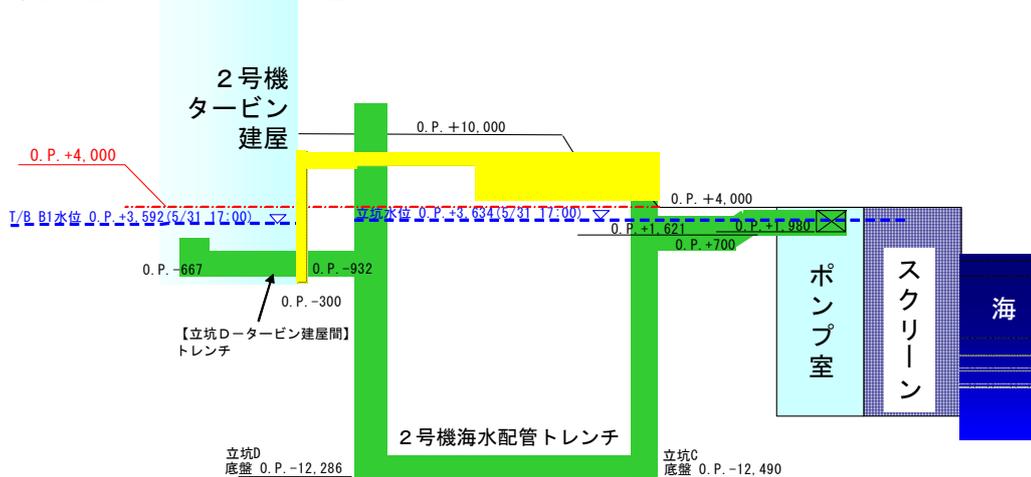
1号機海水配管トレンチ (a-a断面)



2号機海水配管トレンチ (b-b断面) 1号機海水配管トレンチ



2号機海水配管トレンチ (b'-b'断面)



2号機海水配管トレンチ断面図

福島第一原子力発電所 低濃度汚染水の海洋放出

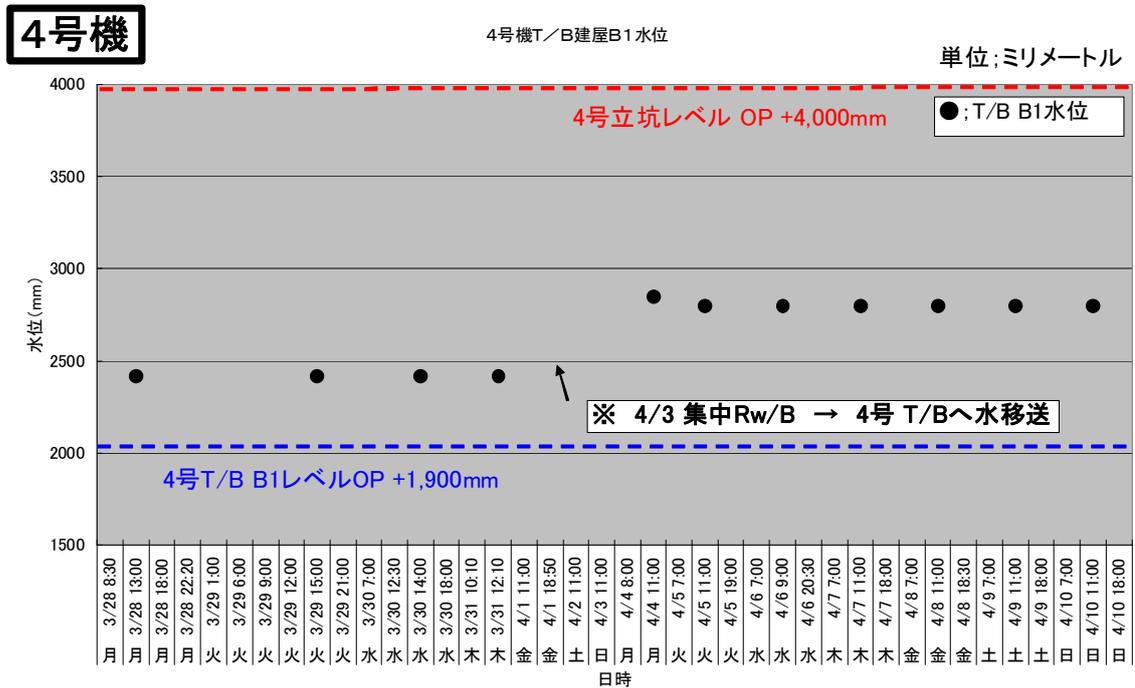
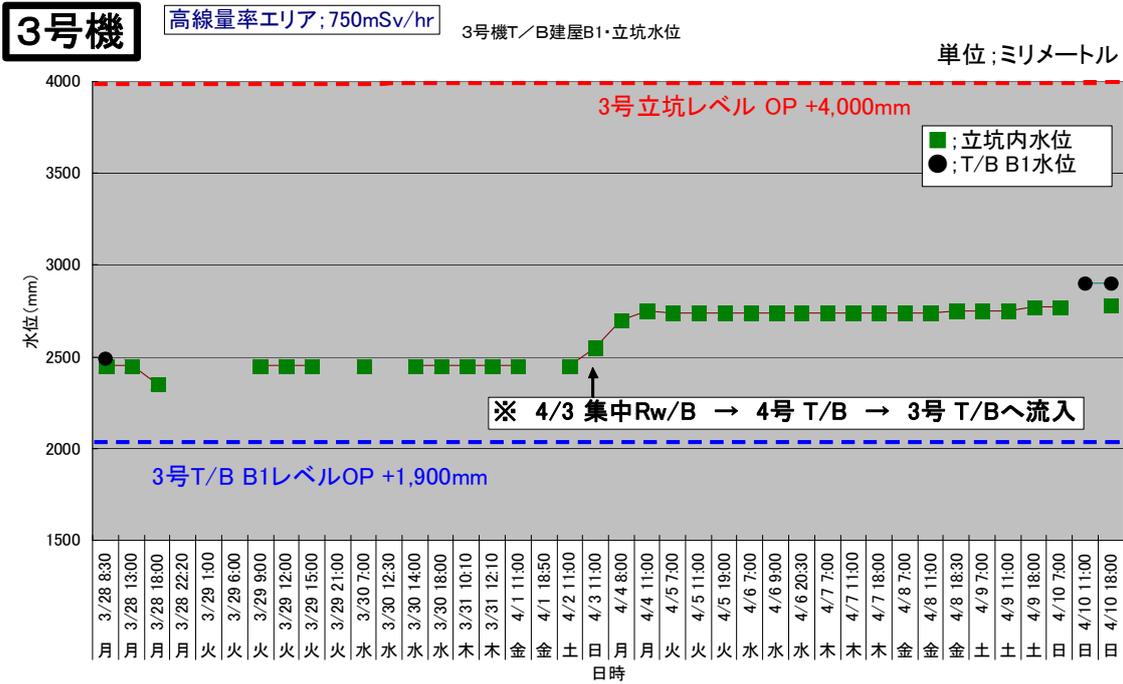
平成23年4月4日に実施した低濃度汚染水の海洋放出は、以下の経過及び理由により、炉規制法第64条第1項に基づき、「災害が発生するおそれ」があると事業者として判断したうえで、危険時の応急の措置として行ったものである。

1. 4月4日まで

(1) 集中廃棄物処理建屋

- 平成23年3月24日に発生した協力企業作業員の被ばくを契機に、1～3号機タービン建屋（T/B）に滞留している高濃度汚染水が復旧作業の大きな妨げになることを初めて認識した。
- 3月25日、危機感を抱いた福島第一と本店幹部は、高濃度の汚染水処理が今後の復旧活動に大きな支障となることから、至急、この問題を一元的に検討するためのチーム（タービン建屋排水の回収・除染チーム）を編成して対応することとした。
- 3月27日より、他の対策チーム（RHR代替・回収チーム、大気中への放射性物質放出低減チーム、安全評価チーム）とともに、国（官邸・保安院）やメーカー等と組織した特別プロジェクト全体会議が毎日開催されることになった。
- 1～3号機T/Bの高濃度汚染水については、トレンチの立坑開口部より1m弱しか水位に余裕がなく、いつどこから海洋に漏えいするか予断を許さない状況から、至急、移送先を検討し、数万 m^3 規模の貯蔵容量を持つ施設として、集中廃棄物処理建屋が最有力となった。
- 約32,000 m^3 の貯蔵容量を持つ集中廃棄物処理建屋には、すでに約16,000 m^3 の低濃度汚染水（津波による海水が建屋内の放射性物質に混ざったもの）が滞留しており、1～3号機タービン建屋に存在する約60,000 m^3 に上る高濃度汚染水をできる限り多く移送するためには、低濃度汚染水の移送もしくは海洋放出が不可避であった。当時、構内には大きな貯蔵容量を持つタンクや建屋はなかった。
- 3月末時点、最も早い仮設の貯蔵タンク設置案として検討していた海上ルート運搬案（貯蔵タンクを小名浜港で組み立て、海上輸送にて完成した貯蔵タンクを福島第一原子力発電所まで曳航し、1～4号機の護岸側に設置する案）でも、完成は4月下旬～5月上旬となっていた。また、静岡市から購入したメガフロート（貯水能力1万トン）も、当時の計画で福島第一原子力発電所に入港できるのが5月上旬の予定であった。
- 3月29日、タービン建屋排水の回収・除染チームは、特別プロジェクト全体会議において、集中廃棄物処理建屋に滞留した低濃度汚染水を海洋へ放出し、空いたエリアに1～3号機T/Bの高濃度汚染水を受け入れることを提案した。国からは汚染水の由来について評価すること、建屋の水抜きや排水の移送方法についてスケジュールを示すよう指示があった。

- 3月31日、タービン建屋排水の回収・除染チームは、特別プロジェクト全体会議において、排出基準を超える汚染水を海洋に放出する際の、年間の一般公衆の被ばく線量を評価し、年間の被ばく線量限度（1 mSv/年）を下回っていることを報告し、環境や人体に影響がないことから準備が整い次第、海洋放出を実施することを再度提案した。国からは、技術面や法令面の判断の他、政治的な判断も必要であるため、慎重な取り扱いとするよう発言があった。
- 4月1日、特別プロジェクト全体会議において、細野補佐官から、低濃度の放射性物質を含む海水の緊急放出は絶対にあり得ない選択である、必ず処理を行うことが最重要課題と認識すること、長期的に排水をどのように処理するのかをしっかりと検討することが重要であり、国民に対しまき散らすイメージを植え付けないよう取り組むよう指示があり、海洋放出の実施に関する了解を得られないまま時間が経過した。
- 4月2日、2号機において、極めて高濃度の汚染水の一部が、ピットのひび割れを通じて放水口に直接流出していることを発見した。海洋汚染を最小限に食い止めるため、コンクリートや水ガラスなど、あらゆる手段で止水を試みるとともに、止水によりピットからの溢水や別箇所からの漏れいも想定されることから、安定して保管できるタンクや建屋に一刻も早く移送することが必要であり、集中廃棄物処理建屋が最も適切と考えた。
- 同日（4月2日）より集中廃棄物処理建屋の低濃度汚染水を4号機T/B地下に移送していたが、低濃度汚染水が3号機T/Bに流入し立坑水位が上昇したため、4月4日に移送を中止。全量を受け入れられる移送先が他になく、流出リスクの全貌が把握できない状況（見えない状況）で、より安全側に対応するには、至急海洋放出を行わざるを得ない状況となった。

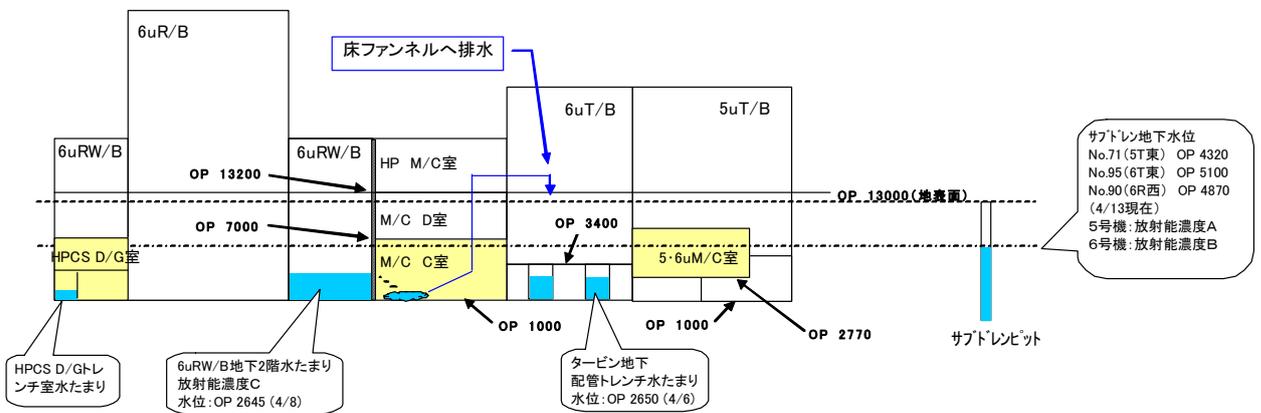


3 / 4号機タービン建屋の帯流水水位

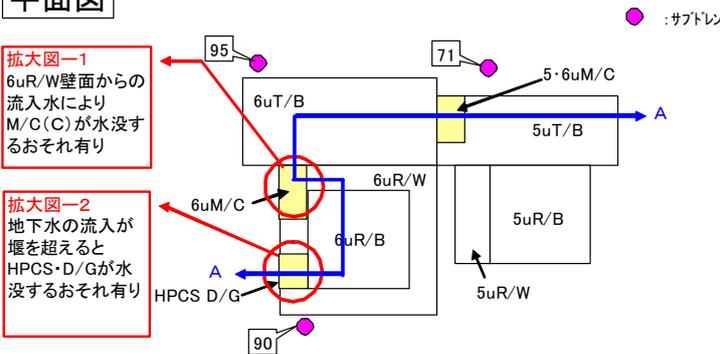
(2) 5、6号機サブドレン

- 地震発生当初から、サブドレンの水を排出できなければ、地下水が建屋を貫通している配管などのシール部を通じて建屋内に漏れいして滞留水が増加し、電気設備や建屋に影響が出るのは時間の問題であると認識していた。
- 6号機廃棄物処理建屋の汚染水が、隣接する6号機M/C (6C) (5号機残留熱除去系に電源融通) 室の壁からしみ出しており、3月19日以降、人力で排水していた。4月1日～2日には、当該汚染水の一部を5号機復水器に移送したものの、ごく一部しか復水器に移送できないことが判明したため移送を中止。M/C (6C) 室への漏れいは継続しており、電源喪失の危険性が続いていた。

A-A断面図

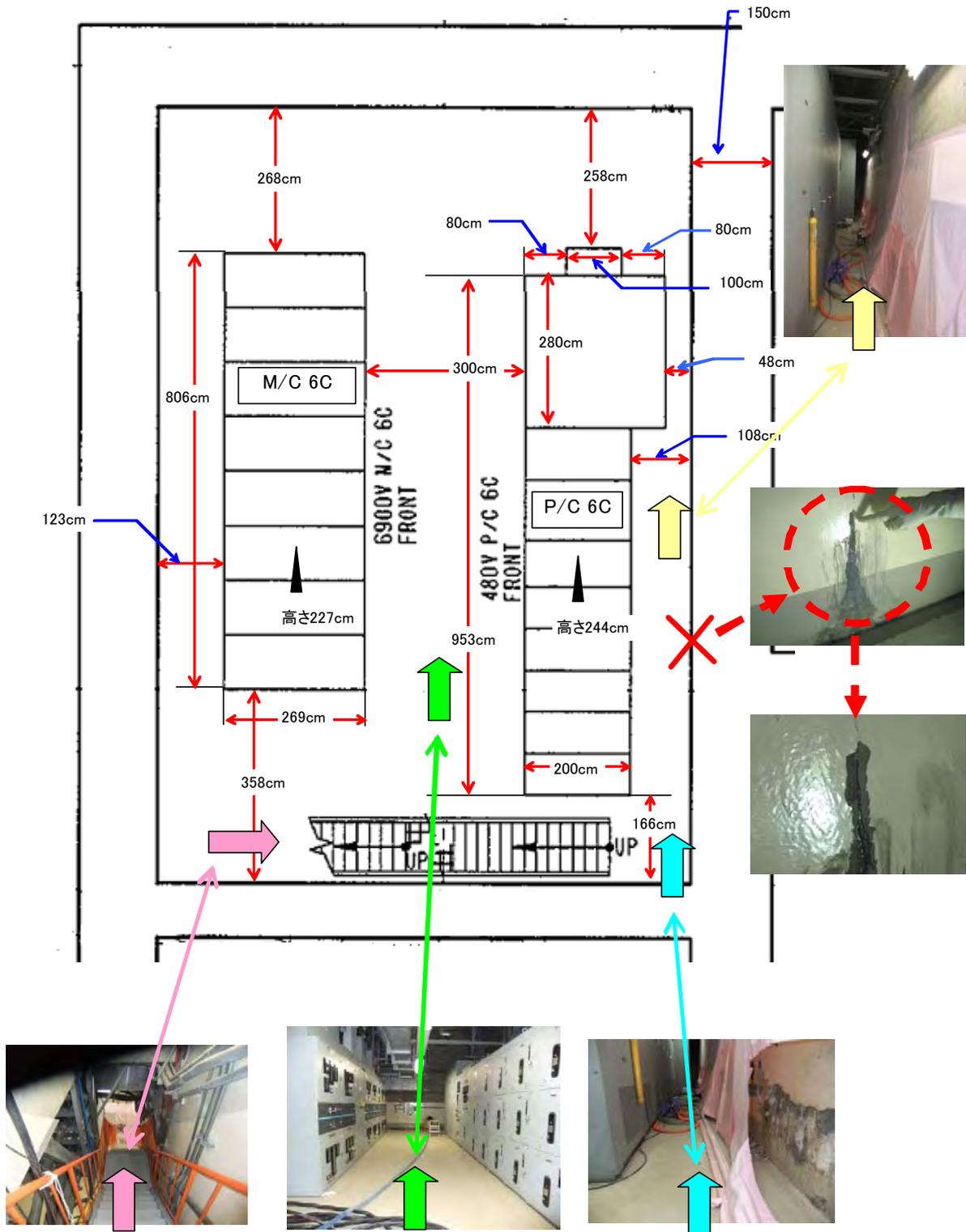


平面図

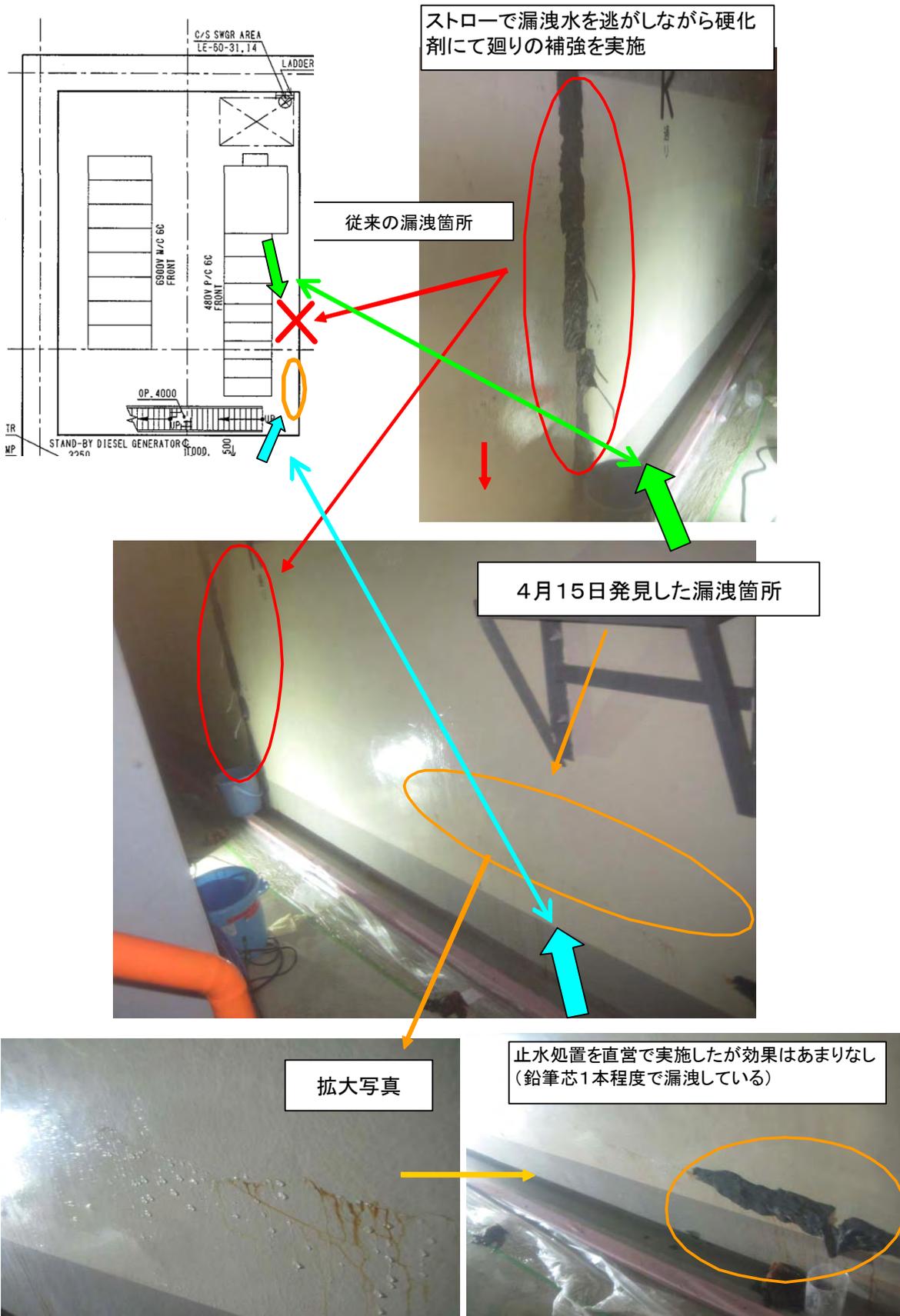


単位: Bq/cm³

検出核種 (半減期)	5号機サブドレン (放射能濃度A)	6号機サブドレン (放射能濃度B)	6号機ユニットR/W (放射能濃度C)	告示濃度
I-131 (約8日)	1.6	20	4.9	0.04
Cs-134 (約2年)	0.25	4.7	0.06	0.06
Cs-137 (約30)	0.27	4.9	0.06	0.09
採取日	3月30日	3月30日	3月22日	

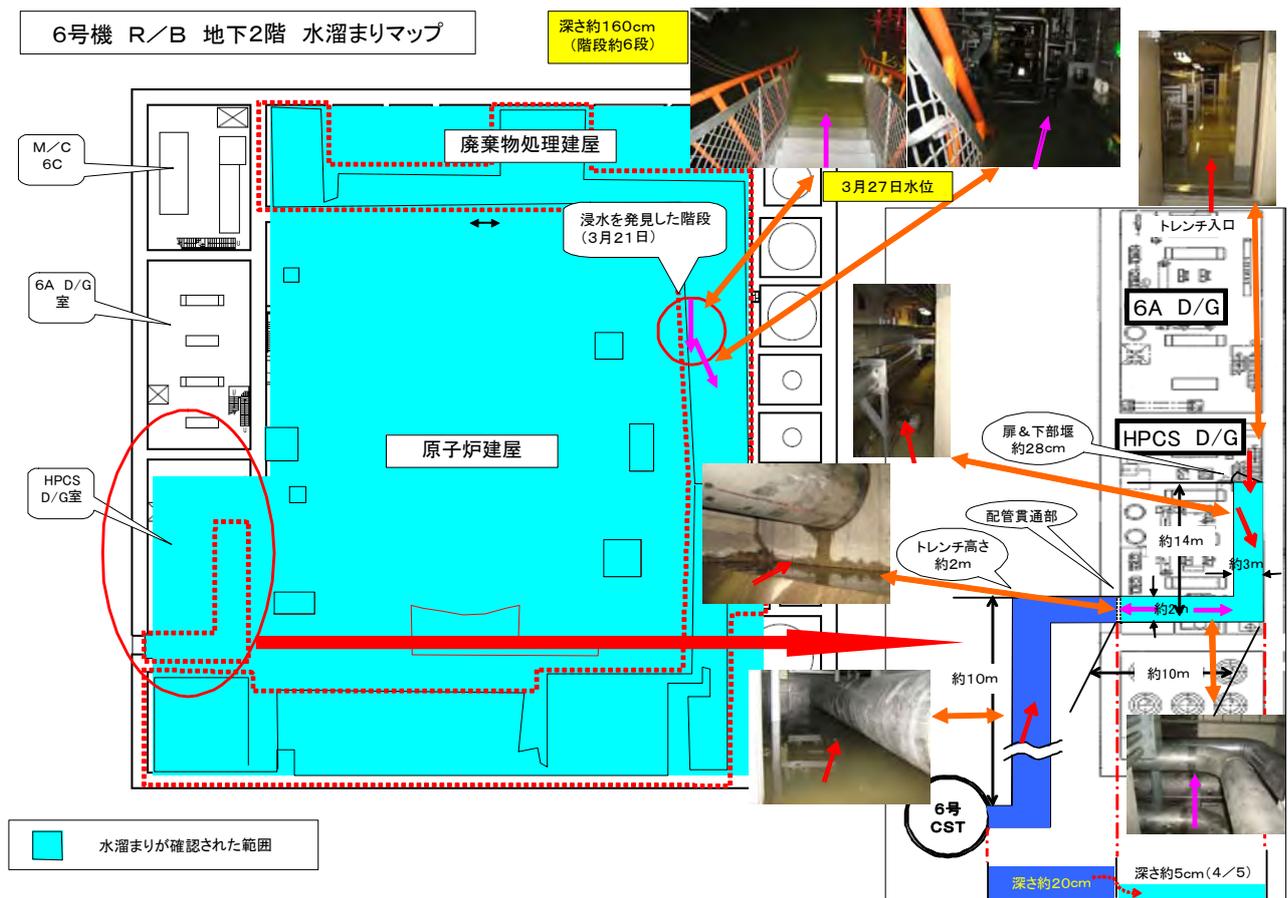


6号機M/C室への浸水状況 (拡大図-1 (1))
(3月26日)



6号機M/C室への浸水状況 (拡大図—1 (2))
(4月15日)

- 4月3日には、6号機高圧炉心スプレイ系（HPCS）ディーゼル発電機室に隣接するトレンチの壁貫通部から、鉛筆1本程度の水が床に漏れいしていることが確認された。当時の評価上、5日間程度でトレンチ室入口にある堰（約28cm）を超えてしまうと予測しており、ディーゼル発電機への影響が懸念された。



拡大図一 2 6号機地下エリアの滞留水の状況

- このように、6号機の安全上重要な設備を設置している部屋への水の漏れいが顕著に見られるようになった。4月上旬になってもお余震が続いており、余震に伴う壁の損傷（ひび割れ）の拡大や大雨の影響等により、急激に漏れい量が増加すれば、除熱・冷却機能を喪失し、M/C（6C）から除熱設備への電源融通を受けている5号機も1～3号機と同様の事態になりかねないとの危機感、切迫感を持っていた。
- そこで、4月4日、6号機建屋に流入する地下水に関するリスクをできる限り迅速に低減し、先が見えない中で安全側に対応するためには、建屋への地下水流入の根本的な原因である建屋周囲のサブドレンの水位を下げる必要があったことから、既設のポンプを用いてサブドレン水を海洋へ放出することとした。

2. 4月4日以降

平成23年4月4日9時、統合本部全体会議（海江田大臣、細野補佐官出席）において、福島第一原子力発電所長より以下の報告があった。

- 4号機 T/B から3号機 T/B に汚染水が抜けて、3号機 T/B 立坑の水位が上昇（今朝 21 時間で 15cm 上昇）。このままいくと3号機の高濃度汚染水が海洋流出するおそれがあるので集中廃棄物処理建屋から4号機への移送をストップさせる。
- 2号機の流出及び水の処理が喫緊の課題であり、所長としても一番重要な課題と認識。
- 現在サブドレンを止めているが、地下水が建屋貫通部のシール部を通じて中に入ってくる可能性があり、原子炉注水していないにもかかわらず、いろいろな場所の水位があがってきており、地下水の建屋内への流入の可能性は極めて高い。
- 地下水が HPCSD/G 室や重要な電気品室に流れ込んで来ており、5、6号機そのものの健全性に大きな影響を与える状況（屋外にタンクを作っている時間もない）。
- 手足を縛られた中で頑張れと言われても、到底頑張れる状況になく、何らかの判断をしてもらわないと5/6号機も含めて設備の健全性の問題になることから、サブドレンの運用について至急検討してほしい。

これを受けて、統合本部としても、サブドレンの問題は重要な判断をしなければならないことから、集中廃棄物処理建屋の海水の移送先も含めて、会議終了後、直ちに協議を開始することとした。

4号機に移送していた低濃度汚染水が3号機 T/B に流入し、3号機の立坑水位が上昇したため、4月4日9時22分に移送を中止（約 6,000 m³ を移送）した。これにより集中廃棄物処理建屋の低濃度汚染水を受け入れられる移送先がなくなった。

9時40分、統合本部のTV会議終了後、海江田経済産業大臣（当時）のところに関係者が集まって協議し、大臣から発電所のためにやれることを検討し実施するよう要請があった。当社は、海洋放出に関する評価書のドラフト（特プロ（3月31日）の説明資料）が既にあることから、これをベースに資料を作成することとし、9時55分、本店6階TV会議室において、影響評価書のドラフトの修正作業を開始した。検討内容としては、

- 5/6号機サブドレンを追加（サブドレン排水量 1,500m³）
- 集中廃棄物処理建屋からの放出について、10日→5日に変更などを実施し、適宜、保安院に説明を行った。

10時45分、細野補佐官にサブドレンも含めて海洋放出する旨と、影響評

価の内容を説明（保安院、東電）、11時頃、保安院が原子力安全委員会委員に説明を行った。

11時30分頃、報告徴収が必要であること、本店にて対応していることを本店から福島第一原子力発電所に連絡を行った。

13時10分、保安院が当社に対して報告徴収を行い、報告書の提出を受けて海洋放出がやむを得ないものと判断するとの方針について、海江田経済産業大臣（当時）から基本的な了解を得る。その際、同席していた細野補佐官から官邸の了解をとるとの話があった。

15時直前、報告書がまとまり、最終的に海江田経済産業大臣（当時）に以下の内容を説明した。

- 低濃度汚染水等の海洋放出に伴う影響として、近隣の魚類や海藻を毎日食べ続けるとして評価した場合、成人の実効線量は、年間約0.6mSvと評価（一般公衆の線量限度：1mSv/年）。
- 評価結果において人の健康への有意な影響はなく、放出される低濃度の汚染水等の放射エネルギーは高濃度の放射性廃液の放出よりも十分に小さいものであることから、リスク管理上、合理的な措置である。

大臣より、海洋への影響をなるべく少なくなるようにとの指示があり、直接、放水口の南側に放水するルートとした（本店から1Fへルートを変更するよう連絡）。

15時、当社から原子力安全・保安院へ、原子炉等規制法第67条第1項に基づく、海洋への放出に係る経緯、影響評価、放出の考え方についての報告を行った。保安院は原子力安全委員会に助言を要請し、15時20分、以下の助言を受け、当社に判断を伝達した。

- 放出水の放射性物質の濃度、放出量を確認すること。
- 放出時点の海洋の状態を確認しておくこと。
- 放出前後の海水モニタリングを実施すること。
- 上記の情報も踏まえて適切に影響評価を行うこと。

当社の報告書に対して保安院より了解を得たことにより、当社は（武藤副社長が本店緊急時対策本部の本部長を代行して）海洋放出の実施について最終的に判断した。

4月4日16時の官房長官定例記者会見において、枝野官房長官（当時）が海洋放出を実施することを発表した。集中廃棄物処理施設内に溜まっていた低濃度の汚染水については、4月4日午後7時3分より放水口の南側の海洋への放出を開始し、4月10日午後5時40分までに放出を完了した。その後、4月11日午前9時55分、建屋内の汚染水が十分排水され、高濃度の廃水を受

け入れるに当たっての建屋内における対策（止水対策など）を実施することに支障がないことを確認した。

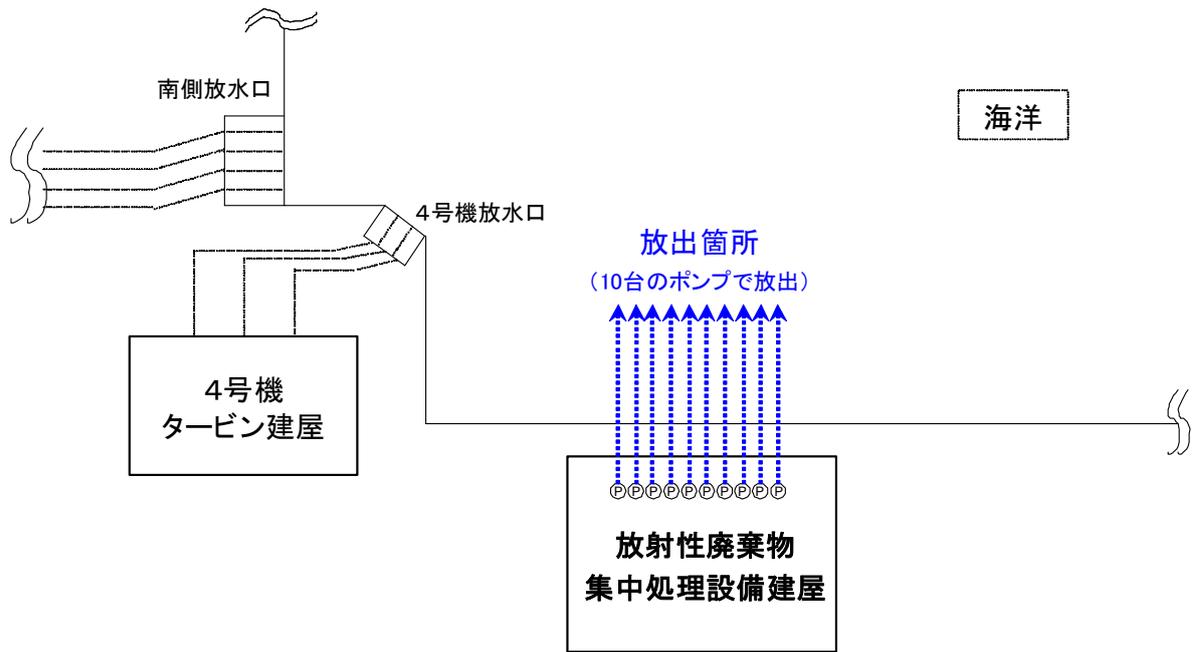
5号機および6号機のサブドレンピットに留まっていた低濃度の地下水については、4月4日午後9時より5、6号機放水口より海洋への放出を開始し、4月9日午後6時52分までに放出を完了した。

この低濃度の汚染水などの海洋放出に際しては、保安院からの指示を受けて、海洋モニタリングを着実に実施するとともに、さらに、測定ポイントおよび実施頻度を増加し、放射性物質の拡散による影響を調査・確認したうえで、その結果を公表してきた。

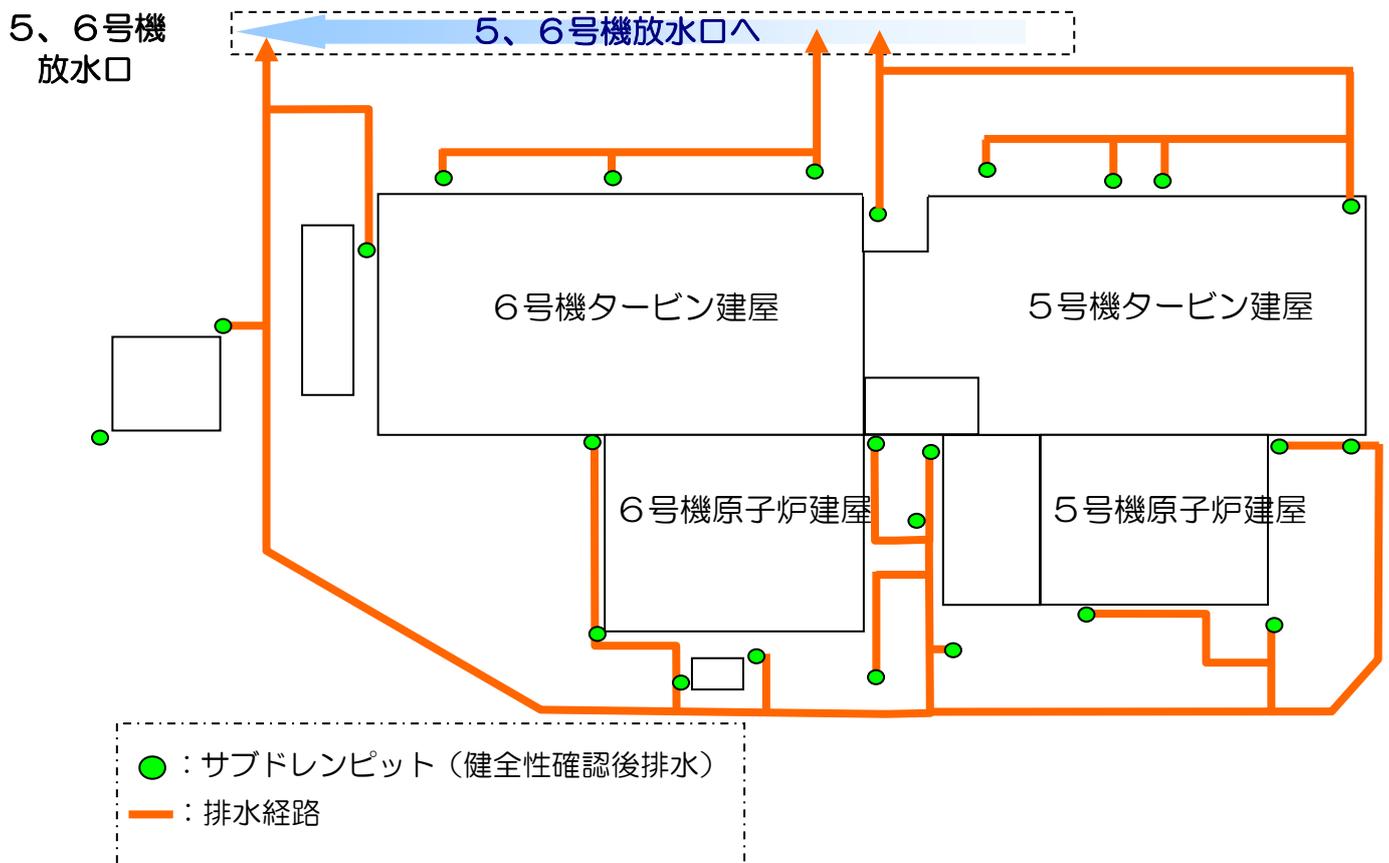
発電所近傍を含めた測定ポイントにおける放射能濃度については、放出前1週間の推移と比較しても、大きな変動は見られなかった。

今回の放出の完了に伴い、2号機T/B内の極めて高い濃度の放射性廃液等については、集中廃棄物処理施設の建屋内における止水対策などが終了した4月19日から同施設の建屋に移送し、安定した状態で保管することとした。

また、今後、5号機および6号機のサブドレンピットに溜まった地下水については、屋外に設けた仮設タンク等に5月1日より受け入れることとした。



低濃度汚染水の海洋放出経路概要図



5・6号機サブドレン排水経路概要図

試料採取日時刻	平成23年3月28日 15時30分	平成23年3月28日 16時00分	平成23年3月30日 10時30分	平成23年3月30日 10時40分
採取場所	集中廃棄物処理施設 滞留水(非管理区域側)	集中廃棄物処理施設 滞留水(管理区域側)	5号機 サブドレンピット水	6号機 サブドレンピット水
検出核種 (半減期)	試料濃度 (Bq/cm ³)			
I-131 (約8日)	6.3E+00	8.7E-01	1.6E+00	2.0E+01
Cs-134 (約2年)	2.7E+00	4.4E+00	2.5E-01	4.7E+00
Cs-137 (約30年)	2.8E+00	4.4E+00	2.7E-01	4.9E+00

※ 〇.〇E-〇とは、〇.〇×10^{-〇}を表す。

※ I-131, Cs-134, Cs-137の3核種については確定値。その他の核種については評価中。

滞留水及びサブドレン水核種分析結果

3. 事前の通報連絡について

海洋放出に関する地元自治体や漁連関係者等への事前の情報提供について、事実関係を整理した。

- 放出の可否・実施については、4月4日午前中から保安院に相談し、原子炉等規制法に基づく報告を経て、保安院の了解を得たことから、当社が実施の最終判断を行い、事前に関係機関に通報した上で放出を開始した。
- 放出前に情報提供を行った先は、国（保安院）、福島県その他発電所周辺5町、全国漁業協同組合連合会および福島県漁連であった。
- 海洋放出の通報に関しては以下の通り。
 - 放出前
 - ◇ 4月4日18時43分、炉規法64条に基づき準備が整い次第、放出を行う旨、通報。集中廃棄物処理建屋は19時頃、5/6号機サブドレン水は21時頃の予定
 - 放出後
 - ◇ 4月4日19時31分、集中廃棄物処理建屋の放出開始を通報
 - ◇ 4月4日21時15分、5/6号機サブドレン水の放出開始を通報
 - ◇ 4月5日21時15分、5/6号機サブドレン水の放出状況を通報
 - ◇ 4月9日20時20分、5/6号機サブドレン水の放水終了を通報
 - ◇ 4月10日18時17分、集中廃棄物処理建屋の放出終了を通報
- 通報先について
 - 国関係
 - ◇ 原子力防災業務計画に従って、原子力安全保安院、文科省、内閣官房、内閣府について通報を実施。
 - 自治体関係
 - ◇ 福島県は従来通り通報が可能となっているが、地元4町（大熊、双葉、富岡、楢葉）は避難していたことから、連絡先を定めて発電所から通報を実施。
 - 漁連関係（全漁連、福島県漁連）
 - ◇ 原子力防災業務計画では正式な通報先となっていないことから、当社本店から連絡先を定めて連絡を実施。

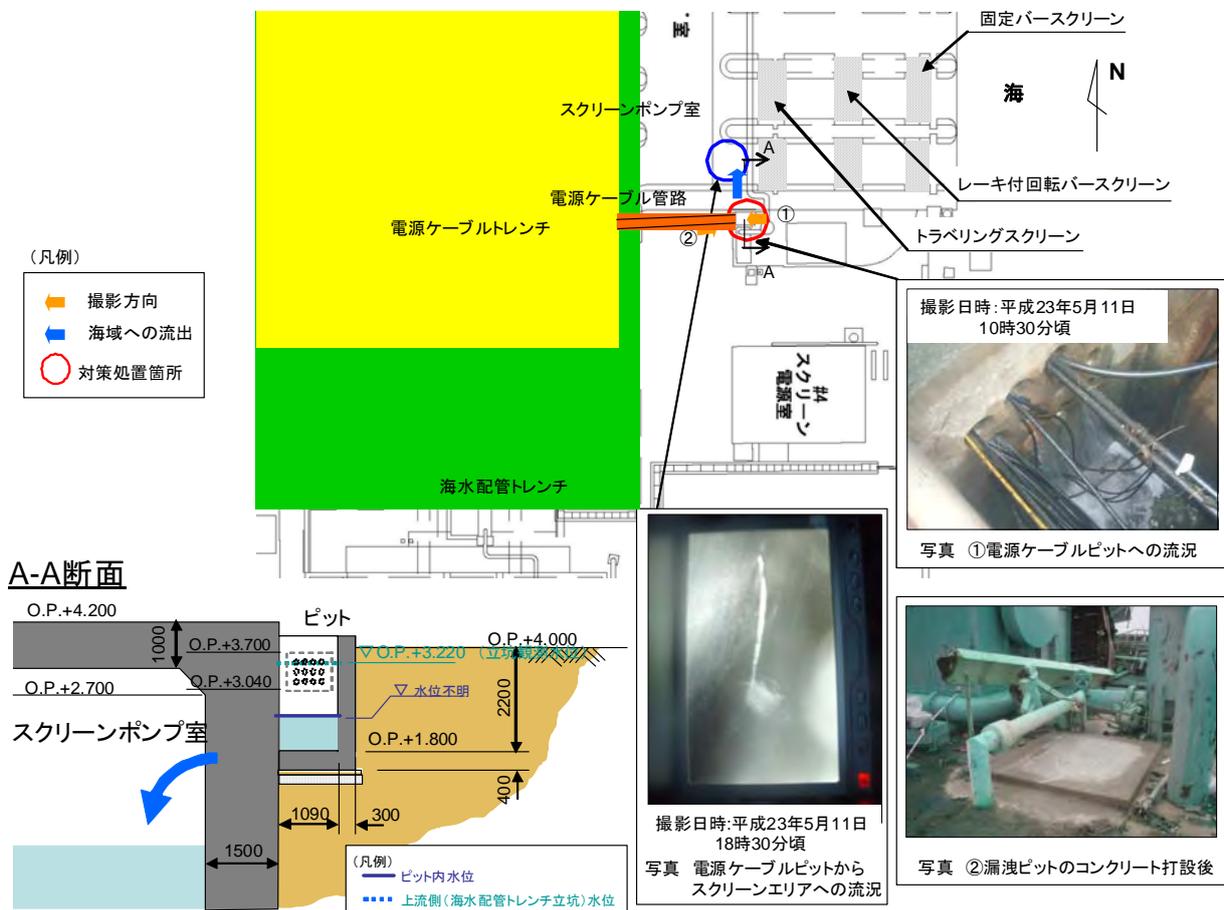
福島第一3号機 取水口スクリーン付近からの流出

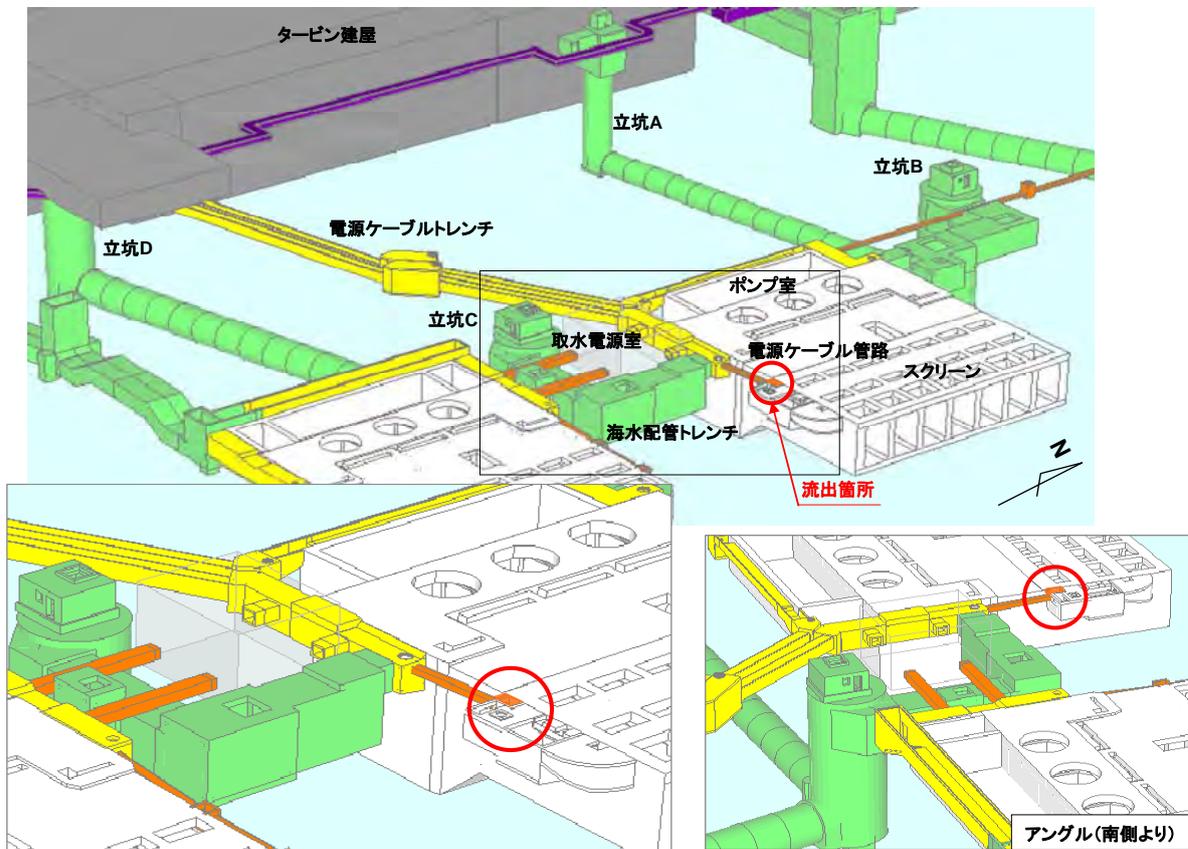
平成23年5月11日午前10時30分頃、3号機の取水口付近において立坑の閉塞作業に従事していた作業員が、ピットへの流水の音を聞き、ピットの蓋を開放しその状況を把握したが、その時点ではまだ、スクリーンエリアへの流出は認識していなかった。

その後、現場の再確認の際、スクリーン室のカバーハッチを開放し内部をCCDカメラで確認した結果、同日午後4時5分頃、ピットからスクリーンエリアに水が流出していることを確認した。

流出水は高濃度の放射性物質を含んでいることから3号機タービン建屋（T/B）側から海水配管トレンチを経由し電源ケーブルトレンチ取合部から電線管を通じてT/B海側にある電源ケーブルピットに流出した排水が、当該ピットの北側にある電源ケーブルピットとスクリーンポンプ室間のコンクリート壁に生じた貫通部から3号機取水口のスクリーンエリアに流出したものと考えられる。

当該ピットからスクリーンエリアへの流出を確認後、直ちにピット内の電線管のケーブルを切断しウェスを詰め、ピット内をコンクリートで閉塞した結果、5月11日午後6時45分に流水が停止したことをCCDカメラで確認した。



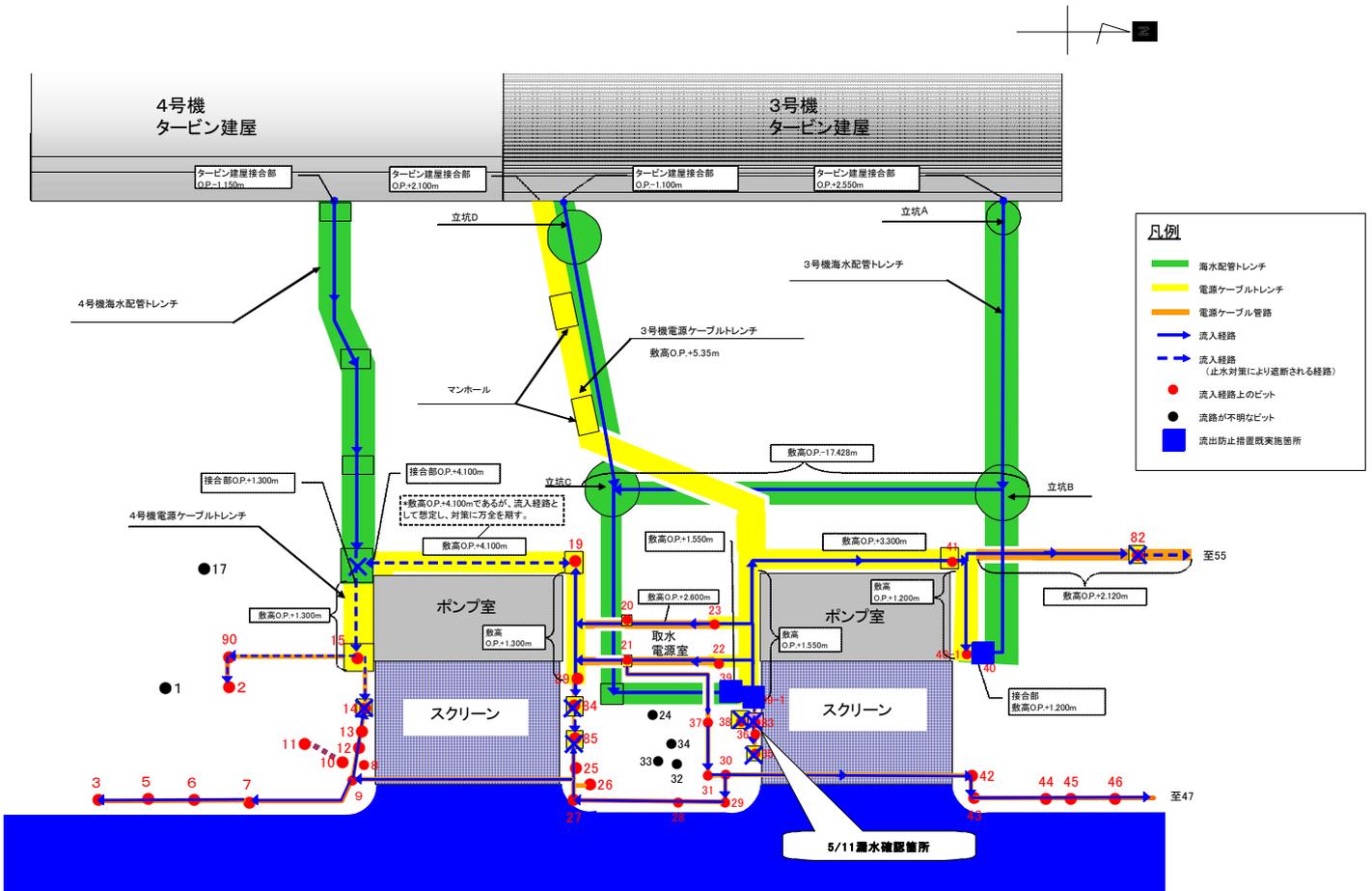


流出水の核種分析結果とピット内汚染水の核種分析結果から、放射性物質濃度は同レベルであることが判明しており、流出水はピット内汚染水と同一と推定される。また、ピット及び3号機トレンチについては構造的につながっていることが確認されており、流出水は3号機タービン建屋から3号機トレンチを介して海へ流出したと考える。

3号機T/B建屋からの高濃度汚染水の海洋流出が防げなかった経緯は、調査の結果、以下の通りであった。

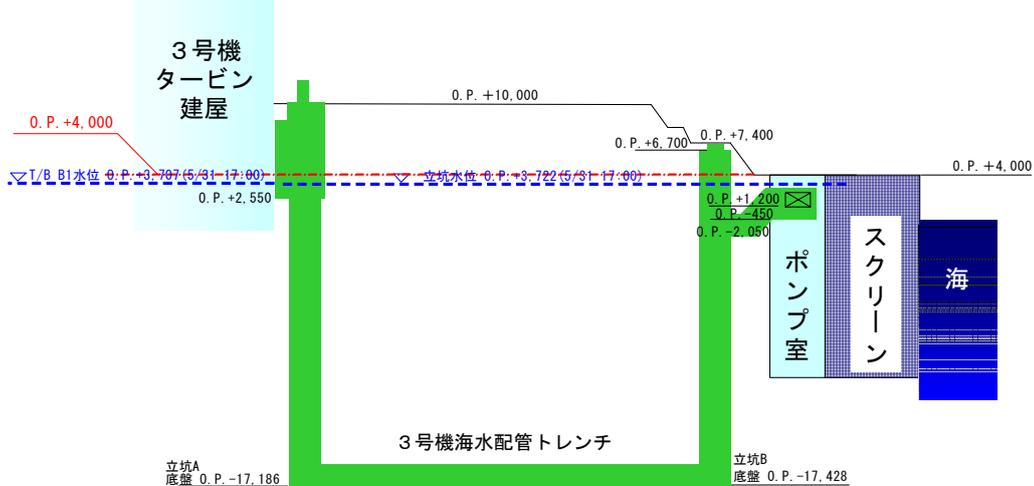
- 4月2日の2号機の流出事象を踏まえて、設備図書等の調査から3号機も2号機と同様の構造であることを確認したため、がれきや津波漂流物等で点検ができない範囲を除き、2号機の流出箇所と同じスクリーンポンプ室の前面を巡視したがピット等からの流出は確認されていなかった(4月20日)。
- 流出経路となっている海水配管トレンチについては、OP+4,000mmに立坑の開口部があることから、立坑内水位の継続監視を実施。

- ピット等からの流出の可能性は否定できないことから、海洋への流出経路を遮断するため、海水配管トレンチ立坑の閉塞工事を計画したが、立坑付近は高い線量であり、遮へいをしながら工事を進める必要があった。また、階段等の残置物が支障となり、立坑位置で流出経路の遮断が困難なことが判明。
- 立坑から地上への溢水防止のために地上の開口部の閉鎖作業を実施するとともに、下流部である海水配管トレンチと取水電源ケーブルトレンチの接続部を順次閉塞することとし、そのためのスクリーン周辺のがれき撤去作業を実施していたところ、流出を発見。
- ピット内の流入を発見したきっかけは、海水配管トレンチと取水電源ケーブルトレンチ接続部の閉塞を実施するために、スクリーン周辺のがれき撤去作業を別途実施しており、がれき撤去後の状況確認の際、水が流れ込む音を確認したが、スクリーンへの流出の有無については、確認していなかった。
- スクリーンポンプ室内の流出箇所は、2号機のように目視にて直ぐに発見できるような箇所ではなく、除塵装置が設置された下部の非常に確認しにくい場所であるため、5月11日午後0時30分頃の再確認指示に基づく現場再調査においても発見（流水音の確認）に時間を要し、更には同日午後4時5分頃のCCDカメラ挿入によるスクリーンポンプ室への流出を特定することにも時間を要した。

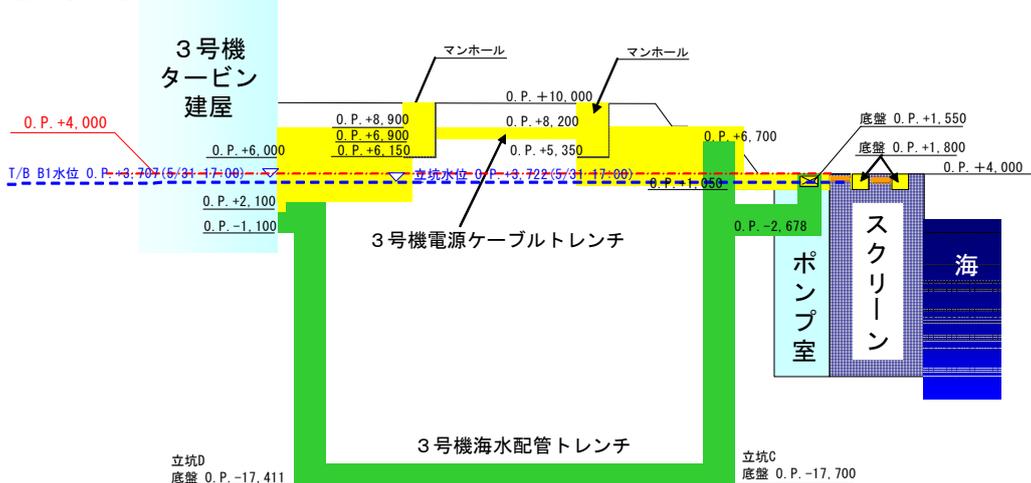


3号機海水配管トレンチ平面図

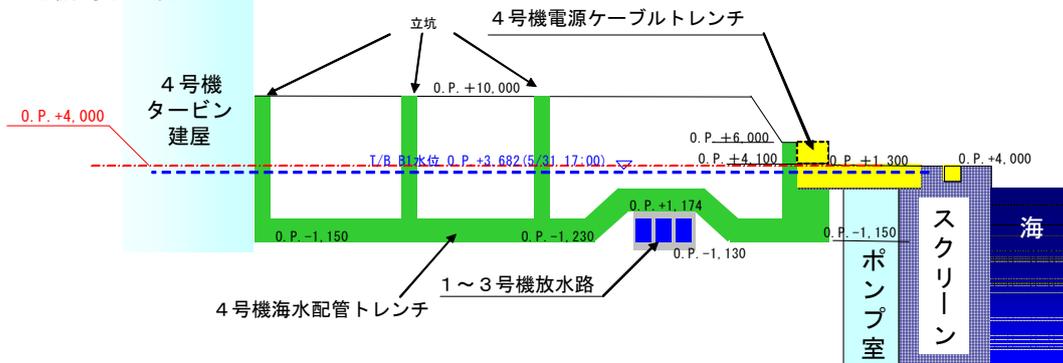
3号機海水配管トレンチ (c-c断面)



3号機海水配管トレンチ (c'-c'断面)



4号機海水配管トレンチ (d-d断面)



3号機海水配管トレンチ断面図

海洋への影響について

1. 放出量の概要

平成23年4月1日から6日にかけての2号機汚染水の漏えいによる港湾内への流出量は約520m³、放射性物質量は約4.7×10¹⁵Bq、4月4日から10日にかけて緊急放出した低濃度汚染水の放出量は約10,393m³、放射性物質量は約1.5×10¹¹Bq。また、5月10日から5月11日にかけての3号機汚染水の漏えいによる港湾内への流出量は約250m³、放射性物質量は約2.0×10¹³Bqと評価された。

2. 海洋モニタリング結果の概要

福島第一原子力発電所周辺の海洋モニタリングについては、当社は、3月21日より、また、文部科学省は、周辺海域30kmを中心に、3月23日より海水モニタリングを実施し、その後、当社は、原子力安全・保安院の指示などにより、沖合15kmや南側沿岸を中心にモニタリング箇所を増加し、現在では、29箇所となっている。このモニタリング結果によると、4月5日頃から4月20日頃にかけて、発電所近傍のみならず、発電所沖合15km及び周辺海域30kmポイントにおいても、2号機汚染水漏えいの影響と思われるピークの上昇が観測された。その後減少傾向を示し、5月初めには、全般的に、検出限界値以下(約10Bq/L)が多くを占めていた。

また、3号機からの漏えいの影響については、5月15日に採取した沿岸15km地点のモニタリング結果においても、ほとんどが検出限界値以下となっており、現状では、その影響は観測されていない。

なお、詳細は以下の通り。

(1) 福島第二原子力発電所(南側沿岸近傍10kmから15km)におけるモニタリング結果

4月5日頃からピーク的な放射能濃度の上昇(4月5日、I-131で最大3700Bq/L、Cs-137で最大1400Bq/L)が観測され、それ以降は全体的になだらかな減少傾向を示していることから、福島第一原子力発電所から、放射性物質が南方向に移流する様子が見られる。

(2) 沖合15kmポイントにおけるモニタリング結果

いずれのポイントにおいても、ピークの上昇(4月11日、I-131で最大920Bq/L、Cs-137で最大760Bq/L)が観測されたが、4月22日以降漸減し、現在では、検出限界以下が多くを占めてきている。

また、北側沿岸近傍(15kmから30km)では、ピークの上昇は観測されていない。

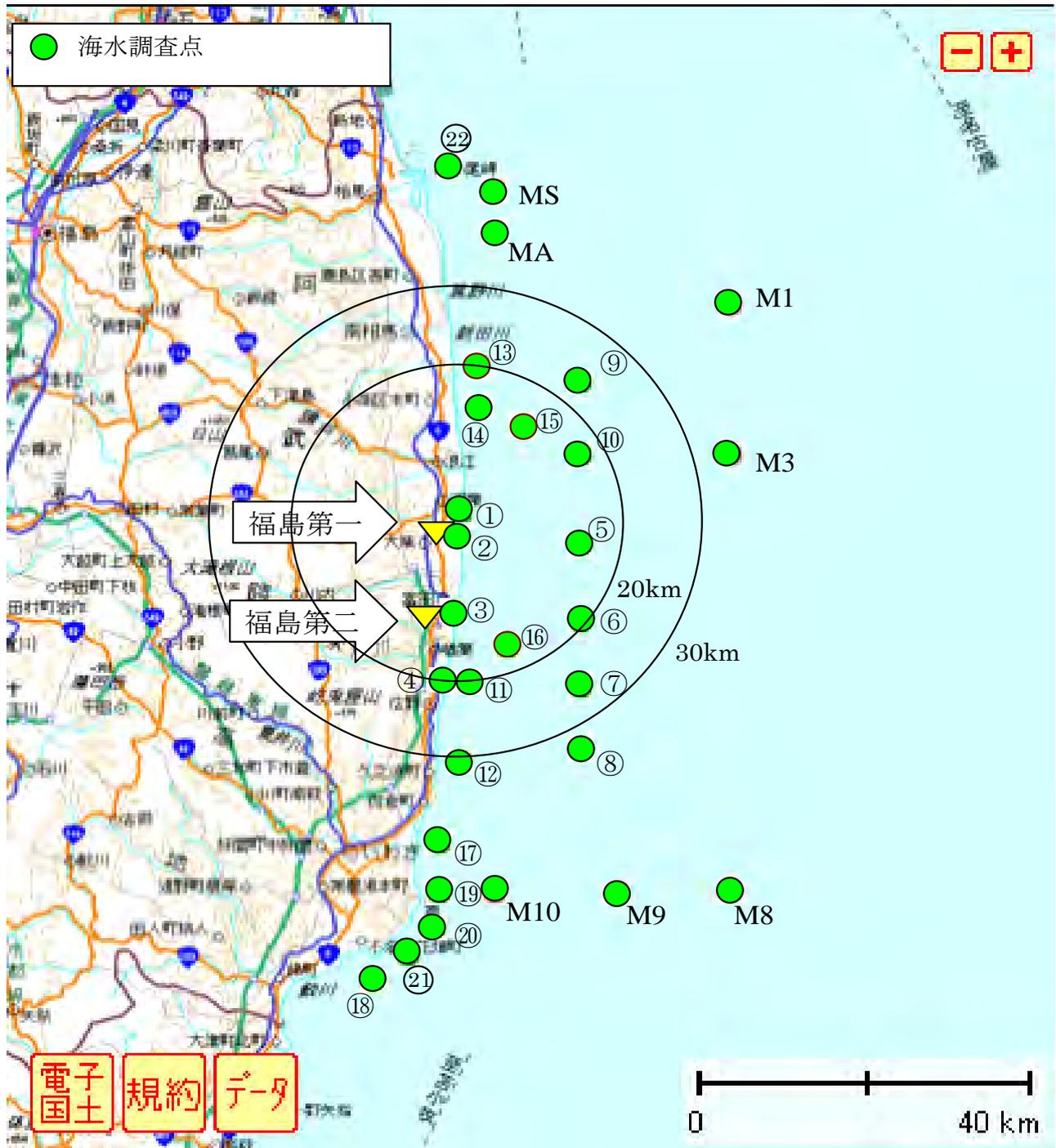
(3) 周辺海域30kmポイントにおけるモニタリング結果

4月5日頃から4月20日頃にかけて、東側海域ポイントにおいて、ピーク的な濃度の上昇(4月15日、I-131で最大161Bq/L、Cs-137で最大186Bq/L)を示した。北側ポイントの結果からは、大きなピークの上昇は観測されず、北もしくは北東方向への放射性物質の移流は少なかったと言え

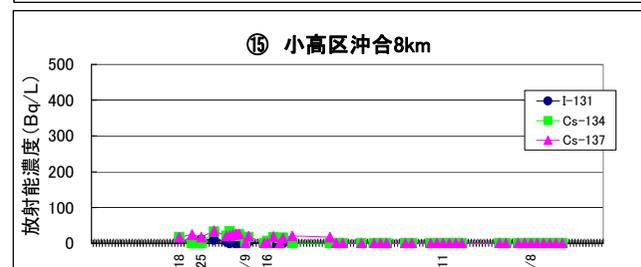
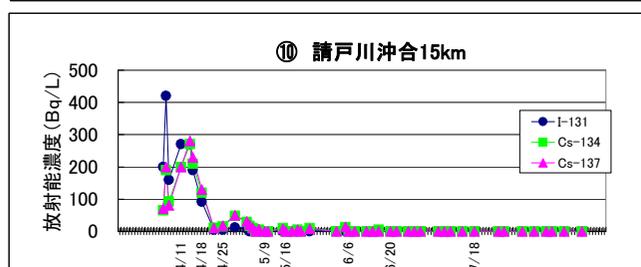
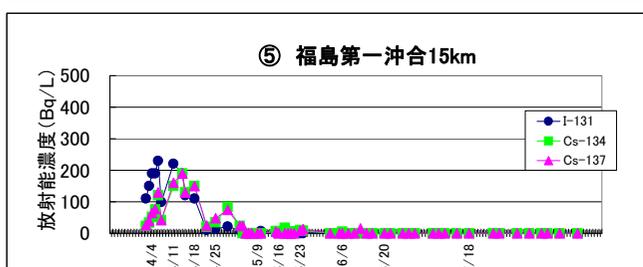
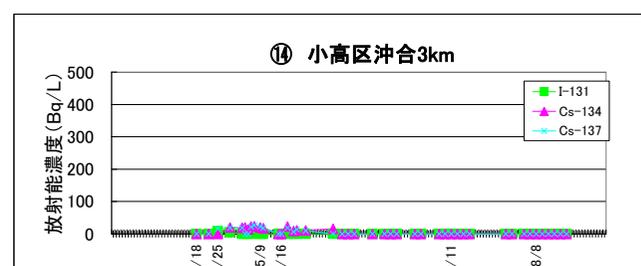
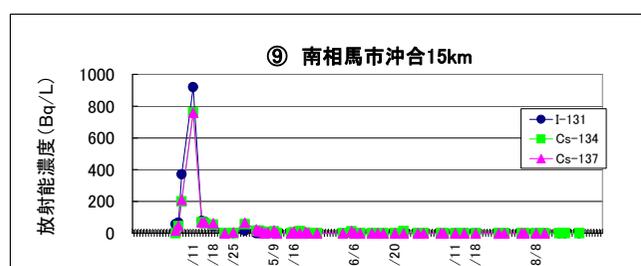
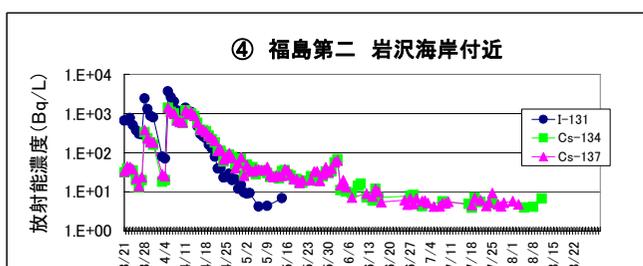
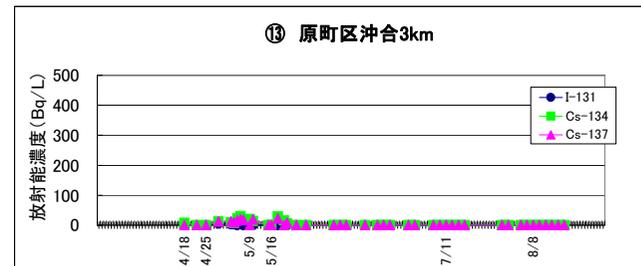
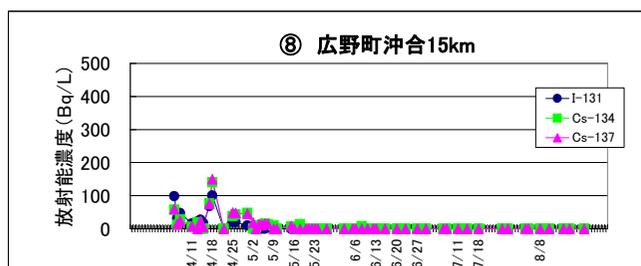
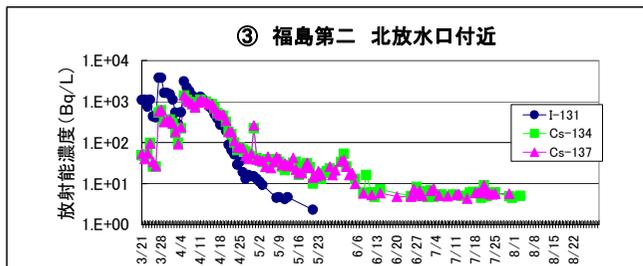
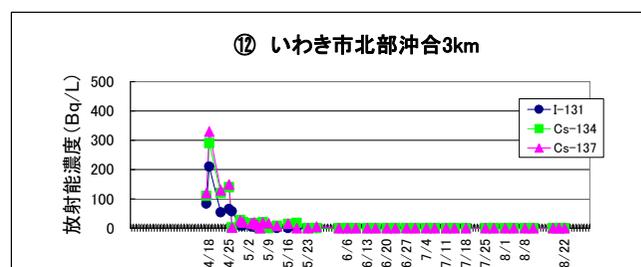
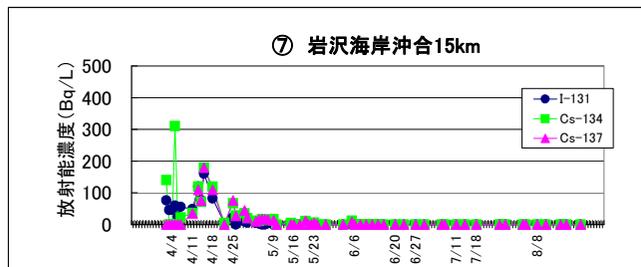
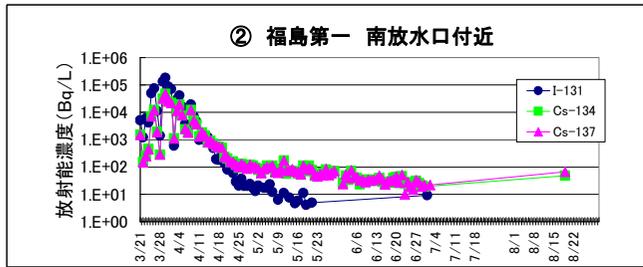
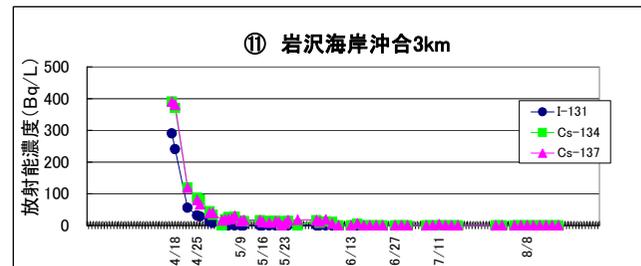
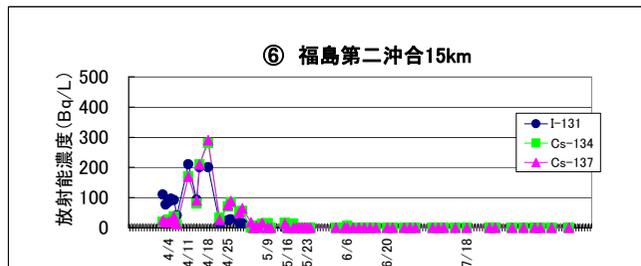
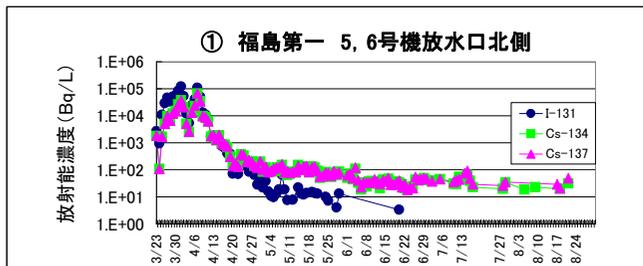
る。

(4) 茨城県周辺のモニタリング結果

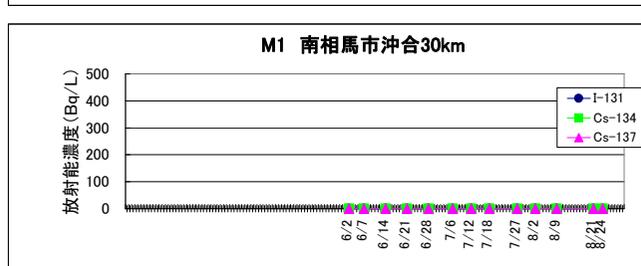
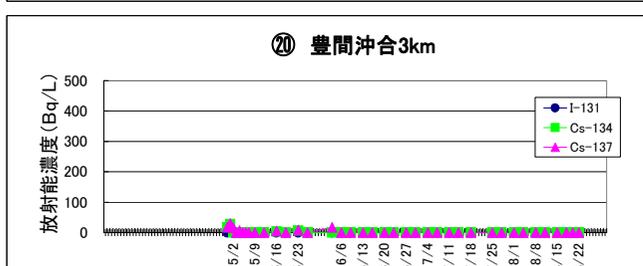
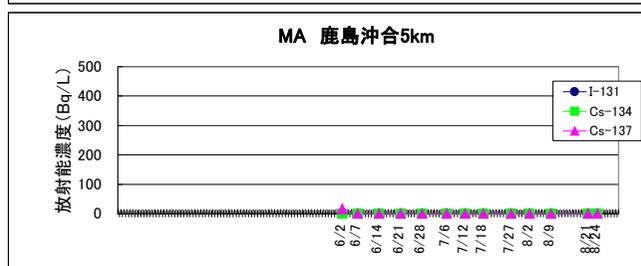
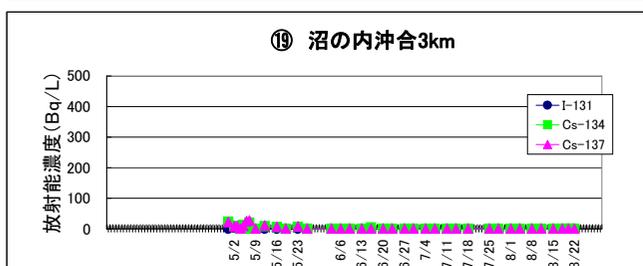
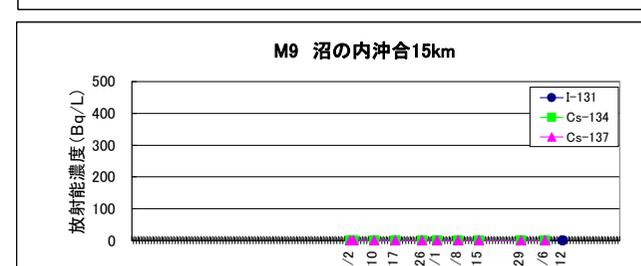
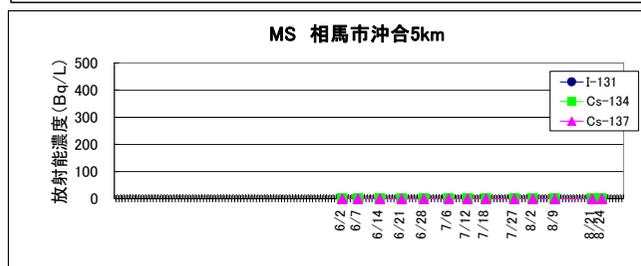
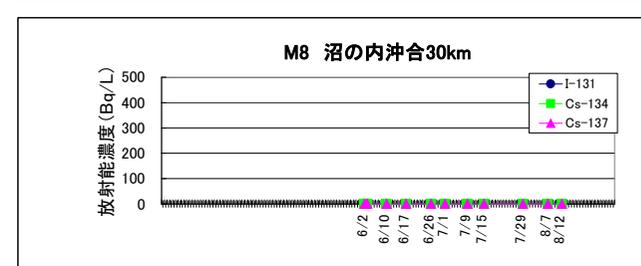
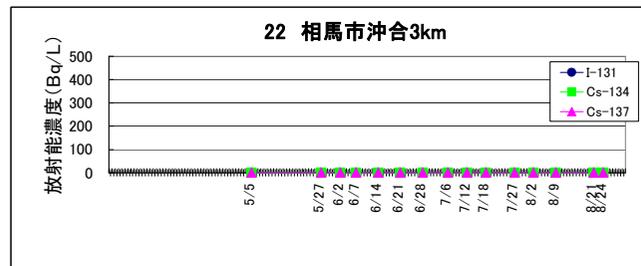
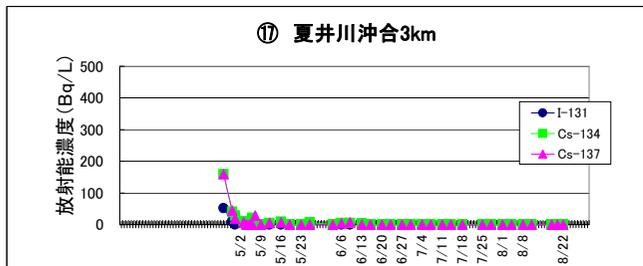
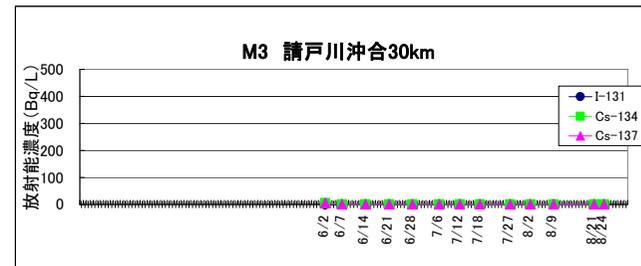
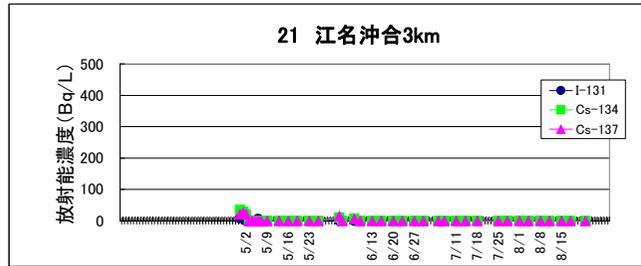
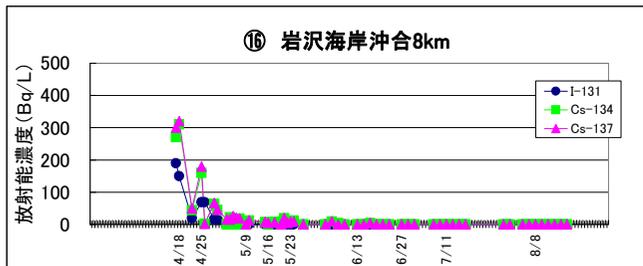
4月25日以降、10箇所における4回のモニタリング結果では、4月25日に微量のI-131が検出されたが、他は全て検出限界値以下であった。



福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング調査点



福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング海水中(上層)の放射能濃度の測定結果(1)



※ 最新採取日: 2011年8月24日
 ※ 測定結果が不検出であった場合をOBq/Lとして表示した。

福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング海水中(上層)の放射能濃度の測定結果(2)

汚染水の流出防止・拡散抑制強化対策

確認した流出経路を踏まえ、以下のとおり流出防止対策を行うとともに、流出した場合に備えた拡散抑制対策を実施した（一部実施中および実施予定）。また、建屋、トレンチ等に滞留する高濃度の汚染水の止水、回収及び処理、地下水流入抑制対策を進め、廃炉に向けた障害を取り除いていく計画である。

なお、各項目の右に示した【 】の番号は、次ページ以降の防止対策に示した番号を表す。

①流出防止対策

- ・流出経路の上流部に位置する海水配管トレンチの閉鎖【5】
- ・流出リスクのあるピットの閉塞【5】
- ・護岸の損傷箇所の閉塞【5】
- ・1～4号機スクリーンポンプ室の隔離【3, 7】
- ・シルトフェンス及び大型土嚢の設置【1, 2】
- ・透過防止工破損箇所の復旧【8】
- ・2, 3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピット閉塞工事【5】

②拡散抑制対策

- ・前面海域の海水からの放射性物質の除去【4, 6】
- ・地下水を経由した海洋汚染の防止対策【9】
- ・港湾内海底土被覆工事【10】

③建屋、トレンチ等に滞留する高濃度の汚染水の止水、回収及び処理【11】

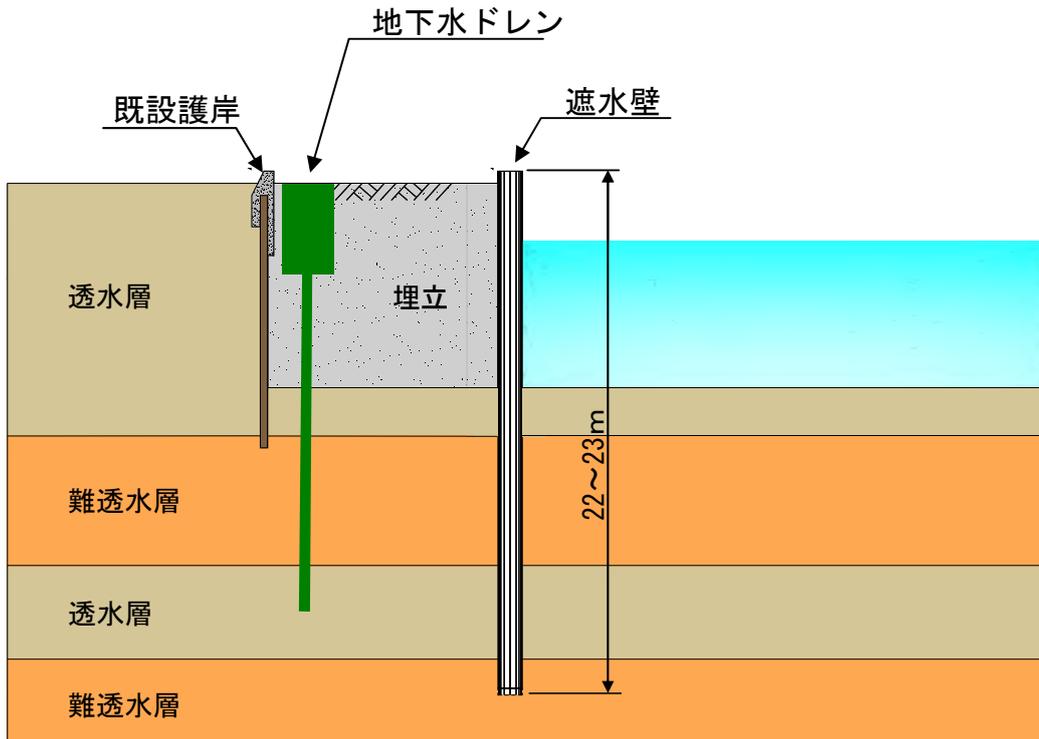
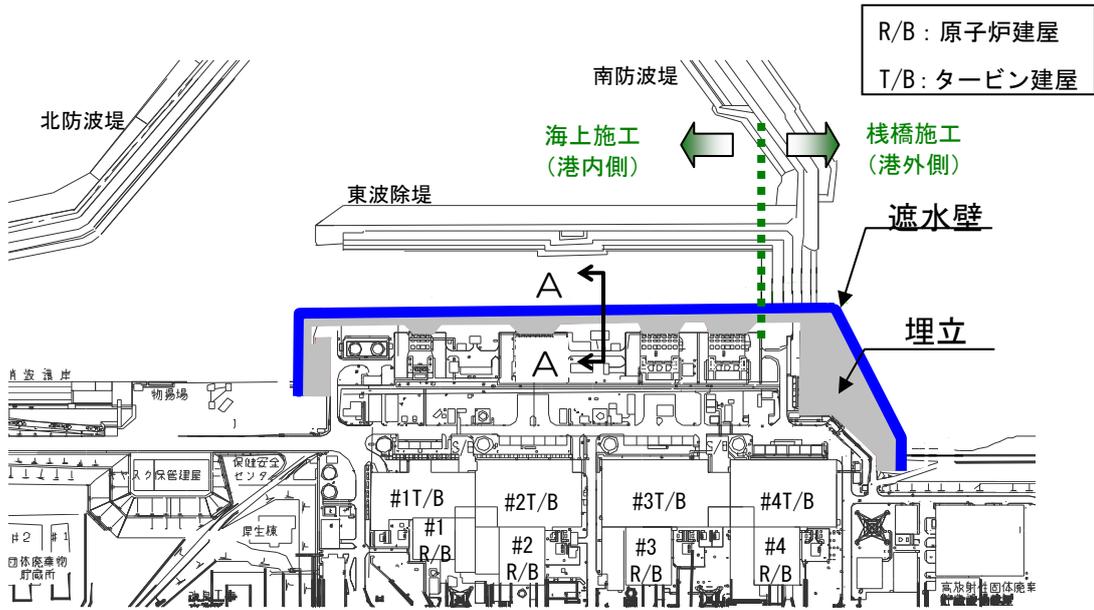
④地下水流入抑制対策

- ・サブドレン水の水位低下による地下水流入量の低減【12】
- ・地下水バイパスによる地下水流入量の低減【13】



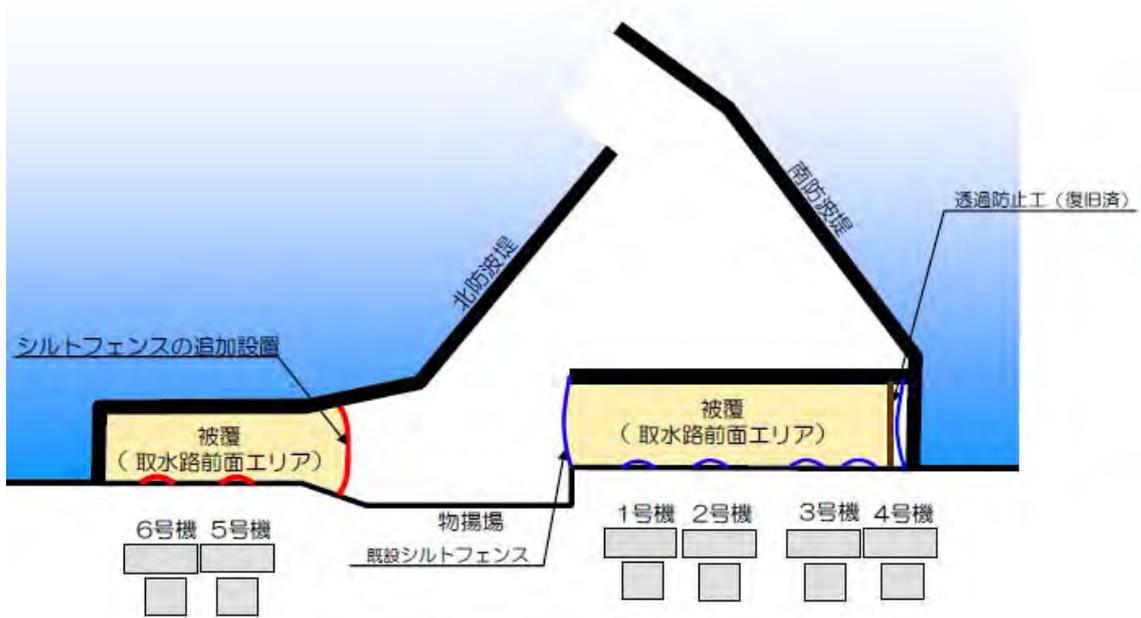
(C)GeoEye / 日本スペースイメージング

放射性物質を含む液体の拡散防止強化対策

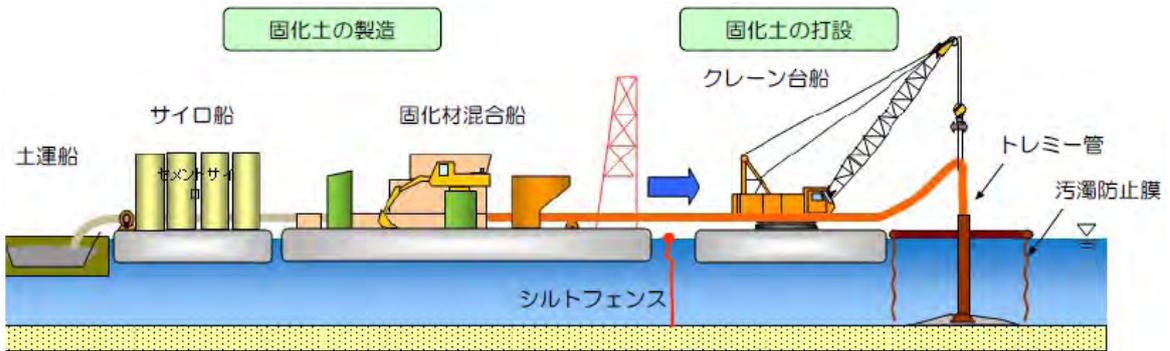


(A-A断面)

地下水を経由した海洋汚染の防止対策【9】

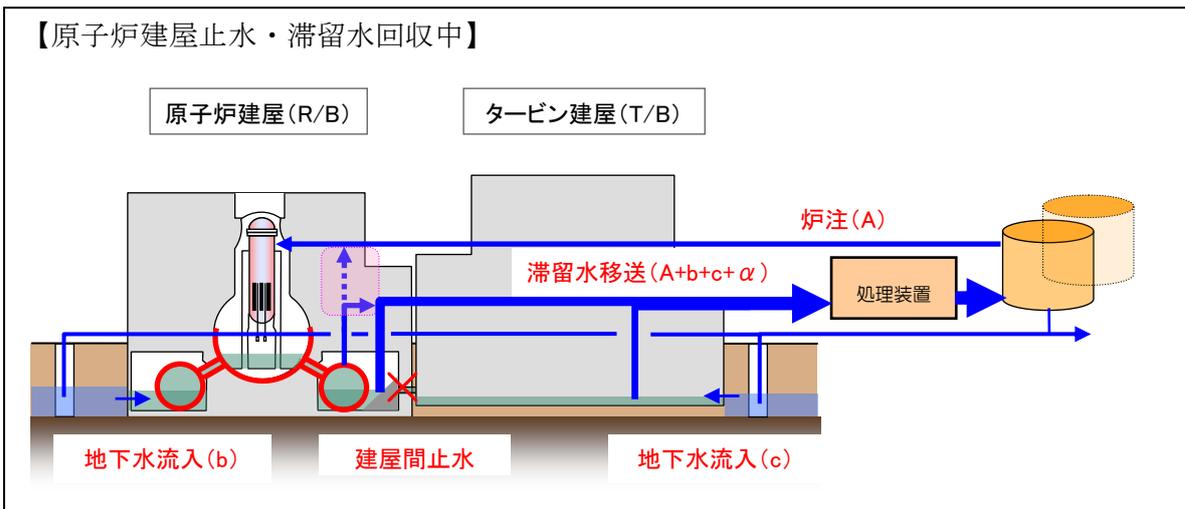
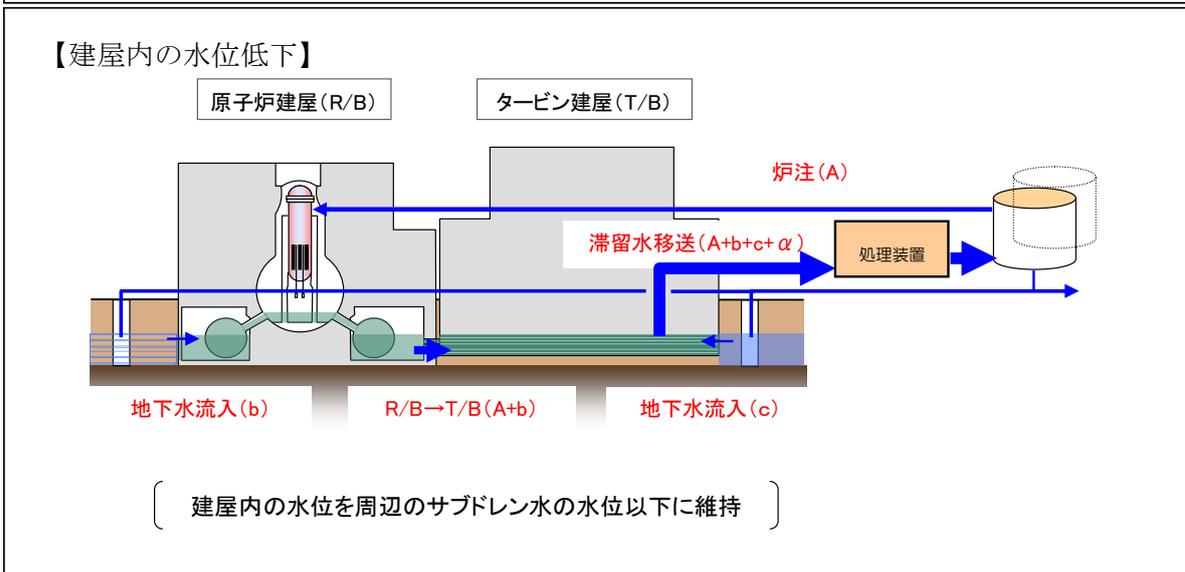
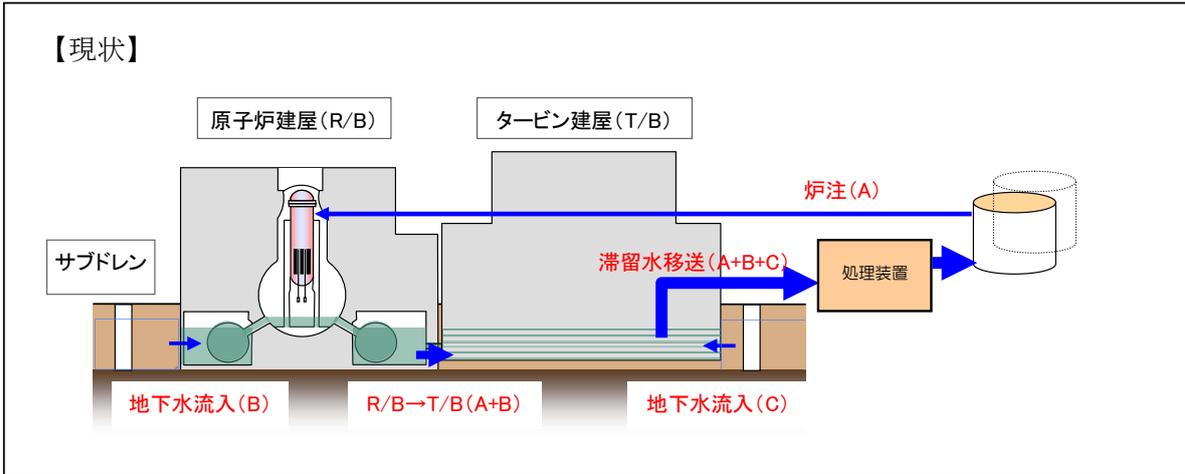


被覆工事実施箇所

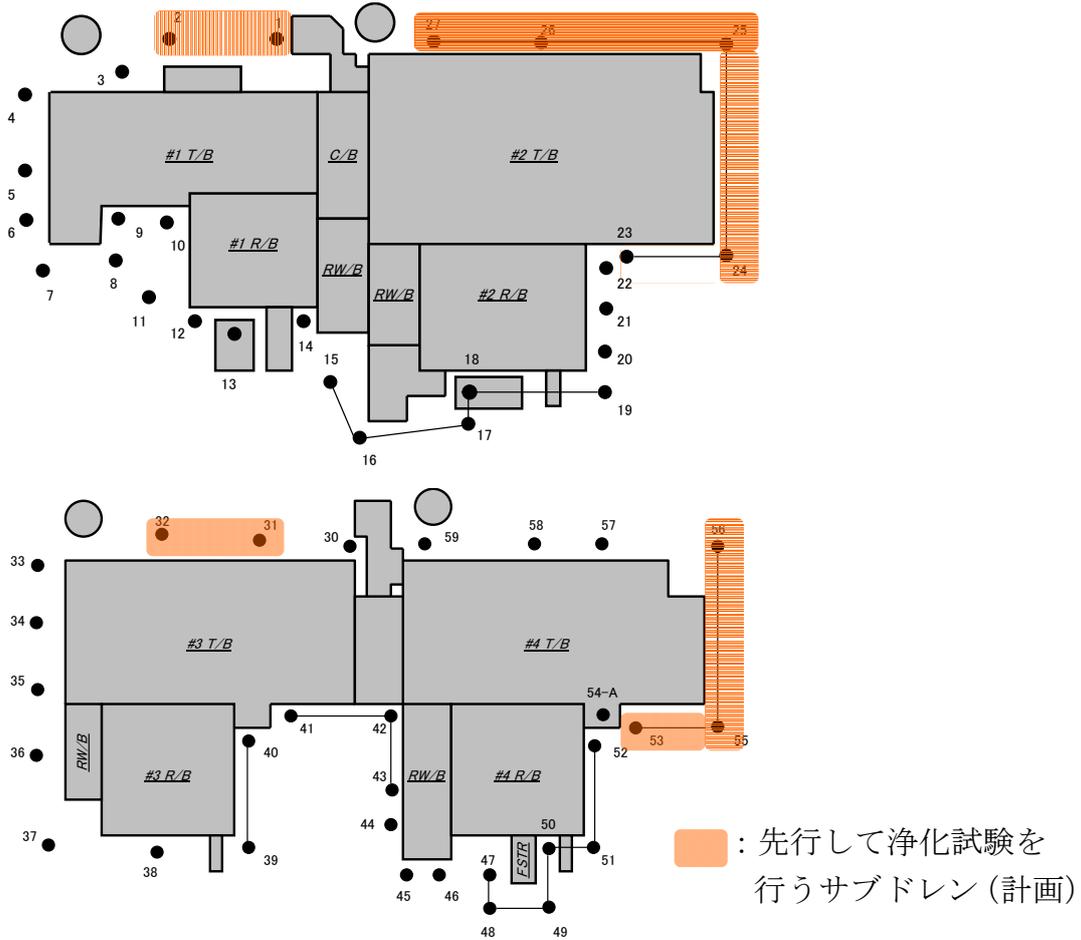


被覆工事施工要領図 (船団構成)

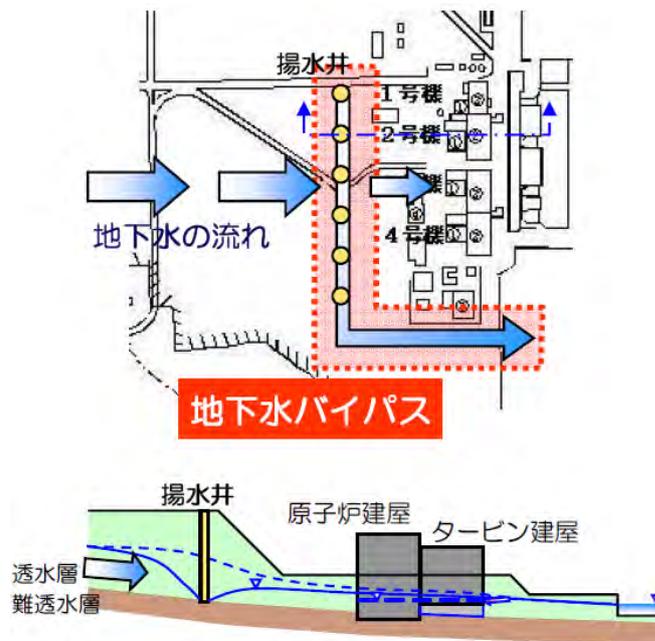
港湾内海底土被覆工事の概要【10】



建屋に滞留する汚染水の止水・回収 (イメージ) 【11】

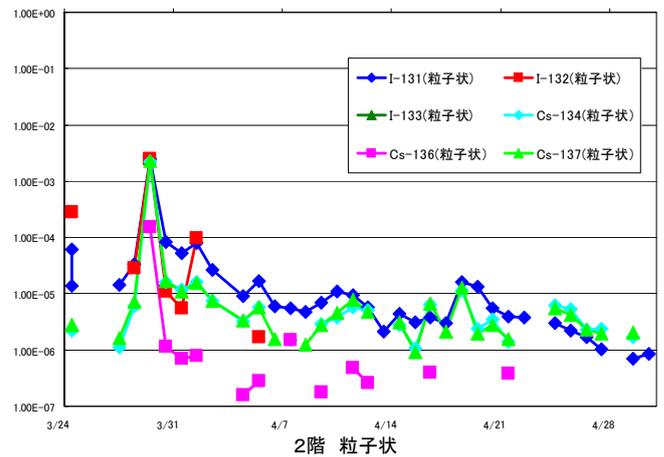
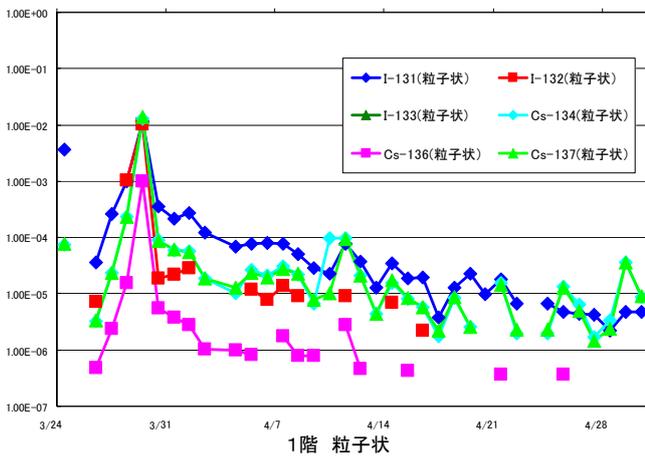
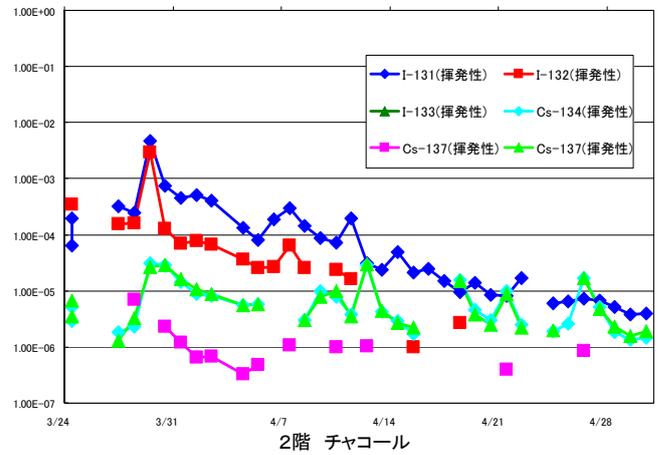
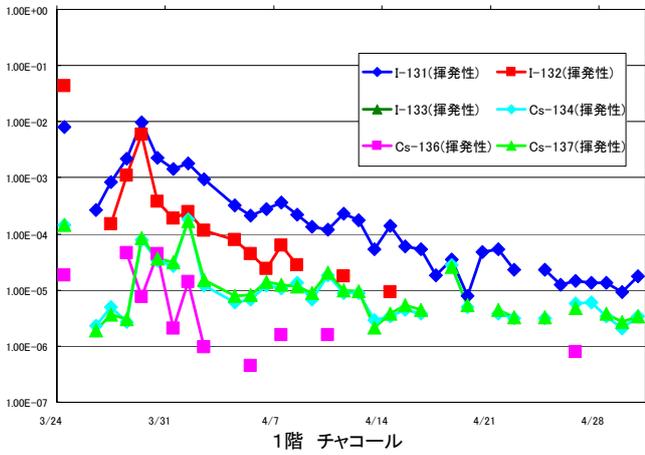
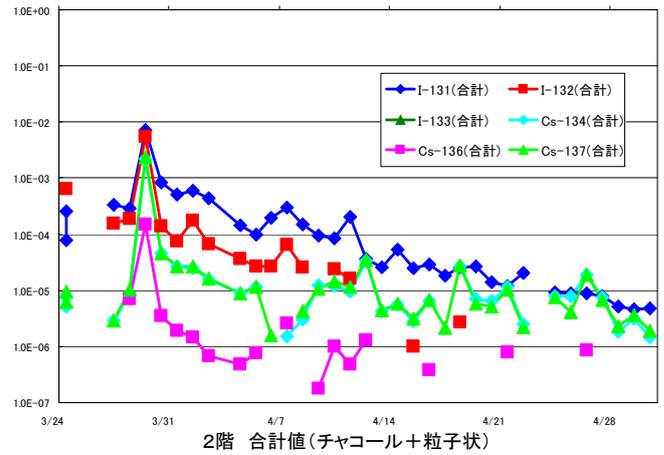
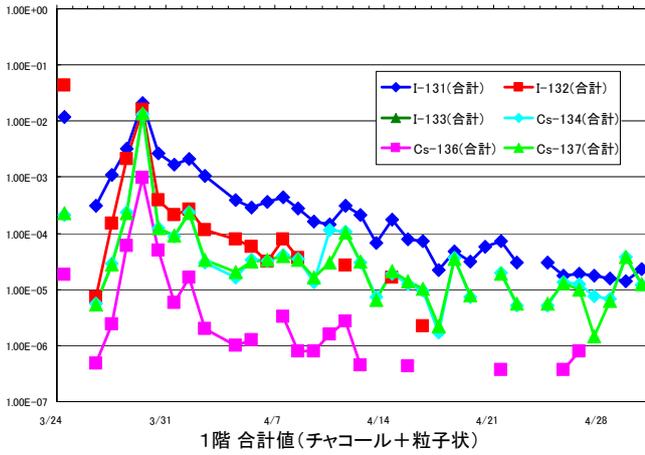


サブドレンピット配置図 (上段：1, 2号機、下段：3, 4号機) 【12】

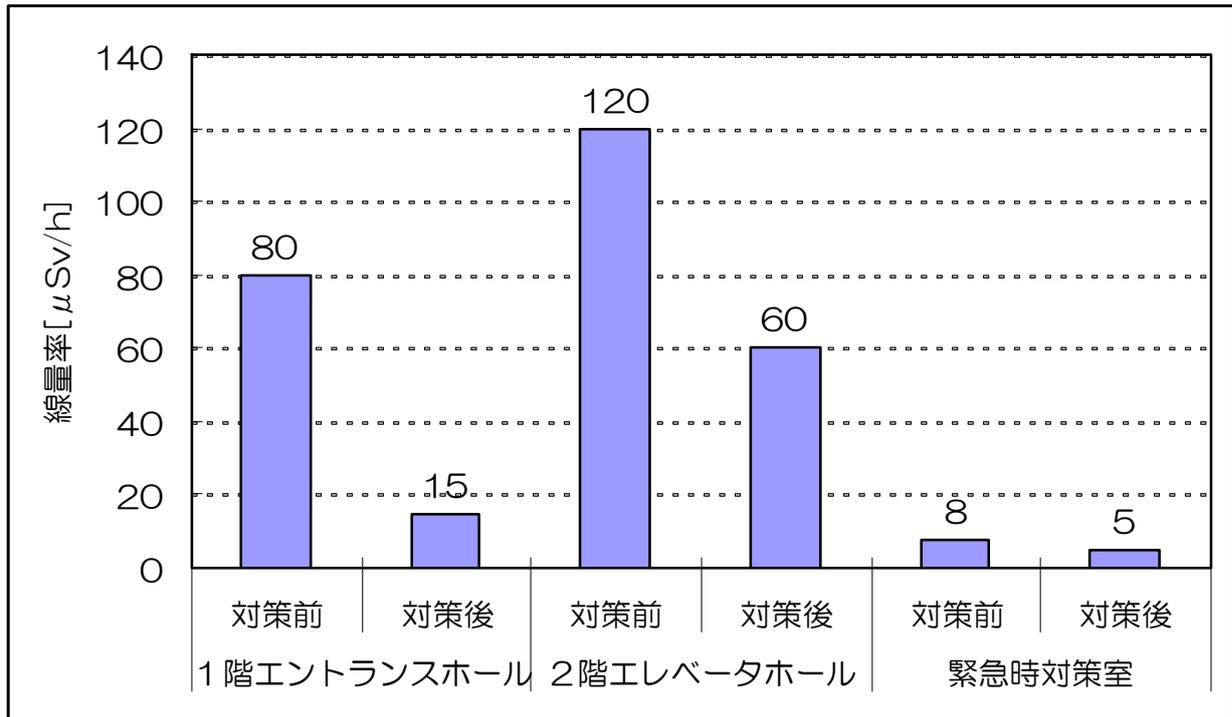


地下水バイパス (イメージ) 【13】

福島第一原子力発電所 免震重要棟内の空气中放射性物質濃度の推移



遮へい設置前後の免震重要棟内線量率推移



保安用品の確保状況

1. 福島第一での確保状況

(1) 警報付き個人線量計 (APD)、警報設定器および充電器

- 3月11日の発災前、福島第一には、1から6号機のサービス建屋等の管理区域入口、免震重要棟、正門に約5,000台のAPDが保管されていたが、津波の影響により、使用可能なAPDが約320台となった。(免震重要棟に配備してあった50台(充電器(APD50台用)含む)と、作業員が身につけていたAPDや固体廃棄物貯蔵庫などから回収したものの合計)同日、事業者間協力協定に基づき、要員並びに資機材提供に関する協力要請を行い、他の原子力事業者による「電力支援チーム」が結成された。
- 3月15日頃、APD貸出場所にある在庫の数が残り10台程度となってしまったことから、福島第一保安班は代表者運用を開始するとともに、本店保安班にAPDを何とかしてほしい旨連絡した。
- これを受けて本店保安班は、震災前(平成22年3月)からメーカーに発注していたAPD400台(福島第一で運用されているパナソニック社製4月納期)の納期前倒しを優先して手配することとし、その手続きを本店資材班に依頼した。その結果、3月18日頃にAPD調達分400台のうち先行してAPD100台が福島第一に到着した。しかし、通常実施することとしている発電所における受入時の校正が線量の影響などにより実施できなかったことから、当面は使用を控えることとした。なお、3月末には残りの300台についても納入が可能と確認できたことから、4月1日にメーカーに納入を依頼し、4月3日に300台が福島第一に到着した。
- また、3月16日、本店資材班が協力企業に問い合わせたところ、震災前に点検・校正に出していたAPD充電器1台が協力企業の研究所(大洗)にあることがわかり、3月17日、福島第一に搬送した。
- さらに、3月17日に本店総務班から電力支援チームの幹事会社である中部電力にAPDを要請し、この結果、3月19日から21日にかけて、福島第一と同じパナソニック社製のAPDを使用している四国電力からAPD450台(但し、型式が二世前だった)がJヴィレッジに届いた。3月21日、そのうちの100台は福島第一に搬送されたが、警報設定器がJヴィレッジでは見つけられずに一緒に送ることが出来ず、福島第一にある警報設定器では型式が異なるため警報設定ができないことが判明したことから、Jヴィレッジに戻した。
- Jヴィレッジで警報設定器が見つけれなかったことから、3月22日、本店保安班はメーカーに対して警報設定器を発注し、3月31日に新たに警報設定器3台がJヴィレッジに到着した。また、4月5日には、四国電力からAPDとあわせて送付されたと思われる警報設定器2台がJヴィレッジで発見された。(ただし、この時点では福島第一におけるAPDの数も充実してきており、結局、四国電力のAPDは使用に至っていない。)
- 3月下旬には、柏崎刈羽からの支援物資の中にAPDが福島第一に搬送されていることがわかり、搜索した結果、APD500台(富士電機製)とAPD設定器2台が発見された。(ただし、この時点では充電器は発見されなかった。)
- これらの調達・支援の結果、3月31日の時点で、APDは合計で約920台

(直ちに使用可能な数は、当初の320台とメーカーから先行納入され、受入時の校正をせずに使用することとした100台の合計420台)となり、当面の運用台数を確保出来たことから、福島第一保安班は、それまで実施していた代表者運用は3月31日をもって終了し、4月1日から原則として一人に1台APDを貸し出す運用とすることとし、本店保安班へ連絡した。(31日の時点では、柏崎刈羽のAPD充電器は発見されていなかったが、福島第一に搬送されているとの情報を確認できていたことから、捜索すればほどなく発見される期待があった。また、メーカー調達分の300台も数日の間に納入されるという情報があった。これらのことから、一人1台APDを所持する運用に戻すことは可能であると判断した)

- 連絡を受けた本店保安班は、3月31日21時の統合本部TV会議で4月1日以降少なくとも420台のAPDがあり、なんとかこれで全員APDを着用することを原則として運用していくことを情報共有した。
- 4月1日には福島第二に柏崎刈羽から送付されたAPD充電器5台があることがわかり(後述)、同日免震重要棟に搬送し使用を開始した。
- 以上の通り、福島第一保安班はAPDの不足を認識した時点で本店本部にAPDの調達を依頼し、これを受けた本店本部は手を尽くしてAPDの調達を行ったことに加え、柏崎刈羽からも、APD等の支援が試みられたものの、発電所での受入校正が出来ない、福島第一への搬送がうまくいかないなどにより、十分な数のAPDの確保ができるまで、代表者運用を実施せざるを得なかった。

(2) 保護衣・保護具類

- 3月11日の発災前、福島第一には、1～6号機のサービス建屋等の管理区域入口、集中環境施設ランドリー室、資材倉庫、免震重要棟に全面マスク約1,000個、チャコールフィルタ約700個、タイベック約6,000着等が保管されていたが、これらの保安用品のうち約8割が1～4号機のサービス建屋および集中環境施設ランドリー室にあったため、津波の影響により使用不可の状態となった。使用可能であったものは、津波の影響が少ない5、6号機サービス建屋、資材倉庫、免震重要棟にあった約2割となった。
- 3月13日17時頃、福島第一保安班は、柏崎刈羽からの応援者の送迎及び資材班の物資輸送に併せて、保安用品等の物資を確保するため、小名浜コールセンターに向けてバスで出発した。
- 同日21時頃、福島第一保安班は、小名浜コールセンターにて約300から400名分のタイベック、ゴム手袋、靴下類一式をバスに積み込み、柏崎刈羽からの応援者と共に福島第一に向けて出発した。
- 同日24時頃、約300から400名分のタイベック、ゴム手袋、靴下類一式を積み込んだバスが福島第一に到着した。
- その後、福島第一保安班は、柏崎刈羽等からの支援物資を使用するなどして対応した。また、3月17日頃からは、連続的に保護衣・保護具類が到着するようになった。

2. 柏崎刈羽・福島第二からの支援

(1) APD、APD設定器および充電器

- 3月11日、柏崎刈羽では、地震発生の直後から、柏崎刈羽所長より可能な限り福島第一を支援するよう、東北地方太平洋沖地震に伴い設置された各班に指

示が出されており、これを受け、柏崎刈羽保安班は、津波の影響により福島第一のAPD等保安用品の多くは使用不可と考えられたことから、自主的な判断でAPD等の保安用品の支援を実施した。

- 3月11日、柏崎刈羽保安班の応援者が福島第一における支援活動に向かう際、自らが使用するため、APD30台、APD充電器（APD10台用）3台をバス2台に積み込み、各々19時頃、23時頃に福島第一に向けて出発した。
- 3月12日、上記バス2台が各々2時30分頃、12時30分頃、福島第一に到着した。この応援部隊は主に免震重要棟の出入り管理、作業者の衣服の着脱、装備の提供・確保など、保安業務を中心に活躍した。
- 同日、16時58分、福島第一への帰還者他、保安用品等を輸送するため、柏崎刈羽を經由し福島第二に向けて、東京からヘリコプター1機が離陸した。
- 同日18時03分、上記ヘリコプターが柏崎刈羽に到着し、APD300台（カゴに収納）、APD設定器2台、C装備100着、マスク20個、チャコールマスク等が積み込まれ、同日18時12分、福島第二に向けて出発した。
- 同日19時03分、上記ヘリコプターが福島第二に到着し、福島第二が保有していたマスク50個、チャコールフィルタ5箱（約250人分）を加えたこれら物資をバスに積み替え、同日20時頃、福島第一に向けて出発し、21時20分頃、福島第一に到着した。
- 同日20時頃および23時頃、柏崎刈羽から福島第二支援用の電気関係物資と共に、福島第一支援用のAPD200台（半透明のプラスチックケースに収納）、APD充電器（APD100台用、雨に濡れないようにシートで養生）5台をトラック2台に積み込み、各々福島第二に向けて出発した。
- 3月13日4時頃および7時頃、上記トラック2台がそれぞれ福島第二に到着した。APD200台は一旦、事務本館の玄関前に他の保安用品とともに保管され、APD充電器5台は福島第二支援用の電気品関係物資とともに福島第二の資材倉庫に保管された。（APD充電器をトラックから降ろした際、福島第二の復旧班員はAPD充電器であることを認識したが、復旧班ではAPD充電器を手配していなかったため復旧班副班長にAPD充電器が届いたことを伝えた。復旧班副班長はいろいろな箇所から資材が福島第二に届いていたため、そのうち荷主が現れると考え、まずは資材倉庫に保管するよう指示した。）このため、APD充電器の情報は、福島第一保安班には伝わらなかった。
- 3月14日早朝、福島第一および福島第二への応援のため、柏崎刈羽復旧班員を乗せたヘリコプター1機が福島県いわき市に到着し、福島第一から迎えに来たバスに乗車した。このバスは一旦、福島第二に立ち寄り柏崎刈羽の復旧班員の一部をおろすとともに、福島第一向けの支援物資を事務本館の玄関で積み込んだ。その際、3月13日朝に柏崎刈羽から送られてきたAPD200台も積み込まれた。3月14日の昼過ぎ頃には福島第一に到着し、柏崎刈羽の復旧班員と支援物資を免震重要棟に運び入れた。
- 上記の通り、3月14日の時点で、福島第一には柏崎刈羽から支援物資として合計APD500台およびAPD設定器が到着していたが、免震重要棟の出入口の管理をしていた柏崎刈羽からの応援者が、APDなどの保安用品が送られてきたことは認識したものの、専用の充電器が30台分しか無かったことから福島第一ではすぐには使用出来ないと考え、柏崎刈羽応援者の執務スペースにカゴやプラスチックケースに入った状態で置いた。念のため、柏崎刈羽の応援

責任者は福島第一の保安班員に柏崎刈羽のAPDが到着していること、100台用のAPD充電器は届いていないことを伝えたが、この時点ではまだAPDの不足が顕在化していなかったこと、APD充電器が30台分しかなかったことから、福島第一の保安班員はその後活用できる情報とは認識しなかった。3月15日以降、APDの不足が顕在化し、本店保安班と相談してAPDの調達に奔走したが、柏崎刈羽から搬送されていたAPDについては、充電器がなかったことからすぐには使用出来なかった。なお、柏崎刈羽の応援責任者から話を聞いた福島第一の保安班員は3月21日から4月1日まで帰省しており、当該保安班員から他の保安班員には、APD500台およびAPD設定器2台が届いていることが伝わらなかった。

- 3月下旬、福島第一でAPD500台とAPD設定器2台を捜索し発見した。(前述)
- 一方、柏崎刈羽からの保安班応援部隊員は、福島第一から柏崎刈羽に戻った後、柏崎刈羽からは既にAPD充電器5台を搬出していることがわかり、3月中旬より捜索を開始した。3月下旬、「3月12日に柏崎刈羽で支援物資をトラックに積み込んで3月13日に福島第二に降ろしたこと」が確認できたことから、福島第二に捜索依頼を実施した。3月末に福島第二の保安班は、全号機の原子炉建屋、タービン建屋の大物搬入口や電気工事を実施したエリアをくまなく捜索したがAPD充電器は発見できなかった。そのため、4月1日朝、福島第二の緊急時本部の会議にて照会をおこなったところ、復旧班から心当たりがある旨の連絡を受け、資材倉庫において柏崎刈羽のAPD充電器5台を発見、その日のうちに福島第一に搬送した。
- なお、柏崎刈羽保安班は3月31日21時から統合本部のTV会議の本店保安班長の発話から、翌日の4月1日から代表者運用をやめて一人1台APDを所持させる運用に戻すことを知り、柏崎刈羽のAPD充電器が見つからないとAPDが足りなくなることを懸念し、追加のAPD搬送を計画した。捜索を依頼している福島第二にも確認し、依然、APD充電器が見つからないことを確認したことから、再度、捜索してもらうよう依頼するとともに、4月1日1時30分頃、APD190台と充電器2台を確保して福島第一に向かった。4月1日朝、Jヴィレッジで福島第一保安班にAPD190台と充電器2台を引き渡し、その日のうちに福島第一に搬送した。

(2) 保護衣・保護具類

- 柏崎刈羽からは3月15日までに出発した応援者の車両に下着類24,000着、カバーオール類・アノラック類各5,800着、手袋類17,000双、靴下類1,200足、紙マスク類2,600枚、全面マスク200個、半面マスク160個、チャコールフィルタ1,350個を積み込み、複数回に分けて福島第二からの支援物資と合わせて福島第一に搬送した。

3. 放射線管理に関する主な時系列

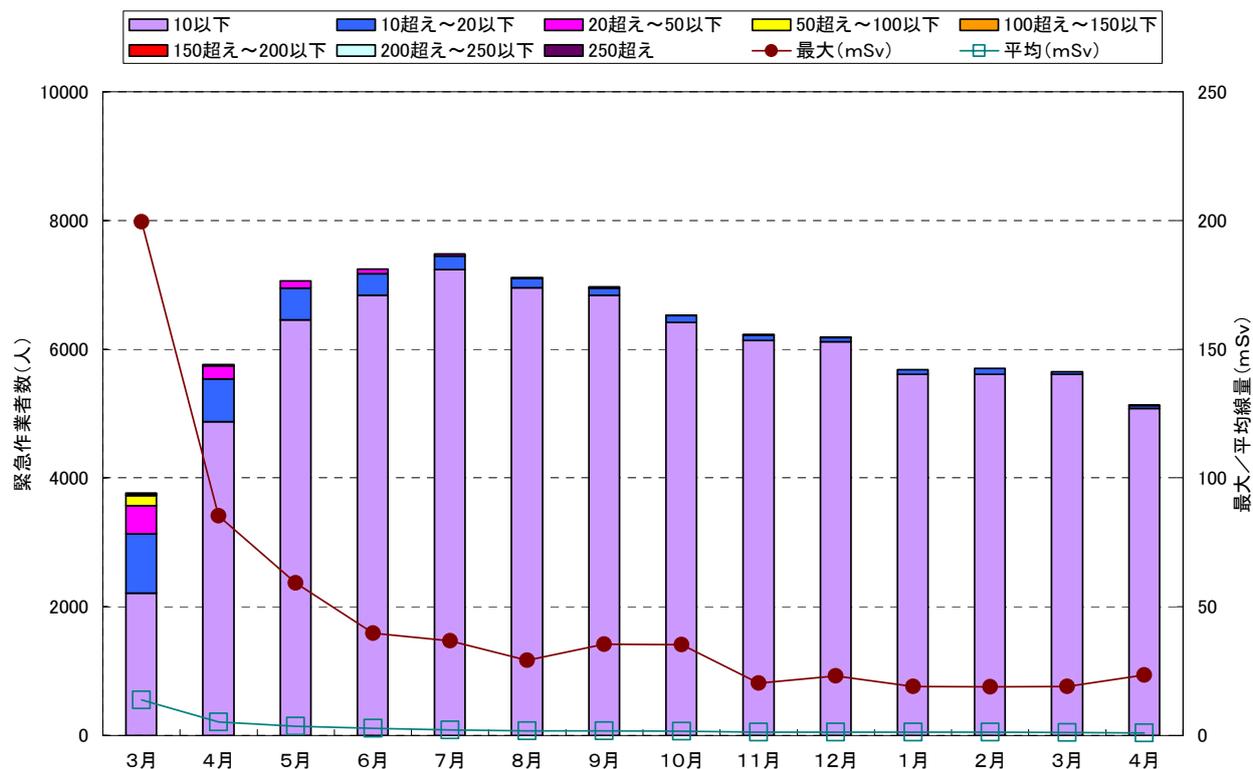
平成23年	(地震発生前は、約5,000台のAPDを配備)
3月11日	
(14:46)	東北地方太平洋沖地震発生)
	全員、免震重要棟に避難
(15:27)	津波第一波到達)
	1～6号機、廃棄物集中処理建屋の放射線管理区域出入管理場所(チェックポイント)に配備していたAPDの大部分は、その後の津波による被水などによって使用不能となり、使用可能なAPDが約320台に減少
21:51	1号機原子炉建屋の放射線量が上昇したことから、原子炉建屋への入域を禁止
3月12日	
4:00頃	放射線量の上昇を考慮してマスクを準備
4:55	発電所構内における放射線量が上昇(正門付近 0.069 μ Sv/h(4:00) \rightarrow 0.59 μ Sv/h(4:23))したことを官庁等に連絡
4:57	免震重要棟から現場に行く作業員にチャコールマスク着用を指示(緊急時対策本部)
5:04	中央操作室でのダストマスク、現場でのチャコールマスク着用を指示(当直長)
7:00～	免震重要棟内で放射線量測定を開始(以降毎日) 菅総理一行が免震重要棟を視察
(14:30頃)	1号機ベント(格納容器の圧力低下)
(15:36)	1号機水素爆発発生)
3月13日	
(9:20頃)	医療班長より、ヨウ素剤について、40歳未満の者に対する服用及び40歳以上の希望者に対する服用の指示 3号機ベント(格納容器の圧力低下)
3月14日	
(11:01)	3号機水素爆発発生)
3月15日	
6:30	発電所長が一部の緊急時対策要員に対して一時避難指示 女性社員(A、B含む)避難(その後、女性社員Bは福島第二にある福島第一バックオフィスで勤務)
3月15日～	APD数量不足のため、作業員全員ではなく作業グループの代表者にAPDを着用させる運用(代表者運用)とすることを発電所長が判断し、運用開始
3月17日	
	女性社員Aが免震重要棟に戻る(3月18日～20日現場作業に従事) 事業者間協力協定に基づき、APDの提供を四国電力に依頼(450台)
3月18日	
	地震前に発注していたAPD調達分400台のうち、先行して100台が到着したが、メーカーによる校正は行われているものの、バックグラウンドが高いことなどから、通常であれば実施するはずの社内校正が実施できないため、当面は予備機として保管

3月19日 ～21日	四国電力よりJヴィレッジまでAPD(450台)と充電器(5台)が到着。そのうち100台を3月21日に福島第一に搬送したが、四国電力の警報設定装置がJヴィレッジにおいて見つからなかったこと、福島第一の警報設定器があわなかったことから、使用を断念
3月20日	女性社員Aが免震重要棟を離れる
3月21日 8:40～	免震重要棟内で空気中放射性物質濃度の測定結果を確認開始(以降毎日実施)
3月22日	女性社員Aが免震重要棟に戻り、現場作業に従事 本店保安班長が女性社員に対して順次WBC受検を指示 日本原子力研究開発機構所有のWBCを小名浜コールセンターに設置
3月23日 12:00頃	発電所保安班長が女性社員に対し避難を指示 女性社員A避難(その後、福島第二にある福島第一バックオフィスで勤務)
3月26日	チャコールフィルタ付き局所排風機の設置 免震重要棟出入り口に緩衝エリアを設置し、放射性物質を免震重要棟内に持ち込まないようにした
3月27日	免震重要棟滞在中の外部被ばく線量低減対策として、免震重要棟の窓等に鉛遮へいを設置
3月下旬	柏崎刈羽原子力発電所より500台のAPDと設定器が免震重要棟で確認された
3月31日	メーカーからのAPD調達分のうち、先行して到着した100台を社内校正せずに使用することを決定、当面の必要台数が確保されたため翌日以降原則として作業員全員にAPDを着用させる運用に変更
4月1日～4月8日	放射性物質が付着しやすいOAフロアマットから除染しやすいタイルに変更し、さらにその上をシートで養生
4月14日～	免震重要棟において、バーコードを用いた個人認証システムを導入、APDごとにバーコード管理を開始
4月22日	現場作業員がトイレ休憩や給水のために免震重要棟にはいらなくてもよいように5、6号機サービス建屋1階に休憩所を設置
4月25日	免震重要棟内に滞在することによる被ばく線量の評価を完了

4月27日	女性社員Aの内部被ばく線量の評価を完了 福島第二の産業医による診察の結果、健康への影響はないことを確認
5月1日	女性社員Bの内部被ばく線量の評価を完了
5月2日	本店の産業医による診察の結果、健康への影響はないことを確認
5月13日～	構内に複数休憩所を設置
5月30日	男性社員2名の甲状腺の体内放射線量が高いことを確認 放射線医学総合研究所に当該社員2名の健康診断を依頼
6月6日～	全身用内部被ばく測定器(WBC)の一次評価で内部被ばくが100mSvを超過した場合、当該社員と同一作業を実施していた社員については、WBCの評価結果がでるまで現場作業を禁止 実効線量で170mSvを超過した社員については、免震重要棟での作業に限定
6月8日～	Jヴィレッジにおいて免許証や住民基本台帳カード等、写真付き公的身分証明書による本人確認のうえ、バーコードを発行
6月10日	放射線医学総合研究所より健康診断の結果を受領(最初の男性社員2人の線量超過が確定)
6月20日	男性社員1名について線量超過が確定(計3名)
7月7日	男性社員3名について線量超過が確定(計6名)
7月29日～	写真付き公的身分証明書に基づく入構証発行開始
9月15日～	入構証による入構管理開始

被ばく線量の分布等について

1. 外部被ばく線量分布推移



※内部被ばく線量は複数月にまたがる評価となっているケースが多いため、月別線量分布には加算せず累積線量で記載している。

2. 外部被ばく線量と内部被ばく線量の合算値の分布

区分(mSv)	2011/03 ~ 2012/04		
	東電社員	協力企業	計
250超え	6	0	6
200超え～250以下	1	2	3
150超え～200以下	22	2	24
100超え～150以下	117	17	134
50超え～100以下	449	376	825
20超え～50以下	614	2,428	3,042
10超え～20以下	493	2,893	3,386
10以下	1,715	12,499	14,214
計(人)	3,417	18,217	21,634
最大(mSv)	678.80	238.42	678.80
平均(mSv)	24.77	9.53	11.94

線量限度を超える作業者の被ばくについて

1. 当社女性社員2名の線量限度超え

地震発生当日から、免震重要棟で勤務を行っていた女性社員2名について、5 m S v / 3ヶ月を超過した。¹

	所属	被ばく線量	作業期間	マスク状況	ヨウ素剤服用	作業内容
A	防災安全部	19.55mSv (内部13.6)	3/11 ～3/23	現場作業時は チャコール	2錠 (3/14)	消防車の給油 免震重要棟での 机上業務
B	総務部	7.49mSv (内部6.71)	3/11 ～3/15	なし	なし	免震重要棟での 体調不良者の介 護等

原因については、以下のような状況から女性職員について福島第一原子力発電所構内で女性職員を勤務させないといった措置を3月23日より以前に講じることができず²、免震重要棟内で放射性物質を吸い込み、結果として実効線量が法令の線量限度を超えたものと推定した。

- 事象の発生以降、混乱により防護装備の脱装エリアなど、放射性物質を免震重要棟に持ち込まないための緩衝エリアを設定し、運用することが遅れたこと。
- 1号機の水素爆発以降、免震重要棟入口の二重扉は開閉しないよう保安班員が厳重に出入管理を行っていたが、当該扉は気密構造ではないこと、また1号機及び3号機の水素爆発の影響で扉が歪み若干の隙間が空いていたことなどから、放射性物質の流入を完全に防ぐことは難しかったこと。
- 女性職員については線量限度（5 m S v / 3ヶ月）を超えないよう外部線量を4 m S v / 3ヶ月で管理していたが、地震・津波の影響で線量管理システムが機能していなかったことに加え、免震重要棟での滞在線量が配慮されていなかったこと、内部被ばくへの配慮が十分でなかったことから、5 m S v / 3ヶ月の厳密な管理ができる状態ではなかったこと。

¹ このほか、免震重要棟において執務した者に放射線業務従事者として指定・登録していない職員がおり、このうち女性職員5名については実効線量の評価の結果、2名が一般の公衆の線量限度（1mSv/年）を超える者がいた。

² 3月23日に女性職員の過度な被ばくを避けるため、保安班長が女性職員に対して、避難を指示しており、同日以降、福島第一原子力発電所構内で女性職員を勤務させない運用とした。

2. 当社男性社員 6 名の線量限度超え

緊急時の被ばく線量限度 (250 mSv) を超過したのは、以下の 6 名。

	所属	被ばく線量	作業期間	マスク状況	ヨウ素剤服用	作業内容
C	運転員	678.80mSv (内部590)	3/11 ~4/14	1号機爆発まではダスト以降、チャコール	記録なし	中操でプラント操作やデータ収集
D	運転員	645.54mSv (内部540)	3/11 ~3/15	1号機爆発まではダスト以降、チャコール	計10錠 3/14 2錠 5/2 2錠 5/3 1錠 5/12 2錠 5/20 2錠 5/21 1錠	中操でプラント操作やデータ収集
E	運転員	352.08mSv (内部241.81)	3/11 ~3/31	チャコール	計3錠 3/14以降	中操でプラント操作やデータ収集
F	保全部	310.97mSv (内部259.70)	3/11 ~6/15	1号機爆発まではダスト以降、チャコール	計2錠 3/28以降	中操で計器復旧作業 (1/2号機)
G	保全部	477.01mSv (内部433.10)	3/11 ~6/4	1号機爆発まではダスト以降、チャコール	計2錠 3/21以降	中操で計器復旧作業 (1/2号機)
H	保全部	360.85mSv (内部327.90)	3/11 ~6/7	チャコール	計15錠 3/24以降	中操で計器復旧作業 (1/2号機)

本来、中央制御室内は中央制御室換気系により非常時においても作業員の被ばくが相当程度抑えられる設計となっているものの、今回の事象においては全交流電源喪失により中央制御室換気系が機能しなかったため、当直員（運転員）と保全部員は設備の復旧と事態の収束のための対応に追われており、地震対応に加えて自らの放射線防護に関しても精一杯の対応を行っていた。

この対応は限られた時間の中で取りうる最大限のものであったが、結果として以下の要因が重畳して放射性物質を取り込んだものと推定した。

- 事象の急速な進展に伴い、マスクの適切な選択や装着、配備など、放射線管理上の防護措置を的確に行うことは非常に困難な状況であったこと。
- 異常事態の収束のため長時間中央制御室で作業を行うにあたり、中央制御室で飲食せざるを得なかったこと。
- マスクの装着にあたって眼鏡のテンプルにより隙間ができてしまった可能性がある、もしくは、その可能性を否定できないこと。
- 空气中放射性物質が高かったと推定される中央制御室非常扉（外部と通じる扉）付近で作業をしていた者について、1号機原子炉建屋上部の爆発など不測の事態に即応した対応ができない状況であったこと
- 作業を安全に行うためにマスクを短時間であったが顔面との間に隙間を作ってしまったこと

以上

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)	× (注1)	○	○	—	—	—	○	○	○	○
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)	×	×	×	—	○	○	○	○	○	○
ドライウェ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 (炉内に燃料 なし)	定検中	定検中				

注1) 津波直後はICは機能していない。

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の圧力が設計圧力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) 高圧注水系停止の時点でDDFPが作動していたが、原子炉圧力が勝ったことから原子炉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発、放射性物質の放出に至る。		
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 ↓ RCIC 喪失	炉心損傷・ 水素発生	ライン ナップ のみ	ブローア ウトパネ ル開	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。		
1F3	運転	成功	直流	D/G 起動	RCIC 起動	損傷なし	直流 ↓ 枯渇 喪失	D/G 喪失	RCIC・ HPCI 喪失	RCIC・ HPCI 運転 ↓ RCIC・ HPCI 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	【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				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	電源 融通 ↓ D/G 喪失	圧力制御 MUWC 復旧	炉心 健全	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	炉心 健全	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	炉心 健全						【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	炉心 健全						【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。		

経済産業省

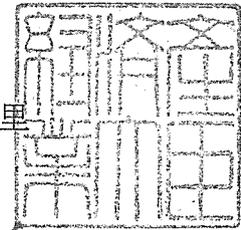
平成23・03・12原第1号

平成23年3月12日

東京電力株式会社

取締役社長 清水 正孝 殿

経済産業大臣 海江田 万里



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64条
第3項の規定に基づく命令について

当省は、貴社に対し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第64条第3項の規定に基づき、下記の事項を命ずる。

この処分について不服がある場合は、行政不服審査法（昭和37年法律第160号）第6条の規定に基づき、この処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内に、書面により経済産業大臣に対して異議申立てをすることができる。ただし、処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内であっても、処分の日から起算して1年を経過すると、処分の異議申立てをすることができなくなる。

記

1. 命令の内容及び命令の根拠となる法令の条項

原子炉等規制法第64条第3項の規定に基づき、貴社の福島第一原子力発電所第1号機及び第2号機に設置された原子炉格納容器内の圧力を抑制することを命じること。



2. 命令を行う理由

貴社の福島第一原子力発電所第1号機及び第2号機に設置された原子炉格納容器内の圧力が上昇しており、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するため緊急の必要があると認められるため。

経済産業省

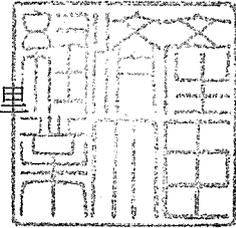
平成23・03・12原第2号

平成23年3月12日

東京電力株式会社

取締役社長 清水 正孝 殿

経済産業大臣 海江田 万里



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64条 第3項の規定に基づく命令について

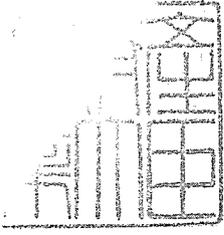
当省は、貴社に対し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第64条第3項の規定に基づき、下記の事項を命ずる。

この処分について不服がある場合は、行政不服審査法（昭和37年法律第160号）第6条の規定に基づき、この処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内に、書面により経済産業大臣に対して異議申立てをすることができる。ただし、処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内であっても、処分の日から起算して1年を経過すると、処分の異議申立てをすることができなくなる。

記

1. 命令の内容及び命令の根拠となる法令の条項

原子炉等規制法第64条第3項の規定に基づき、貴社の福島第一原子力発電所第1号機について、例えばその原子炉容器内を海水で満たすなど、適切な方法を検討した上、その原子炉容器の健全性を確保することを命じること。



2. 命令を行う理由

貴社の福島第一原子力発電所第1号機に設置された原子炉容器内の健全性について、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するため緊急の必要があると認められるため。

経済産業省

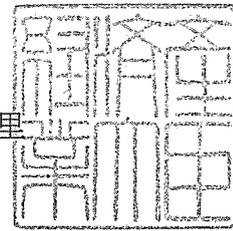
平成23・03・15原第9号

平成23年3月15日

東京電力株式会社

取締役社長 清水 正孝 殿

経済産業大臣 海江田 万里



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64条
第3項の規定に基づく命令について

当省は、貴社に対し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第64条第3項の規定に基づき、下記の事項を命ずる。

この処分について不服がある場合は、行政不服審査法（昭和37年法律第160号）第6条の規定に基づき、この処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内に、書面により経済産業大臣に対して異議申立てをすることができる。ただし、処分があったことを知った日の翌日から起算して60日以内であっても、処分の日から起算して1年を経過すると、処分の異議申立てをすることができなくなる。

記

1. 命令の内容及び命令の根拠となる法令の条項

原子炉等規制法第64条第3項の規定に基づき、貴社の福島第一原子力発電所について、下記の事項を命じること。

- ① 第4号機の使用済燃料プールの消火に努めること。併せて、再臨界の防止に努めること。



- ② 第2号機について、極力早期に原子炉への注水を行うこと。必要に応じ、ドライウエルのベントを行うこと。

2. 命令を行う理由

貴社の福島第一原子力発電所について、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するため緊急の必要があると認められるため。

設備（ハード）面での対策

(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/DFP	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、主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、主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:使用済燃料の崩壊熱による)

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えい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・主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	外部電源の供給信頼度を確保するための設備形成の検討、送電鉄塔基礎の安定性の評価、変電所設備/開閉所設備の耐震性向上策の検討、外部電源設備の迅速な復旧手順等の検討
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や電源としての蓄電池等の配備など状況に応じた通信手段を確立、全面マスクを装着した状態での通信設備の開発
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適切な場所に余裕を持って配備、中央制御室の非常用換気設備は電源車等により優先的に機能を回復、免震重要棟の遮へいの強化や局所排風機など必要な設備を配備
放射線管理ツールの整備	免震重要棟を含め拠点となる場所において、線量集計のための管理ツールを整備
環境放射線の監視体制の強化	電源停止の場合の代替監視方法及び要員体制を予め定めておく等、モニタリングのための放射線測定設備を強化
津波監視体制の強化	短期的には赤外線スコープなどの配備、長期的には海面高さ観測装置による情報収集と作業者への通知方法、避難ルート確保、緊急時に現場に向かうルート案の事前検討と必要に応じた改造
免震重要棟の機能強化	人と物の出入口の分離、放射性物質の浸入防止を考慮した出入口設計、除染しやすい内装、トイレ設備の機能維持、休息のための設備準備

項目	内容
高圧注水設備の信頼性向上	非常用復水器の隔離信号のインターロックも含め、高圧注水設備の信頼性向上に資する考え方を整理・検討
ベントラインの信頼性向上	ラプチャーディスクを積極的に作動させる方策やベントラインの信頼性向上など、不用意な放出につながらないことに留意した上で検討
フィルタベントの検討	放射性物質の放出を低減するため、放射性物質をフィルタを介して放出するフィルタベントの設計検討
事故時の計測設備の研究開発	原子炉水位計については、精度の向上の他、事故時に必要な目的に応じた計測装置を研究・開発。格納容器雰囲気モニタについては、信頼性向上の他、事故環境下での精度向上についても検討

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	○	○	○	・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)
	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
			○	○	○	・全くと新規応用動作 ・瓦礫(津波、水素爆発による) ・電源喪失に伴う照明喪失	・手順、訓練などソフト面の充実化 ・瓦礫撤去用の重機を配備 ・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
	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	○	○	○	・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	・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 ・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	— — — —
						・交流電源喪失	・原子炉注水、減圧及び格納容器ベントを確実に実施し、炉心損傷に至らないようにすること ・電源設備の止水(または配置見直し)	—
【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	MO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 — —
		MO弁手動操作困難	○	○	○	・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)	・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	— —
		AO弁遠隔操作不能	○	○	○	・電源喪失に伴う弁駆動電源の喪失 ・制御用空気喪失	・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
		AO弁手動操作不能	○	○	○	・電源喪失に伴う照明喪失 ・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)	・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 ・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 — —
【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	

運用(ソフト)面での対策(1/2)

○対応主体、△対応支援、-対象外

項目	課題	対策の内容	発電所	本店	国等
設備面の対策に対応した運用面での対策	<p>設備面として、高圧注水設備、減圧・低圧注水、除熱という時間も考慮したサクセスパスを示すとともに、それを達成するために必要な共通事項、並びに万一、炉心損傷に至ってしまった場合の水素滞留防止の観点で対策を立案した。これらの対策を実戦的に機能させていくためには、ハードの整備はもとより、その「具体的な実施手順の策定」、「要員・体制的な裏づけ」、「技能や知識の付与・訓練」といったソフト的な対策を整備する必要がある。</p>	<p><具体的な手順の策定></p> <ul style="list-style-type: none"> 想定と異なるプラント状態になる可能性があることから、整備した設備をプラント状態に応じて柔軟に選択できるように汎用性のある手順とする。 アクセスルート、可搬機器の設置場所を明確にするとともに、操作に必要な資機材とその保管場所、被ばく低減のための装備品と保管場所も明確にした手順とする。 <p>-----</p> <p><要員・体制的な裏付け></p> <ul style="list-style-type: none"> 要求される注水・冷却機能は時間とともに変遷するため、その機能を達成する設備の操作に必要な要員が、時間の変遷とともに確実に確保できる体制とする。 複数プラントの同時被災においても、対応できるための指揮命令系統、緊急時対応を支える活動拠点、長期の事故対応等ができるためのインフラを考慮する。 <p>-----</p> <p><技能や知識の付与・訓練></p> <ul style="list-style-type: none"> 要員・組織に必要な技能や知識を付与する教育(重機、電源車、消防車等の運転に必要な免許取得を含む)、及び実際の事故の状況に応じて対応ができるようにするための訓練を実施する。 	○	△	-
緊急時対応態勢	<p>今回の事故対応に関して、発電所から見て指揮命令系統に混乱が生じたこと、結果として現場の実態を把握していない場所で、把握していない者が判断するような実戦的でない対応態勢になったことは問題である。このような事態を招いたのは、当社であり、政府であり、国であるものと考えられる。</p> <p>即ち、挙げられる課題は、事故対応において、どのような事に対して、誰(政府・国、自治体、事業者)が責任を持ち、どのような実効ある対応を実施するのか、明確にしておく必要がある。</p>	<p><緊急時対応態勢></p> <ul style="list-style-type: none"> 当社事故対応態勢を内側(発電所事故収束)に向けて直接的に事故対応する態勢と、外側(広報、通報連絡、資機材調達等)に向けて対応する態勢に分け、発電所事故収束の対応に直接的に係わる要員は、事故収束対応に専念する態勢を確立する。 外側に向けて対応する態勢には、正確・迅速な情報発信や関係機関との緊密な連携が必要であることから、事故対応を阻害せずにプラント情報などを取得する仕組みを検討、整備する。 海外からの支援等、有益な情報を有効活用するためには、情報を仕分け、真に必要な支援を選択する仕組み、並びに外側に向けて対応する態勢への技術系社員の適正配置を考慮する。 <p>-----</p> <p><指揮命令系統></p> <ul style="list-style-type: none"> 発電所長に指揮命令の権限があることを今一度明確に認識する。 本店対策本部は、発電所に対して、外部関係機関との調整においても発電所長が行う現場事故対応の具体的な指揮に関して、直接的な介入などによる指揮の混乱等、事故収束活動を阻害しないように支援する。 	○	○	-
	<p>今回の事故については、複数号機で炉心損傷事故、あるいはその可能性のある事故まで発展した。このため、その対応は長期化するとともに、これまで経験したことのない様々な事態に対して対処する必要性が生じた。</p> <p>本来であれば長期化が見込まれた段階で対応した組織に移行すべきところであるが、予断を許さない状況の中で当社は通常の事故対応と同様に全員で対処し、要員ローテーションについては要員の増強などに応じて、各班等の自主的な判断で行われていたものであった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 長期間の事故対応にも耐えるために、判断者も含め長期間、24時間対応できるような態勢作りを事前に検討しておく。 担当する業務は、できる限り通常行っている業務と同種のものとし、少数数でも効率的に対応業務ができるように配慮する必要がある。 <p>-----</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電所が複数号機、長期間の対応を余儀なくされた場合、対応要員の増強を図るため、当該発電所経験者などを中心に、本店が主導して本店や他発電所からの人的支援を実施する。 	○	○	-
	<p>今回の本店の事故対応時の活動を見ると、災害発生当初は会長、社長が出張で不在であり、原子力・立地本部長は発電所支援や原子力災害時のオフサイトセンター対応のために福島へ移動し、原子力・立地本部副本部長は経済産業省等への説明やプレス対応で不在となる時間が生じている。</p> <p>この他、本店対策本部長が外部との電話対応に追われたり、技術系社員がプレス対応等で時間単位であるが離脱する状況が生じるなど、発電所の事故対応等に専念できない状況が生じた。</p>	<p><初動の対応態勢の確保></p> <ul style="list-style-type: none"> 今回の災害対応初期段階において、経営トップが不在だったことを真摯に反省し、今後は常に緊急時対応を念頭においた行動をとられるよう調整を実施する。 <p>-----</p> <ul style="list-style-type: none"> いかなる時間に緊急事態が発生したとしても、必要な対応要員が参集できるように環境や仕組みを整備し、手配する。 <p>-----</p> <p><指揮命令系統・原子力・立地本部長、原子力・立地本部副本部長></p> <ul style="list-style-type: none"> 本店の対応態勢は、原子力・立地本部長または原子力・立地本部副本部長が適切に発電所支援のための判断ができるよう、発電所事故収束対応に専念できる態勢とすることが望ましい。 緊急時対応拠点には原子力・立地本部長が指名する者を派遣し、TV会議システムで情報の共有を図ることが現実的で実効的である。 	-	○	-
情報伝達/情報共有	<p>プラント監視機能を喪失し、通信機能も低下した。このため、プラント情報を伝送する緊急時対応情報表示システム(SPDS)が問題なく作動していたとしても、得られた情報には限りがある。このような通信設備の問題に加え、情報伝達上の問題等から、発電所・本店対策本部においてはプラントの状態を正しく認識できなかった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> プラント状態や系統の状態について、簡単な系統図などを利用した情報伝達様式等を整備し、視覚的に容易に状態を把握できるようにし、情報変更の度に連絡するようしておく。 <p>-----</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策室と中央制御室のホワイトボード等の上に同一のテンプレートを準備しておく。これらの情報伝達方式については、防災訓練などを通じて習熟訓練を実施する。 	○	○	-
所掌未確定事項への対応	<p>消防車を使って、原子炉への注水作業を行ったが、このような利用は想定していなかったため、消防車の送水を原子炉に注入するための作業については、役割分担も明確にはなっていなかった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 指示を出す者またはそれを補助する者が、誰に何をするのかを明確に指示することとし、訓練の中で適切に行われているか否かを確認する。 	○	-	-

運用(ソフト)面での対策など(2/2)

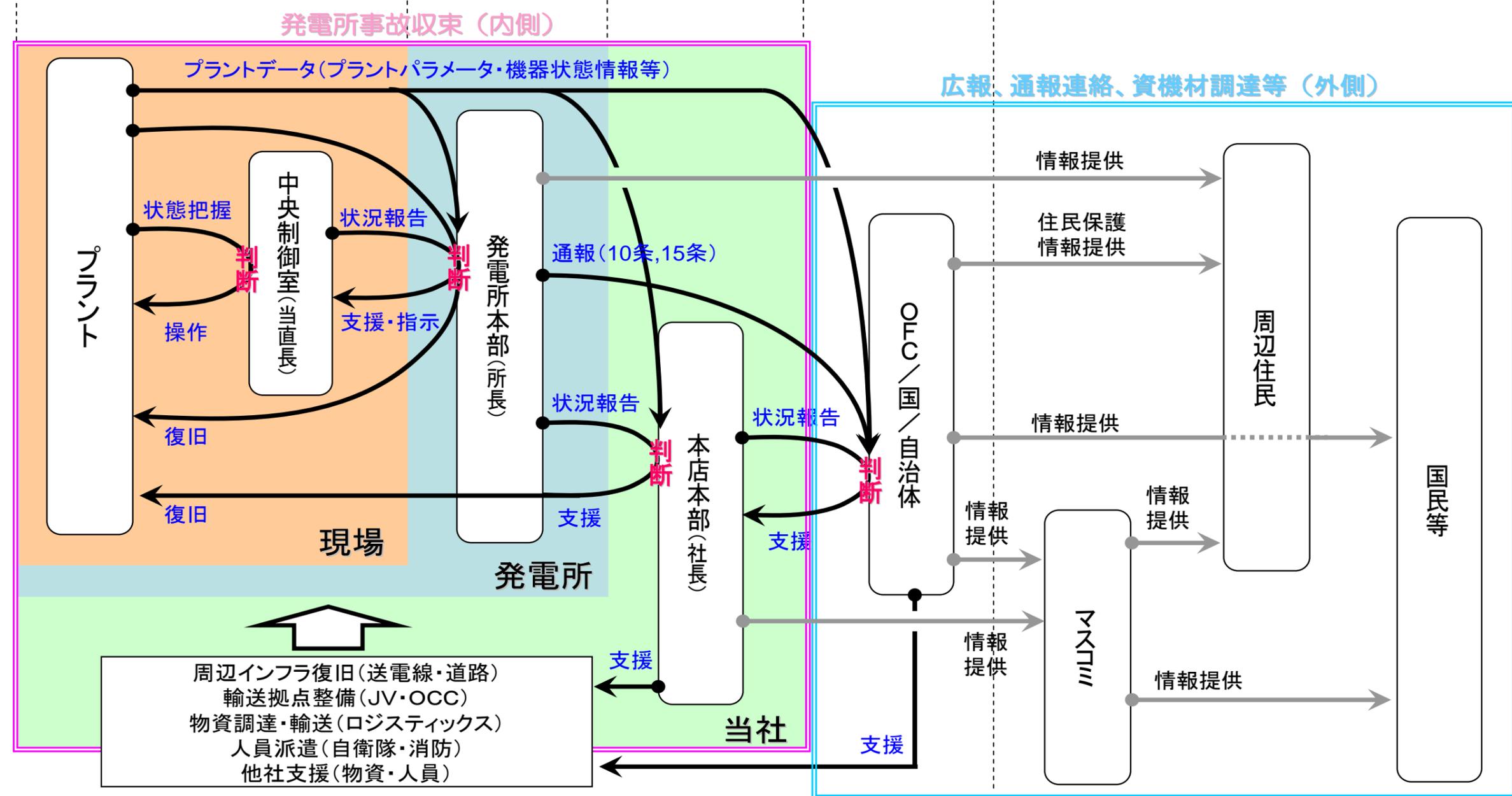
○対応主体、△対応支援、－対象外

項目	課題	対策の内容	発電所	本店	国等	
情報公開	企業のトップとして、記者会見などを通じたお詫びやご説明が不十分であった。 周辺住民の皆さまや広く国民の皆さまの安全に関わる、特に迅速にお伝えすべき情報について、その内容や評価を十分に把握できていなかったこと、広報内容について国との事前調整が必要となったことなどから、情報公開に時間を要した。	・トップ自らが率先し、積極的な情報発信に努めていく。	－	○	－	
		・様々な原子力災害の形態と事象の進展を想定した上で、原子力災害時には、進展する事象を迅速・確実に公表するとともに、住民の安全にとって重要な情報を最優先に公表を行う。	○	○	－	
		・多様な情報を直接かつ迅速にお伝えできるインターネットを積極的に活用していく。 ・過度な発表内容の事前調整については取りやめ、情報共有程度に留めるべき。	－	○	－	
資機材輸送	地震による道路被害や通行止め、通信環境の悪化に加え、放射性物質による屋外汚染とそれに伴う被ばくの問題等が資機材輸送の阻害要因となった。 当初予定していた場所、人や組織まで届けることができない事態が生じ、予定外の場所に直接的な授受行為なしに置かれるような事例が見られた。APDの輸送事例のように、セットで扱われるべき物が分割で梱包、輸送され、届いてはいるものの一部が発見されなかったために、機材を使用できなかった事例が見られた。 避難指示区域が設定されたため、急遽、区域境界近くに物流拠点構築する等、今回の事故対応事例を教訓に、事前に資機材の輸送について段取りを決めておく必要がある。	<輸送中継拠点の選定> ・汚染の状況、道路状況等に柔軟に対応することが必要不可欠であり、発電所周辺で輸送中継拠点になりうる候補地を複数箇所事前に選定しておく。	△	○	－	
		<輸送中継チーム> ・発電所に代わって資機材を受け取り、保管や発電所への確実な受け渡しを行うことを目的としたチームを結成、派遣できるようにする。(荷下ろしに必要な装置の取り扱い資格取得含む) ・輸送部隊は、汚染エリアでの輸送に従事するため、定期的に放射線に関する教育を行う。	△	○	－	
		<輸送物情報> ・資機材を確実に届けるために、資機材に関する輸送に必要な情報を明確化する。 ・特に、社内組織からの輸送物であって重要度の高い資機材については、その操作や輸送物情報を知る者も可能な限り資機材とともに移動するよう配慮する。	△	○	－	
出入管理拠点の整備	電気・水道・通信設備などのインフラが整備されていない悪条件の中、必ずしも放射線に関する知識を有しない部門が放射線管理員のサポートを受けつつ、区域・設備の確保など、拠点の構築を行うこととなった。	・輸送中継拠点と合わせて、出入管理拠点構築の方法(事前の拠点選定、支援要員への放射線教育、除染設備の確保等)を予め検討する。	△	○	－	
原子力災害時における安全の確保 (放射線安全他)	今回の事故では、法令に定める女性の線量限度超過や内部被ばくの評価に時間を要したことも関連するが、緊急時の線量限度超過事例が発生した。 また、APDが津波により流され、貸し出しシステムも機能を喪失したため、線量集計等に労力を要した。 さらに、上記拠点整備にあたって、必ずしも放射線に関する知識を有しない部門が放射線管理員のサポートを受けつつ、区域・設備の確保などを行う必要が生じた。 今回の事故では、常日頃放射線に係わらない業務に携わる人も含めた誰もが、放射線に対処した行動をする必要が生じたとともに、通常の管理区域以上の状態が屋外まで拡大したため、放射線管理員が不足した。	<放射線管理教育の強化> ・発電所に勤務する者は、担当する業務が放射線に係わらない業務であっても、最低限必要な放射線管理に関する知識を教育するとともに、関連する装置(サーベイメータ、APD等)の基本的な取り扱いについて訓練をし、放射線管理の補助的業務を行えるようにする。	○	－	－	
		<女性の作業従事に関する考え方の整備> ・原子力災害発生時、発電所で業務に従事する女性は、できるだけ早期に発電所から退避することを基本的な考えとして整備する。	○	△	－	
		<内部被ばく評価方法および対応手順の整備> ・原子力災害発生時の内部被ばく評価方法及び対応手順について、改めて検討、整備する。	△	○	－	
機器の状態・動作の評価	福島第一1号機の非常用復水器の隔離弁について、各々の電源喪失のタイミングによって弁の開閉状態が異なること、加えて弁等の状態を表示するランプや計器なども電源を喪失していたことから、津波襲来時に当該弁の開閉状態を正確に認識できなかった。	・設備(ハード)面の対策の「隔離信号のインターロックも含め、高圧注水設備の信頼性向上に資する考え方を整理・検討」と併せて、交流電源、直流電源を喪失した場合の機器・系統の動きについて、安全上重要な設備を中心に検討分析し、機器の状態把握方法などの面で有益な情報が得られた場合には、手順書や教育・訓練へ反映する。	○	△	－	
国等への提言事項	オフサイトセンターのあり方	原子力災害時に当初中心的役割を予定していたオフサイトセンターが機能しなかったために、国、自治体、事業者が協力して予定していた広報の一元化については実施できなかった。 オフサイトセンターによる一元的な広報が機能せず、政府、原子力安全・保安院、当社の役割分担が明確でないままに、各々が記者会見を行った。その結果、三者が同様の情報を発信することとなった事に加え、会見内容に若干の齟齬が生じる場合もあった。	・国、自治体、事業者が協力して予定していた広報の一元化について実効的な広報について関係機関と再度調整を行う。 ・地域住民にとってどのような情報が重要であるかをよく検証し、中央で発信すべき情報と現地で発信すべき情報を見極め、その方法を含めて有益な情報をいかに迅速かつ正確に公表することができるかを事前によく検討しておく。 ・当社から連絡や情報が届かない場合の問い合わせ先として、オフサイトセンター機能を活用する等、自治体への通報連絡について協力をお願いしたい。	△	○	○
	資機材調達	(上記「資機材輸送」と同じ)	・強固な道路整備が第一の備えとなるが、道路情報の把握のための地元警察や自衛隊との協力が必要と考えており、自衛隊等の関係諸機関を含めた態勢構築、事前検討について協力をお願いしたい。 ・緊急時対応に必要な資機材の調達に関する協力体制の構築についても協力をお願いしたい。	△	○	○
	緊急時線量限度、スクリーニングレベル見直し方法	今回、通信設備の問題等から、連絡がとりにくい状況の中で、オフサイトセンターの緊急被ばく医療派遣チームの専門家による助言を得ることで、除染のための基準(スクリーニングレベル)の見直しを実施した。	・ある一定の条件の下では事業者判断で緊急線量限度、スクリーニングレベルの見直しができるよう、国と予め取り決めておく。	－	○	○
	外的事象の基準策定	外的事象の基準については、事業者自身が判断基準策定に係わると透明性・公平性等の観点から誤解を受ける可能性がある。	・知見の集約(収集・評価、総括)能力の高い専門研究機関である国の組織が、現実の設備設計を行う上で想定することが適切な脅威の程度について統一した見解を明示し、それに基づき審査が行われよう対応していただきたい。	－	○	○
	津波データの利用	今回の事故では、余震による津波の可能性があり、余震による退避を繰り返しつつ、復旧活動に従事せざるを得なかった。	・発電所沖合の津波高さの情報をできるだけ早期に入手し、作業に携わる人たちに連絡し、避難できる体制を整備するため、国が保有する海面高さ観測装置のデータを利用させていただきたい。	△	○	○
	低線量被ばくの影響調査	今回の事故原因とは直接的な関連はないが、原子力災害の発生により放射性物質が広範囲に拡大したことで、全国的に放射性物質による汚染への懸念が高まっている。	・低線量被ばくの影響については現状では解明されていないため、線量増加により障害発生確率も増大し、障害の発生に「しきい値」がないと仮定しているが、国民の不安を解消するためには、これらについて国を挙げて取り組み、解明することをお願いしたい。	－	○	○

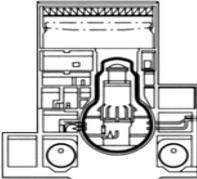
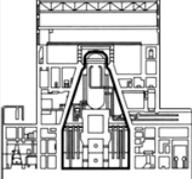
対策

設備に対する運用面の対策	■	■	■	■	■	■	■	■	■
関係機関との役割分担と指揮命令系統	■	■	■	■	■	■	■	■	■
長期対応態勢	■	■	■	■	■	■	■	■	■
初動対応・専念できる態勢	■	■	■	■	■	■	■	■	■
情報伝達／情報共有	■	■	■	■	■	■	■	■	■
所掌未確認事項	■	■	■	■	■	■	■	■	■
情報公開	■	■	■	■	■	■	■	■	■
資機材輸送	■	■	■	■	■	■	■	■	■
安全確保(放射線安全他)	■	■	■	■	■	■	■	■	■

情報や事故対応の流れ



福島第一原子力発電所 プラント主要諸元

	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	1,100
熱出力(MWt)	1,380	2,381	2,381	2,381	2,381	3,293
建設着工	1967/9	1969/5	1970/10	1972/5	1971/12	1973/3
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4,800	約5,600	約5,570	約5,570	約5,570	約6,410
原子炉圧力容器全高(mm)	約20,000	約22,000	約22,000	約22,000	約22,000	約23,000
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 ^{※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)	1,750	2,980	2,980	2,980	2,980	3,200
格納容器設計圧力 ^{※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(最深部)(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1,020	約1,424	約1,425	約1,425	約1,425	約1,497
使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵可能体数(体)	900	1,240	1,220	1,590	1,590	1,770
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	1,331(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

※1 原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]

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諸元

		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	1,020	1,141	1,140	1,140		
	ポンプ数(/系統)	2	1	1	1	1		
	ポンプ吐出圧力※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	2	
	設計流量(t/h/系統)	705	2,960	2,600	約2,600	約2,600	約1,900	
	ポンプ数(/系統)	2	2	2	2	2	2	
	熱交換器数(/系統)	1	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	2	3	
	流量(t/h/ポンプ)		約1,750	約1,820	約1,820	約1,820	約1,690	
	ポンプ数(/系統)		2	2	2	2	1	
残留熱除去系 (RHR)	ポンプ	/						
	台数		4	4	4	4	3	
	流量(t/h)		約1,750	約1,820	約1,820	約1,820	約1,690	
	全揚程(m)		約128	約128	約128	約128	約85	
	海水ポンプ							
	台数		4	4	4	4	4	
	流量(m ³ /h)		約978	約978	約978	約978	約920	
	全揚程(m)		約232	約232	約239	約235	約191	
	熱交換器							
	基数		2	2	2	2	2	
伝熱容量(kW/基)	約9.02E+3	約9.02E+3	約9.02E+3	約9.02E+3	約19.3E+3			
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
	原子炉圧力(MPa[gage])							約7.73~約1.04
	出力(kW)							約373~約60
	回転数(rpm)							約5,000~約2,000
	ポンプ							
	台数							1
	流量(m ³ /h)							約95
	全揚程(m)							約850~約160
	回転数(rpm)							可変
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	系統数	/	/	/	/	/	1	
	流量(t/h/系統)						1,442	
	ポンプ数(/系統)						1	
	ポンプ吐出圧力※1						約4.1MPa (42.2kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)						218	

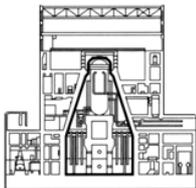
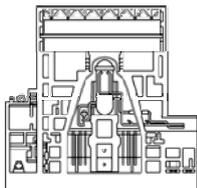
原子炉設置許可申請書に記載なし

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諸元

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	系統数	/	/	/	/	/	1
	流量(t/h/系統)						1,441
	ポンプ数(/系統)						1
	ポンプ吐出圧力※1						約9.1MPa (93.1kg/cm ² [gage])
	全揚程(m)						863-273
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	2
	流量(m ³ /h)	68.1	68.2	68.2	70	68.2	118.1
	ポンプ揚程(m)	54.86	77.72	78.0	78.0	77.7	58.5
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプ数	2	2	2	2	2	2
	流量(m ³ /h)	80	110	107.9	110	107.9	125
	ポンプ吐出圧力 (MPa[gage])	約1.0	約0.9	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	2
	送風機数(/系統)	1	1	1	1	1	1
	排風容量(m ³ /h/台)	1,870	約2,700	約2,700	約2,700	約2,700	約4,250
	系統ヨウ素除去効率(%)	≥97	≥99.9	≥99.9	≥97	≥97	≥99.9
安全弁	個数	3	3	3	/	/	/
	全容量(t/h)	約873	約1,236	約1,236			
	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	18
	全容量(t/h)	約1,057	約2,938	約2,913	約4,147	約4,149	逃し弁: 約6,532 安全弁: 約7,284
	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)	7.37(2個)
		7.34(2個)	7.51(3個)	7.51(3個)	7.51(3個)	7.51(3個)	7.44(4個)
		7.41(1個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.51(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)	7.78(2個)
		7.71(2個)	7.71(3個)	7.71(3個)	7.71(3個)	7.71(3個)	8.10(4個)
			7.78(3個)	7.78(3個)	7.78(3個)	7.78(3個)	8.16(4個)
					8.55(3個)	8.55(3個)	8.23(4個)
							8.30(4個)
吹き出し場所	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	

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 プラント主要諸元

	1号機	2号機	3号機	4号機
電気出力(MWe)	1,100	1,100	1,100	1,100
熱出力(MWt)	3,293	3,293	3,293	3,293
建設着工	1975/8	1979/1	1980/11	1980/11
営業運転開始	1982/4	1984/2	1985/6	1987/8
原子炉形式	BWR5			
原子炉圧力容器内径(mm)	約6,400	約6,400	約6,400	約6,400
原子炉圧力容器全高(mm)	約23,000	約23,000	約23,000	約23,000
原子炉圧力容器全重量(t)	約750	約750	約750	約750
原子炉圧力容器設計圧力 ^{※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])
原子炉圧力容器設計温度(°C)	302	302	302	302
燃料集合体数(本)	764	764	764	764
高燃焼度8×8燃料(本)	0	0	0	0
9×9燃料(A型)(本)	572	368	764	764
9×9燃料(B型)(本)	192	396	0	0
MOX燃料(本)	0	0	0	0
燃料棒有効長(m)	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71
制御棒本数(本)	185	185	185	185
格納容器形式 (本体)	マークⅡ	マークⅡ改良型		
				
格納容器全高(m)	約48	約48	約48	約48
格納容器直径(m)	約26	約29	約29	約29
圧力抑制室プール水量(m ³)	約3400	約4,000	約4,000	約4,000
格納容器設計圧力 ^{※1}	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])
格納容器設計温度(°C)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)
使用済燃料プール容量(%炉心分)	350	360	360	360
使用済燃料プール使用温度(°C)	≦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12.2	約12.2	約12.2	約12.2
使用済燃料プールの幅(東西:海岸線に垂直)(m)	約10.4	約13.6	約13.6	約13.6
使用済燃料プールの深さ(最深部)(m)	約11.8	約11.9	約11.8	約11.8
使用済燃料プールの容積(m ³)	約1,450	約1,620	約1,749	約1,670
使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵可能体数(体)	2,662	2,769	2,740	2,769
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)	1,570	1,638	1,596	1,672
使用済燃料プールに貯蔵されている新燃料(体)(H22.12末)	200	80	184	80

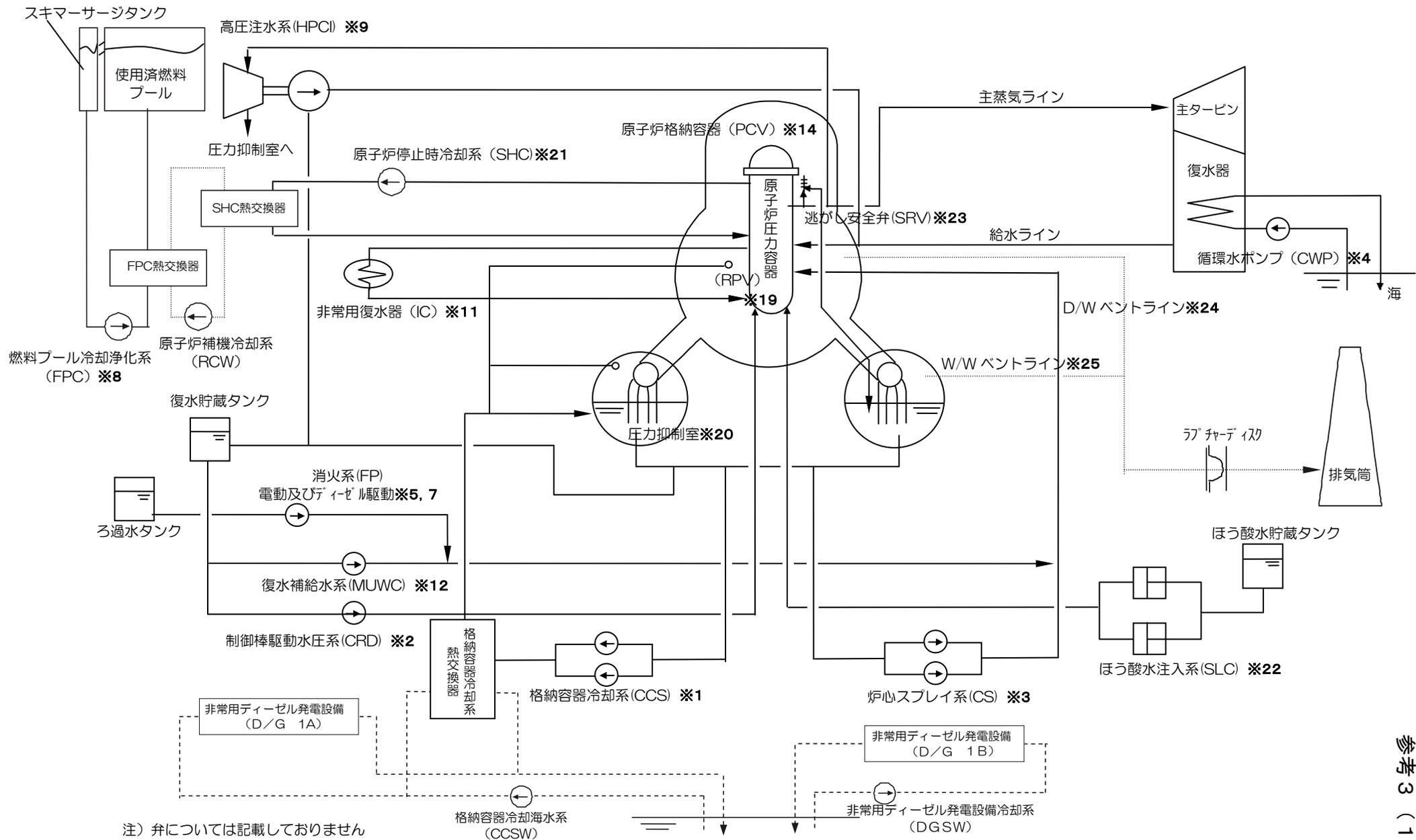
※1 原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]

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諸元

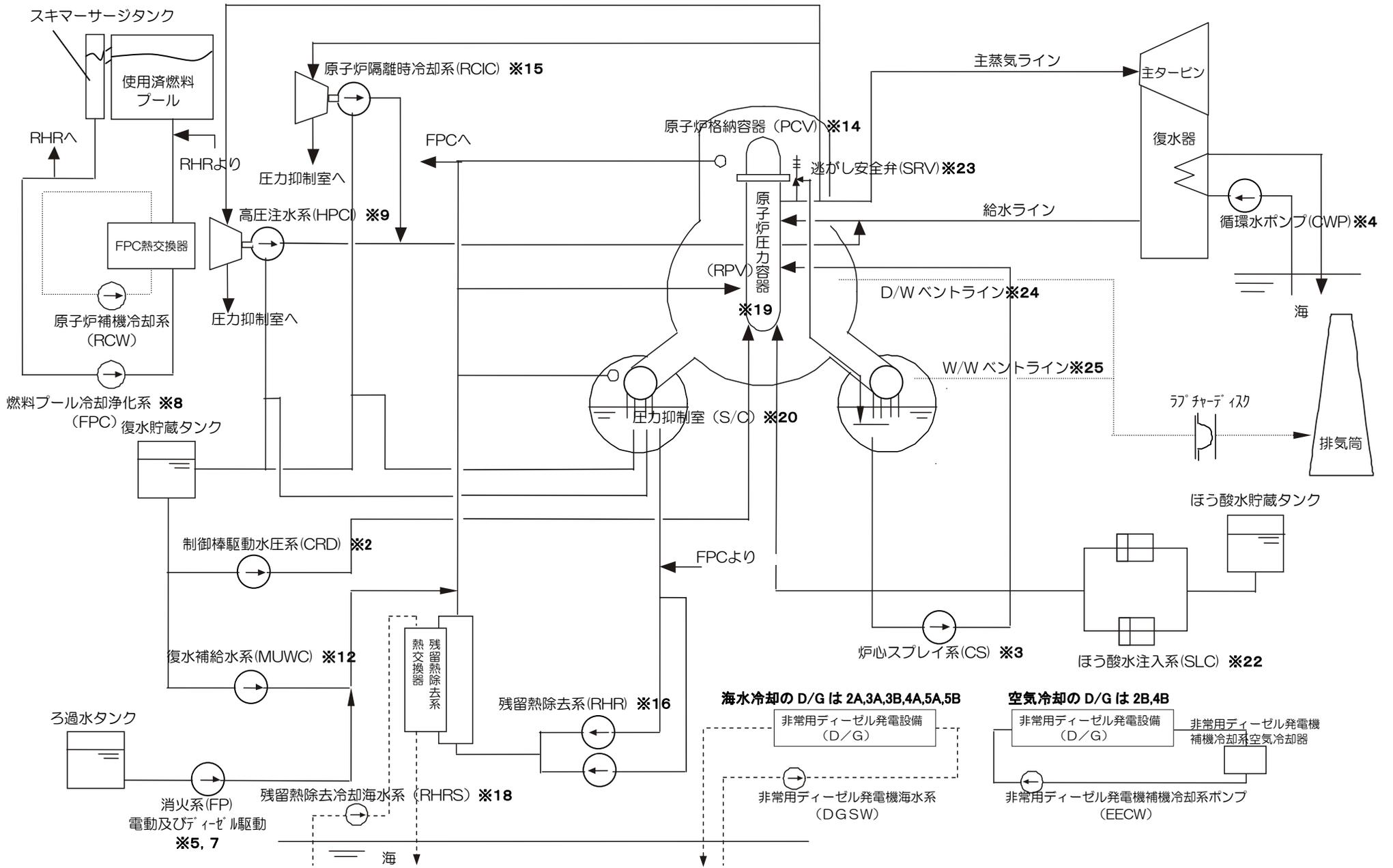
		1号機	2号機	3号機	4号機
格納容器冷却系 (CCS)	系統数	2	2	2	2
	設計流量(t/h/系統)	1,691	1,692	1,692	1,692
	ポンプ数(/系統)	1	1	1	1
	熱交換器数(/系統)	1	1	1	1
低圧炉心注水系 (LPCI)	系統数	3	3	3	3
	流量(t/h/ポンプ)	1,691	1,692	1,692	1,692
	ポンプ数(/系統)	1	1	1	1
残留熱除去系 (RHR)	ポンプ				
	台数	3	3	3	3
	流量(t/h)	1,691	1,692	1,692	1,692
	全揚程(m)	92	86	92	92
	熱交換器				
	基数	2	2	2	2
	伝熱容量(kW/基)	19.3E+3	16.9E+3	12.3E+3	12.3E+3
	海水ポンプ				
	台数	4	4	4	4
	流量(m ³ /h)	2,550	2,450	2,100	2,000
	全揚程(m)	28	28	33	30
	熱交換器				
	基数	4	4	4	4
	伝熱容量(kW/基)	9.74E+03	9.74E+03	7.42E+03	7.42E+03
原子炉隔離時冷却系 (RCiC)	蒸気タービン				
	台数	1	1	1	1
	出力(kW)	約541～約97	約660～約125	約541～約97	約660～約125
	回転数(rpm)	約4,500～約2,200	約4,200～約2,200	約4,500～約2,200	約4,200～約2,200
	ポンプ				
	台数	1	1	1	1
	流量(m ³ /h)	142.0	142.2	142	142
全揚程(m)	882～186	882～186	882～186	882～186	
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	系統数	1	1	1	1
	流量(t/h/系統)	1,441	1,446～1,644	1,443	1,443
	ポンプ数(/系統)	1	1	1	1
	全揚程(m)	218	218～175	218	218
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	系統数	1	1	1	1
	流量(t/h/系統)	368～1,460	372～1,578	369～1,462	369～1,462
	ポンプ数(/系統)	1	1	1	1
	全揚程(m)	866～273	863～197	863～274	863～274
復水補給水系 (MUWC)	ポンプ数	3	2	3	3
	流量(m ³ /h)	120	145.5	120	145.5
	ポンプ揚程(m)	90	85.5	90	85.5
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプ数	2	2	2	2
	流量(m ³ /h)	160	156	156	156
	ポンプ揚程(m)	80	80	80	80
非常用ガス処理系 (SGTS)	系統数	2	2	2	2
	送風機数(/系統)	1	1	1	1
	排風容量(m ³ /h/台)	4,250	5,000	5,000	5,000
	系統ヨウ素除去効率(%)	≥99	≥99	≥99	≥99

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諸元

		1号機	2号機	3号機	4号機
逃し安全弁	個数	18	18	18	18
	全容量(t/h)	逃し弁:約6,536 安全弁:約7,286	逃し弁:約6,552 安全弁:約7,332	逃し弁:約6,552 安全弁:約7,332	逃し弁:約6,552 安全弁:約7,332
	逃し弁機能 (MPa[gage])	7.37(2個)	7.37(2個)	7.37(2個)	7.37(2個)
		7.44(4個)	7.44(4個)	7.44(4個)	7.44(4個)
		7.51(4個)	7.51(4個)	7.51(4個)	7.51(4個)
		7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)	7.58(4個)
		7.64(4個)	7.64(4個)	7.64(4個)	7.64(4個)
	安全弁機能 (MPa[gage])	7.78(2個)	7.78(2個)	7.78(2個)	7.78(2個)
		8.10(4個)	8.10(4個)	8.10(4個)	8.10(4個)
		8.16(4個)	8.16(4個)	8.16(4個)	8.16(4個)
		8.23(4個)	8.23(4個)	8.23(4個)	8.23(4個)
		8.30(4個)	8.30(4個)	8.30(4個)	8.30(4個)
	吹き出し場所	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール

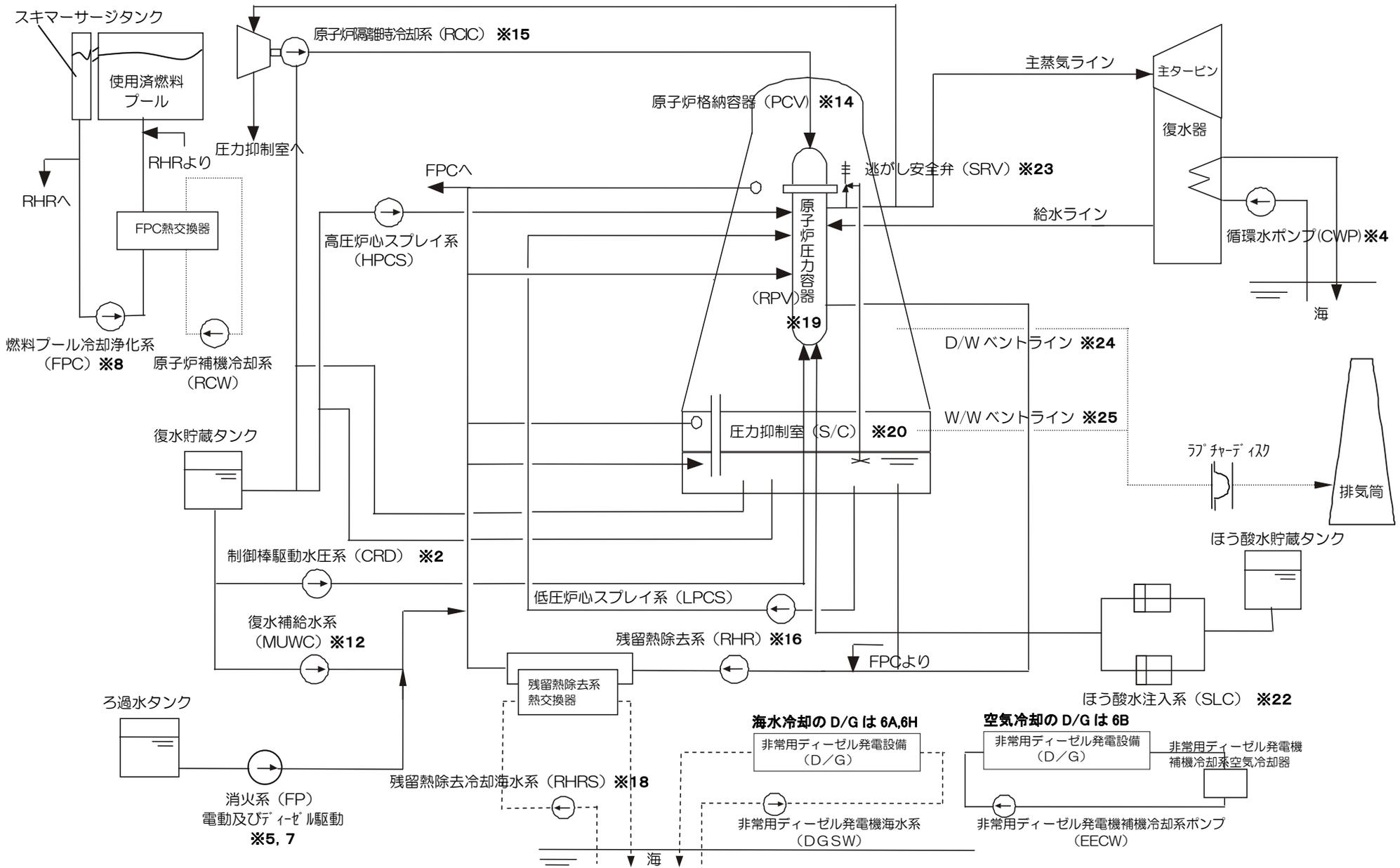


福島第一1号機の設備構成の概要



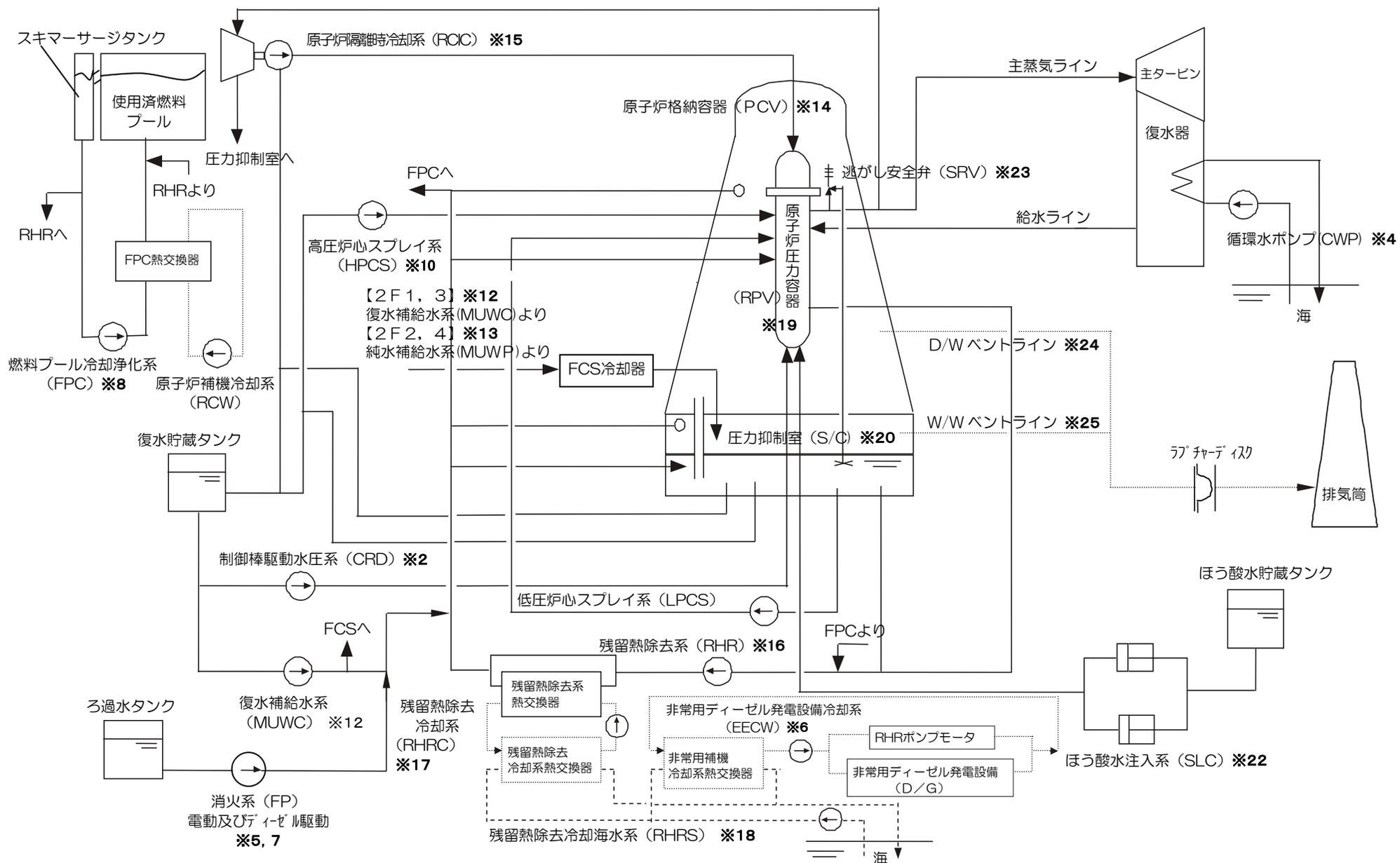
注) 弁については記載しておりません

福島第一2~5号機の設備構成の概要



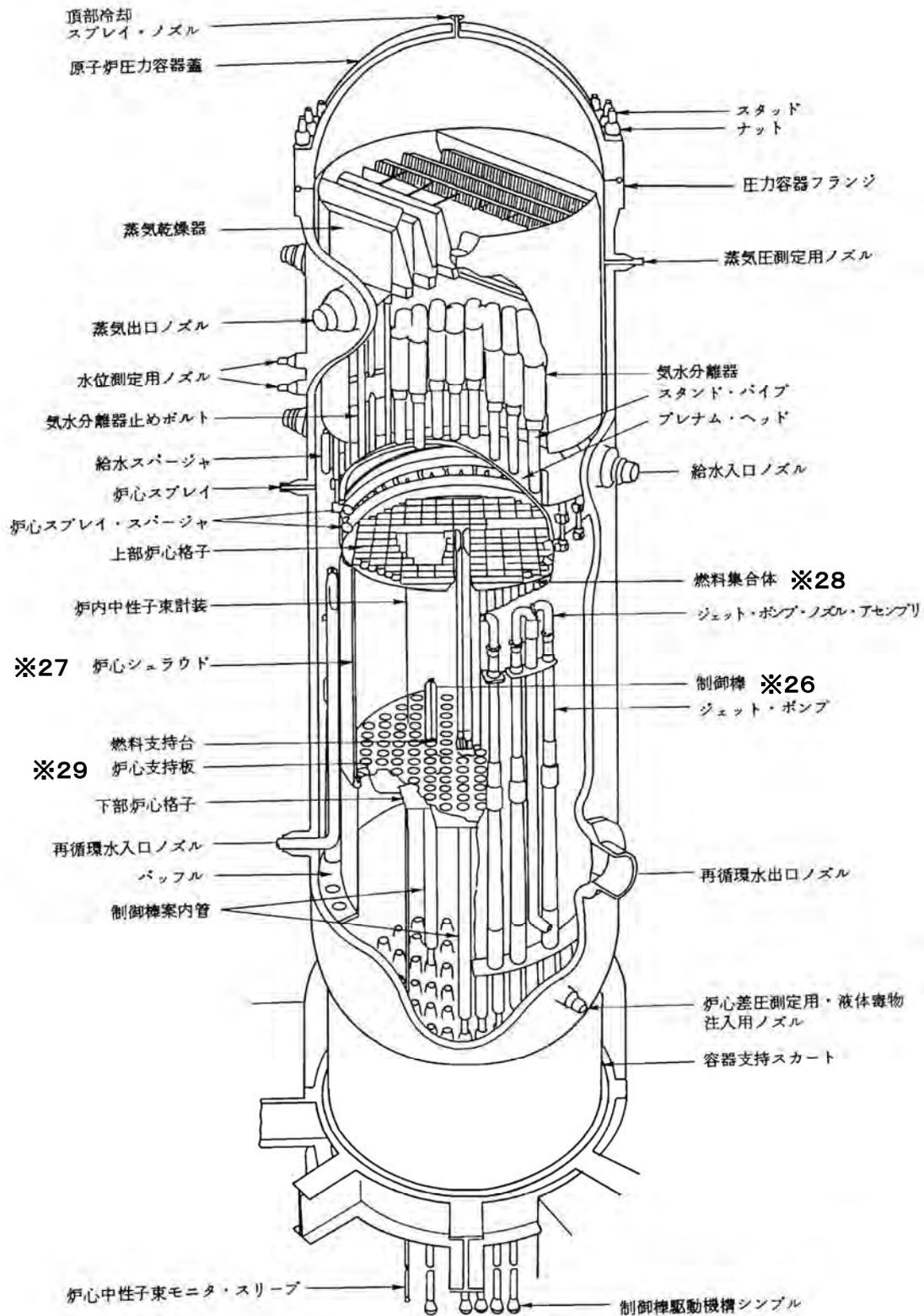
注) 弁については記載していません

福島第一6号機の設備構成の概要



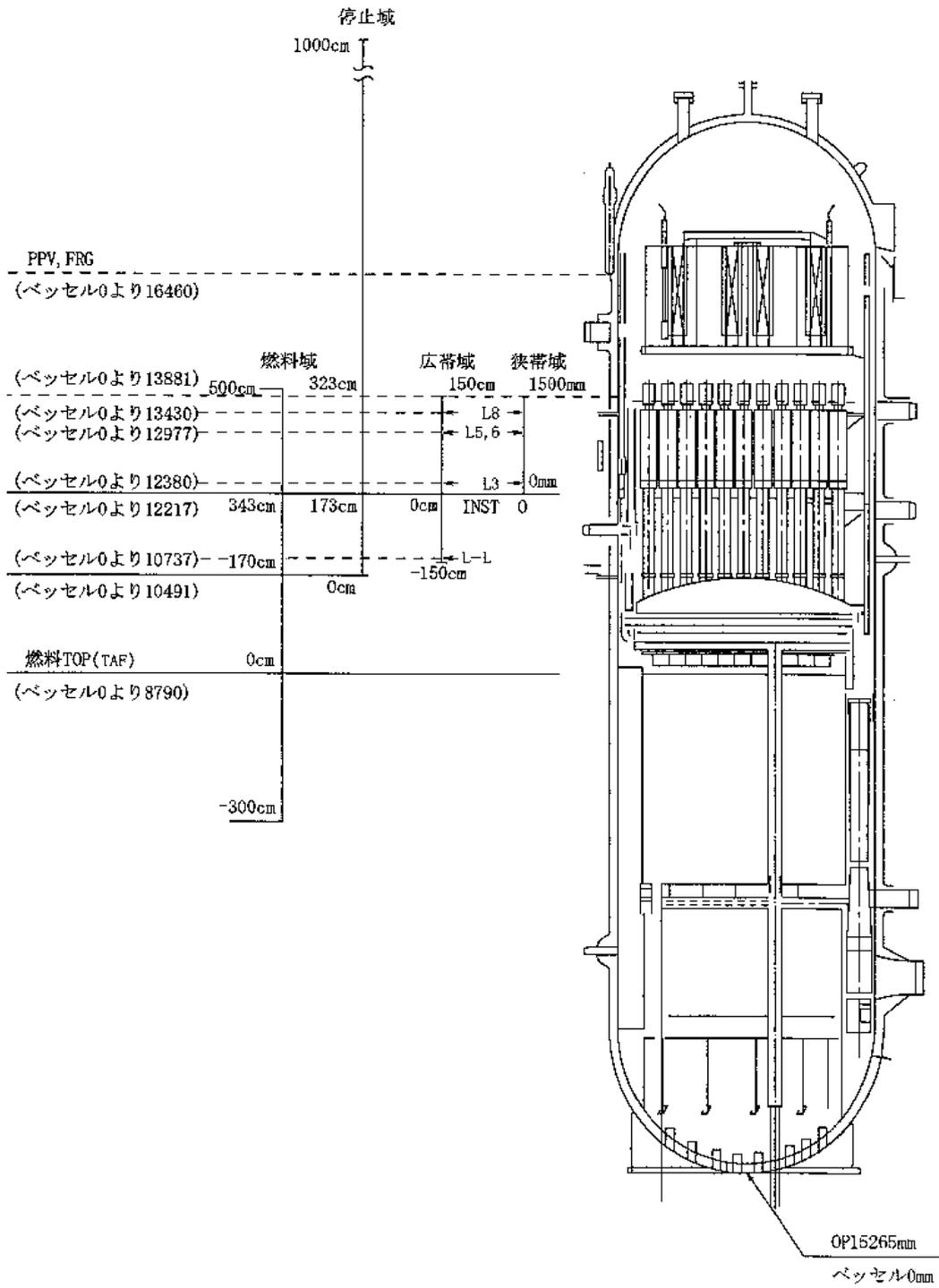
注) 弁については記載しておりません

福島第二 1～4号機の設備構成の概要

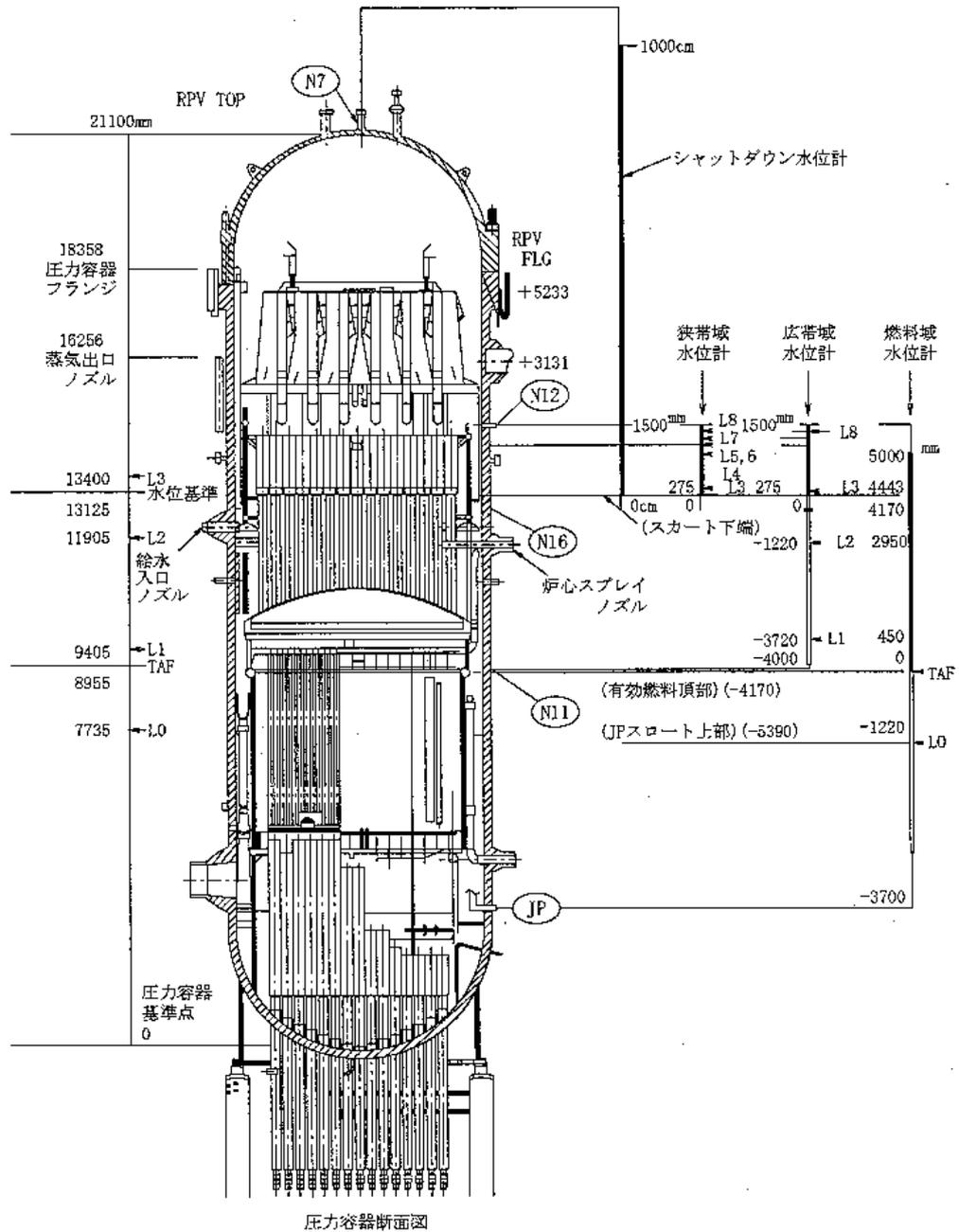


補足：原子炉圧力容器内部構造物（例）

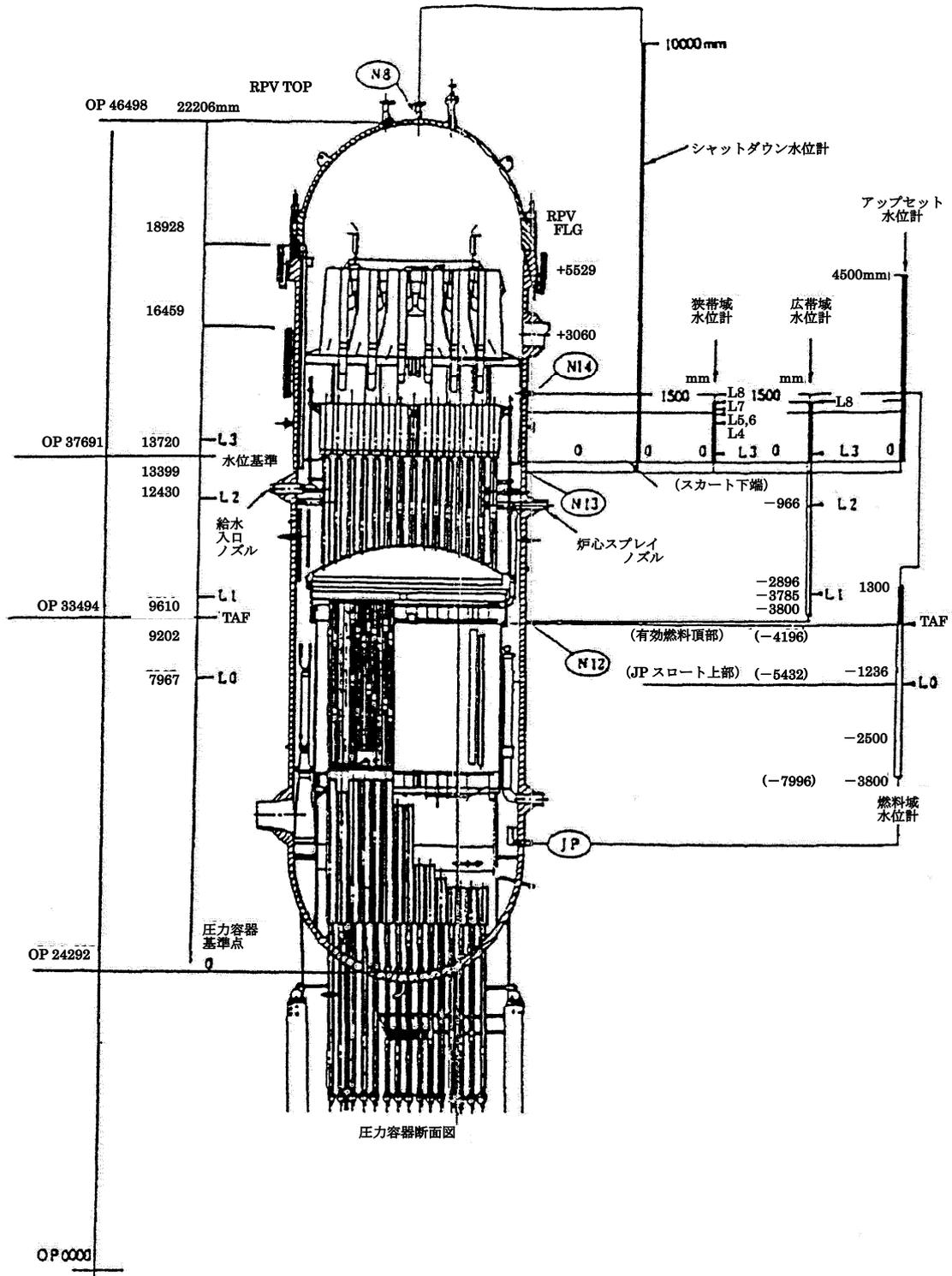
(福島第一原子力発電所 2号機 原子炉設置変更許可申請書より)



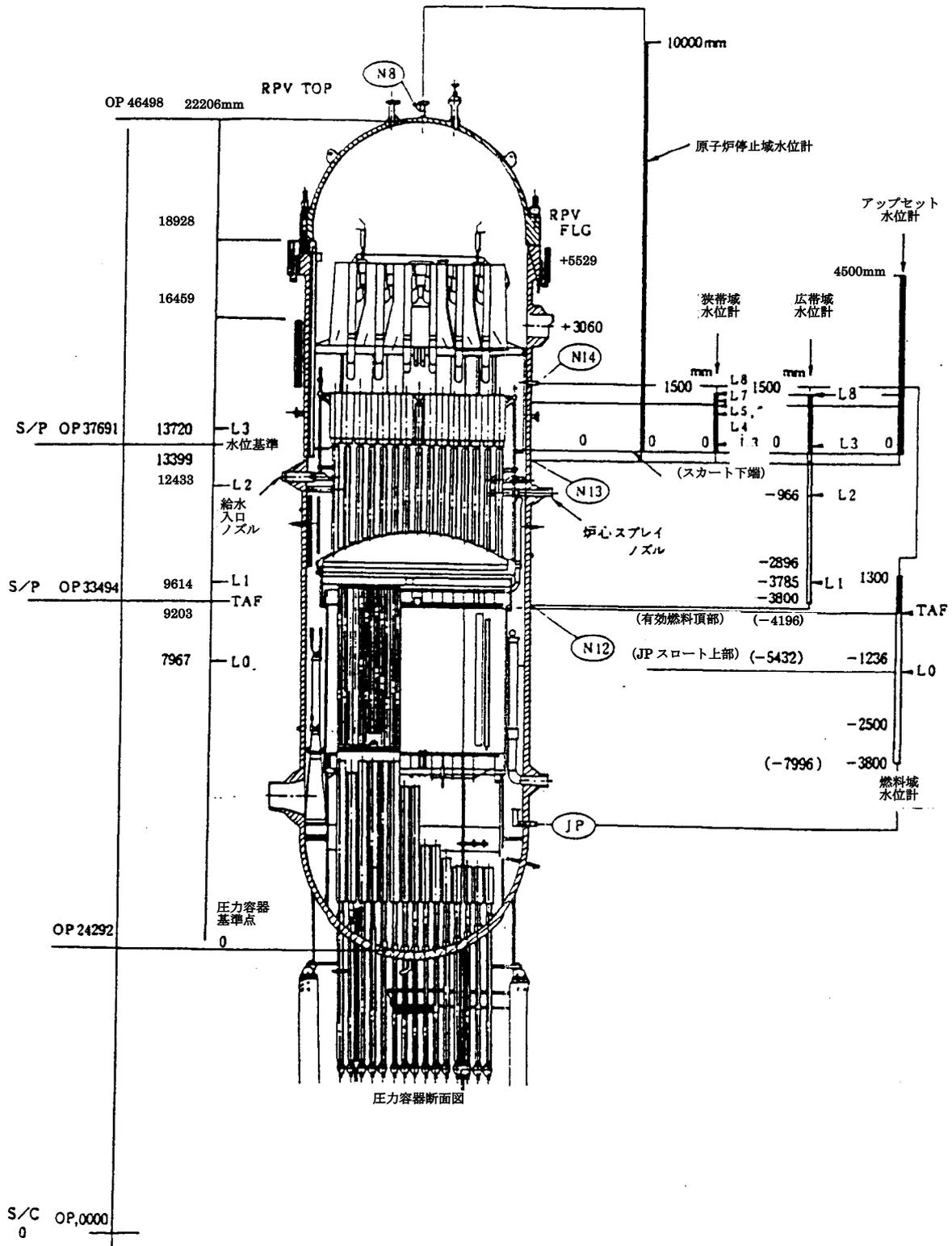
福島第一号機 原子炉水位計の指示範囲



福島第一2～5号機 原子炉水位計の指示範囲



福島第二1, 2号機 原子炉水位計の指示範囲



福島第二3, 4号機 原子炉水位計の指示範囲

用語集

※は参考3に図示

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。

APRM : Average Power Range Monitor / 平均出力領域モニタ

原子炉内の中性子束測定装置で、発電開始から定格出力までの、原子炉平均出力を測定するための監視装置。局部出力領域モニタ（LPRM）からの信号を平均して表示する。警報、制御棒引抜阻止、原子炉緊急停止（スクラム）信号を出力する。

BAF : Bottom of Active Fuel / 有効燃料底部

燃料集合体のうちペレットが存在する一番底部をいう。

BWR : Boiling Water Reactor / 沸騰水型軽水炉

原子炉の中で発生した熱で水（冷却材）を沸騰させ、高温高圧の蒸気にして、そのまま直接、タービン発電機へ送りこむのが特徴。東京電力の原子力発電所は全てBWR。

CAMS : Containment Atmospheric Monitoring System / 格納容器雰囲気モニタ系

冷却材喪失事故（LOCA）信号で自動的に動作を開始し原子炉格納容器（PCV）内の水素濃度、酸素濃度およびガンマ線を測定して中央制御室に指示記録する装置。各々の測定値があらかじめ決められた設定値を超えた場合には、警報を発する。

C/B : Control Building / コントロール建屋

原子力発電所を運転するための中央制御室が設置されている建屋。

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

原子炉格納容器 (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 ※26

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 / 炉心スプレー系 ※3

非常用炉心冷却系 (ECCS) の一つで、冷却材喪失事故 (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ーし、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。

C/S : Combination Structure / 複合建屋

従来の原子炉建屋 (R/B) の廻りに、廃棄物処理建屋 (RW/B)、気体廃棄物処理建屋を複合させ、1つの建屋に収納したもの。

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 / ドライウエル

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 / ドライウエル冷却系

原子炉運転中、ドライウエルの冷却を行い、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。

ECCS : Emergency Core Cooling System / 非常用炉心冷却系

炉心に水を緊急注入することのできる色々な種類の装置 (ポンプ) から成り、再循環配管のような原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断し、冷却材喪失事故 (LOCA) が発生した場合に、炉心から崩壊熱及び、残留熱を除去し燃料の過熱による燃料被覆管の破損を防ぎ更にこれにともなう水とジルコニウムとの反応を無視しうる程度におさえる装置の総称。

ECCW : 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)。

EOP : Emergency Operating Procedure / 事故時運転操作手順書 (徴候ベース)

発生確率は極めて低いと考えられる設計基準を越える様な多重故障にも対応し、著しい放射能放出の原因となる炉心損傷、熔融も防ぐ事を最終的な目的とした操作手順書。

ERC : Emergency Response Center / 緊急時対応センター

経済産業省原子力安全保安院が原子力施設立地地域において大規模自然災害等が発生した場合に設置する組織。

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。

Ge 半導体検出器

ゲルマニウム半導体を用いて作製される放射線検出器をGe半導体検出器という。測定原理は、ダイオードの整流方向と逆方向の電圧を印加して生じる放射線測定有効領域において放射線で生成された電子と正孔の対に基づく電流を取り出すことによる。半導体検出器では、一対の電子-正孔対を得るために必要なエネルギーが小さく、結果的に優れたエネルギー分解能が得られる。

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1800m³/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 / 高圧炉心スプレイ系 ※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イし冷却を行う装置。

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。)

HVAC : Heating and Ventilating Air Conditioning and Cooling System / 換気空調系

発電所の作業環境を良くし、計測制御装置等を適切な温度、湿度に保ちまた空気を放射線による汚染から防止するために適切な処理設備 (フィルター等) を備えた装置。この換気系は、原子炉建屋 (R/B)、タービン建屋 (T/B)、中央制御室 (MCR)、廃棄物処理建屋 (RW/B) に大別され、それぞれが独立している。

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、塵埃等を取り除いた清浄な空気である。

IAEA : International Atomic Energy Agency / 国際原子力機関

国際連合によりつくられた政府諮問機関で、原子力の平和利用を通じて世界の平和と健康と繁栄に貢献することを目的に設立された国際機関。科学者や技術者の情報交換や訓練、特に原子力が軍事目的に利用されないための保障措置の実施（当社もこの一環として発電所の査察を受けている）、核物質の設備の提供、共同研究、国際会議の開催などを主な業務としている。

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号機のみを設置）。

ICRP : International Commission on Radiological Protection / 国際放射線防護委員会

放射線防護の国際的基準を勧告することを目的とする国際委員会で、世界の医学・保健・衛生等の権威者を集めて構成されている。わが国の法律もこの委員会の勧告にそって線量限度、許容濃度等を定めている。

INES : International Nuclear Event Scale / 国際原子力事象評価尺度

一般大衆に原子力発電所において発生する事故、故障が安全上どのような重要性を持つものであるかを理解してもらうためにIAEAとOECD/NEAの協力により作成された国際的な共通尺度。7段階での評価を行っている。

ITV : Industrial Television / 工業用テレビ設備

発電所運転員の被曝低減、作業監視及び放射性流体の漏えい監視、現場制御盤の警報監視、冬季における取水設備の状況監視等を目的として設置されたテレビカメラ。産業界一般に、現場監視のために設置されているカメラをITVと呼んでいる。

JANTI : Japan Nuclear Technology Institute / 日本原子力技術者協会

技術基盤の整備、自主保守活動の促進等を行う原子力産業界の団体。各事業者への第三者レビュー実施や国内原子力関連施設の運転に関する情報を共有化するための原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア（NUCIA））を運用管理している。

MAAPコード : Modular Accident Analysis Program / モジュール事故解析プログラム

シビアアクシデントなどの事故を解析するEPRI (Electric Power Research Institute 米国の電力研究所) のプログラム

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 : Main Control Room / 中央制御室

原子力発電所の監視、遠隔操作をする部屋。

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。

M/Gセット : Motor Generator Set / 電動機・発電機セット

電動機で発電機を駆動する装置。

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70m³/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。

OJT : On the Job Training

実際の業務に携わって研修を受けること。

O.P. / 小名浜ポイント

小名浜港工事基準面のことで、福島第一及び福島第二原子力発電所において、高さを表す場合に用いられている単位で、福島県小名浜地方の1年間の平均潮位を出しそれを“0”としたものである。

O. P. = 東京湾平均海面 (T. P.) 下 0. 7 2 7 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 (A C B)、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。

PCIS : Primary Containment Isolation System / 原子炉格納容器隔離系

原子炉格納容器 (P C V) から放射性物質が漏洩するような事故が発生した場合に、発電所周辺の公衆安全を守るために、格納容器貫通部の隔離弁を閉鎖する系統。

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。

PSA : Probabilistic Safety Assessment / 確率論的安全評価

原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象発展の確率を設備構成や故障率などをもとに推定、評価する。

R/B : Reactor Building / 原子炉建屋

原子炉格納容器 (P C V) 及び原子炉補助施設を収納する建屋で、事故時に原子炉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 (MS I V) 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。

RCW : Reactor Building Closed Cooling Water System / 原子炉補機冷却系

原子炉建屋内にある補機 (ポンプ軸受、熱交換器等) の冷却用に海水と熱交換した冷却水 (純水) を循環させる装置。

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。

RW/B : Radioactive Waste Disposal Building / 廃棄物処理建屋

放射性廃棄物を処理する設備を収納する建屋。

S/B : Service Building / サービス建屋

発電所の運営に必要な中央制御室、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3000 m³ (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4000 m³) の冷却水を保有しており、冷却材喪失事故 (LOCA) 時に炉水や蒸気が放出され、その結果、格納容器内圧力が上昇するが、炉水や蒸気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。

SCRAM : Safety Control Rod Ax Man / スクラム

原子炉非常時に手動または自動信号によって、引抜かれた制御棒を急速に炉心に挿入することにより、原子炉を緊急停止させること。

SFP : Spent Fuel Pool / 使用済燃料プール

発電に使用した燃料や新燃料を貯蔵・管理するために原子炉の横に設置されたプール。

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。

SOP : Severe Accident Operating Procedure /**事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)**

炉心損傷後の対応操作を行うための操作手順書。

SPEEDI : System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information**/ 緊急時迅速放射能影響予測**

原子力発電所などから大量の放射性物質が放出されたり、そのおそれがあるという緊急事態に、周辺環境における放射性物質の大気中濃度および被ばく線

量など環境への影響を、放出源情報、気象条件および地形データを基に迅速に予測するシステム。

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、自動あるいは中央制御室で手動により蒸気を圧力抑制室に逃がす弁（逃が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、建屋内の放射性よう素や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

SW : Auxiliary Sea Water System / 補助海水系

原子炉補機冷却水系（RCW）、タービン補機冷却水系（TCW）で使用している冷却水を海水によって冷却する系統。

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。

T. P. / 東京湾平均海面

東京湾平均海面のことで、柏崎刈羽原子力発電所において、高さを表す場合に用いられている単位である。T. P. は、東京・霊岸島における明治6年～明治12年の検潮記録を基に値を出し、それを"0"としたものである。

T. P. = 小名浜ポイント (O. P.) 上 0. 7 2 7 m

WANO : World Association of Nuclear Operators / 世界原子力発電事業者協会

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20 km以内に設置される。

WBC : Whole Body Counter / ホールボディカウンタ

個人の内部被ばくの測定装置で、体内に摂取された放射性物質を体外から測定する全身放射能測定装置。(ヒューマンカウンターとも呼ばれる。)更に検出器の種類により、通常モニタリング用(プラスチックシンチレーション検出器)と精密検査用(NaIシンチレーション検出器)がある。

NaIシンチレーション検出器を用いたホールボディカウンタは感度が比較的低いため測定時間が長い、測定結果は核種毎の放射エネルギー[Bq]で算出される。主に線量評価用に用いる。

プラスチックシンチレーション検出器を用いたホールボディカウンタは感度が高いため測定時間が短い、測定結果は全γ(核種特定が出来ない)の計数率[cpm]で表される。主にスクリーニング用として用いる。

アラームタイプ

プロセス計算機から出力されるデータの一種で、異常事象の発生時刻等の記録、プラントシステムの対応動作の記録等が示される。基本的にプリントアウトされ紙による記録として残される。

安全保護系

原子炉施設の異常状態を検知し、異常のある場合は原子炉停止系、工学的安全施設などを作動させる設備。安全保護系の設備は、多重性及び独立性が要求される。

インターロック

誤った操作によるトラブルを防止するため、必要な条件を検知し設備の動作を許可したり、禁止したりする仕組みをいう。

運用補助共用施設(共用プール建屋)

使用済燃料共用プール設備などの入っている施設。使用済燃料共用プール設備は、福島第一原子力発電所各号機に設置されている使用済燃料プールの運用上余裕を確保するため、使用済燃料貯蔵容量を約250%から約450%に増強する目的で設備され、平成9年10月1日より運用を開始している。

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。

外部電源

原子炉の通常運転時、当該号機で使用する電力は運転中の主発電機から受電するが、運転中の原子炉を停止する場合、停止や冷却に必要な電力は、停止した当該号機の主発電機からは供給できないため、送電線を通して電力系統から、または隣接号機の運転中の主発電機から供給できるよう設計されている。これらの電力系統に連係する送電線などの設備や隣接号機の主発電機を外部電源という。

開閉所

発電所で発生した電力を電力系統へ送り出すために設置される中継基地。開閉器（スイッチ）で電力回路の開閉を行う。発電所構内のほか、送電線系統の途中にも設置されている。

解放基盤表面

基準地震動を策定するために、基盤面上の表層や構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう「基盤」とは、概ねせん断波速度 $V_s=700\text{m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものをいう。

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

格納容器床サンブ

格納容器内で排水される水を収集するために最地下に設置されている溜枳。格納容器内に漏洩があった場合にはこの水位の上昇傾向が大きくなる。

確率論的津波ハザード解析手法

確率論的津波ハザード解析は、特定地点において、将来の特定期間に、特定の津波水位を超過する確率を評価する手法である。津波水位の推定に関する各種の不確定性を系統的に処理し、解析結果は、津波ハザード曲線（津波水位と超過確率の関係）として表示される。

過渡現象記録装置

チャートを補完するものとして、異常事象の発生を契機に動作し、動作前数分と動作後30分間のプラント挙動を示す数値データを収録する。

下部プレナム

炉心の下方に存在する部分の領域のこと。定常運転時には、原子炉压力容器内を下向きに流れてきた原子炉冷却材が、ここで上方に方向を変えて炉心に流入する。BWRでは制御棒案内管が設けられている。

ガル (gal)

加速度の単位のこと (cm/s^2 と等しい)。地震動による地面等の揺れの速度がある時間内に変化する割合をいう。

乾式貯蔵キャスク

使用済燃料を保管する容器。自然対流により空冷される。

基準地震動 S_s

敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の共用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与える恐れがあると想定することが適切なものとして策定する地震動をいう。

キャスク保管建屋

乾式貯蔵キャスクを保管する建屋。

給水加熱器

復水あるいは給水をタービンからの抽気蒸気で加熱し、タービンプラントの熱効率向上を図るための機器。

給復水系

通常時に原子炉に給水する系統。タービンで消費した蒸気が主復水器にて冷やされ復水となり、原子炉へ給水される。

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。

緊急事態対応方針決定会議

オフサイトセンターの原子力災害合同対策協議会における最重要事項の調整を行う会議。住民避難・事故収束のための措置の調整、緊急事態応急対策実施区域の拡張及び縮小、原子力緊急事態解除宣言などについて、国の原子力災害対策本部への提言などを実施する。

経済産業省原子力災害警戒本部

原災法第10条の通報事象が発生した場合、経済産業大臣の決定により設置される組織で、情報の収集と警戒体制、緊急時モニタリングの準備などを実施し、防災活動を行う。原子力緊急事態宣言が発出された場合には、経済産業省原子力災害対策本部に移行する。

経済産業省原子力災害現地警戒本部

原災法第10条による通報事象が発生した場合、オフサイトセンターに設置される組織。原子力災害に関する情報収集、連絡及び応急対策を実施し、原子力緊急事態宣言の発出後は経済産業省原子力災害現地対策本部に移行する組織。

原子力災害現地対策本部

原災法第17条8項により、現地に原子力災害対策本部の事務の一部として事故・事象の情報収集、地方公共団体などとの連絡・調整などを行う組織としてオフサイトセンターに設置される組織。原災法第15条の原子力緊急事態宣言後に、現地事故対策連絡会議から移行される組織。

原子力災害合同対策協議会

内閣総理大臣から原子力緊急事態宣言があったとき、経済産業副大臣が主導的に運営する、国と地方公共団体の連携強化のためオフサイトセンターに設けられる協議会。情報の共有化を図り、応急対策などを協議する組織。(原災法第23条による)

原子力災害対策特別措置法（原災法）

1999年9月30日に起きたJCO臨界事故の教訓等から、原子力災害対策の抜本的強化を図り、原子力災害から国民の生命、身体および財産を保護するため、2000年6月16日に施行された法律。

原子力事業者防災業務計画

原災法第7条により原子力事業者が作成する防災業務計画。原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策・原子力災害事後対策、原子力災害拡大防止・原子力災害の復旧を図るための原子力防災管理者及び原子力防災要員、原子力防災組織、防災要員の教育訓練、放射線測定設備、防災資機材、防災訓練などを記載した計画。

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。

原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであってそれが破壊すると原子炉冷却材喪失となる施設をいう。

交流電源

交流とは、一定時間毎に流れる方向が変わる電流のこと。日本で通常家庭に送られている電気は交流である。

災害対策基本法

防災に関する国、地方公共団体、その他公共機関の責任を明らかにし、防災計画の作成、災害予防、災害応急対策、災害復旧及び防災のための財政金融措置などの基本的事項を定めた法律。昭和36年制定。本法では、災害を「暴風、豪雨、豪雪、洪水、高潮、地震、津波、噴火、その他異常な自然現象」及び「大規模な火事若しくは爆発」及び政令で定めた原因による大規模災害も対象としており、「放射性物質の大量放出」などの原子力災害も含まれている。

最大応答加速度

構造物に地震動が作用した場合の当該構造物の揺れ（応答）の最大加速度をいう。地盤自体の揺れ動きである地震動の最大加速度とは異なる。

再循環ポンプ

原子炉内の冷却水を原子炉圧力容器から取り出し原子炉に戻す強制循環系統のポンプ。ポンプの回転数を変化させることにより原子炉出力を増減できる。

産業技術総合研究所

独立行政法人産業技術総合研究所は、日本の産業を支える環境・エネルギー、ライフサイエンス、情報通信・エレクトロニクス、ナノテクノロジー・材料・製造、計測・計量標準、地質という多様な6分野の研究を行う我が国最大級の公的研究機関。本部を東京及びつくばに置き、つくばセンターを除く全国8ヶ所にそれぞれ特徴ある研究を重点的に行う地域センターを配しています。総職員数は約3,000名。その内2,000名以上の研究者が、組織・人材・制度を集積する「オープンイノベーションハブ」構想の基に、産業界、大学、行政との有機的連携を行い、研究開発からイノベーションへと展開している。

残留熱（崩壊熱）

放射性物質の崩壊によって生じる熱のこと。原子炉を停止しても、核分裂生成物のうちの放射性物質が崩壊し熱を放出するので、炉心の健全性維持のために崩壊熱除去が重要であり、残留熱除去系（RHR）や停止時冷却系（SHC）が設置されている。

地震調査研究推進本部

地震調査研究推進本部は、地震に関する調査研究の成果が国民や防災を担当する機関に十分に伝達され活用される体制になっていなかったという課題意識の下に、行政施策に直結すべき地震に関する調査研究の責任体制を明らかにし、これを政府として一元的に推進するため、同法に基づき総理府に設置（現・文部科学省に設置）された政府の特別の機関。本部長（文部科学大臣）と本部員（関係府省の事務次官等）から構成され、その下に関係機関の職員及び学識経験者から構成される政策委員会と地震調査委員会が設置されている。平成7年7月、全国にわたる総合的な地震防災対策を推進するため、地震防災対策特別措置法が議員立法によって制定された。

地盤構造モデル

はぎとり解析を実施する上で必要となる、地表から解放基盤表面までの地盤の物性を反映したモデル。地盤中に設置された地震計による記録に基づいて、適切に設定される。

シビアアクシデント

事故の際に炉心を冷却するといった事故の影響を緩和させる機器が、同時に何台も故障することなどにより、炉心に重大な損傷（多量の燃料の破損または炉心の溶隔など）が生じ、多量の放射性物質を原子力発電所外に放出する可能性がある事故。

自由地盤

地震による地盤の振動に、建物などが影響を及ぼさないと考えられる地盤。

集中廃棄物処理建屋

原子力発電所では、起動（停止）操作、通常運転及び定期検査時等、各種状態に応じて様々な種類の廃棄物が発生する。これら廃棄物の中で放射性物質を含むかまた、その可能性のあるものを放射性廃棄物と呼ぶ。放射性廃棄物は、発電所の内部でまず「収集」して適切な「処理」をした後、完全な形で処分する必要がある。この「収集」、「処理」、「処分」をする設備が放射性廃棄物処理設備であり、地震前にそれらの設備を備えていた建屋群を集中廃棄物処理建屋と呼んでいる。地震後はそれらの設備を取り外し、水処理設備を設置し利用している。

取水口スクリーン

発電機を回したあとの高温の蒸気を冷やすための海水を取り入れるところ。

シュラウド ※27

BWRの原子炉圧力容器内で、燃料の周囲を覆う円筒形の構造物。ステンレス製。核燃料の位置を固定する円盤形の部品を支えるとともに、冷却水の流れを整える役割を有す。コア・シュラウド、炉心隔壁とも呼ばれる。

ジルカロイ

ジルコニウムをベースにした原子力用のジルコニウム合金。中性子が吸収されにくく、耐食、耐熱性に優れていることから、原子炉などの燃料被覆管や支持格子の材料として用いられる。

震央距離

地震は地下の岩盤がずれて起こる。岩盤の破壊開始点を「震源」、その真上にあたる地表の点を「震央」と呼ぶ。その震央から対象地点までの距離のことを震央距離という。

震源域

地震は地下の岩盤がずれて起こる。地震が発生したときの岩盤のずれ（断層）が生じた領域のことを震源域と言う。一般的に震源域はマグニチュード7の地震で数十 km 程度、マグニチュード8の地震で100～200km程度、マグニチュード9の地震で500～1000km程度。なお、震源は岩盤のずれが始まったところを指すのに対し、震源域はそのずれが地震波を周囲に発しながら広がり、最終的にずれ破壊を生じた領域全体を指す。

震度

対象地点の地震動の強さを表すものの1つ。かつて、震度は体感および周囲の状況から推定していたが、平成8年（1996年）4月以降は、計測震度計により自動的に観測し速報している。

気象庁の震度階級は「震度0」「震度1」「震度2」「震度3」「震度4」「震度5弱」「震度5強」「震度6弱」「震度6強」「震度7」の10階級となっている。

セルフエアセット

携帯式の呼吸保護具の一つで、背中に背負う装置（CO₂吸着装置、酸素ボンベ、保冷剤を装備したケース）とマスクがセットになったもの。呼吸空気を浄化・循環させるとともに、酸素ボンベからも純酸素を循環空気に混ぜ込んでマスク内に供給する装置。

全国港湾海洋波浪情報網 (ナウファス)

ナウファス (NOWPHAS : Nationwide Ocean Wave information network for Ports and HAbourS) は、国土交通省港湾局、各地方整備局、北海道開発局、沖縄総合事務局、国土技術政策総合研究所および独立行政法人港湾空港技術研究所の相互協力のもとに構築・運営されている我が国沿岸の波浪情報網。港湾空港技術研究所は、1970 年以降継続して、ナウファス波浪観測データの集中処理・解析を担務。2009 年 12 月現在において、72 観測地点 (波高・周期 72 地点、波向 61 地点) で観測された全国沿岸の波浪情報は、リアルタイムで港湾空港技術研究所に収集される。ナウファス波浪観測情報は、気象庁による波浪予報に活用され海の安全に貢献するとともに、蓄積された長期間のデータの統計解析を通じて、港湾・海岸・空港事業の計画・調査・設計・施工をはじめとした、沿岸域の開発・利用・防災に、幅広く活用されている。

退出モニタ

管理区域出口に設けられ、退出する際に放射性物質による汚染がないかを確認する装置。

代替注水

非常用炉心冷却系 (ECCS) も機能しないような過酷事故における注水手段をいう。今回の事故に於いては復水補給水系、消火系、または消防車による注水を実施した。

ダウンカマ

ダウンカマとは一般に下降流の生じる流路・配管部のことである。本報告書では、原子炉圧力容器の内壁と炉心部 (炉心シュラウド) の間にある円環上の空間を意味している。通常運転中に原子炉水位を計測している狭帯域／広帯域水位計は、このダウンカマ部の水位を計測している。

ダンパ

換気空調系の流量の調整または閉鎖するための設備。

チャコールマスク

粒子状放射性物質を捕集するフィルタに加え、放射性ヨウ素を吸着する活性炭フィルタを装着した防護マスク。

中央防災会議

中央防災会議は、内閣の重要政策に関する会議の一つとして、内閣総理大臣をはじめとする全閣僚、指定公共機関の代表者及び学識経験者により構成されており、防災基本計画の作成や、防災に関する重要事項の審議等を行っている。

中央防災会議の役割は以下の通り、

- 防災基本計画及び地震防災計画の作成及びその実施の推進
- 非常災害の際の緊急措置に関する計画の作成及びその実施の推進
- 内閣総理大臣・防災担当大臣の諮問に応じたの防災に関する重要事項の審議（防災の基本方針、防災に関する施策の総合調整、災害緊急事態の布告等）等
- 防災に関する重要事項に関し、内閣総理大臣及び防災担当大臣への意見の具申

直流電源

直流とは、常時同じ方向に流れる電流のこと。なお、発電所で使われる電力は、発電所外や非常用ディーゼル発電機から供給される電力が交流であるのに対し、バッテリーから供給される電力は直流である。

津波の再現計算（インバージョン解析）

津波の伝播状況を再現するために行われる数値シミュレーションのこと。津波の数値シミュレーションのうち、実際に記録または観測された痕跡高、浸水高、遡上高、潮位記録等を用いて波源モデルのパラメータを決定するための逆解析のことを津波インバージョン解析という。

津波マグニチュード

M_t は「津波マグニチュード」のことである。地震の規模を表すマグニチュード (M) は、地震波（地震動）の大きさ（揺れの大きさ）の分布を使って算出するのに対して、 M_t は、津波の高さの分布を使って算出する地震の大きさの指標である。 M_t を決める計算式の係数は、 M_t がモーメントマグニチュード M_w と同じになるように決められている (Abe, 1981)。津波の遡上高をデータとして工夫して用いることで、潮位観測データがない歴史地震にも適用可能 (阿部, 1999) であり、歴史地震の M_w を推定する上で信頼性が高い。なお、 M_w は、震源の物理学的な規模を表す地震モーメントという量から決められるマグニチュードである。

定例試験

発電所設備の系統・機器の機能確認のため、定期的実施する試験。

電磁弁 (Solenoid Valve)

電磁石（ソレノイド）の磁力にて動作する弁。

トーラス室

非常用炉心冷却系の水源として用いる水を擁する大きなドーナツ状のトンネル（圧力抑制室（S/C））を収納する部屋で、この形状をトーラス形状ということから、これを収納する部屋をトーラス室と言い、原子炉格納容器の下部に、同容器を囲むように配置されている。

燃料集合体 ※28

燃料の取扱いを容易にするために、冷却材の流れを考慮して燃料棒を束ねた形状としたもの。

燃料棒被覆管

燃料棒の外側を覆っている外径約 11mm、厚さ約 0.7mm の管のことで、ジルコニウムという金属を含む合金でできている。

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。

はぎとり解析

敷地地盤で取得された地震観測記録を、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s と比較・分析するために、上部地盤の影響を取り除く解析。

はぎとり波

上記はぎとり解析により推定される地震動。

波源モデル

津波の数値シミュレーションに必要な、断層の長さ、幅、位置、深さ、ずれの量などの情報。津波の断層モデルともいう。

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（安全設計審査指針）

原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を審査する原子力安全委員会の指針。通常、安全設計審査指針と呼ばれている。原子炉施設の構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが求められている。（平成2年決定）

発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（耐震設計審査指針）

原子力発電所の耐震設計を行うために、国の原子力安全委員会が定めたもの。最初の指針は、昭和53年に当時の原子力安全委員会が安全審査の経験を踏まえ定められたものであったが、その後の地震学や地震工学における新たな知見の蓄積、そして耐震設計技術の著しい改良及び進歩を反映して、平成18年に改訂が実施された。

フェールセーフ機能

システムの一部に故障があった場合でも、常に安全状態に向うという考え方に基づき設計されたシステムのこと。

ブローアウトパネル

原子炉格納容器外で、一次系配管等の高エネルギー配管が破断した場合、放出された蒸気により格納容器外側の原子炉建屋の圧力が上昇する。原子炉格納容器の健全性確保のためには、原子炉建屋の圧力上昇により原子炉格納容器に加わる外圧が設計外圧を超えないようにすることが必要になる。ブローアウトパネルは、原子炉建屋の圧力を低下させるため、建屋内外圧力差を駆動力として、蒸気の外部放出を図るためのものである。

ページング

所内各箇所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。

放射線モニタ

放射性物質取扱施設などにおいて放射線環境を常時測定監視する装置。監視するものとしてはガンマ線、中性子線の線量率や空気中の放射性塵埃濃度、放射性ガスの濃度、水中の放射能濃度などである。

ホットライン

直通の通話装置のこと。中央制御室と免震重要棟を繋いだホットライン（メタル回線）は各中央制御室に2回線ある。（例：1，2号機中央制御室 \leftrightarrow 免震重要棟で2回線）

マグニチュード

マグニチュードは地震の大きさを示すもので、1つの地震に対してマグニチュードは原則として1つ。日本でよく使われるのは気象庁の用いるマグニチュード（気象庁マグニチュード）は、その振幅の大きさが、地震被害によく対応するとされる周期5秒以下の波に注目したもの。最近では、より長い周期の波に注目したモーメントマグニチュードというものもよく使われるようになってきた。

マネジメントレビュー

組織としてP D C Aを大きく回すため、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価を行い、品質マネジメントシステムが適切、妥当かつ有効であることを確認すること。

水ジルコニウム反応

燃料被覆管が高温になると、被覆管中のジルコニウムが原子炉冷却材（水）と反応し、水素が発生する。 $(Zr+2H_2O\rightarrow ZrO_2+2H_2)$

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に、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。

ろ過水タンク

原水を前処理したろ過水を貯蔵するタンク。消火系や雑用水の水源となる。

炉心支持構造物

炉心支持構造物にはシュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管等がある。炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の過重の適切な組み合わせに対して燃料集合体の構造の健全性を損なうことのないように位置決めと支持をすとしてしている。

炉心支持板 ※29

BWRの炉心支持構造物において、梁で補強したステンレス鋼の円板で、その上に燃料集合体が装荷される。

以上