

福島第二原子力発電所の復旧状況と 復旧計画の概要について

2012年2月8日

福島第二原子力発電所



東京電力

《発生1》東北地方太平洋沖地震

- 発生日時：2011年3月11日14:46
- 発生場所：三陸沖（北緯 38.1度，東経 142.9度），深さ：24 km
- マグニチュード：9.0
- 震度(気象庁発表)：楡葉町，富岡町，大熊町，双葉町で震度6強

震源位置と原子力発電所



地震発生前，福島第二原子力発電所では，1～4号機の全号機が定格熱出力で運転中



全号機が「地震加速度大」により自動停止（スクラム※）

福島第二で観測された最大加速度は
水平方向277gal※1，上下方向305gal※2

（※1 3号機原子炉建屋最地下階）

（※2 1号機原子炉建屋最地下階）

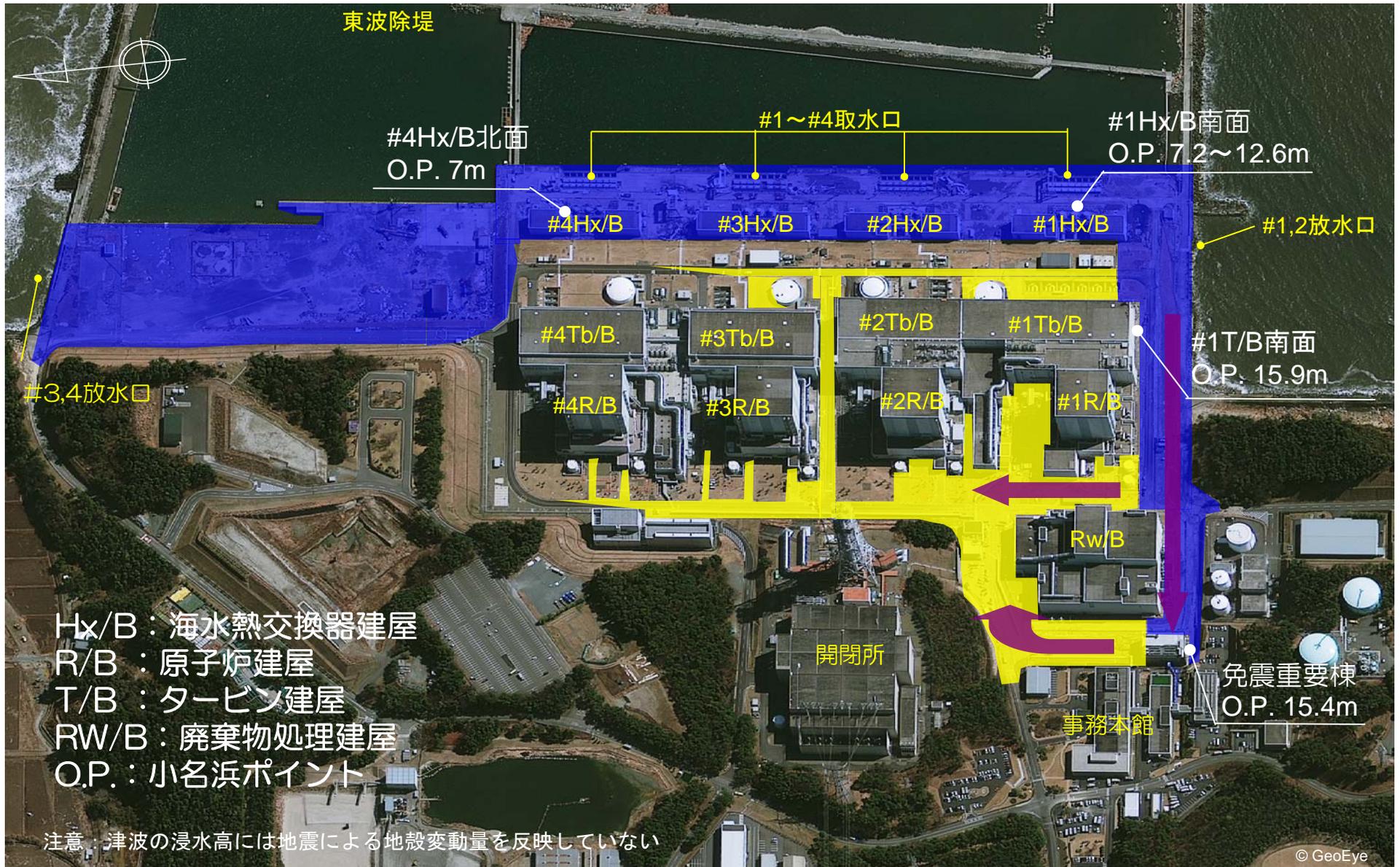
※スクラム設定値は原子炉建屋最地下階で水平方向135gal，上下方向100gal

《発生2》津波の到達

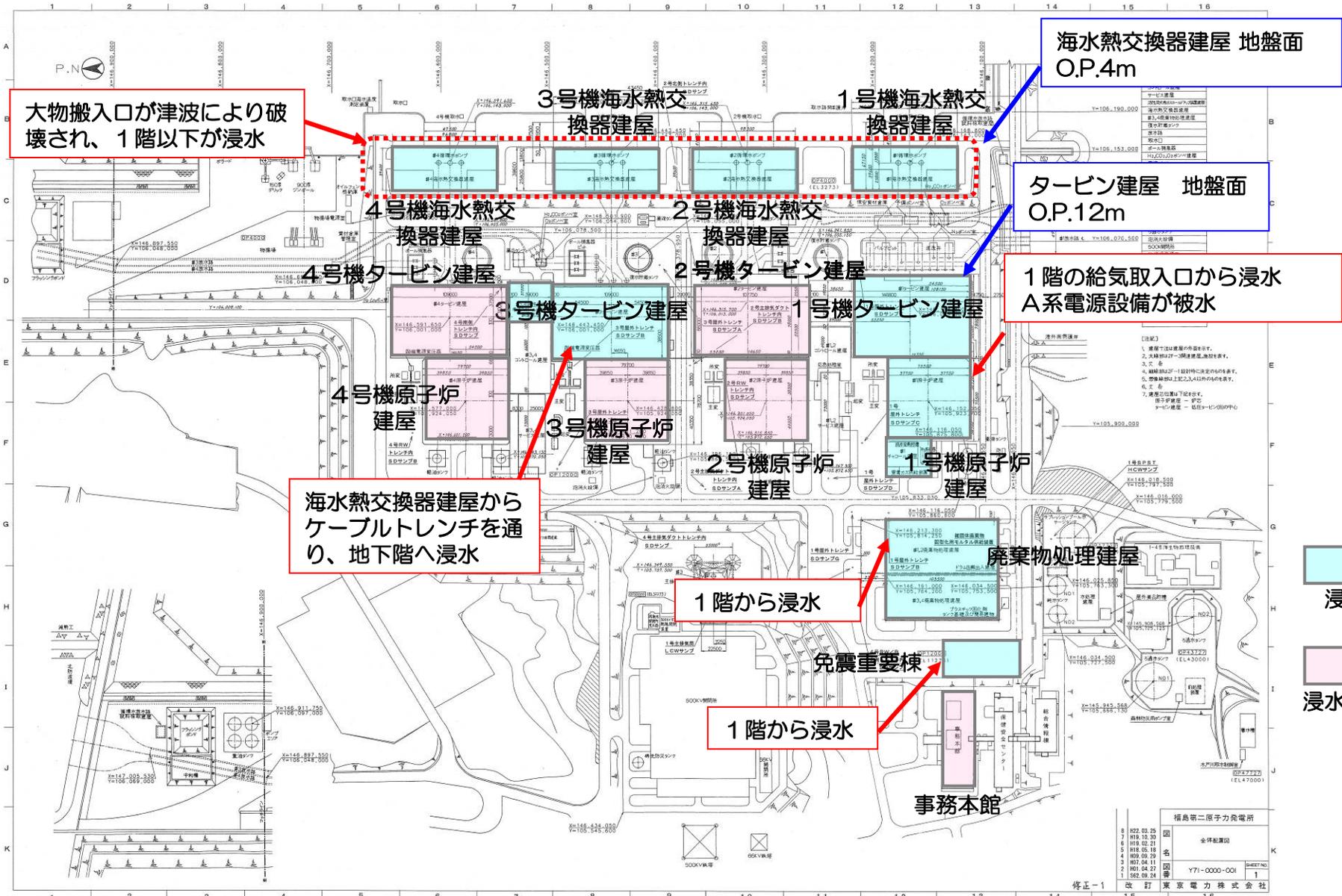
15:30頃
福島第二 免震重要棟脇高
台から、RW/B, 1号機
タービン建屋より海方向
(東方向) を撮影



《発生3》津波の浸水高と浸水域



《発生4》津波浸水被害



《発生5》 1号機原子炉建屋（付属棟）への浸水

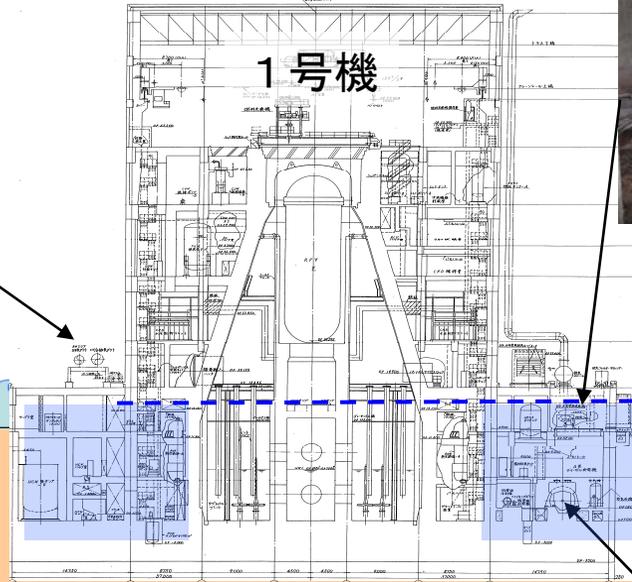
1号機原子炉建屋



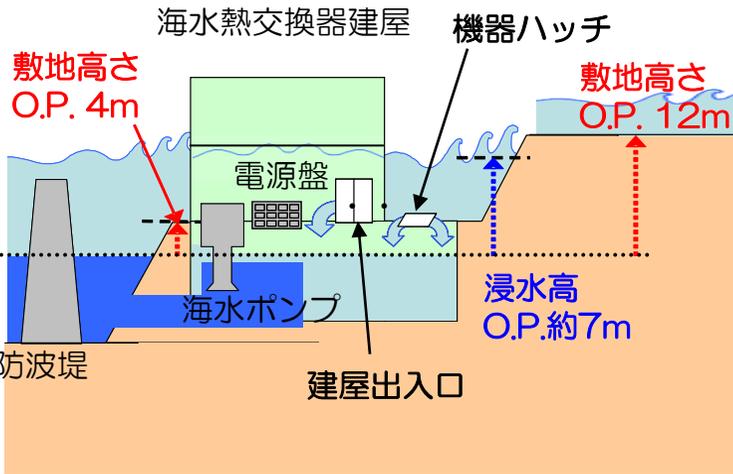
※1号機
原子炉建屋付属棟へ非常用D/G送風機給気口等から浸水

※2~4号機
原子炉建屋付属棟への浸水はほとんどなし

1号機非常用D/G非常用送風機



浸水高: O.P. 約15 m



1号機非常用D/G



《発生6》 1～4号機海水熱交換器建屋への浸水〔1号機の例〕

地下1階⇔1階 階段



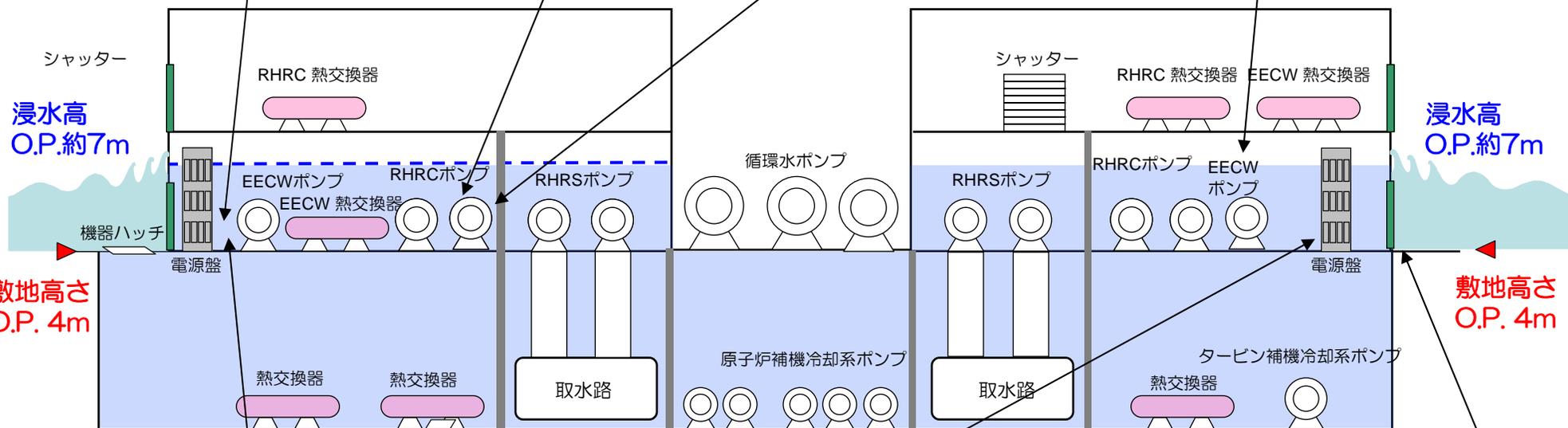
RHRCポンプ



RHRC計装ラック



EECWポンプ



敷地高さ
O.P. 4m

浸水高
O.P. 約7m

敷地高さ
O.P. 4m



電気品室入り口扉



熱交換器建屋大物搬入口

P/C (電源)



《発生7》安全上重要な設備に地震による被害は認められていない



1号機ほう酸水注入系(SLC)のタンクとポンプ



1号機制御棒駆動機構(CRD)ポンプ



1号機水圧制御ユニット



1号機残留熱除去系(RHR)ポンプ



1号機残留熱除去系(RHR)熱交換器



1号機中央制御室空調用コンデンサー

《発生8》津波直後の原子炉注水・冷却設備等の状態

設備		1号機	2号機	3号機	4号機
RHR(A)系統	RHR(A)	電源及び補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可
	RHRC/RHRS(A/C)	電源及び電動機機能喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源及び電動機機能喪失による起動不可
	EECW(A)	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源及び電動機機能喪失による起動不可
LPCS	LPCS	電源及び補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可
D/G(A)	D/G(A)	被水による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可
RHR(B)系統	RHR(B)	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	待機	補機冷却系喪失による起動不可
	RHRC/RHRS(B/D)	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源喪失による起動不可	待機	電源及び電動機機能喪失による起動不可
	EECW(B)	電源及び電動機機能喪失による起動不可	電源喪失による起動不可	運転	電源喪失による起動不可
RHR(C)	RHR(C)	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	待機	補機冷却系喪失による起動不可
D/G(B)	D/G(B)	被水による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	運転	補機冷却系喪失による起動不可
CUW	CUW	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可
FPC	FPC	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可	補機冷却系喪失による起動不可
MUWC	MUWC	待機	待機	待機	待機
RCIC	RCIC	待機	待機	待機	待機

 :健全

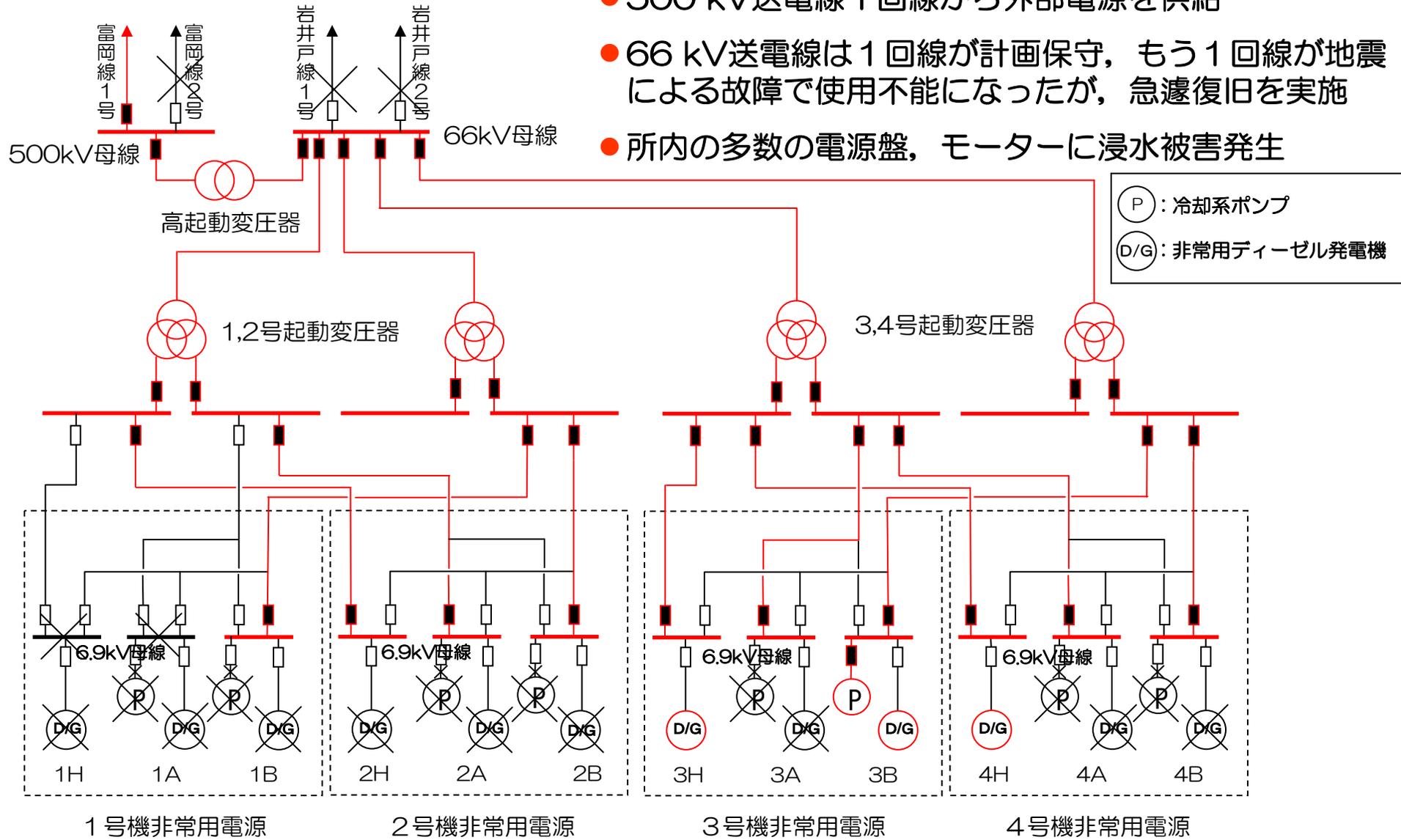
 :間接的要因
(補機冷却系・電源水没)
による機能喪失

 :直接被水による機能喪失

1, 2, 4号機が原子炉除熱機能喪失
(原災法第10条該当)

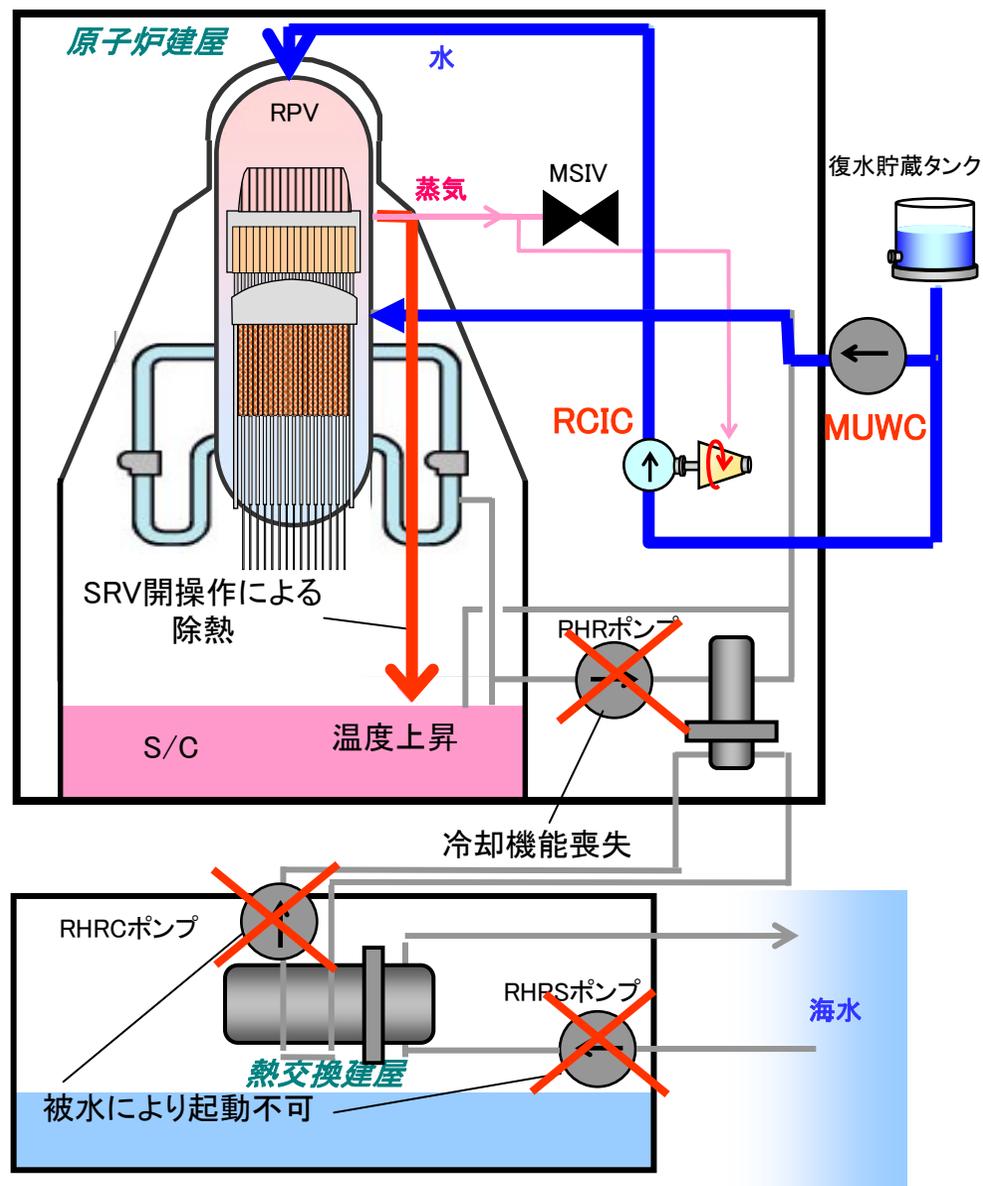
《発生9》津波到達後の外部電源状況

- 500 kV送電線 1 回線から外部電源を供給
- 66 kV送電線は 1 回線が計画保守、もう 1 回線が地震による故障で使用不能になったが、急遽復旧を実施
- 所内の多数の電源盤，モーターに浸水被害発生



《対応1》 事故時運転操作手順書を活用した原子炉水位確保

- 津波後スムーズに低圧注水に切り替えられるよう、事故時運転操作手順書に従い、SRVによって原子炉の減圧を行いつつRCICからの高圧注水によって原子炉水位を維持
- 原子炉減圧と並行してMUWCを待機状態とし、低圧注水に備えた
- 低圧注水可能な圧力まで原子炉を減圧した後、MUWCで原子炉水位を維持
- MUWCが起動した後にRCICを停止することでシームレスな注水を実行



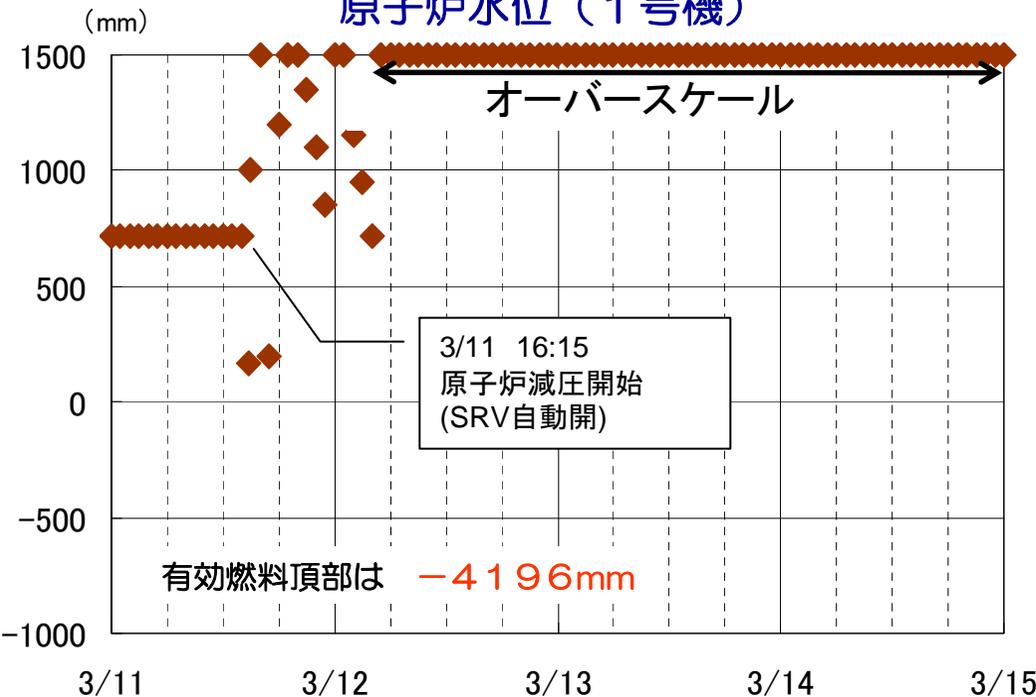
《対応2》 過渡状態でも常に水位を維持して炉心を冷却〔1号機の例〕

- 原子炉の減圧に伴い，高圧時にはRCICを利用し，並行してMUWCを起動することで継続的な炉心注水を維持
- これによって原子炉水位を維持し，炉心冷却に成功

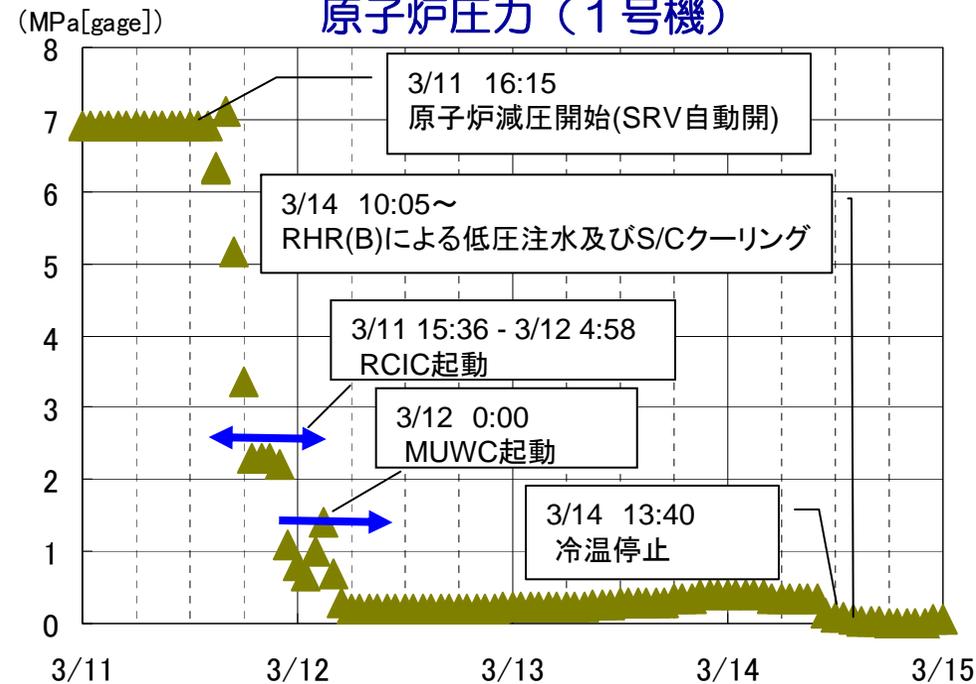


事象発生後から，原子炉の水位は健全に維持ができた。

原子炉水位（1号機）

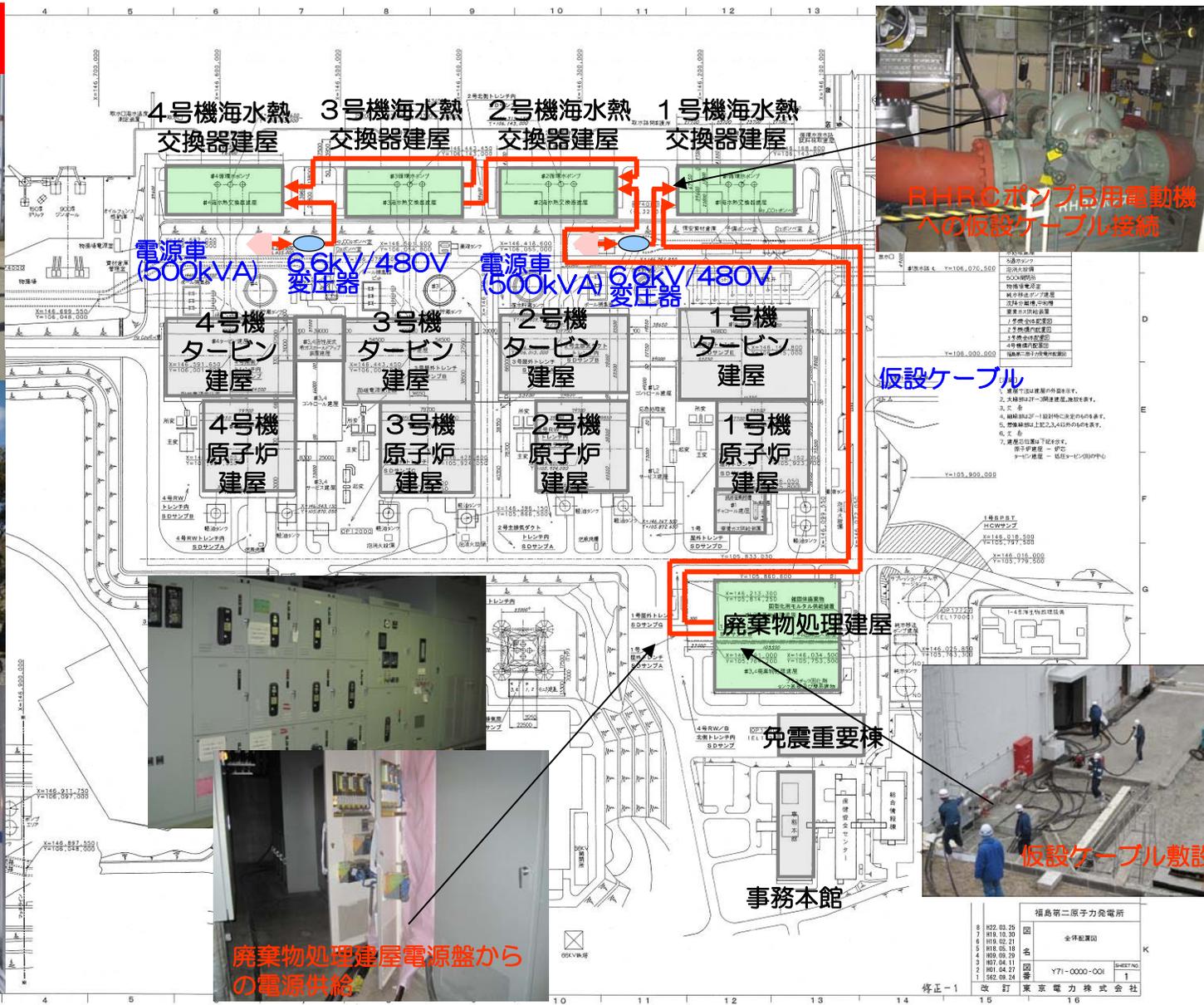


原子炉圧力（1号機）



《対応3》 仮設電源の供給とモーターの交換

総延長 9 km の仮設ケーブル敷設、
被水したモーターの交換を実施



RHRCポンプB用電動機
への仮設ケーブル接続

仮設ケーブル

廃棄物処理建屋電源盤からの
電源供給



仮設ケーブル敷設

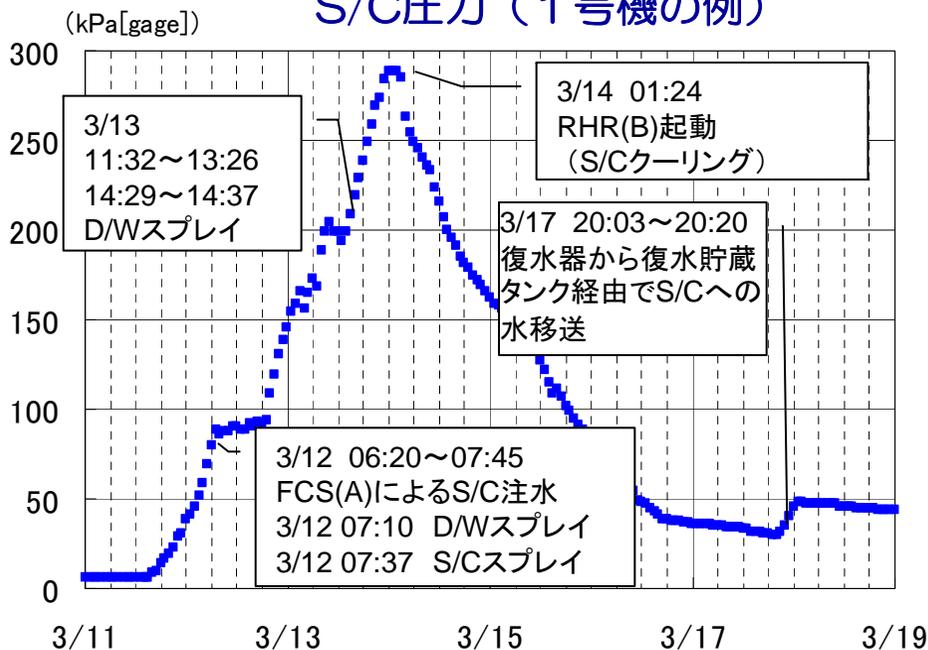
《対応5》原子炉格納容器内温度・圧力

- 冷却系復旧までの間，SRVからの蒸気によりS/C水温が100℃以上に上昇
(圧力抑制機能喪失：原災法第15条に該当)
- 事故時運転操作手順書に従った操作等によって，温度・圧力の上昇を緩和
- 冷却系の復旧によって，最終的に温度・圧力低下に成功

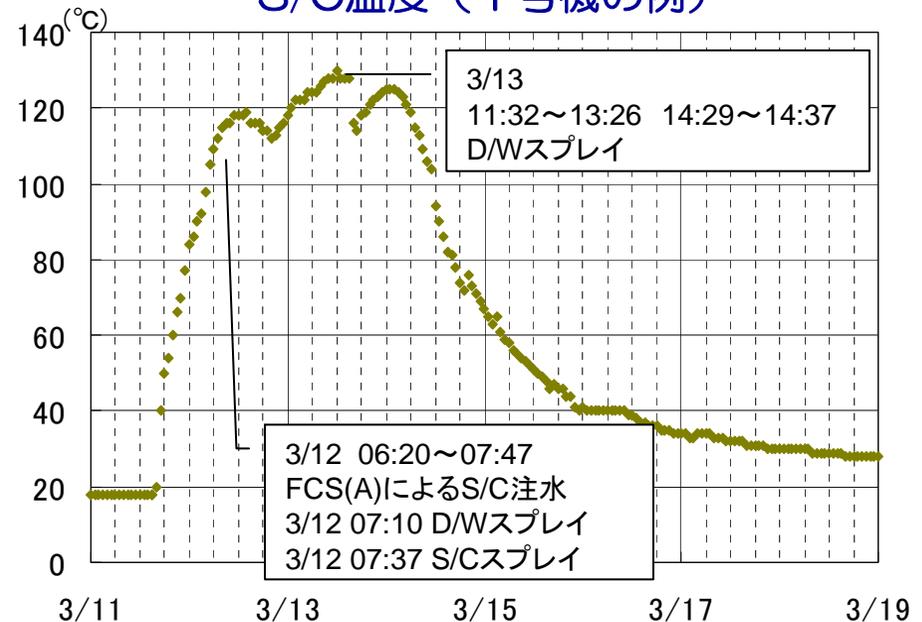


原子炉格納容器は設計上の最高使用圧力を超えず，ベントを行わずに収束に成功。

S/C圧力 (1号機の例)



S/C温度 (1号機の例)

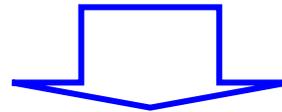


《対応6》 原子炉格納容器の評価

- 今回の事象により、一時的に原子炉格納容器内温度・圧力が上昇したが、機能は維持されている状態であった
- 1・4号機の格納容器内点検を実施しているが、安全上の機能に係わる設備の異常は確認されていない
- S/Cの温度が設計値を超えていることから、今後その影響評価を実施

(これは、原子力安全委員会からの意見である「冷温停止に至るまでに通常と異なる圧力・温度等の履歴があったことを踏まえ、施設に対するこれらの影響を検討すること」に該当)

また、他設備についても、設計条件を超える事象があったか確認を進め、必要に応じ評価を実施する。



機能維持は確認されたが、今後継続的に評価を実施する。

《対応7》耐震評価

■評価方法

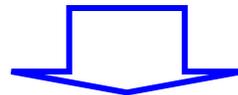
- 当該地震の観測記録に基づいた地震応答解析を実施

■原子炉建屋、タービン建屋の解析結果

- 原子炉建屋の地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大 0.11×10^{-3} （3号機 南北方向4階）であり評価基準値（ 2.0×10^{-3} ）を十分に下回り、安全機能を保持できる状態にあったと推定
- タービン建屋の地震応答解析の結果、耐震安全上重要な機器・配管系が設置されている部位のせん断ひずみは、最大 0.14×10^{-3} （2号機 南北方向地下1階）であり、評価基準値（ 2.0×10^{-3} ）を十分に下回り、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定

■耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果

- おおむね耐震安全性評価で健全性を確認した地震荷重等を下回ることを確認
- 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



耐震性については評価上問題がないことを確認。

《対応8》 継続的な復旧

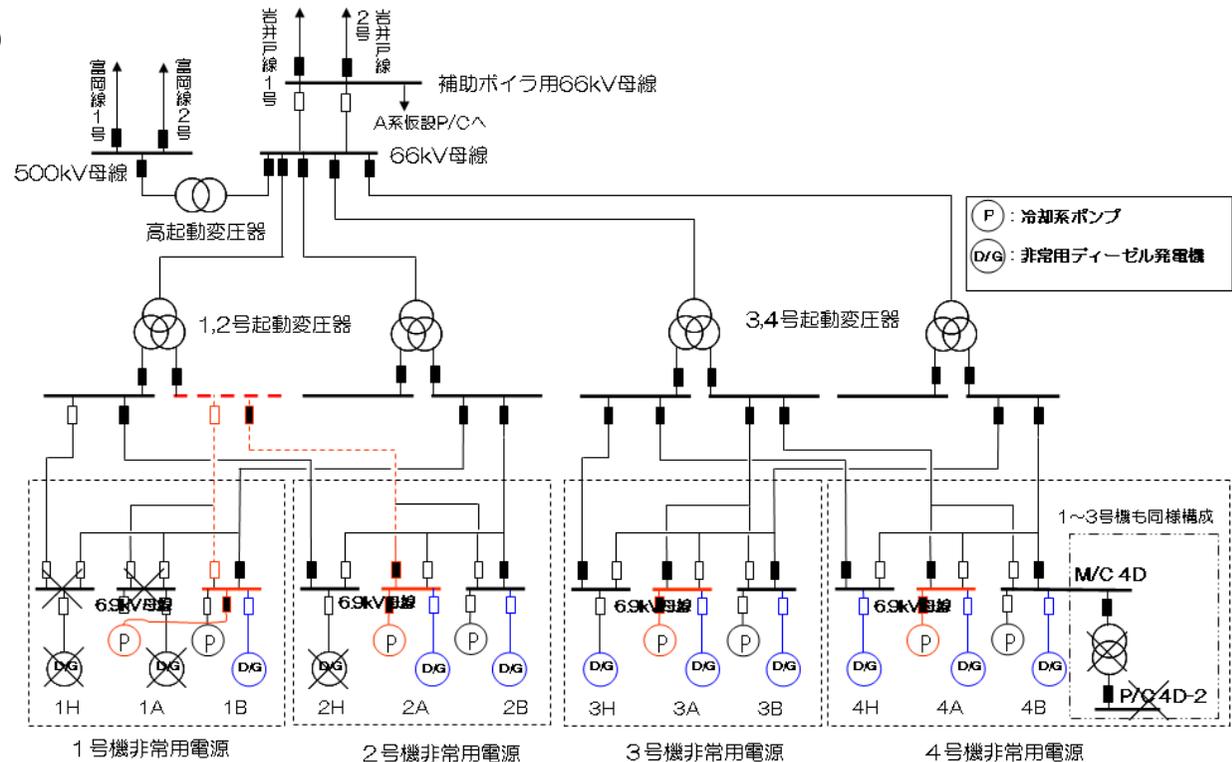
■ 燃料冷却管理（原子炉冷却機能の冗長性）

- 3/11～7/16：津波による設備故障のため管理基準に適合せず
- 7/17～：代替除熱系（原子炉冷却材浄化系：CUW）を起動し全号機が管理基準に適合

■ 電源管理

（原子炉冷却用の非常用電源の多重性）

- 3/15～7/14：津波による設備故障のため1号機のみ管理基準に適合せず
- 7/15～：非常用D/G 1系列動作可能状態となり管理基準に適合
 - 2,3,4号機のD/Gは2機以上待機
 - 1号機はD/G 1機待機，2号機D/Gをバックアップで使用可能



現在、原子炉停止中に要求される管理基準については全て適合状態にある。

《対応9》 原子炉注水・冷却設備等の復旧状況

(平成24年2月1日現在)

設備		1号機	2号機	3号機	4号機
RHR(A)系統	RHR(A)	仮設電源にて使用中	健全	健全	健全
	RHRC/RHRS(A/C)	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中
	EECW(A)	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中
LPCS	LPCS	電源無し	健全	健全	健全
D/G(A)	D/G(A)	修理中	健全	健全	健全
RHR(B)系統	RHR(B)	健全	健全	健全	健全
	RHRC/RHRS(B/D)	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	健全	仮設電源にて使用中
	EECW(B)	仮設電源にて使用中	仮設電源にて使用中	健全	仮設電源にて使用中
RHR(C)	RHR(C)	電源無し	健全	健全	健全
D/G(B)	D/G(B)	健全	健全	健全	健全
CUW	CUW	パージライン仮設運用中	パージライン仮設運用中	パージライン仮設運用中	パージライン仮設運用中
FPC	FPC	健全	健全	健全	健全
MUWC	MUWC	健全	健全	健全	健全
RCIC	RCIC	健全	健全	健全	健全

 :健全

 :間接的要因
(補機冷却系・電源水没による機能喪失)

 :直接被水による機能喪失

全号機で各2系統の非常用冷却系と1系統の常用冷却系で原子炉の冷却が可能。
(冗長性確保)

《対応10》 緊急安全対策の実施状況（その1）

■ 緊急時の電源確保

- 電源車の構内の高台への配備，電源確保手順の策定

■ 緊急時の最終的な除熱機能および使用済燃料プールの冷却確保

- 消防車の構内高台への配備，代替注水手順の策定
- 全交流電源喪失時の予備ポンプ等を用いた格納容器ベント操作手順の策定

■ 構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

- 安全上重要な設備が設置されている建屋の浸水防止
- 構内道路等のアクセス性確保（重機および砕石の配備）

■ 緊急時対応のための機器及び設備の点検

■ 緊急時対応計画の点検および訓練

- 本店制定の「原子力災害対策マニュアル」の見直し、発電所の「津波アクシデントマネジメントの手引き」の新規制定
- 緊急時対応訓練の実施（5月13日、6月15日、10月13日、12月7日）



全交流電源喪失や津波による除熱機能喪失が仮に起きても、機動的手段で原子炉と使用済燃料プールの冷却が可能。

《対応11》 緊急安全対策の実施状況 (その2)

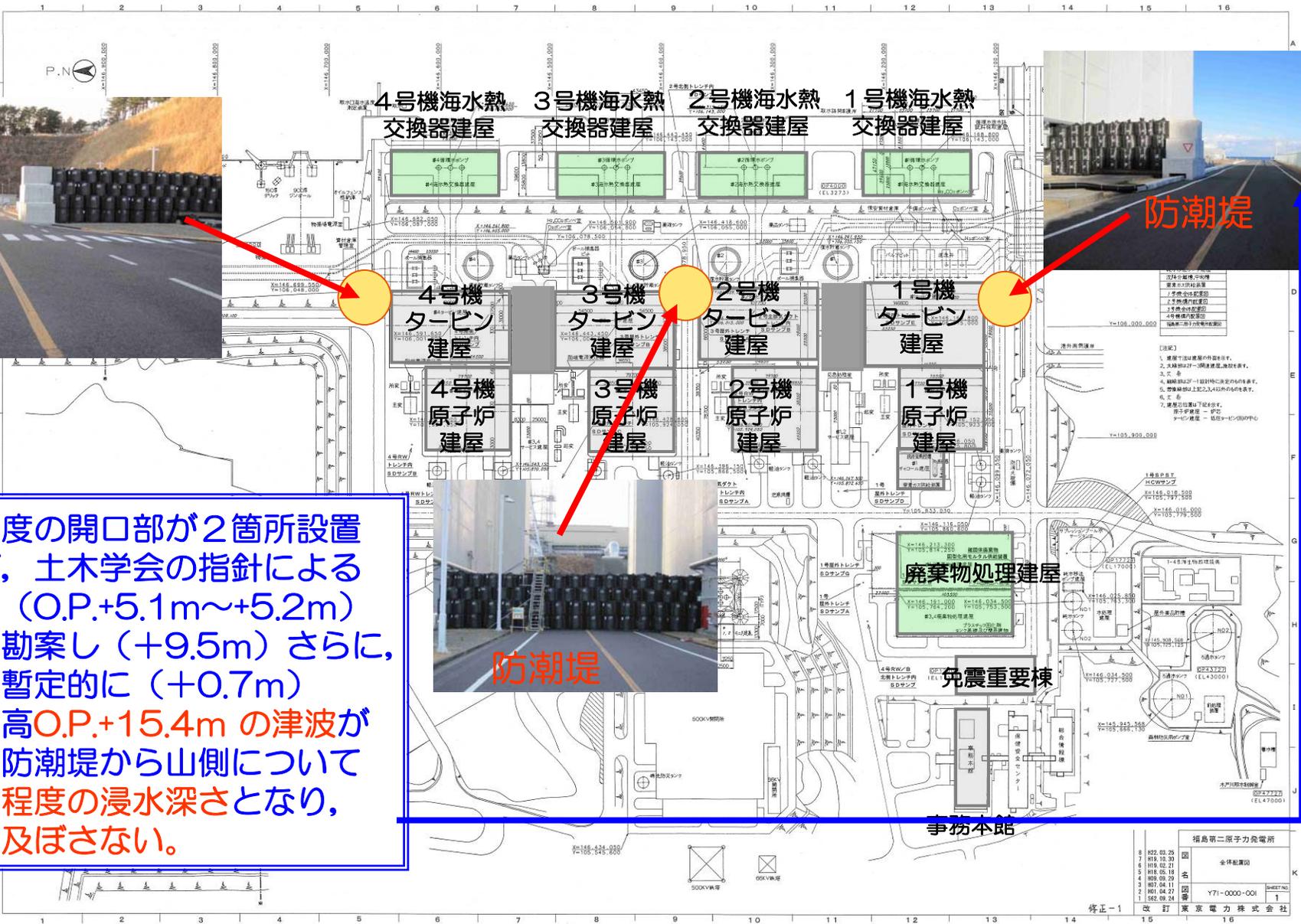
防潮堤



防潮堤



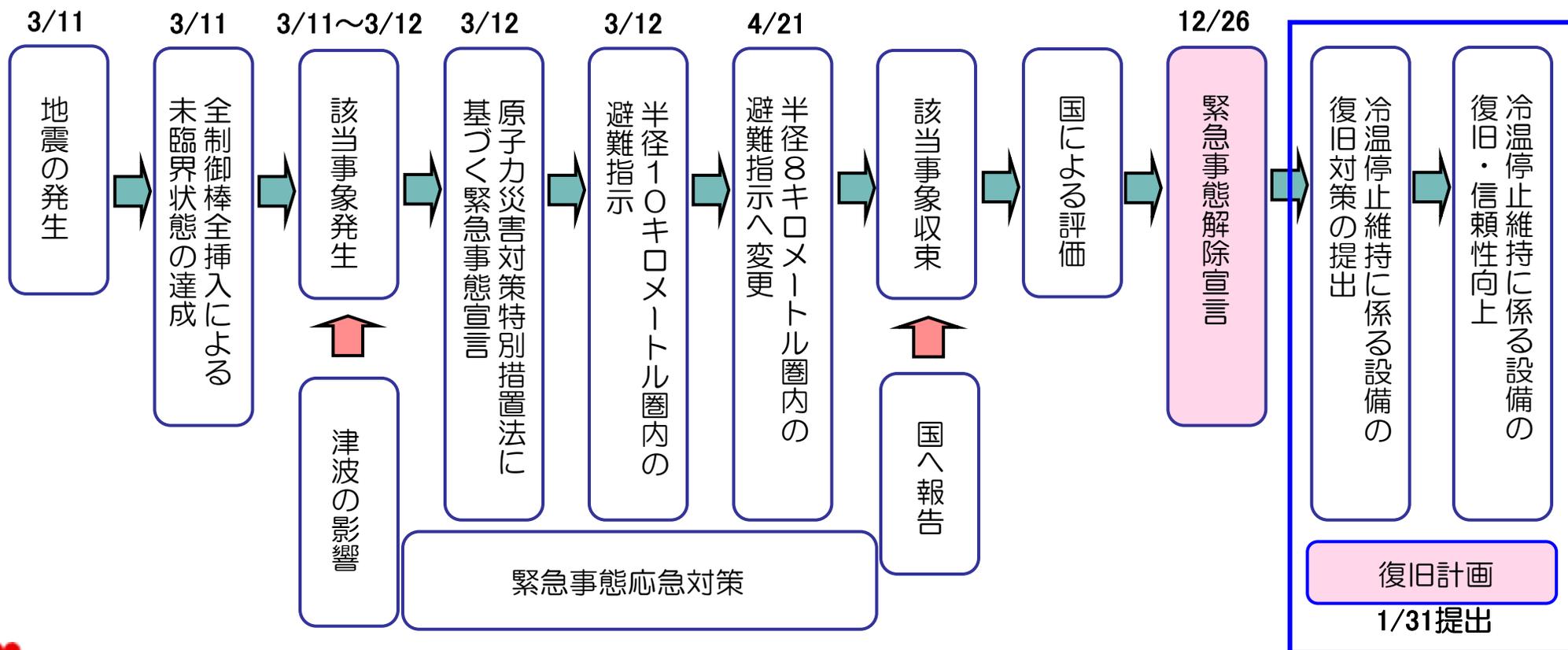
道幅2車線程度の開口部が2箇所設置されているが、土木学会の指針による想定津波高さ (O.P.+5.1m~+5.2m) に不確定性を勘案し (+9.5m) さらに、地盤沈下分を暫定的に (+0.7m) 考慮した浸水高O.P.+15.4mの津波が発生しても、防潮堤から山側については約60cm程度の浸水深さとなり、設備に被害を及ぼさない。



《復旧計画1》 該当事象発生時からの対応の流れ

当社では、該当事象発生以降、原子力災害対策特別措置法に基づき作成した福島第二原子力発電所原子力事業者防災業務計画に従い緊急事態応急対策を実施してきた。
11月11日（11月30日補正提出）に国へ緊急事態応急対策と該当事象収束について報告。
その後12月26日に内閣総理大臣から緊急事態解除宣言が発出された。

■対応の流れ



《復旧計画2》 基本方針と管理体制

■基本方針

「冷温停止維持をより一層確実に実施する」という観点から、「緊急事態応急対策の実施状況に係る報告」における「冷温停止の維持に必要な設備」及び「保安規定遵守に係わる設備」について本設設備へ復旧

復旧スケジュール

福島第二原子力発電所		平成23年度	平成24年度	
		下期	上期	下期
「冷温停止維持をより一層確実にする」ための本設設備への復旧	1号機	→ ▽		
	2号機	→ ▽		
	3号機	→ ▽		
	4号機	→ ▽		

(凡例) ▽ : 完了予定時期

- ・冷温停止の維持に必要な設備: 残留熱除去系, 原子炉冷却材浄化系および系統に付随する補助系の電源設備と非常用ディーゼル発電設備, 非常用電源系, 直流電源系
- ・保安規定遵守に係わる設備 : 地震計, 非常用ガス処理系の電源設備, 放水口モニタ

■管理体制

防災組織に基づく体制により, 計画管理の徹底, 仮設設備の健全性維持, さらには, 作業員への安全管理, 放射線管理の徹底を図るなど, 適切な管理に努める

《復旧計画3》 具体的な復旧対象

■ 1号機

- 非常用電源設備・・・M/C 1C・M/C 1HPCS, それにつながる電源系の復旧
- 非常用ディーゼル発電設備・A系・H系の工場修理・制御盤の新設等
- 直流電源系・・・直流125V HPCS系充電器・蓄電池の新規製作
- その他・・・地震計の新規製作



非常用電源盤設置箇所 (M/C室)



非常用ディーゼル発電設備



非常用送風機
(非常用ディーゼル発電設備補機)

《復旧計画4》 具体的な復旧対象

■ 2号機

- 非常用電源設備 P/C 2C-2・P/C 2D-2, それにつながる電源系の復旧
- 非常用補機設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系電動機新規製作

■ 3号機

- 非常用電源設備 P/C 3C-2, それにつながる電源系の復旧

■ 4号機

- 非常用電源設備 P/C 4C-2・P/C 4D-2, それにつながる電源系の復旧

■ 全号機共通

- 原子炉冷却材浄化系 パージラインの本設復旧
- 放水口モニタ 新規製作



放水口モニタ（現在仮設で運用中）

1号機 P/C室
（熱交換器建屋内）



P/C設置箇所

《復旧計画5》放射線管理

福島第二 サーベイマップ（発電所本館付近）

H24. 1. 11～12 の測定データです。（単位： $\mu\text{Sv/h}$ ）

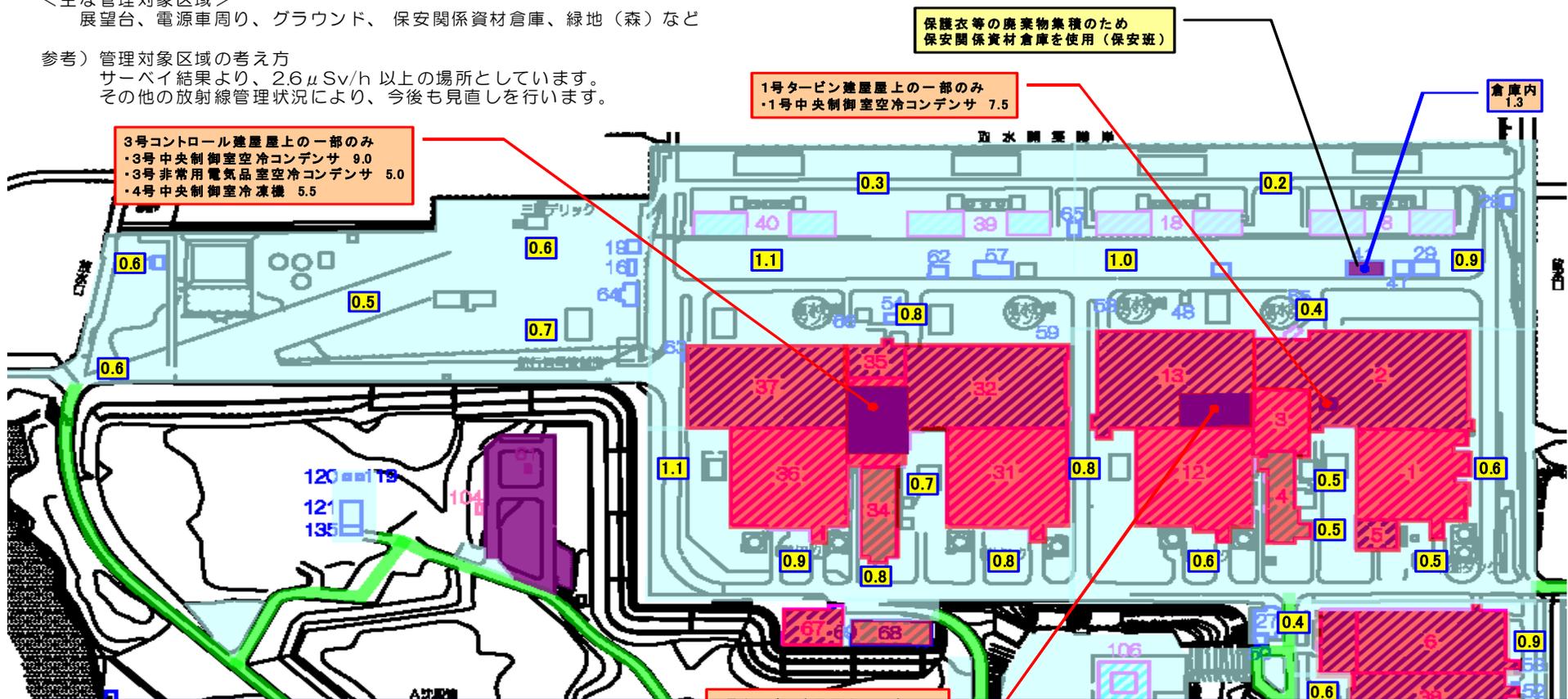
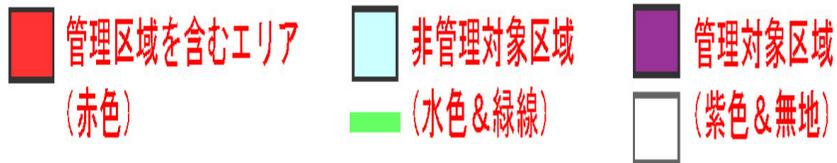
道路から一步踏み出た緑地の木の下などは、基準値以上あると思われるため、原則、管理対象区域としています。道路から緑地に踏み出ないようにして下さい。

<主な管理対象区域>

展望台、電源車周り、グラウンド、保安関係資材倉庫、緑地（森）など

参考）管理対象区域の考え方

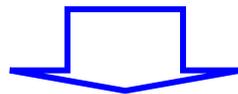
サーベイ結果より、 $2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以上の場所としています。
その他の放射線管理状況により、今後も見直しを行います。



定期的な測定を実施，結果を周知することにより適切な放射線管理に努める。

《その他1》 発電所の取り組み

- 法令遵守・作業安全・放射線安全，および発電所運営上必要な補助設備の本設設備による機能復旧
 - 対象設備：計装用空気系，所内用空気系，換気空調系，照明設備，廃棄物処理系，補助ボイラ，常用系電源設備，天井クレーン等
- 原子力安全・保安院からの指示事項に対しての継続的な取り組み
 - 緊急安全対策，シビアアクシデント対策等で出された方策（大型電源設備の配備・建屋の水密化）について，継続的に取り組む
- 日常保全等の実施
 - 通常の設定保全・定例試験・巡視点検・緊急時訓練等計画的に実施
 - 原子炉格納容器内の点検についても設備保全の観点から，準備が整いしだい実施
- その他
 - 炉内に装荷されている燃料については，燃料取り出しに必要な設備の健全性評価を行い，仮設設備の本設設備化完了を含め，準備が整った時点で使用済燃料プールへ移動
 - 震災による影響に関し，知見拡充を目的に，4号機を代表号機とし燃料取り出し後，炉内構造物，燃料，制御棒の点検を実施



復旧計画に加えて取り組み，発電所の安全確保に努める。

《その他2》 格納容器内点検

福島第二原子力発電所		平成23年度							
		8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
原子炉格納容器内 目視点検	1号機				12月27日~	▽	→		
	2号機						準備が完了しだい実施予定		
	3号機								
	4号機	▽	→				▼	8月29日~12月21日	

■ 目的

- 原子炉格納容器内における安全上重要な設備の健全性を確認し、現在の冷温停止状態をより確かなものにする

■ 実施内容

- 原子炉格納容器及び原子炉格納容器内部の設備（原子炉再循環ポンプ、電動機などの機器や、弁や配管など）の健全性を目視にて確認

《その他3》 燃料取出

■ 現状

- 炉内に燃料がある状態と、使用済燃料プールに保管している状態とでは、燃料健全性確保等の安全性の観点からは有意な差はなく、どちらも原子力災害の発生を防止できる安定的な状態が維持可能

■ 方針

- 停止期間が長期に及ぶため、設備の維持管理の簡素化の観点から、適宜、燃料を使用済燃料プールへ移動

■ 燃料取出の準備と実施

- 燃料を移動するにあたっては、原子炉開放、燃料移動、燃料保管等に必要な設備（主に天井クレーン、燃料交換機、燃料ラック）の点検・復旧、耐震評価を実施し、健全性を確認
- 燃料保管場所を変更するにあたり、緊急時対応手順の見直しを実施
- 以上の準備が完了した号機から、順次、燃料取出を実施

《その他4》 炉内点検

■ 目的

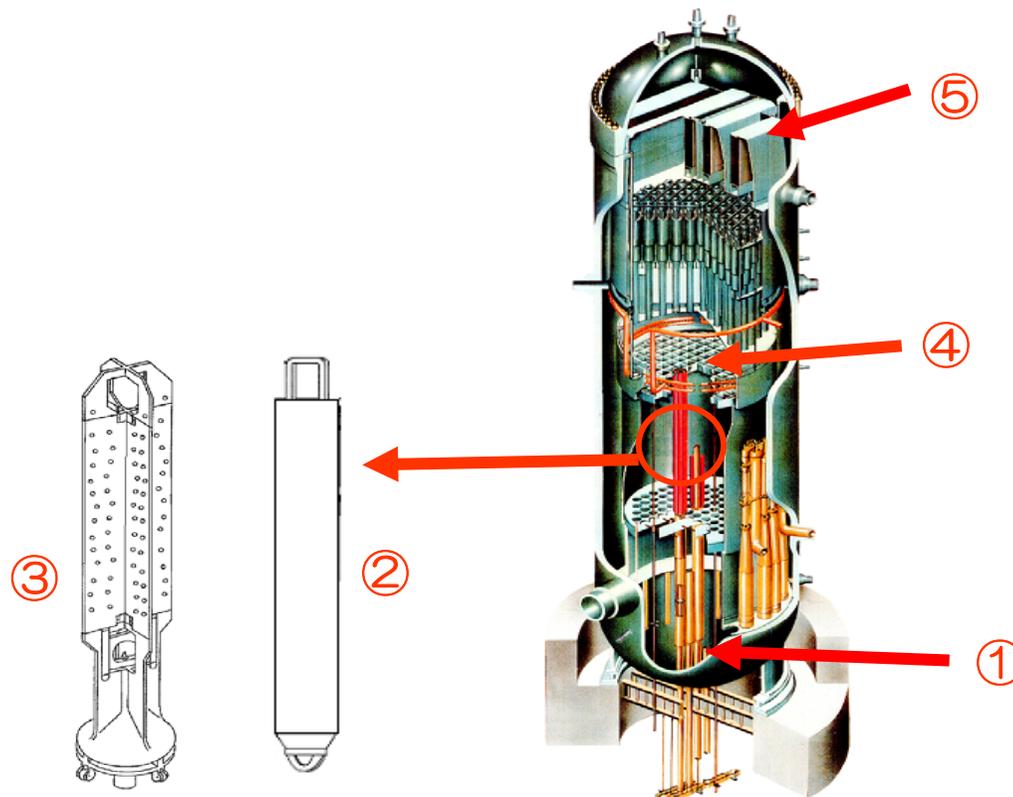
- 代表号機として4号機の原子炉内点検を実施することで、昨年8月に公表した地震応答解析結果の確証とする（知見の拡充）

■ 点検対象設備

- 冷温停止維持に必要な設備を点検

（主な点検対象）

- ① ・ ・ CRDハウジング
 - ② ・ ・ 燃料集合体
 - ③ ・ ・ 制御棒
 - ④ ・ ・ 上部格子板
 - ⑤ ・ ・ 蒸気乾燥器
- 等



参考資料《1》略語集

《発生6》 《対応3》 《復旧計画4》

■ RHRC : RHR Cooling Water System / 残留熱除去機器冷却系

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。

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

各種非常用機器が原子炉冷却材喪失事故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(RHRポンプモータへも冷却水を供給)。

■ P/C : Power Center / パワーセンタ

所内低電圧回路に使用されている動力電源盤で, しゃ断器, 保護継電器, 付属計器をコンパクトに収納したもの。

《発生8》 《対応2》 《対応5》 《対応9》

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

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(LPCIモード)
- (3) 格納容器スプレイモード
- (4) サプレッションチャンバー冷却モード
- (5) 非常時熱負荷モード

■ RHRS : RHR Sea Water System / 残留熱除去機器冷却海水系

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。

■ LPCS : Low Pressure Core Spray System / 低圧炉心スプレイ系

非常用炉心冷却系(ECCS)の一つで, 配管等の破断が大きく, 原子炉圧力が急激に低下するような事故時炉内に大量の冷却水を注水できる装置。

■ D/G : Diesel Generator / 非常用ディーゼル発電機

6. 9 kVの高圧所内電源が喪失した時に, 非常用母線に電源を供給するための非常用予備電源設備。

■ CUW : Clean up System / 原子炉冷却材浄化系

原子炉水中の不純物を除去し, 水質を維持するための浄化装置

参考資料《2》略語集

《発生8》 《対応2》 《対応9》

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

使用済燃料貯蔵プールの冷却をしながら不純物を取除き水質を保つ浄化系統

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

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。

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

通常運転中何らかの原因で主蒸気隔離弁（MSIV）の閉等により主復水器が使用できなくなった場合、残留熱除去系（RHR）と連携運転※し、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。原子炉から発生する蒸気を駆動源とするため、一定の原子炉圧力がないと運転ができない。

《対応1》 《対応5》 《対応6》

■ SRV : Safety Relief Valve / 逃がし安全弁

原子炉圧力が異常上昇した場合、圧力容器保護のため、自動あるいは中央操作室で手動により蒸気を圧力抑制プールに逃す弁（逃した蒸気は圧力抑制プール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。

■ 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。

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

沸騰水型炉（BWR）だけにある装置で、常時約4,000m³（福島第二2～4号機の場合）の冷却水を保有しており、万一、圧力容器内の冷却水が何らかの事故で減少し、蒸気圧が高くなった場合、この蒸気をベント管等により圧力抑制室に導いて冷却し、圧力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する。

参考資料《3》略語集

《対応4》

■RPV：Reactor Pressure Vessel / 原子炉圧力容器

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

《対応5》

■D/W：Dry-well / ドライウェル

原子炉格納容器内の圧力抑制室（S/C）を除く空間部。

■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。

《復旧計画3》

■M/C：Metal-Clad Switch Gear / 金属閉鎖配電盤（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。

■HPCS：High Pressure Core Spray System / 高圧炉心スプレイ系

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

《その他4》

■CRD：Control Rod Drive / 制御棒駆動水系

制御棒（CR）を引抜いたり挿入したりする設備。緊急時には引抜かれた制御棒を炉内に緊急に挿入し燃料の損傷を防ぐ。

別資料



別資料一設備復旧計画（詳細）

復旧計画		H23	H23年度		H24年度	
		3	上期	下期	上期	下期
		▽3/11 東日本太平洋沖地震発生 全号機停止		▽11/14~16 緊急事態応急対策に係るNISA立入調査 ▽12/26 緊急事態解除宣言		
1号機				《現在》		▽D/G(H)復旧予定
	B系	▽3/14 残留熱除去系B系復旧	▽7/15 D/G(B)復旧			▽B系本設電源復旧予定
	常用系		▽7/17 常用系除熱機能復旧(CUW/FPC)			
	A系		▽11/17 残留熱除去系A系復旧			▽A系 本設電源復旧予定 ▽D/G(A)復旧予定
2号機			▽4/2D/G(H)復旧	▽8/30 HPCSS故障によるD/G(H)不待機		▽HPCSS復旧・D/G(H)待機予定
	B系	▽3/14 残留熱除去系B系復旧 ▽3/14 D/G(B)復旧				▽B系 本設電源復旧予定
	常用系		▽7/18 常用系除熱機能復旧(CUW/FPC)			
	A系		▽8/6 残留熱除去系A系復旧 ▽8/8 D/G(A)復旧			A系本設電源復旧予定
3号機		▽3/18 D/G(H)待機				
	B系	▽3/12 残留熱除去系B系起動 ▽3/18 D/G(B)待機				
	常用系		▽6/13 常用系除熱機能復旧(CUW/FPC)			
	A系		▽8/30 残留熱除去系A系復旧 ▽8/31 D/G(A)復旧			▽A系本設電源復旧予定
4号機		▽3/18 D/G(H)待機				
	B系	▽3/14 残留熱除去系B系復旧 ▽3/14 D/G(B)復旧				▽B系本設電源復旧予定
	常用系		▽6/5 常用系除熱機能復旧(CUW/FPC)			
	A系		▽8/2 残留熱除去系A系復旧 ▽8/3 D/G(A)復旧			▽A系本設電源復旧予定