

東京電力が作成した平成23年6月17日付「福島第一原子力発電所 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）」（抄）

1. (略)

2. 原子炉建屋

福島第一原子力発電所第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 0.43×10^{-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）

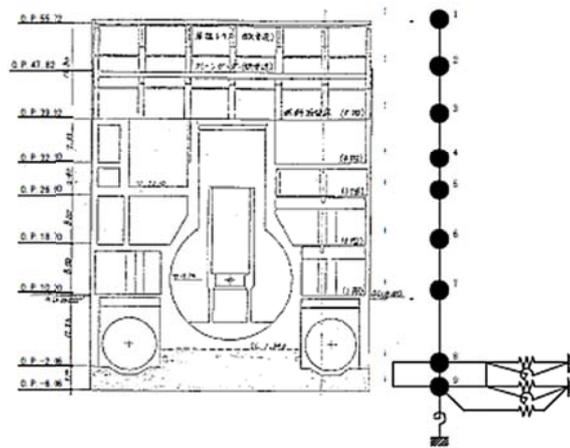


図-1 2号機原子炉建屋（モデル図）

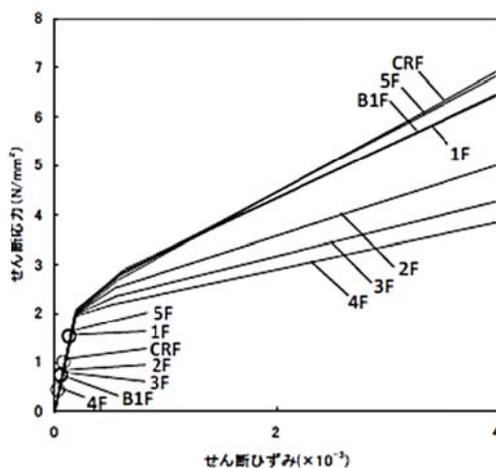


図-2 耐震壁のせん断ひずみ
（南北方向）

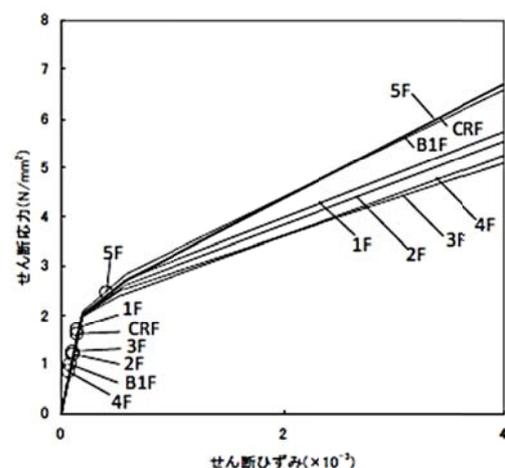


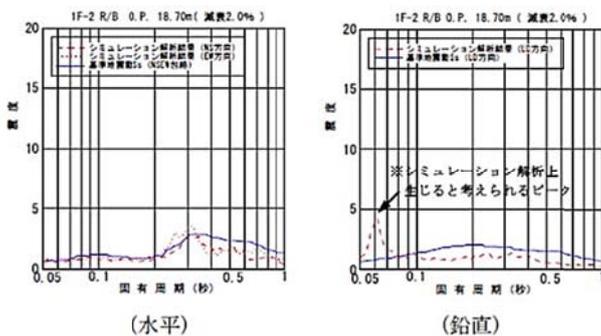
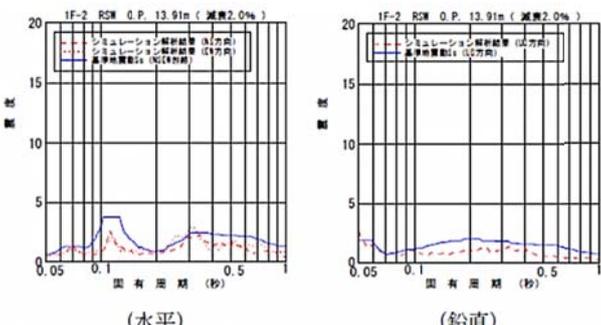
図-3 耐震壁のせん断ひずみ
（東西方向）

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いました。

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ます。

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

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

東北電力が作成した平成23年4月7日付「女川原子力発電所における平成23年(2011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および津波の調査結果に係わる報告書(概要)」(抄)

1. 女川原子力発電所で得られた地震観測記録

今回の東北地方太平洋沖地震は、我が国で発生した最大規模の地震であり、1号機、2号機および3号機原子炉建屋の各階で観測された最大加速度値は、耐震設計審査指針の改訂を踏まえて策定した基準地震動Ssに対する最大応答加速度値を一部上回っているものの、ほぼ同等であった(表1参照)。

表1 今回の地震における観測記録と基準地震動Ssに対する最大応答加速度値の比較

観測位置		観測記録			基準地震動Ssに対する		
		最大加速度値(ガル)			最大応答加速度値(ガル)		
		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	屋上	2000*	1636	1389	2202	2200	1388
	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061
	1階	573	574	510	660	717	527
	基礎版上	540	587	439	532	529	451
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091
	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968
	1階	605	569	330	724	658	768
	基礎版上	607	461	389	594	572	490
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064
	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938
	1階	657	692	547	792	872	777
	基礎版上	573	458	321	512	497	476

※当該地震計の最大設定値(2000ガル)を上回っているため参考値。

東北電力が作成した平成23年4月7日付「女川原子力発電所における平成23年(2011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結果の概要」(抄)

1. (略)

2. 基礎版上の観測記録を用いた地震応答解析結果

今回の地震による原子炉建屋耐震壁の変形(最大応答せん断ひずみ)や各階毎の耐震壁に作用したせん断力を概略評価するために、基礎版上の観測記録を用いた地震応答解析を実施した(図-4)。

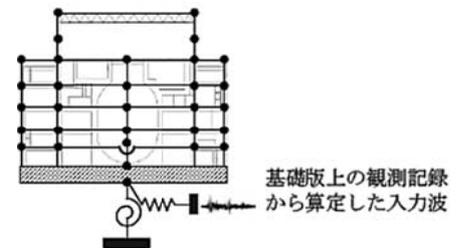


図-4 基礎版上の観測記録を用いた地震応答解析の概要

(1) 最大応答せん断ひずみの確認

地震応答解析の結果、最大応答せん断ひずみは評価基準値*以下であることを確認した(表-2)。

表-2 原子炉建屋耐震壁の最大応答せん断ひずみ

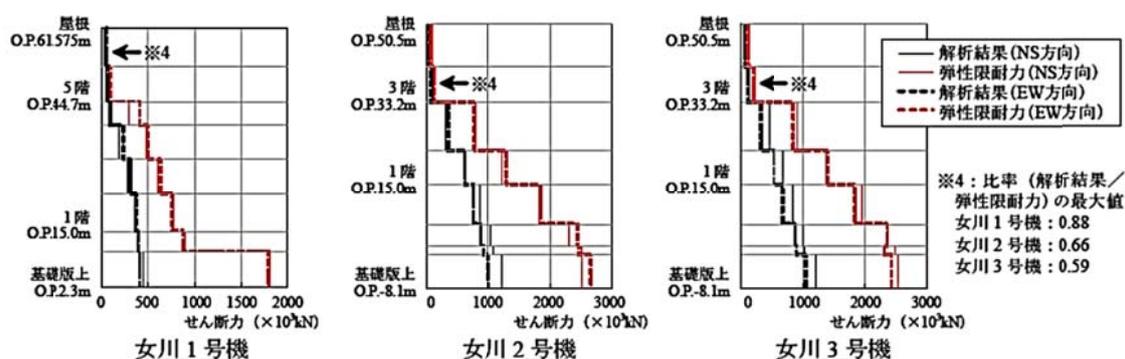
		解析結果	評価基準値*	(参考) 基準地震動 Ss
女川1号機	NS方向	0.36×10^{-3}	2.0×10^{-3}	0.65×10^{-3}
	EW方向	0.35×10^{-3}		0.56×10^{-3}
女川2号機	NS方向	0.49×10^{-3}		1.15×10^{-3}
	EW方向	0.28×10^{-3}		0.55×10^{-3}
女川3号機	NS方向	0.81×10^{-3}		0.99×10^{-3}
	EW方向	0.18×10^{-3}		0.41×10^{-3}

*評価基準値は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」に定められており、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局せん断ひずみに2倍の安全率を持たせたもの。

(2) 各階毎の耐震壁に作用したせん断力の確認

地震応答解析の結果、各階毎の耐震壁に作用したせん断力は鉄筋の弾性範囲で負担できる各階毎のせん断力(弾性限耐力)を下回っていることを確認した(図-5)。

図-5 原子炉建屋の各階毎の耐震壁に作用したせん断力の確認



3. まとめと今後の対応

女川原子力発電所における今回の地震の観測記録を分析した結果、基準地震動 Ss を一部上回るものの、ほぼ同等であった。また、観測記録を用いた地震応答解析の結果、今回の地震によっても原子炉建屋の機能が維持されていることを確認した。

東北電力が作成した平成23年7月28日付「女川原子力発電所における平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震時等に取得された地震観測記録の分析・評価および耐震安全上重要な設備の影響評価に係わる報告書(概要)」(抄)

1. 耐震安全上重要な設備の影響評価

平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震(以下、「3.11地震」という。)および平成23年4月7日の宮城県沖の地震(以下、「4.7地震」という。)の揺れにより受けた影響について、それぞれの地震観測記録に基づく原子炉建屋の解析結果(平成23年4月7日および4月25日報告)を踏まえ、女川1号機、2号機および3号機の原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」機能を有する耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価(構造強度評価および動的機能維持評価)した。

その結果、3.11地震および4.7地震による各設備の発生値は、機能維持の評価基準値を下回っていることを確認した(表1、表2参照)。

表1 構造強度評価結果

機能	評価設備 (評価対象箇所)	発生値(N/mm ²)		評価基準値 (N/mm ²)	判定	
		3.11地震	4.7地震			
止める	炉心支持構造物 (シュラウドサポートレグ)	1号機	71	69	250	○
		2号機	85	111	209	○
		3号機	80	58	209	○
冷やす	残留熱除去系ポンプ (取付ボルト)	1号機	88	103	185	○
		2号機	22	21	444	○
		3号機	27	26	444	○
	残留熱除去系配管 (配管本体)	1号機	140	151	363	○
		2号機	114	157	366	○
		3号機	204	213	324	○
閉じ込める	原子炉圧力容器 (基礎ボルト)	1号機	62	71	222	○
		2号機	117	89	499	○
		3号機	72	73	499	○
	原子炉格納容器 (サンドクッション部)	1号機	120	129	255	○
		2号機	0.34	0.41	1	○
		3号機	0.33	0.31	1	○
	主蒸気系配管 (配管本体)	1号機	135	139	366	○
		2号機	157	207	375	○
		3号機	240	304	375	○

表2 動的機能維持評価結果

機能	評価設備 (評価対象箇所)	相対変位 (mm)		評価基準 値 (mm)	備考	
		3.11地震	4.7地震			
止める	制御棒(挿入性) (燃料集合体相対変位)	1号機	20.5	17.5	40.0	・3.11地震時:制御棒が全挿入したことを確認済 ・4.7地震時:制御棒は全て挿入状態であることを確認済
		2号機	13.9	10.2	40.0	
		3号機	12.2	9.5	40.0	

整備したアクシデントマネジメント策のまとめ(1号炉)

機能	今回(平成6年3月以降)整備した アクシデントマネジメント策	従来から整備しているアクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	○ 代替反応度制御(RPT及びARI)	○ 手動スクラム ○ 水位制御及びほう酸水注入系の手動操作
原子炉及び格納容器 への注水機能	○ 代替注水手段(復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段及び格納容器冷却系から停止時冷却系を介した原子炉への注水手段)	○ ECCS等の手動起動 ○ 原子炉の手動減圧及び低圧注水操作 ○ 代替注水手段(給復水系、制御棒駆動水圧水系による原子炉への注水手段)
格納容器からの除熱 機能	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・ 格納容器冷却系の故障機器の復旧 ・ 耐圧強化ベント 	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器冷却系の手動起動 ・ 不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント
安全機能のサポート 機能	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源の融通(隣接プラントからの480V融通) ・ 非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧 ・ 非常用ディーゼル発電機の専用化 	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・ 電源の融通(隣接プラントからの6.9kV融通)

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成

整備したアクシデントマネジメント策のまとめ(2～5号炉)

機能	今回(平成6年3月以降)整備した アクシデントマネジメント策	従来から整備しているアクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	○ 代替反応度制御(RPT及びARI)	○ 手動スクラム ○ 水位制御及びほう酸水注入系の手動操作
原子炉及び格納容器 への注水機能	○ 代替注水手段(復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段) ○ 原子炉減圧の自動化	○ ECCS等の手動起動 ○ 原子炉の手動減圧及び低圧注水操作 ○ 代替注水手段(給復水系、制御棒駆動水圧水系による原子炉への注水手段、海水系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段*)
格納容器からの除熱 機能	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・ 残留熱除去系の故障機器の復旧 ・ 耐圧強化ベント 	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器冷却系の手動起動 ・ 不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント
安全機能のサポート 機能	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源の融通(隣接プラントからの480V融通) ・ 非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧 ・ 非常用ディーゼル発電機の専用化 	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・ 電源の融通(隣接プラントからの6.9kV融通)

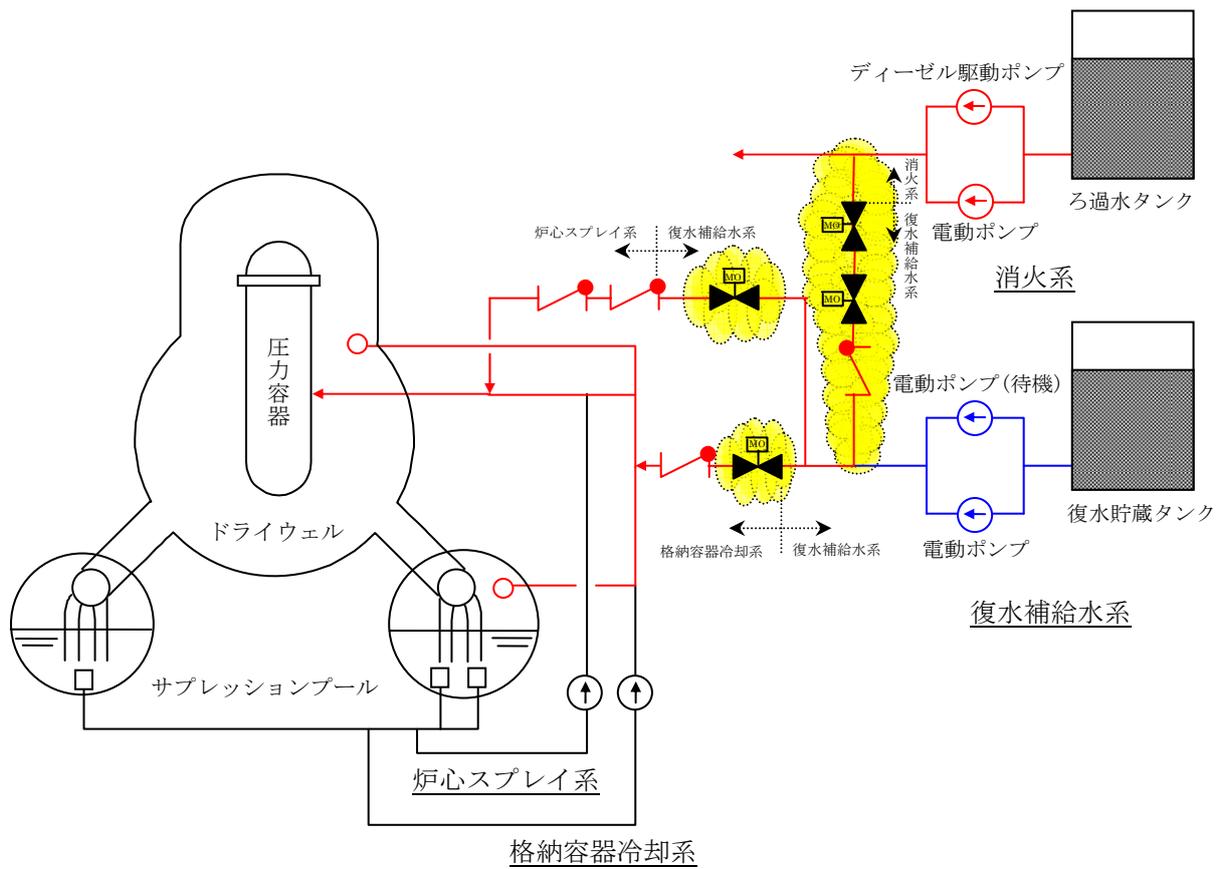
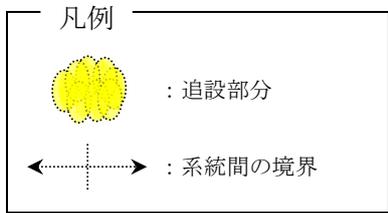
* :2号炉は除く

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成

整備したアクシデントマネジメント策のまとめ(6号炉)

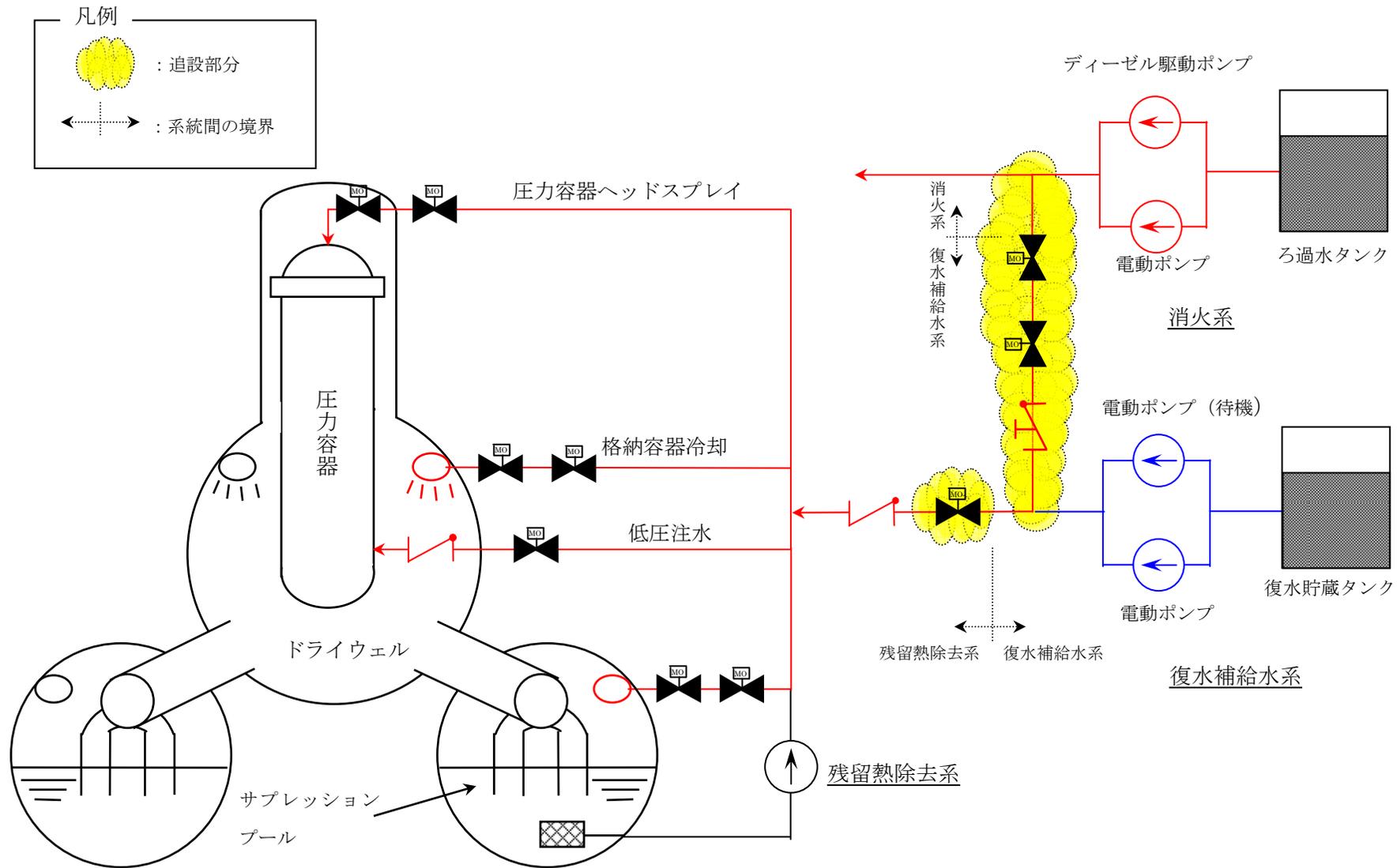
機能	今回(平成6年3月以降)整備した アクシデントマネジメント策	従来から整備しているアクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	○ 代替反応度制御(RPT及びARI)	○ 手動スクラム ○ 水位制御及びほう酸水注入系の手動操作
原子炉及び格納容器 への注水機能	○ 代替注水手段(復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段) ○ 原子炉減圧の自動化	○ ECCS等の手動起動 ○ 原子炉の手動減圧及び低圧注水操作 ○ 代替注水手段(給水系、制御棒駆動水圧水系による原子炉への注水手段、海水系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段)
格納容器からの除熱 機能	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・ 残留熱除去系の故障機器の復旧 ・ 耐圧強化ベント 	○ 格納容器からの除熱手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ冷却系の手動起動 ・ 不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベント
安全機能のサポート 機能	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源の融通(隣接プラントからの480V融通、高圧炉心スプレイ系専用ディーゼル発電機からの6.9kV融通) ・ 非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧 ・ 非常用ディーゼル発電機の専用化 	○ 電源供給手段 <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・ 電源の融通(隣接プラントからの6.9kV融通)

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成



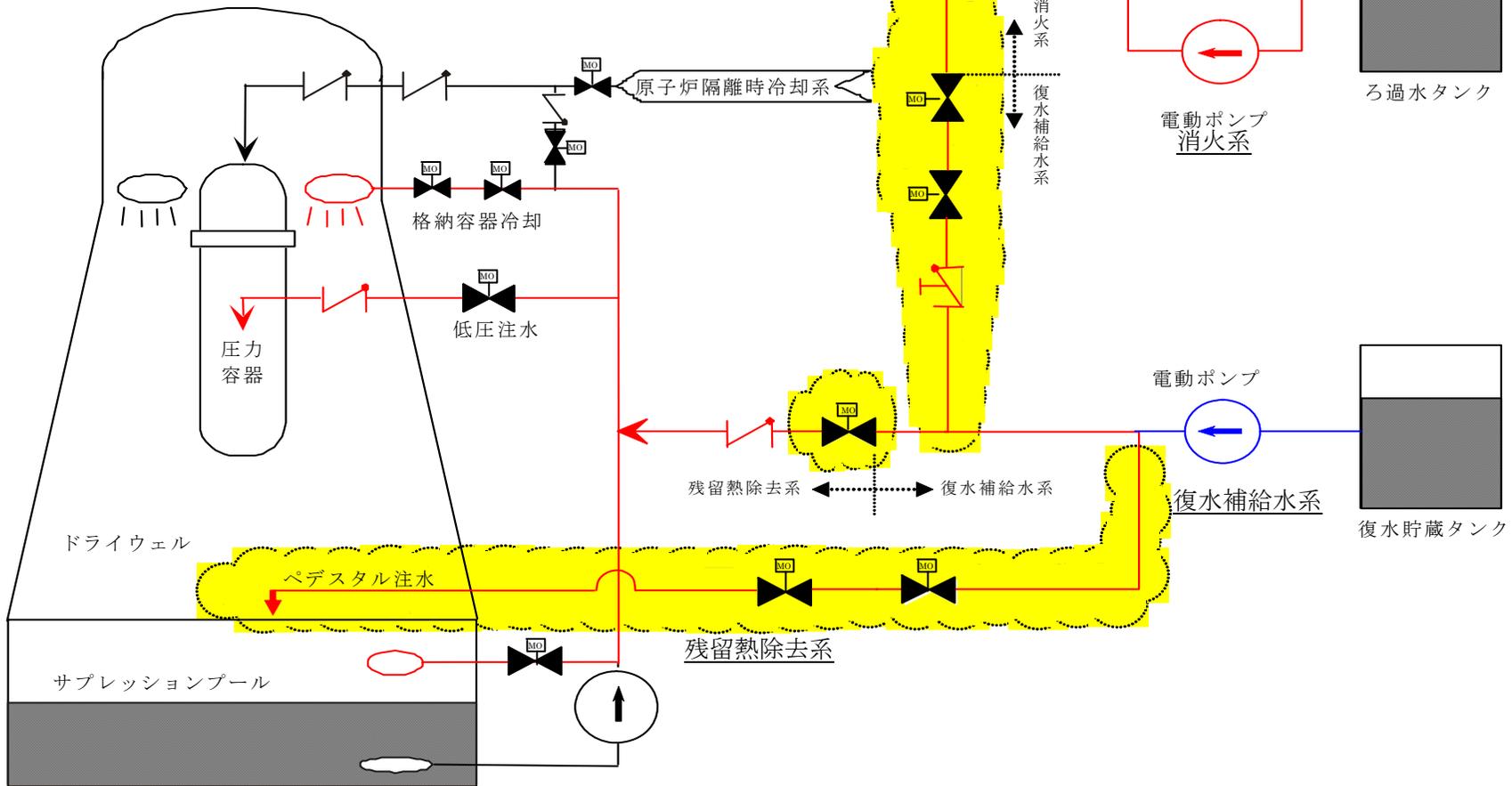
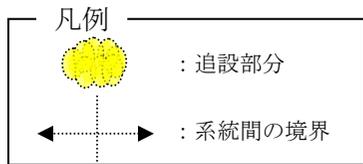
代替注水設備（1号炉，概念図）

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成



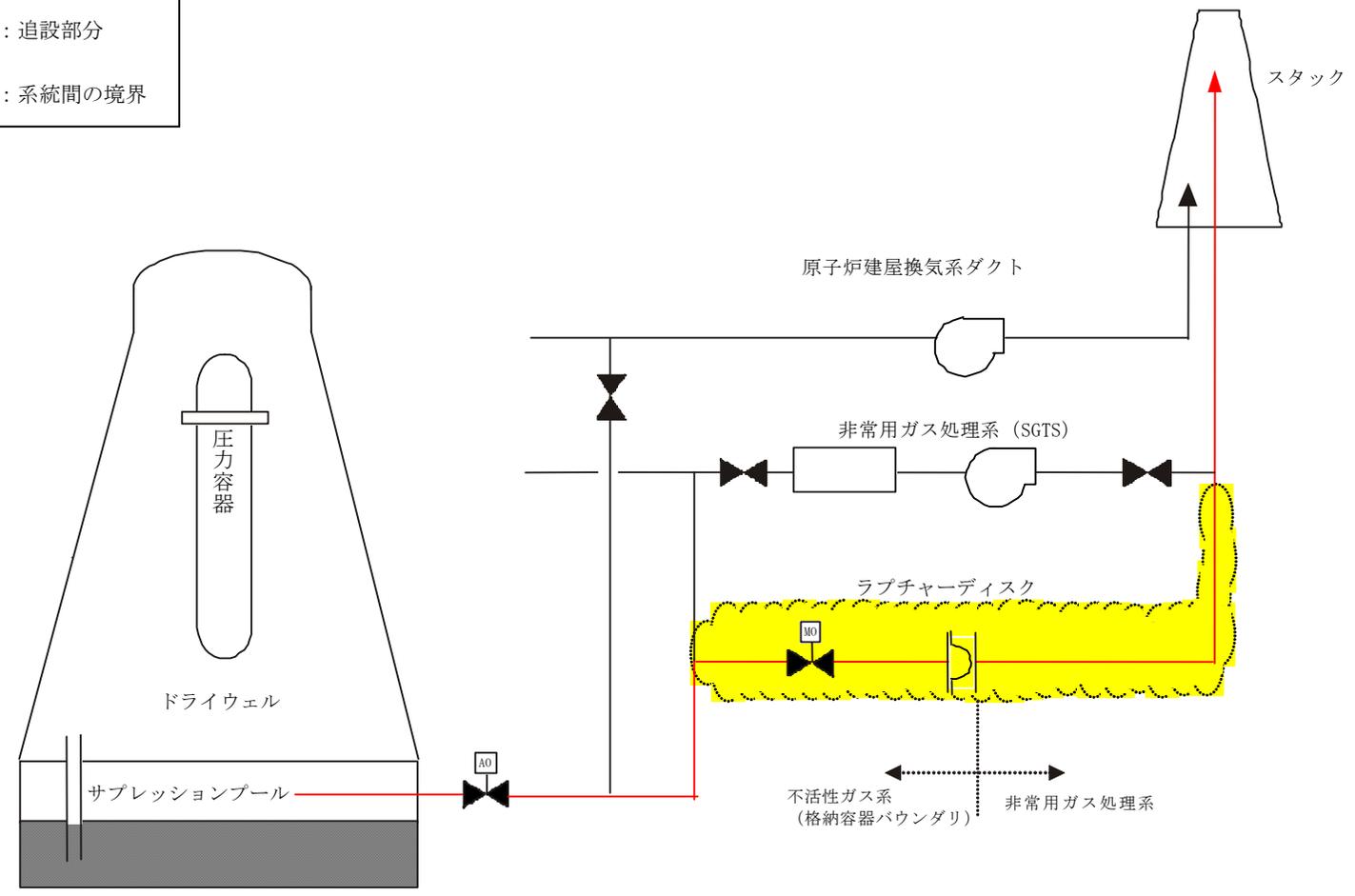
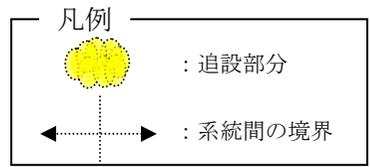
代替注水設備 (2~5号炉, 概念図)

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成



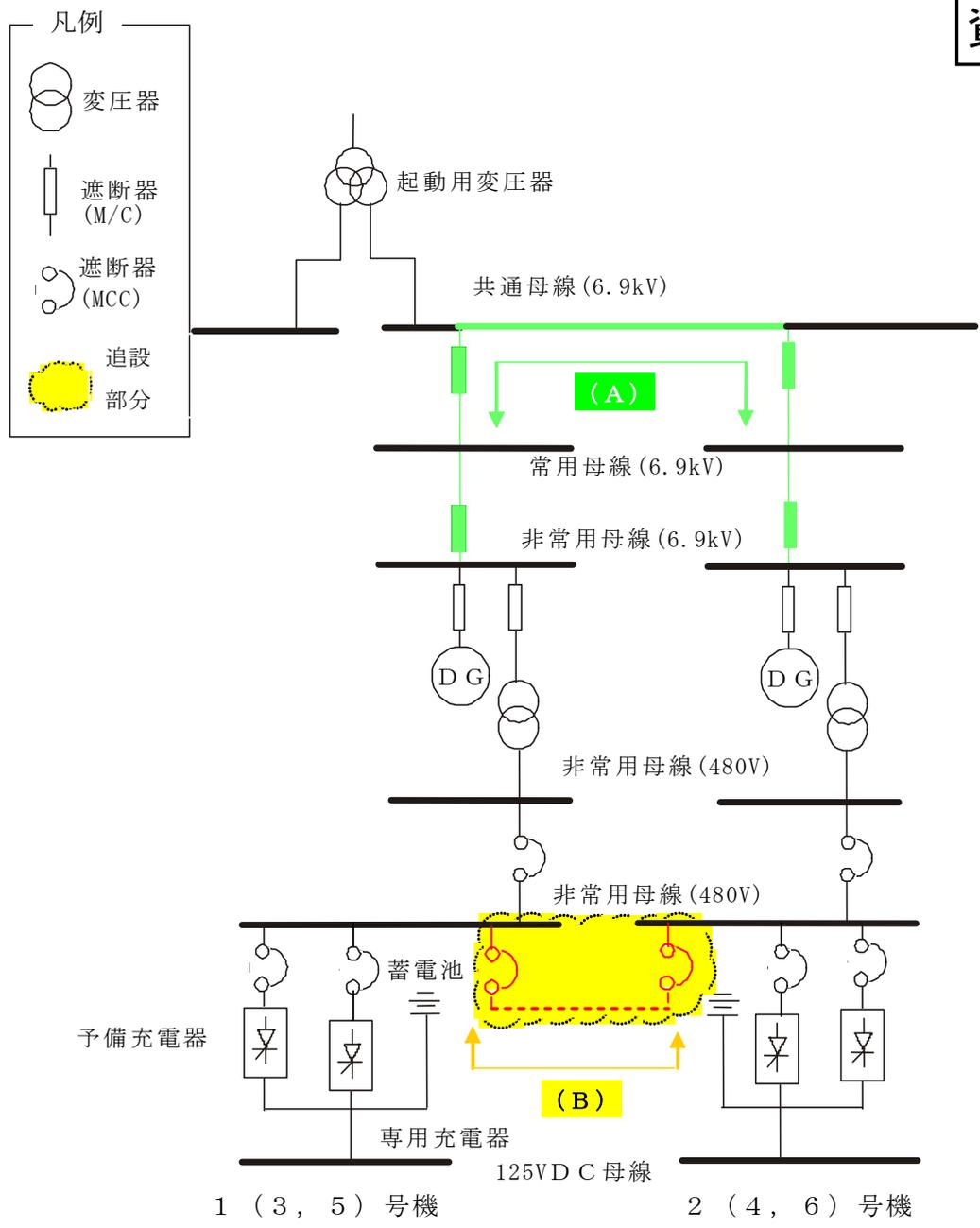
代替注水設備（6号炉，概念図）

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成 14 年 5 月)を基に作成



耐圧強化ベント設備（1～6号炉，概念図）

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成 14 年 5 月)を基に作成



(A) ルート : 6.9kV の AC 電源を融通する。
平成 6 年 3 月までに設置されていた高圧交流電源を融通するためのライン

(B) ルート : 480V の AC 電源を融通する。
平成 10 年 6 月から平成 12 年 8 月までの間に設置された低圧交流電源を融通するためのタイライン

電源の融通 (1~6号炉, 概念図)

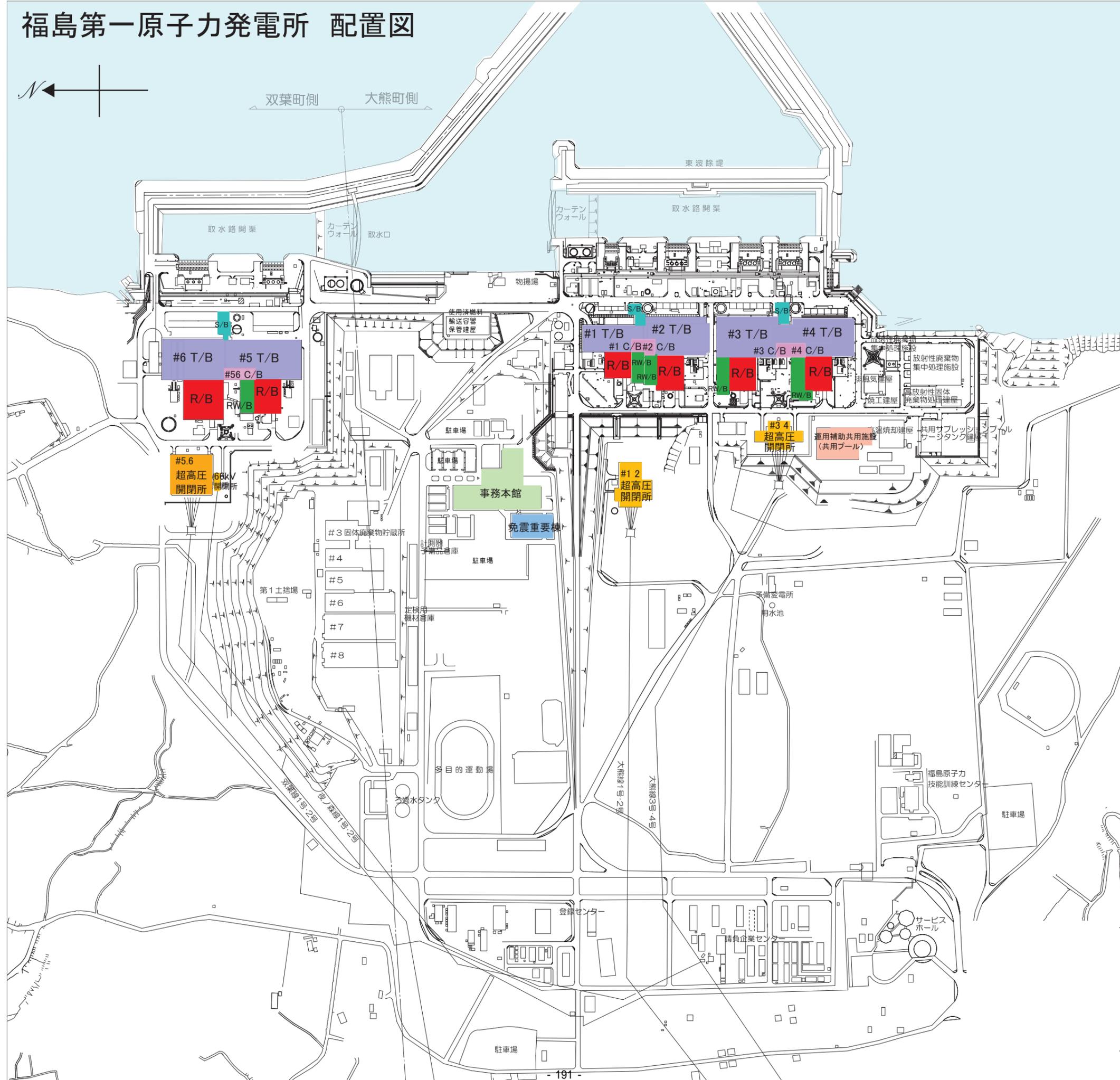
東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成 14 年 5 月)を基に作成

This page intentionally left blank.

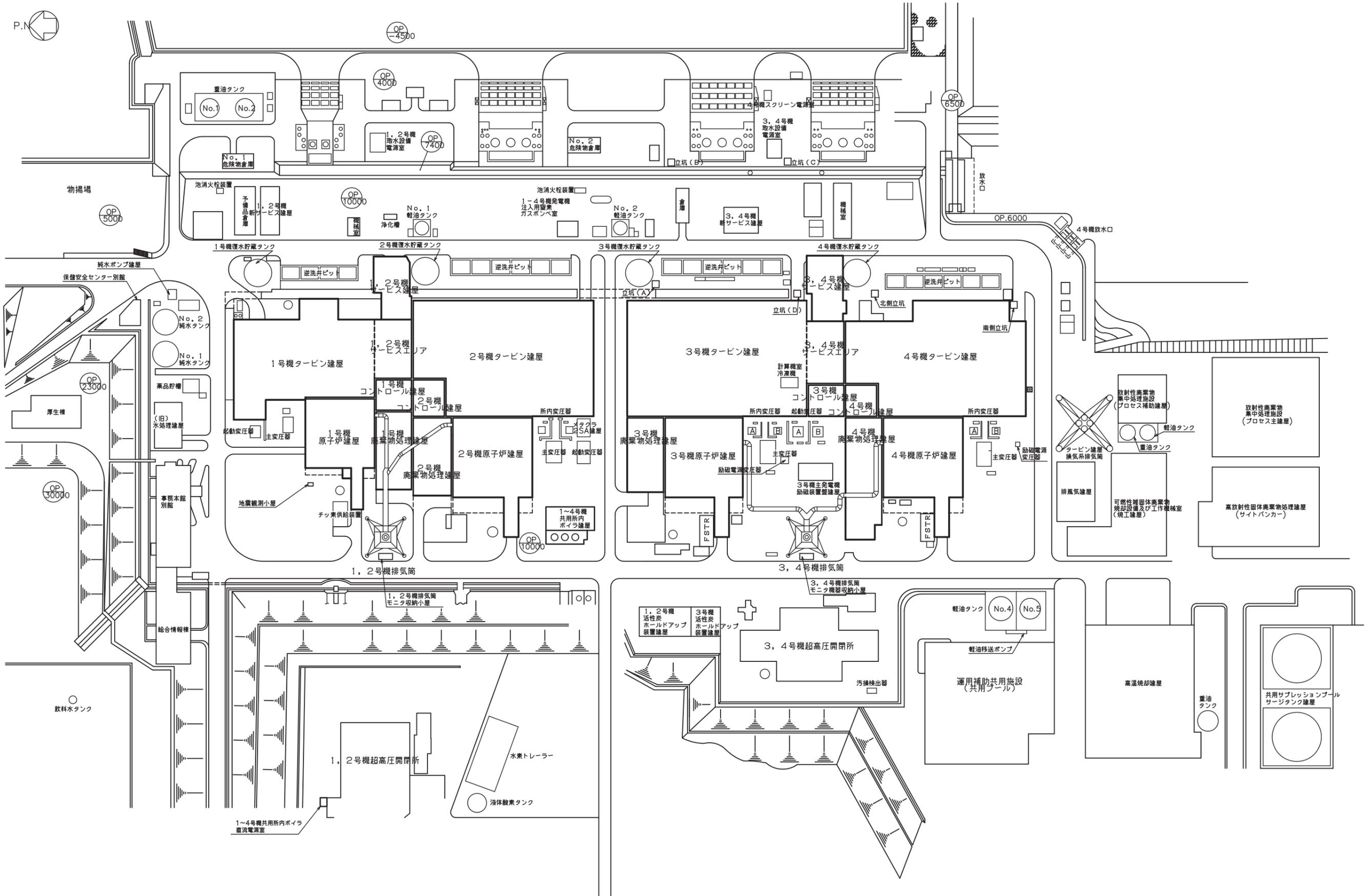
福島第一原子力発電所 配置図



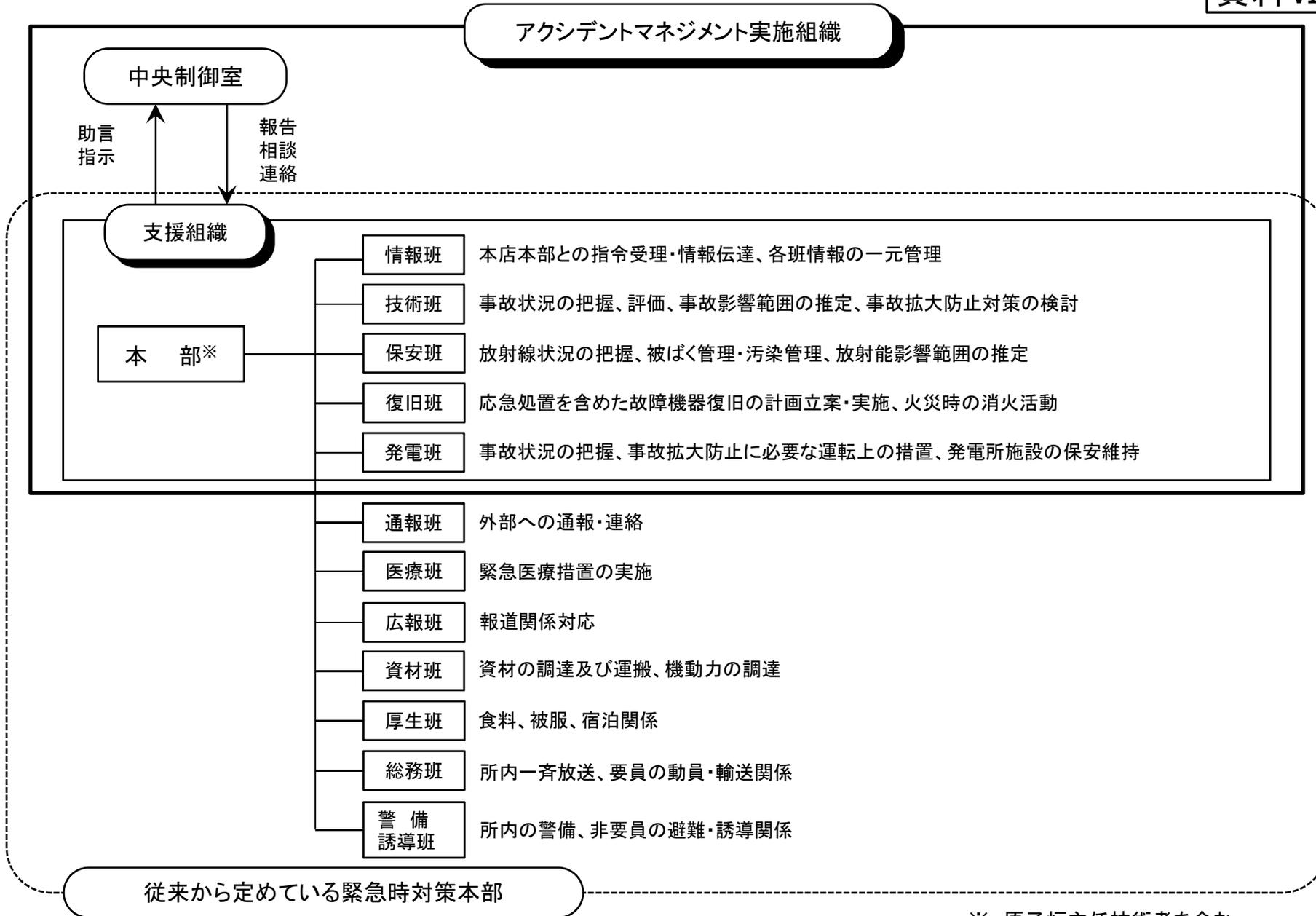
- 凡例
- R/B 原子炉建屋
 - T/B タービン建屋
 - RW/B 廃棄物処理建屋
 - C/B コントロール建屋
 - S/B サービス建屋
 - 運用補助共用施設 (共用プール)
 - 超高压開閉所
 - 事務本館
 - 免震重要棟



福島第一原子力発電所1号機から4号機 配置図



This page intentionally left blank.



※ 原子炉主任技術者を含む

アクシデントマネジメント実施組織

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成

	炉心損傷前 炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント用	炉心損傷後 炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和するための アクシデントマネジメント用	炉心損傷の有無によらずに用いるアクシ デントマネジメント用の手順書
運転員用	<p>事故時運転操作基準 (徴候ベース) EOP</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故の起回事象を問わず観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記載した手順書 アクシデントマネジメントの内、炉心損傷を防止するための対応手順を記載 	<p>事故時運転操作基準 (シビアアクシデント) SOP</p> <ul style="list-style-type: none"> アクシデントマネジメントの内、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載 	<p>事故時運転操作基準 (事象ベース) AOP</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載した手順書 アクシデントマネジメントの内、電源融通操作を記載
支援組織用		<p>アクシデント マネジメントガイド AMG</p> <p>炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順や判断基準、技術データ等の知識ベース、影響予測等を取りまとめ、ガイドラインとして記載</p>	<p>復旧手順ガイドライン (RHR及びD/G)</p> <p>安全確保上特に重要な機能を有する残留熱除去系(1号炉は格納容器冷却系)及び非常用ディーゼル発電機故障時の復旧ガイドを記載</p>

•AOP:Abnormal Operating Procedures
•EOP:Emergency Operating Procedures

•SOP:Severe Accident Operating Procedures
•AMG:Accident Management Guideline

アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を基に作成

アクシデントマネジメントに関する教育等の方法及び頻度

教育対象		教育内容	項目	
支援組織 要員	技術班以外の 要員	基礎的知識	教育方法	自習 技術GM等による講義
			頻度	在任中1回
	本部長、副本部 長、技術系班班 長、副班長、技 術班員	基礎的知識 応用的知識	教育方法	自習 技術GM等による講義
			頻度	在任中1回
運転員	当直長 当直副長	基礎的知識 応用的知識	教育方法	自習 発電GM等による講義
			頻度	年1回
	当直主任以下 全員	基礎的知識	教育方法	自習 発電GM等による講義
			頻度	年1回

(注) 運転員については、BWR運転訓練センターのフルスコープシミュレータでシミュレーション可能な範囲においてアクシデントマネジメント対応操作の訓練も実施。

アクシデントマネジメントに関する教育内容(例)

対象者	内 容
支援組織要員及び当直員 全員	<p>基礎的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AMの概要 (AMとは何か) ・ 苛酷事故の概要 (苛酷事故とは何か) ・ 代表的な事故シナリオ現象とそのイベントの流れ ・ 機能別の設備の種類とその設備概要 ・ アクシデントマネジメントガイドライン (AMG) 等の位置付け
<p>支援組織 : 本部長、 副本部長 技術系班班長 副班長 技術班員</p> <p>運転員 : 当直長 当直副長</p>	<p>基礎的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AMの概要 (AMとは何か) ・ 苛酷事故の概要 (苛酷事故とは何か) ・ 代表的な事故シナリオ現象とそのイベントの流れ ・ 機能別の設備の種類とその設備概要 ・ アクシデントマネジメントガイドライン (AMG) 等の位置付け <p>応用的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AMG等 (フロー・ガイド) ・ 代表的な事故シナリオの流れとその時のプラント挙動 ・ 機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 ・ 不確実な現象 (金属-水反応等) の概要 ・ 不確実な現象の発生状況と確認方法及び対応操作

(注) 教育方法、頻度及び内容に関しては適宜見直しを図っていく予定。

東京電力「福島第一原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月) を基に作成