

検証項目例 1 1 項目について

平成24年12月14日

検証項目例 1 1 項目について

7/8に開催されたH24年度第一回技術委員会の配布資料No.1「福島第一原子力発電所事故の検証の進め方について」にて提示された下記の「検証項目の例 1 1 項目」について、当社該当項目についてご説明。（赤字は当社説明項目）

観点	検証項目
ソフト面	<ul style="list-style-type: none">ICなど非常用設備の活用ベント操作の適切な手順海水注入冷却などの意思決定自治体への避難指示SPEEDIやメルトダウン情報の非開示米国のテロ対策指針（B5b）情報の未周知高線量率環境における民間社員への作業命令原子力災害対応のための自衛隊等専門部隊の必要性
ハード面	<ul style="list-style-type: none">ICの有効性、仕様の適切性冷却設備配電盤浸水没時の代替電源設備の有効性MARK- 型格納容器の安全性

ICなど非常用設備の活用 ICの有効性、仕様の適切性



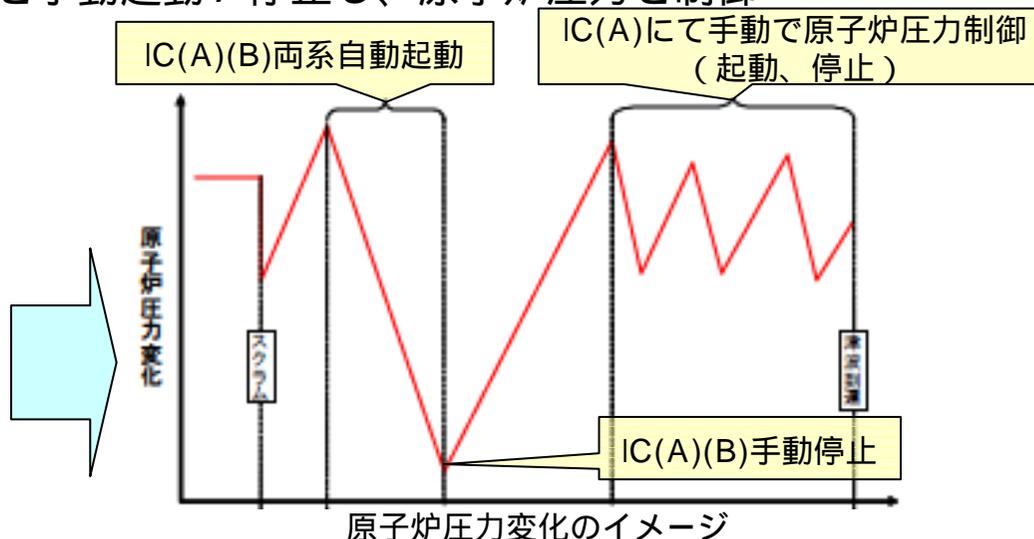
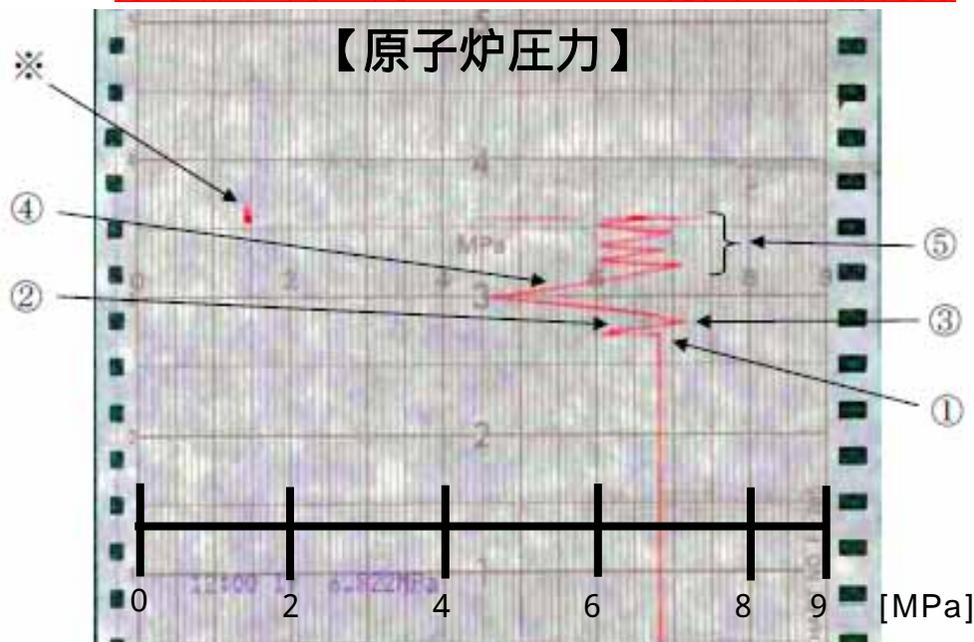
東京電力

ICなど非常用設備の活用

地震後～津波による全電源喪失前の対応について

非常用復水器（IC）は、福島第一1号機にのみ設置

- ✓非常用復水器は設計どおり原子炉圧力高信号（7.13MPa [abs] ）で自動起動
（通常運転圧力7.03MPa [abs] ） 参考 SRVの逃がし弁設定値は7.27～7.41MPa[abs]
- ✓原子炉温度変化率を遵守するため、手動にて停止
（原子炉圧力容器内の炉水の温度変化率は55 /h以下にすることが運転手順で明記）
- ✓その後、1系列で圧力制御は十分と判断。A系を手動起動/停止し、原子炉圧力を制御
- ✓原子炉圧力は約6～7MPaの範囲で手動制御



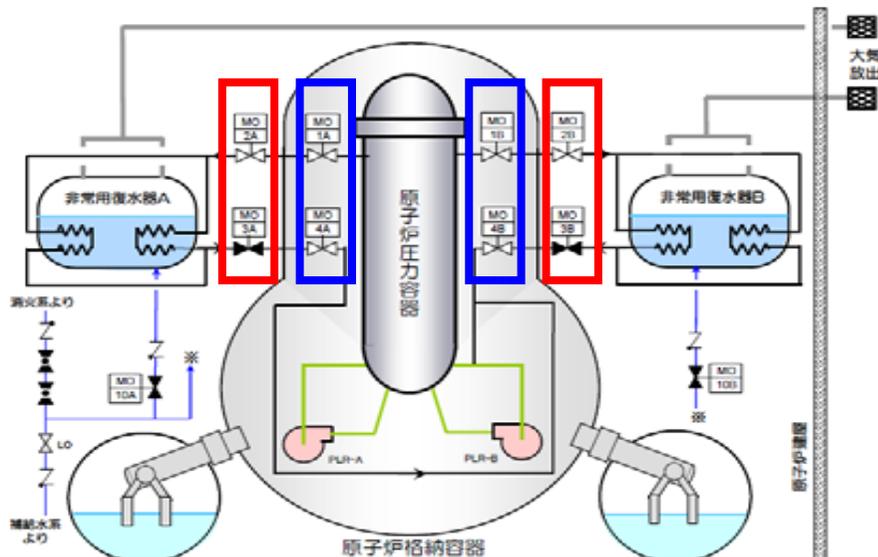
地震によるスクラム（14:46）
 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
 IC作動に伴う減圧（14:52）
 IC停止に伴う圧力上昇
 ICによる圧力変動（推定）
 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了

➤地震後から津波による全電源喪失まで運転員はプラント状態を把握し、適切な操作が行われていた。

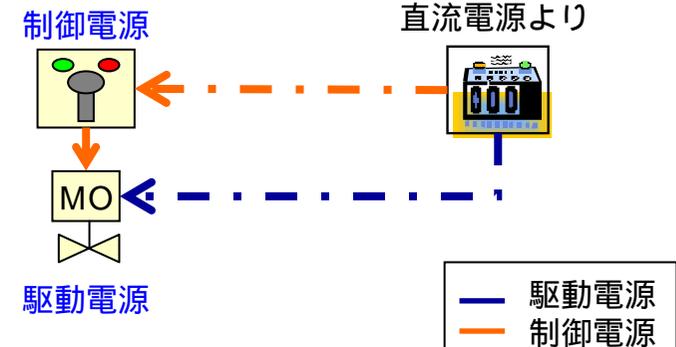
ICなど非常用設備の活用

津波による全電源喪失後の対応について

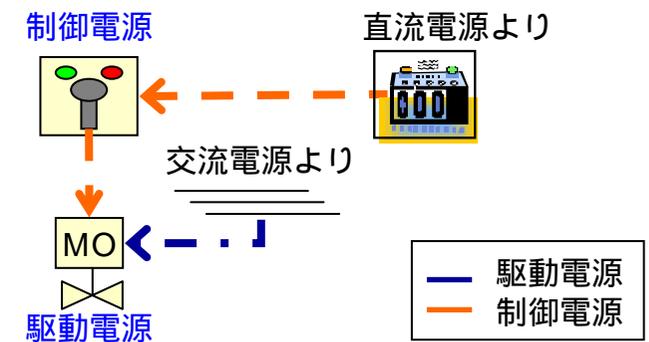
- ✓ 津波の影響により交流電源、直流電源全てを喪失。
- ✓ 制御電源を喪失すると、隔離弁は自動で「閉」動作をはじめめる。ただし、駆動電源も喪失しているため、喪失のタイミングによって現状の開閉状態を維持し得る。
- ✓ 全電源喪失により、中央制御室の状態表示灯が消灯したため、隔離弁の開閉状態は不明であり、機能しているか把握することができなかった。
- ✓ また、現場にて弁の開操作による手動起動の手順がなかった。



外側隔離弁 (MO-2A/B, 3A/B)



内側隔離弁 (MO-1A/B, 4A/B)



➤ 制御盤等の被水に伴う電源喪失によって制御不能とならないように、制御盤室・直流電源室等の防水対策を実施している。

【資料No.2】【参考資料No.1】 重要エリアへの浸水対策 参照

➤ 全電源喪失によって運転状態が把握できない場合でも、現場で手動起動できるように手順を整備している。

【資料No.2】【参考資料No.1】 RCIC手動起動手順整備 参照。

➤ なお、使用不能である場合には代替注水系や可搬式の注水設備（消防車等）を活用することが重要でありそのための設備を事前に配備し、手順の整備・訓練を実施している。

ICの隔離機能について（インターロック）

ICの隔離機能について

- IC隔離弁の自動「閉」インターロックは下記の2種類
- 配管等の破断検出によって自動的に隔離弁が「閉」。
- 制御論理回路（破断検出回路）の電源喪失によって自動的に隔離弁が「閉」。



配管等の破断検出によって、自動隔離することは放射性物質の閉じ込めの観点から妥当と考える。

ICは外部水源に頼らずに蒸気を凝縮し原子炉を冷却する系統である。このため、原子炉内の保有水の減少リスク回避を重視し、制御論理回路が電源喪失すれば、自動隔離する設計としており、本設計は妥当と考える。

ただし、福島第一事故の経緯を踏まえて、冷却機能の確保という観点では現場確認をして問題がなければ、手動にて再起動ができなければならなかった。

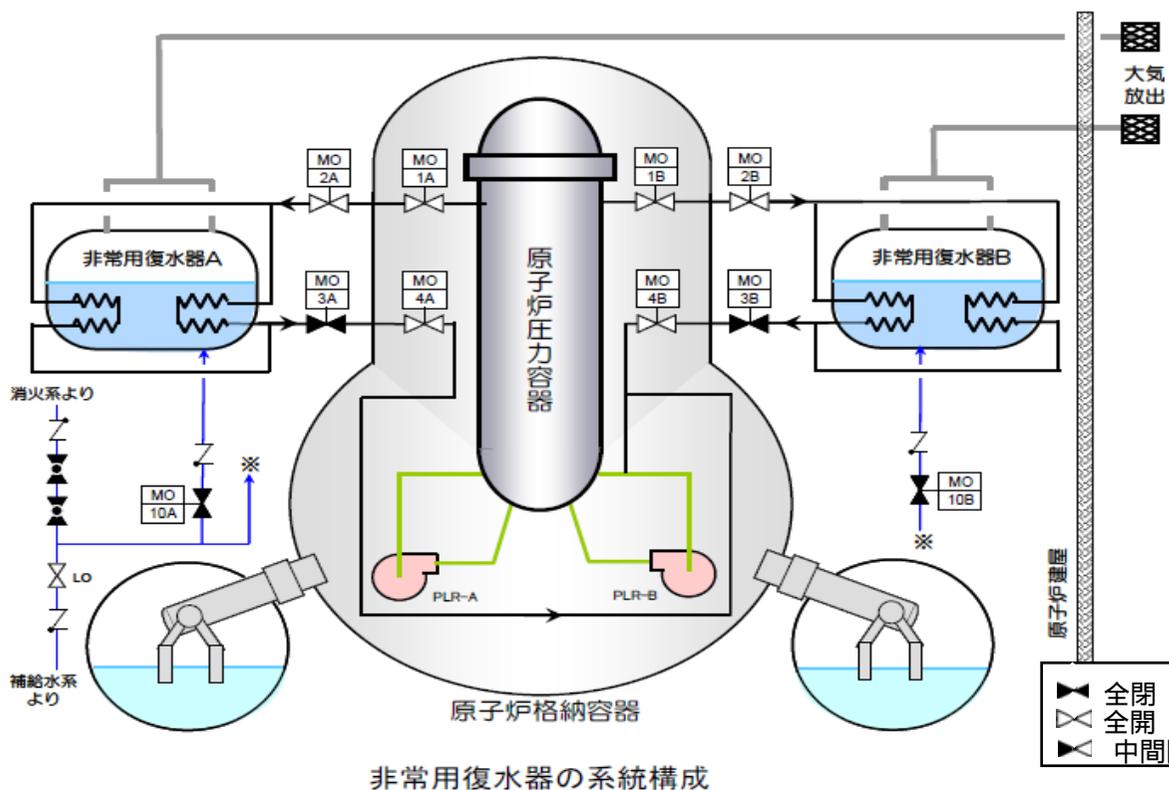
- 柏崎刈羽原子力発電所には、ICは設置されていないが、同様の機能（交流電源喪失時の高圧注水機能）を持つ系統としてRCICがある。上記 に対する状況は下記の通り。

ICと同様の考え方で自動隔離する設計であり、妥当と考える。

RCICは外部水源による補給により原子炉に注水する系統である。このため、原子炉への注水機能維持を重視し、制御論理回路が電源喪失しても、自動隔離せず弁の開閉状態を維持する設計が妥当と考えるため、本設計に統一する。

なお、全電源喪失となった場合でも現場で手動起動する手順を整備している。

< 参考 > 非常用復水器 (IC) の運転状況



弁名称	弁番号	駆動電源
IC 格納容器内側隔離弁	MO-1A,1B	交流電源
IC 供給配管隔離弁	MO-2A,2B	直流125V A/B系
IC 戻り配管隔離弁	MO-3A,3B	直流125V A/B系
IC 格納容器内側隔離弁	MO-4A,4B	交流電源

日時	イベント
3月11日 14:46	地震発生 原子炉スクラム
14:52	非常用復水器が自動起動 MO-3A,3B 自動開
15:03	温度変化率は55 /h以下遵守のため停止MO-3A,3B 手動閉 以降A系による原子炉圧力制御を実施 (MO-3A 手動開/閉)
15:37頃	津波により全交流電源喪失 フェールセーフ動作「IC配管破断」警報信号を発信 以下の弁が自動閉動作したものと推定 MO-1A,1B,2A,2B,3A,3B,4A,4B
18:18	A系の弁 (MO-2A,3A) が全閉位置で点灯していることを確認 MO-2A,3A 手動開を実施 蒸気発生確認 その後蒸気発生が停止
18:25	MO-3A 手動閉を実施
21:30	A系の弁 (MO-3A) の表示が消えかかっていることを確認 MO-3A 手動開を実施・蒸気発生確認

弁開度状況の調査結果

A系	1A	中間開 ¹	B系	1B	中間開 ¹
	2A	開 ^{1,2}		2B	閉 ^{1,2}
	3A	開 ^{1,2}		3B	閉 ^{1,2}
	4A	中間開 ¹		4B	中間開 ¹

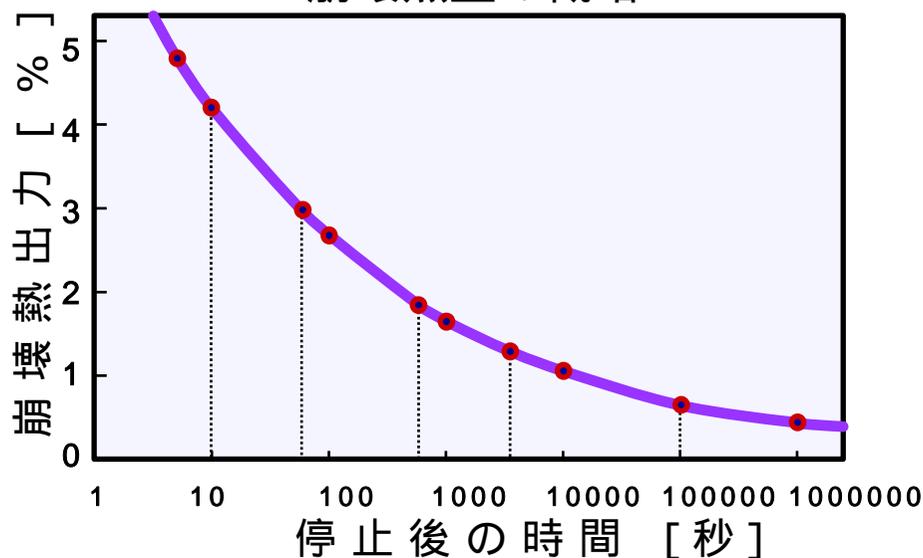
- 1 回路調査結果 (平成23年4月1日)
- 2 現場調査結果 (平成23年10月18日)

ICの有効性、仕様の適切性

ICの有効性、仕様の適切性

- ✓ ICの設計仕様：2系統で定格熱出力の6%相当の除熱能力を有している。
(8時間連続運転可能)

崩壊熱量の概略



▲ 14:47 全制御棒全挿入
▲ 15:52 IC(A)(B)起動

参考

原子炉停止後の崩壊熱概略

1 秒後 ...	6.65 % (約 7 %)
10 秒後 ...	4.19 % (約 4 %)
1 分後 ...	2.93 % (約 3 %)
10 分後 ...	1.85 % (約 2 %)
1 時間後 ...	1.29 % (1.3 %)
1 日後 ...	0.68 % (0.7 %)

- 機器の設計の考え方では、故障等の状況を想定して、同程度の能力を持つ機器を複数配備することが通常。
- 機能として有効であり、仕様は適切であったと考える。

参考> ICなど非常用設備の活用 / ICの有効性、仕様の適切性

その他 冷やす機能の状況

		1号機		2号機			3号機			
		地震後～津波前	津波後		地震後～津波前	津波後		地震後～津波前	津波後	
冷やす機能	ECCS	CS (A～D)	待機	× 電源喪失	RHR (A～D)	待機	× 電源喪失	RHR (A～D)	待機	× 電源喪失
		CCS (A～D)		× 電源喪失	RHRS (A～D)	待機	× 電源喪失	RHRS (A～D)	待機	× 電源喪失
		CCSW (A～D)		× 被水、電源喪失	CS (A,B)	待機	× 電源喪失	CS (A,B)	待機	× 電源喪失
		HPCI	待機	× 電源喪失	HPCI	待機	× 電源喪失	HPCI	待機	× 起動後炉圧低下のため手動停止。その後再起動不可。
		IC (A,B)		不明 電源喪失により弁開閉状態不明						
炉注水				RCIC		× 原因不明	RCIC	待機	× 起動後自動停止。その後再起動不可。原因不明	
	MUWC		× 電源喪失	MUWC		× 電源喪失	MUWC		× 電源喪失	

(凡例) : 運転 : 待機 × : 機能喪失又は待機除外 - : 定検停止中

参考> ICなど非常用設備の活用 / ICの有効性、仕様の適切性

その他 冷やす機能の状況

		4号機		5号機			6号機		
		地震後～津波前	津波後	地震後～津波前	地震後～津波前	津波後	地震後～津波前	津波後	
冷やす機能	ECCS	RHR (A～D)	- (A,C号機) 定検停止中 (B,D号機) 待機	- (A,C号機) 定検停止中 × (B号機) 電源喪失	RHR (A～D) 待機	× (A,B,D号機) 電源喪失 × (C号機) 3/19仮設機器により復旧	RHR (A～C) 待機	× (A,C号機) 海水系喪失 × (B号機) 停電により停止 3/19仮設機器により復旧	
		RHRS (A～D)	- (A,C号機) 定検停止中 (B,D号機) 待機	- (A,C号機) 定検停止中 × (B,D号機) 電源喪失	RHRS (A～D) 待機	× 電源喪失 3/19仮設水中ポンプ設置	RHRS (A～D) 待機	× (A,C号機) 海水系喪失 × (B,D号機) 停電により停止 3/19仮設水中ポンプ設置	
		CS (A,B)	- 定検停止中	- 定検停止中	CS (A,B) 待機	× 電源喪失	LPCS 待機	× 海水系喪失	
		HPCI	- 定検停止中	- 定検停止中	HPCI 定検停止中	- 定検停止中	HPCS 待機	× 海水系喪失	
		RCIC	- 定検停止中	- 定検停止中	RCIC 定検停止中	- 定検停止中	RCIC 定検停止中	- 定検停止中	
炉注水	MUWC		× 電源喪失	MUWC		× 電源喪失 仮設電源により運転	MUWC		

(凡例) : 運転 : 待機 × : 機能喪失又は待機除外 - : 定検停止中

ベント操作の適切な手順



東京電力

ベント操作の適切な手順（1 / 2）

ベント実施の判断

✓ ベントの実施に躊躇はなかった。

当社は、発災直後に、電源喪失と冷却機能喪失というきわめて重い事象に直面し、事態の進展によっては、原子炉格納容器の損傷を避けるためのベントが必要であることを認識し、3/12の0時過ぎにベントの準備を開始するよう発電所長が指示

ベント実施状況

	1号機	2号機	3号機
準備指示	(3/12 0:06)	(3/12 17:30)	(3/12 17:30)
実施状況	(3/12 14:30)	不明	(3/13 9:20)
遅延理由 (教訓)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 周辺住民の避難状況を確認する必要があり、住民の避難を待ってベントを実施することを国・自治体と調整していた。(1号機) ・ 現場の線量及び作業時間の確認に時間を要した(1号機) ・ 暗闇・高線量下での作業、通信機能を喪失した中での対応となったため、時間を要した。(共通) ・ 水素爆発により、現場からの退避や安否確認が必要となった(2 / 3号機) ・ 水素爆発によりライン構成が必要となった(2号機) ・ 電源がある状態でのベント操作手順は整備されていたが、電源が喪失した状態における手順は整備されていなかった。そのため、電源が喪失した場合のベント操作手順の検討・整備に時間を要した。(共通) ・ 弁を操作するためのバッテリーや空気ポンベの収集に時間を要した。(共通) 		

ベント操作の適切な手順（ 2 / 2 ）

得られた教訓に対する対応

国や自治体が速やかに避難指示を出せるように当社としてはプラント状態を迅速に発信する。なお、現在、国・自治体にて地域防災計画の策定を実施しており、速やかな避難が行われるものと考えている。

【資料No.2】【参考資料No.1】 事故時の公表、社会への情報発信 参照

暗闇での作業を可能とするよう緊急用照明に加え、仮設照明及び蓄電池を配備した。また、放射線管理体制を強化し、中央制御室の環境改善や全面マスク、タンゲステン入りベストなどを装備することにより、作業員へ過剰な被ばくをさせないための仕組み作りを実施している。

【資料No.2】【参考資料No.1】 中央制御室環境改善、放射線管理体制の強化 参照

なお、事故時においても、スムーズにプラント情報を共有するため、通信設備の増強や蓄電池等の資機材配備、プラントパラメータ等の情報を確実に共有するための様式、手引きを作成した。

【資料No.2】【参考資料No.1】 通信設備増強、プラント監視の強化 参照

電源喪失した状態においてもベント弁を現場で手動操作できるようハンドルを設置し、手順を整備した。

【資料No.2】【参考資料No.1】 格納容器ベント対策 参照

格納容器ベントを継続的かつ確実に実施できるよう、弁駆動用に予備空気ポンペを配備した。

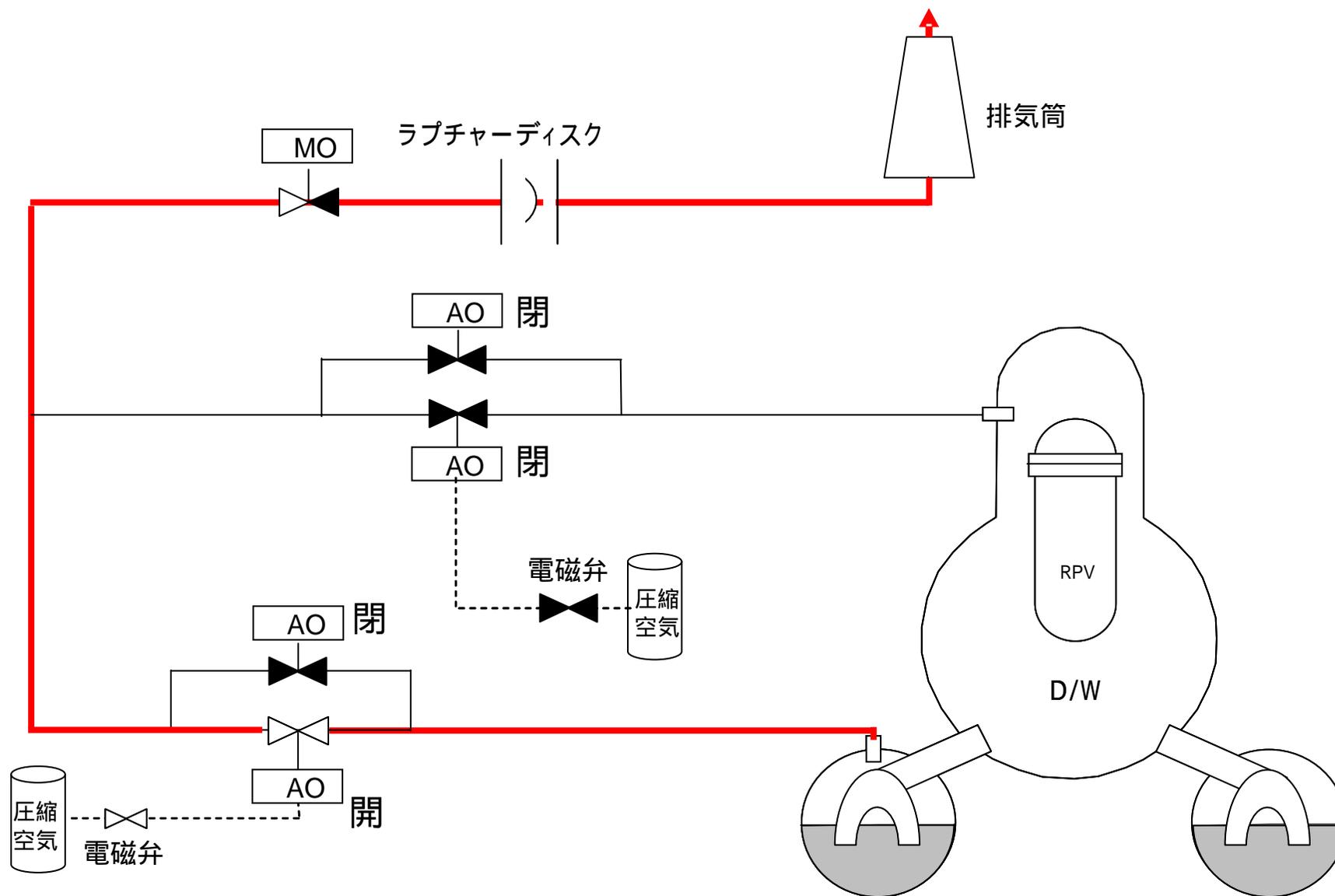
【資料No.2】【参考資料No.1】 格納容器ベント対策 参照

<参考> ベント実施までの経緯

ベント実施までの経緯

- ✓ 当社は、発災直後に、電源喪失と冷却機能喪失というきわめて重い事象に直面し、事態の進展によっては、原子炉格納容器の損傷を避けるためのベントが必要であることを認識
- ✓ 1号機については、津波襲来以降、電源が喪失し、中央制御室の計器の指示値が不明
- ✓ 小型の発電機をつないで圧力を確認した結果、3/12の0時過ぎに、原子炉格納容器の圧力が600kPaを超過している可能性を認識。ベントの準備を開始するよう発電所長が指示
- ✓ ベントは放射性物質を放出する重大な措置であることから、同日午前1時30分頃、ベントの実施について当社から国に申し入れ、了解を得、プレス発表を実施
- ✓ ベント手順（特に手動によるベントの手順）、ベント時の周辺被ばく評価及び通報、現場の線量及び作業時間の確認等の準備
- ✓ 周辺住民の避難状況を確認する必要があったことから、関係自治体と連絡を取って、午前9時頃、大熊町（熊地区）の方々の避難を確認。ベント操作のため現場へ出発

< 参考 > 耐圧強化ベント



< 参考 > 1号機 耐圧強化ベント（W/Wベント）の経緯

3/11

21:23：国による半径3km圏内避難、
10km圏内屋内退避指示

[現場の対応]

ベントに向けた事前準備を開始

- ・AM操作手順書、バルブチェックリストの確認
- ・電源がない場合のベント操作手順の検討

3/12

1:30頃：ベントの実施を国に申し入れ・了解

（内閣総理大臣・経済産業大臣・原子力安全・保安院）

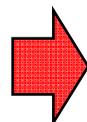
3:06：ベント実施に関するプレス発表

5:44：国による10km圏内避難指示

6:50：経済産業大臣から手動によるベントの
実施命令（口頭）（後に命令文書を受領）

7:11 ~ 8:04：総理大臣 1F視察

9:02：大熊町（熊地区）の避難完了を確認



0:06：D/W圧力600kPa超過の可能性を確認

ベントの準備を進めるよう発電所長指示

2:24：ベントの現場操作に関する作業時間の確認

3:44：ベント時の周辺被ばく線量評価を実施

6:33：地域の避難状況確認（大熊町から移動を検討中）

8:03：ベント操作を9:00目標で行うよう発電所長指示

9:04：ベント操作のため現場へ出発

9:15：MO弁25%開

9:24：高線量のためAO弁開操作を断念

10:17～：ベント操作開始

14:30：仮設の空気圧縮機を設置したところ

格納容器圧力の低下を確認

【ベントによる放射性物質の放出と判断】

< 参考 > 2号機 耐圧強化ベントの経緯

<p>3/11</p> <p>21:23 : 国による半径3km圏内避難、 10km圏内屋内退避指示</p>	<p>[現場の対応]</p>
<p>3/12 1:30頃 : ベントの実施を国に申し入れ・了解 (内閣総理大臣・経済産業大臣・原子力安全・保安院)</p> <p>3:06 : ベント実施に関するプレス発表</p> <p>5:44 : 国による10km圏内避難指示</p> <p>6:50 : 経済産業大臣から手動によるベントの 実施命令 (口頭) (後に命令文書を受領)</p> <p>7:11 ~ 8:04 : 総理大臣 1F視察</p> <p>9:02 : 大熊町 (熊地区) の避難完了を確認</p>	<p>(D/W側圧力200 ~ 300kPaで安定)</p> <p>17:30 : ベントの準備を進めるよう発電所長指示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1号機のベント操作手順等を基に、ベントに必要な弁の操作方法を確認し、ベント手順を作成 ・ バルブチェックシートを用いてベント弁の現場の位置を確認
<p>3/13</p>	<p>8:10 : 現場にてMO弁25%開</p> <p>10:15 : ベント実施を所長が指示</p> <p>11:00 : AO弁開操作、系統構成完了</p>
<p>3/14</p>	<p>12:50 : 3号機爆発の影響により、AO弁の電磁弁励磁用回路が外れてAO弁閉</p> <p>21:00頃 : AO弁を対象とした復旧作業を行い、系統構成完了 (D/W側圧力上昇)</p>
<p>3/15</p>	<p>0:01 : D/W側のAO弁開操作、数分後に閉確認 (以降、ベントの効果は現れず)</p>

< 参考 > 3号機 耐圧強化ベント（W/Wベント）の経緯

<p>3/11</p> <p>21:23：国による半径3km圏内避難、10km圏内屋内退避指示</p>	<p>[現場の対応]</p>
<p>3/12 1:30頃：ベントの実施を国に申し入れ・了解 （内閣総理大臣・経済産業大臣・原子力安全・保安院）</p> <p>3:06：ベント実施に関するプレス発表</p> <p>5:44：国による10km圏内避難指示</p> <p>6:50：経済産業大臣から手動によるベントの実施命令（口頭）（後に命令文書を受領）</p> <p>7:11～8:04：総理大臣 1F視察</p> <p>9:02：大熊町（熊地区）の避難完了を確認</p>	<p>17:30：ベントの準備を進めるよう発電所長指示</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室では弁の操作の手順と場所を調べながらホワイトボードに記載 1号機のベント操作手順等を基に、ベント手順を作成
<p>3/13</p>	<p>4:52：AO弁用電磁弁開操作</p> <p>5:15：ベントの系統構成を完成させるよう所長が指示</p> <p>5:23：AO弁駆動用の空気ポンベの復旧作業開始</p> <p>8:35：現場にてMO弁15%開</p> <p>8:41：AO弁開、系統構成完了</p> <p>9:20頃：D/W圧力の低下を確認、ベントが実施されたと判断</p> <ul style="list-style-type: none"> 以降、AO弁駆動用空気圧確保等の問題から、AO弁開状態維持が難しく、当該弁を複数回開操作実施

海水注入冷却などの意思決定



東京電力

海水注入冷却などの意思決定（1 / 2）

海水注入実施の判断

✓ 海水注入の実施に躊躇はなかった。

海水注入について社長の確認・了解を得て、発電所長の権限のもと海水注入の準備を指示した。なお、事故時運転操作手順書には、運転操作の助言や指示をする緊急時対策本部の最終判断者は本部長（発電所長）と定められている。海水注入設備のある3号機では海水注入する際は緊急時対策本部の助言を求めるか、指示を仰ぐものとする旨定められている。1,2号機は海水設備がなく、中操が判断に迷う場合に緊急時対策本部の助言・指示を仰ぐと定められている。

海水注入の判断に関する事項

	1号機	2号機	3号機
準備指示	(3/12 昼頃)	(3/13 12:05)	(3/13 10:30)
実施状況	(3/12 19:04)	(3/14 19:54)	(3/13 13:12)
遅延理由 (教訓)	<ul style="list-style-type: none"> ・爆発により線量の高い瓦礫撤去やホースの収集・再敷設が必要となった。また、現場からの退避や安否確認が必要となった。(1・3号機) ・消防車の燃料切れによる給油が必要となった。(2号機) ・当社の官邸関係者から「海水注入について総理の了解が得られていない」との連絡があり、一旦注水を停止することとした。(1号機) ・発電所で海水注入を準備していたが、当社官邸派遣者から極力淡水を注入することを検討するよう発電所長に連絡があり、準備が完了しつつあった海水注入ラインを淡水に変更した。(3号機) ・瓦礫が散乱する中、送水口の発見に時間を要した。(1号機) ・注水ラインの確保には津波による瓦礫撤去が必要であった。(共通) ・暗闇・高線量下での作業、通信機能を喪失した中での対応のため時間を要した。(共通) 		

実際は、事故の進展を防止するには何よりも注水を継続することが重要と考え、海水注入を継続。本店対策本部の判断に反する判断をせざるを得ない状況に発電所長を追い込むこととなった。

海水注入冷却などの意思決定（ 2 / 2 ）

得られた教訓に対する対応

事故時において、高圧・低圧注水設備などの既設の設備が使用できない状況となっても、海水注入を含む代替注水が行えるよう消防車やホースなどをあらかじめ配備している。

【資料No.2】【参考資料No.1】海水利用手順、原子炉注水の多重性・多様性向上 参照

本店対策本部は発電所に対して、人的、物的支援の他、事象分析等の技術的支援を行い、また、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指揮に関して、直接的な介入などによる指揮の混乱等、発電所長が行う事故収束対応を阻害しないように支援する。

事故後に対応活動の支障となる瓦礫撤去用の重機を配備。

【資料No.2】【参考資料No.1】瓦礫撤去用重機の配備 参照

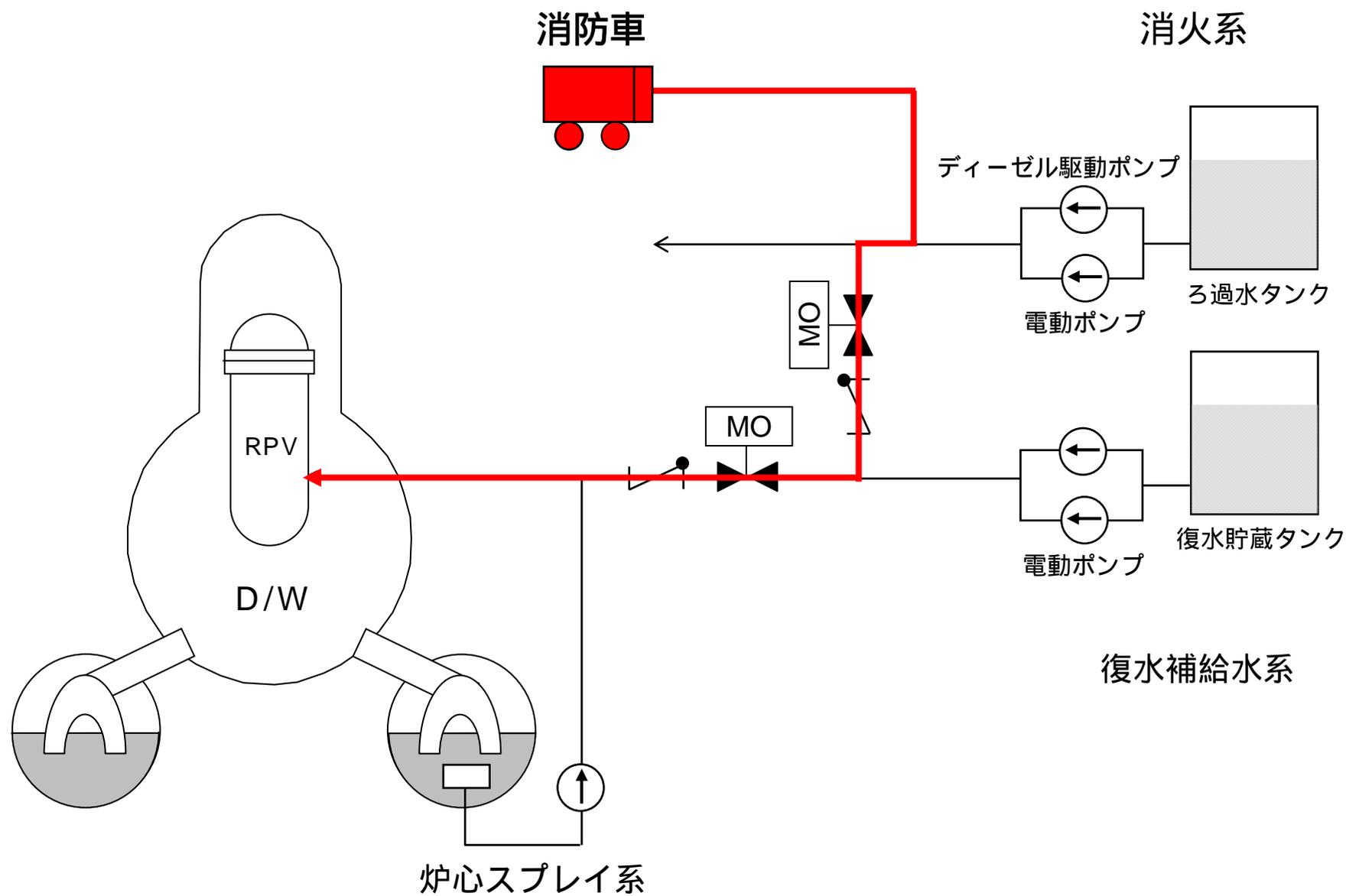
暗闇での作業を可能とするよう緊急用照明に加え、仮設照明及び蓄電池を配備した。また、放射線管理体制や放射線防護教育を強化し、中央制御室の環境改善や全面マスク、タングステン入りベストなどを装備することにより、作業員へ過剰な被ばくをさせないための仕組み作りを実施している。

【資料No.2】【参考資料No.1】中央制御室環境改善、放射線管理体制の強化 参照

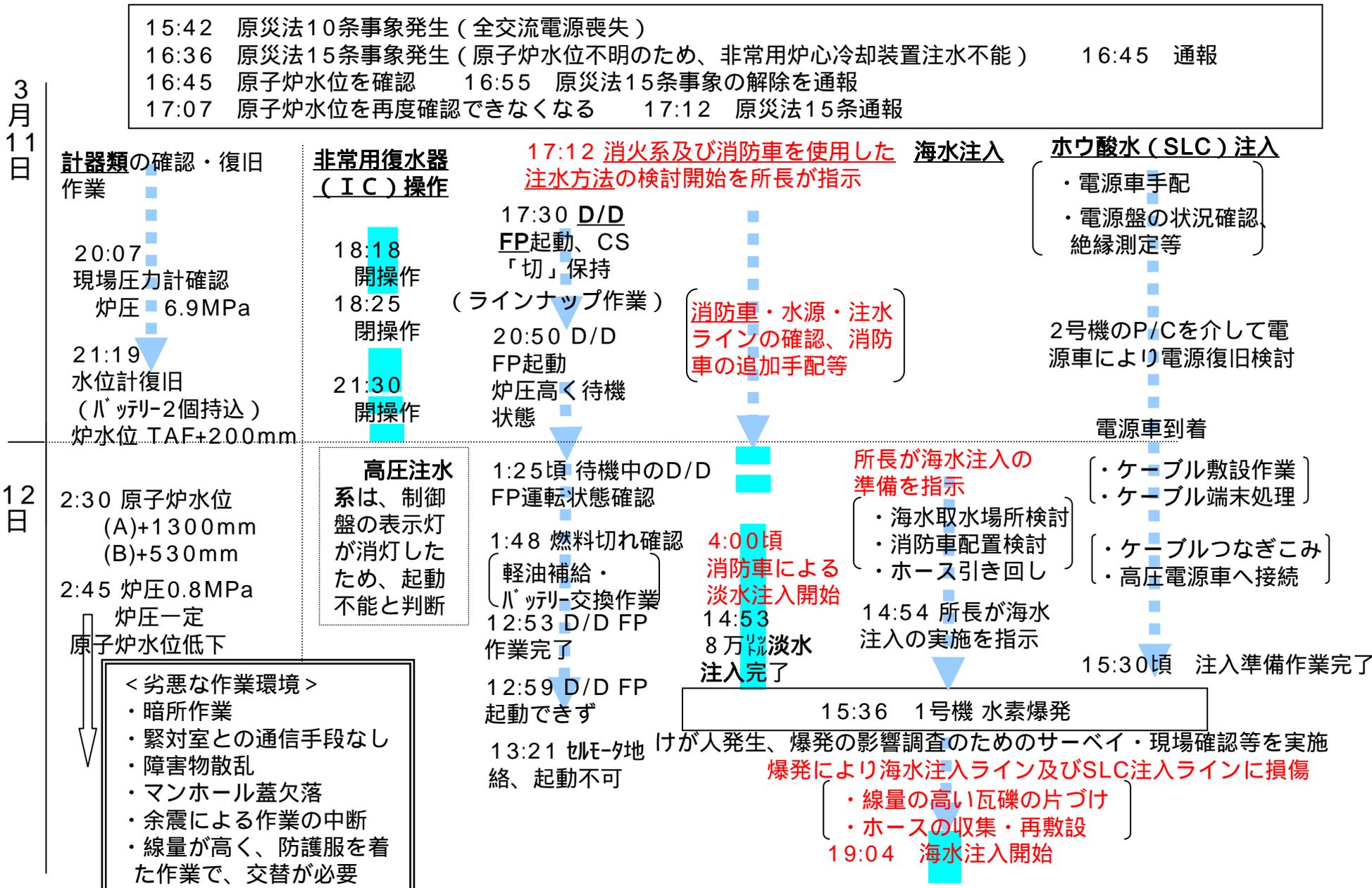
なお、事故時においても、スムーズにプラント情報を共有するため、通信設備の増強や蓄電池等の資機材配備、プラントパラメータ等の情報を確実に共有するための様式、手引きを作成した。

【資料No.2】【参考資料No.1】通信設備増強、プラント監視の強化 参照

< 参考 > 代替注水



< 参考 > 代替注水の経緯 (1号機の例)



< 参考 > 代替注水の経緯（2号機の例）

3月11日	15:39 RCIC手動起動	15:42 原災法10条事象発生（全交流電源喪失） 16:36 原災法15条事象発生（非常用炉心冷却装置注水不能）	20:56 2号機のP/Cの1つが使用可能であることを確認。CRD、SLCの電源復旧・注入を検討
	原子炉水位不明 RCIC注水状況確認できず	17:12 消火系及び消防車を使用した注水方法の検討開始を所長が指示	
12日	21:50 炉水位判明 TAF+3400mm	1号機の線量の状況を踏まえ、線量が高くなる前に代替注水ラインの構成に必要な弁を手動操作	15:30頃 2号機P/Cへのケーブルつなぎこみ、高圧電源車への接続、高圧電源車起動・調整完了
	2:55 RCIC運転確認	12:05 海水を使用する準備を進めるよう所長指示	15:36 1号機 水素爆発 ケーブル損傷、P/C受電停止。電源車の再起動を試みるも過電流で動作せず
13日		RCICの停止に備え3号機逆洗弁ピットを水源としたライン構成を進め、消防車配置・ホース敷設を実施	S/C温度・圧力が高く、SRVを開しても蒸気が凝縮しにくいため、ベントのラインナップ後に減圧することを決定。16:21、ベント弁開に時間がかかる見通し判明。減圧優先に変更。
14日	13:25 RCICの機能が喪失し、原子炉冷却機能喪失と判断	11:01 3号機 水素爆発 現場は瓦礫が散乱、線量が高い状態。準備が完了していた注水ラインは消防車・ホースが破損・使用不可	13日13:10にSRV制御盤にバッテリーを接続。14日16:34に開操作したが動作せず。複数の弁の動作を試みて減圧に向けた努力を継続。
	作業環境 ・照明、緊対室との通信手段がない中での作業 ・線量が高く、防護服を着た作業でかつ、交替が必要	13:05 消防車を含む海水注入のライン構成を再開 14:43 消防車のFPへの接続完了 15:30頃 消防車起動（減圧時に注水するための準備完了） 18:02 原子炉減圧開始 19:20 消防車が燃料切れで停止していることを確認 19:54、19:57 各1台消防車起動 海水注入開始	

< 参考 > 代替注水の経緯 (3号機の例)

3月11日	<p>15:42 原子力災害対策特別措置法10条事象発生 (全交流電源喪失)</p> <p>(15:25 RCIC原子炉水位高トリップ) 16:03 RCIC手動起動</p>
12日	<p>11:36 RCIC自動停止 12:06 D/D FPによる代替S/Cスプレイ実施 12:35 HPCI自動起動 (原子炉水位低)</p>
13日	<p>(D/D FPを炉注水ラインへ切替のため現場へ) 2:42 HPCI停止</p> <p>(設備損傷による原子炉の蒸気放出を懸念) 5:08 D/D FPによる代替S/Cスプレイ</p> <p>15:42 原子力災害対策特別措置法10条事象発生 (全交流電源喪失)</p> <p>作業環境 ・照明、緊対室との通信手段がない中での作業 ・線量が高く、防護服を着た作業でかつ、交替が必要</p> <p>SLC復旧作業 P/Cを介した電源復旧作業を実施するも、度々の余震による作業中断・避難や、劣悪な作業環境等により思うように作業が進まず</p> <p>3/13以降もSLC復旧完了せず</p> <p>発電所対策本部と中央制御室はRCICの後はHPCI、HPCIの後はD/D FPにより注水することを共通の認識としていた</p> <p>・中央制御室でSRVを開操作するも、開動作せず ・このため、炉圧が約4MPaまで上昇し、D/D FPによる注水ができず ・HPCIの再起動を試みるも、バッテリー枯渇のため起動できず ・RCICによる原子炉注水を試みるも、起動できず</p>
13日	<p>5:10 原子力災害対策特別措置法15条事象発生 (原子炉冷却機能喪失)</p> <p>・所内の消防車は1号機で使用。 ・5/6号機側にあった消防車が使用可能であることが確認できたため回収 ・福島第二でバックアップとして待機していた消防車1台を福島第一へ移動</p> <p>7:39 D/D FPによる代替D/Wスプレイ 8:40 ~ 9:10 D/D FPを炉注水のラインへ切替</p> <p>9:08頃 SRV強制開による急速減圧 9:25 消防車による淡水注水開始 10:30 海水注入を視野に入れて動くとの発電所長指示 12:20 近場の防火水槽が残り少なくなったため、逆洗弁ピットの海水を注入するようラインの変更を開始 (淡水注入終了) 13:12 海水注入開始</p> <p>既に1,2号機の計器復旧のため所内のバッテリーを集めた後であり、所内にバッテリーの予備がない中、社員の通勤用自動車のバッテリーを集めて計器盤につなぎこみ</p> <p>短時間で切替えられるよう、あらかじめ準備していた。</p>
14日	<p>11:01 3号機原子炉建屋で水素爆発発生 (爆発により消防車やホースが損傷) 15:30頃 新しい海水注入ラインを構成し消防車による注水再開</p>

SPEEDIやメルトダウン情報の非開示

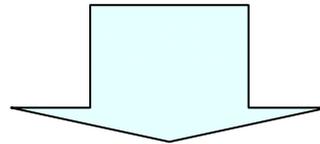


東京電力

SPEEDIやメルトダウン情報の非開示

メルトダウン情報の非開示

- ✓把握している事実を正確に伝えることを重視し、確かな情報がない中で憶測や推測に基づく説明を記者会見で行うことは極力避けてきた。
- ✓炉心の状況を示す情報が限定的であり、一方で「炉心溶融」や「メルトダウン」といった用語の定義が定まっておらず、正確な表現に努めようとしたことが、かえって事象を小さく見せようとしているとの指摘に繋がった。
- ✓ただ、炉心損傷が発生していたとしても、小さくあって欲しいという潜在的な願望と相まって、公表にあたって矮小化したいという集団心理を生み、その後の当社発表に繋がった可能性もある。



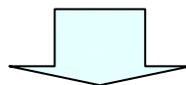
- 全電源喪失時にも原子炉の主要パラメータを監視するためのデジタルレコーダを配備し、格納容器内の温度計装強化し、溶融炉心の存在を検知できるよう温度計を導入する。
【資料No.2】【参考資料No.1】プラント状態監視機能強化、格納容器内の温度計装強化 参照
- 今後、言葉の定義を示して説明するなど、説明の仕方に検討・工夫を重ねていく。
- オフサイトセンターの機能強化により、国・自治体・事業者が一体となった、広報の一元化ならびに実効的な広報に向けて、今後具体的な運用について関係箇所と調整を実施。
関連【資料No.2】関係機関との情報共有 参照

高線量率環境における民間社員への作業命令

高線量率環境における民間社員への作業命令

福島第一事故後の対応

- ✓ 1 F 事故後においては、被ばく許容限度の引き上げなどを含めた線量管理を実施。中操換気空調系の停止に伴い、中操での作業員6名が結果的には内部被ばく（取り込み）により許容された250mSvを超える被ばくとなった。



- 福島第一事故において事故対応をした経験から、ハード面やソフト面の安全対策を徹底的に実施し、同様な事故が起こらないような取組みを行っている。
【資料No.2】【参考資料No.1】参照
- その上で、事故が起こってしまった時における放射線管理体制を強化し、中央制御室の環境改善や全面マスク、タングステン入りベストなどを装備することにより、作業員へ過剰な被ばくをさせないための仕組み作りを実施している。
【資料No.2】【参考資料No.1】中央制御室環境改善、放射線管理体制の強化 参照
- 現行法では、緊急時の線量限度としては100msvと定められており、この範囲での作業となるものと考えている。
- 事故時の高放射線量下において、遠隔操作可能なロボット等により、現場状況の偵察や空間線量の測定、がれきの撤去などを行い、事故収束作業にあたる作業員の被ばくを可能な限り低減するよう緊急対応活動を支援する仕組み作りを電事連として整備していく。
【資料No.2】【参考資料No.1】態勢整備 参照

<参考> 高線量率環境における民間社員への作業命令

原子力緊急事態支援組織

「原子力緊急事態支援組織」は、高い放射線量の中で事故収束活動にあたる作業員の被ばくを可能な限り低減するため、遠隔操作可能なロボット等の資機材を集中的に管理・運用するとともに、現場状況の偵察、空間線量率の測定、ガレキの撤去などを行い、事故発生事業者の緊急対応活動を支援する。

【役割】

緊急時に迅速に展開し、多様かつ高度な災害対応を実施することにより、事故発生事業者を支援。ロボット等資機材について、維持管理と関係機関と連携した継続的改善・充実化を実施。計画的に要因を育成。

【組織】

拠点：全国で1～2ヶ所程度（福井県他）

資機材：偵察用ロボット、放射線測定用ロボット（地上、空中）、除染用ロボット、遠隔操作重機（がれき撤去等）、現地指揮車両、資機材輸送車両 等

【設置時期】

電力全体で支援組織のあるべき姿（組織形態、要員数、整備すべき資機材など）を具体化し、2015年度中に設置。



Warrior



Packbot®

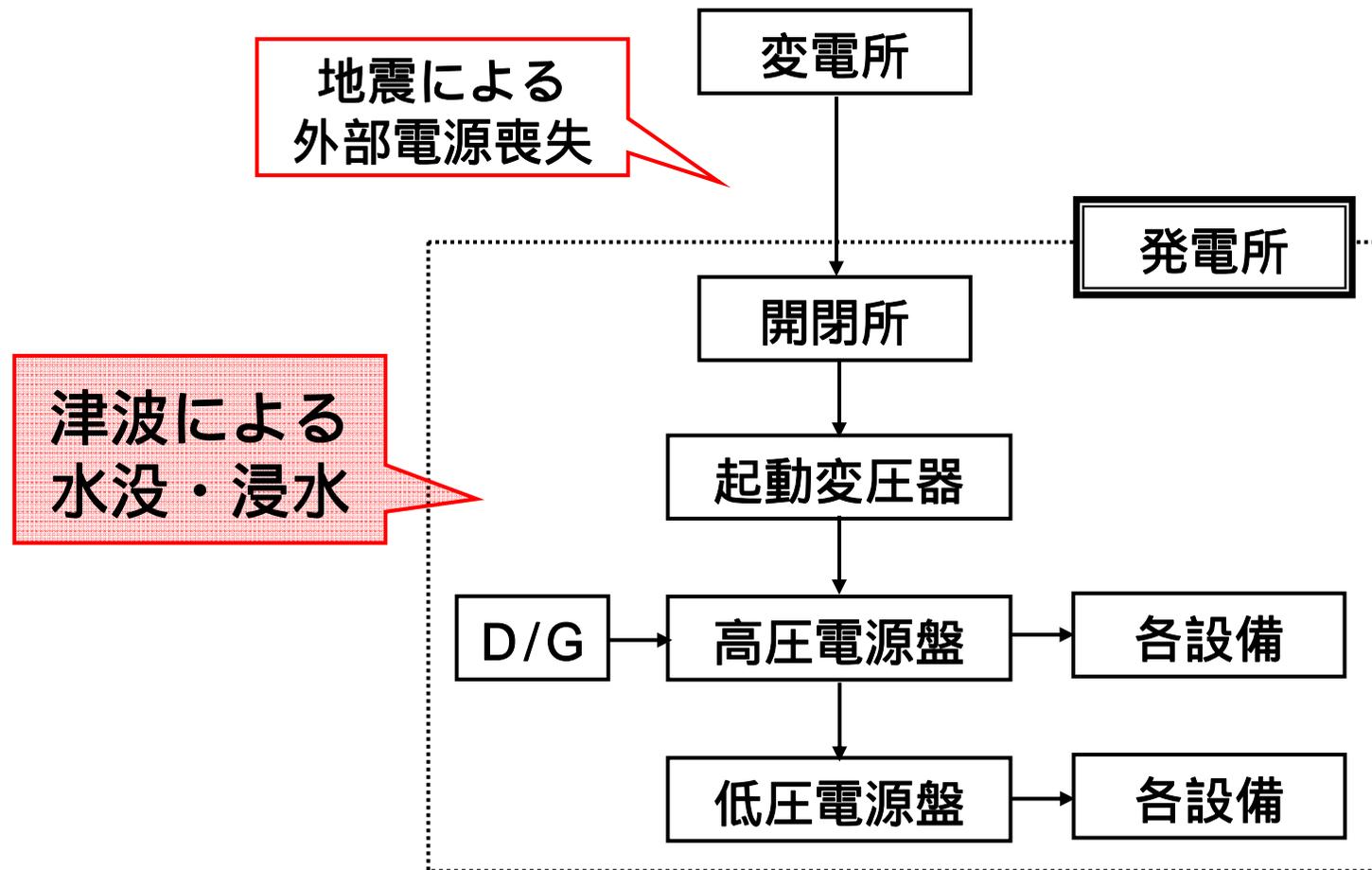
	2012年	2013年	2014年度以降
主要工程	運用準備	専任チームによる運用	支援組織による運用

▲
専任チーム設置

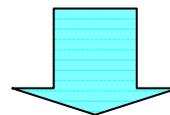
電気事業連合会HPより

冷却設備配電盤水没時の代替電源設備の有効性

外部電源（変電所）からの受電の流れ

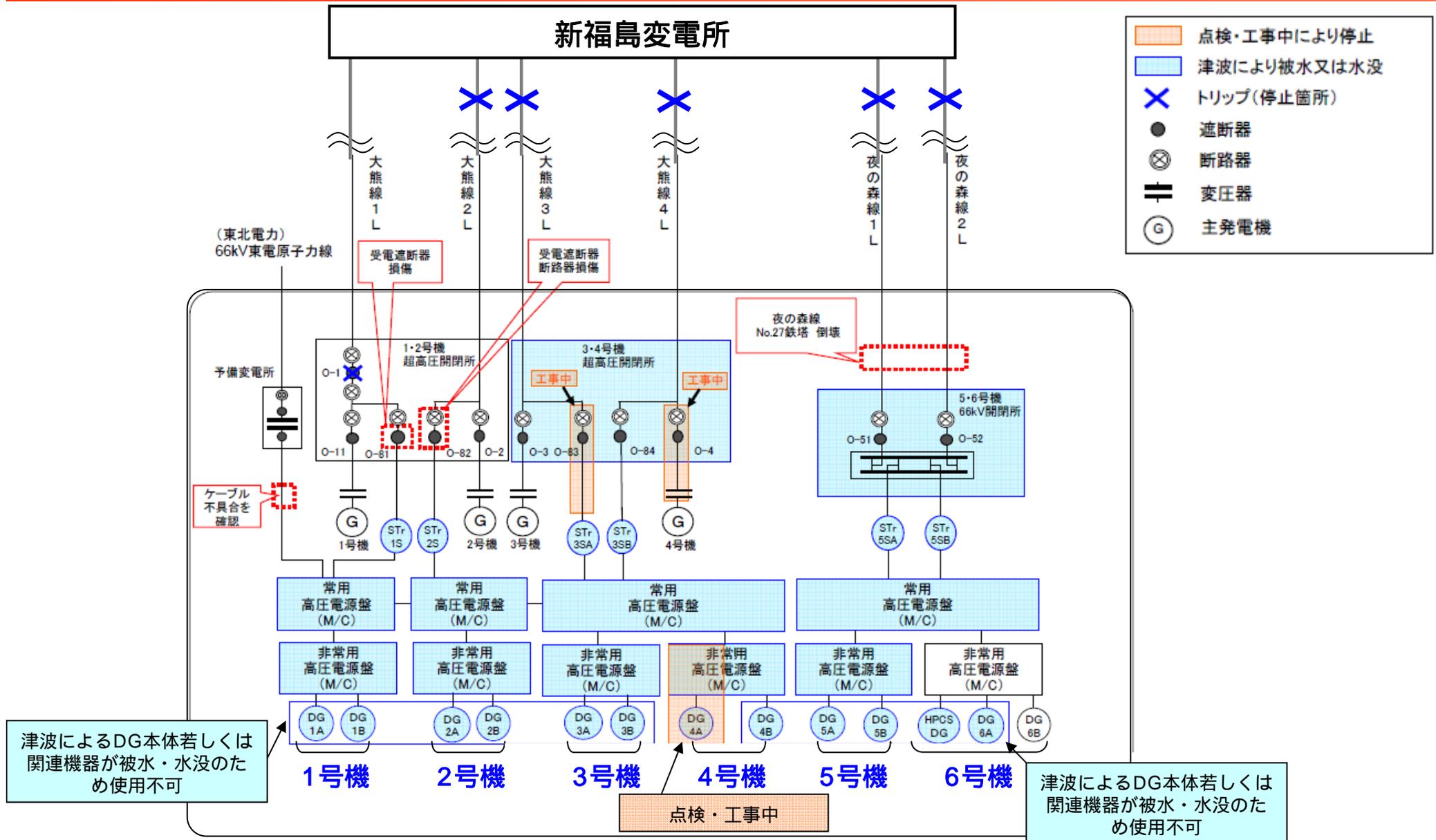


地震による外部電源喪失と津波による電源盤等の水没・浸水により原子炉冷却機能喪失



電源盤等が水没・浸水したことにより事故対応は困難を極めた。

電源盤等の水没・被水状況



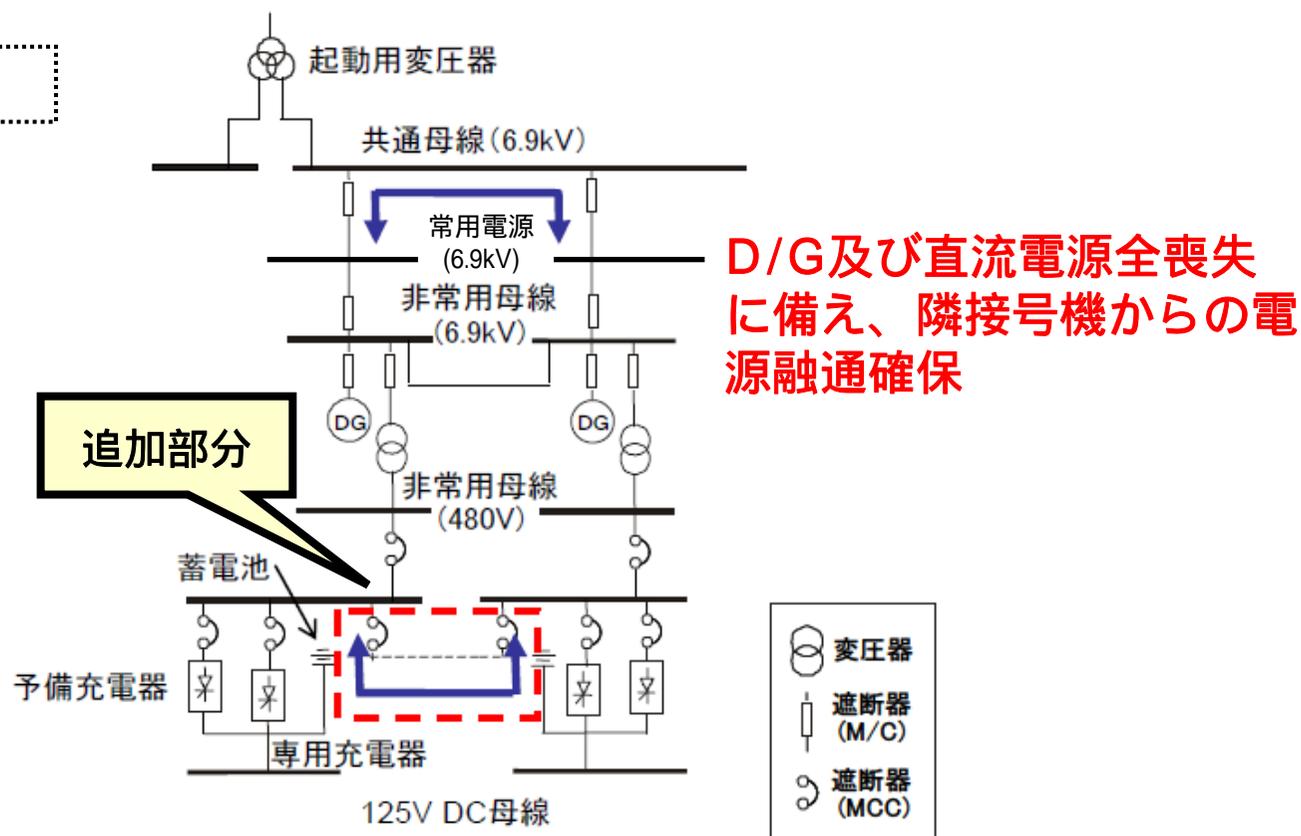
福島第一原子力発電所

アクシデントマネジメント策

アクシデントマネジメント策

2002年 アクシデントマネジメント策である電源供給手段
(隣接プラントからの電源融通)を実施・報告

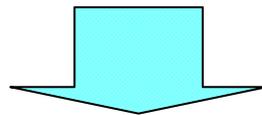
イメージ図



今回の事故と事故から得られた教訓

今回の事故

- 1F1～4では多数の電源盤等が水没・被水したことにより電源融通などのアクシデントマネジメント策が十分に活用できなかった。
- 1Fでは、電源盤がタービン建屋の一画に集中して設置されており、津波によってほぼ全ての電源盤が使用不可能となった。
- 一方、1F5,6では被水を免れた電源盤を活用して、冷温停止に至っている。



事故から得られた教訓

- 隣接号機からの電源融通やGTG、電源車等の代替電源を有効に活用するため、建屋内の電源盤の浸水対策等を実施。
【資料No.2】【参考資料No.1】重要エリアへの浸水対策 参照
- 柏崎刈羽では、電源盤は常用・非常用で設置されている建屋が分散されており、さらに非常用電源盤は原子炉建屋内で分散して設置していることから、津波等による電源盤の機能喪失リスクは低減されている。
- また、建屋内の電源盤が使用できない場合でも原子炉等へ注水ができるように、消防車等の可搬型設備を配備。
【資料No.2】【参考資料No.1】 海水利用手順
原子炉注水の多重性・多様性向上 参照

< 参考 > 5 , 6号機における事故対応

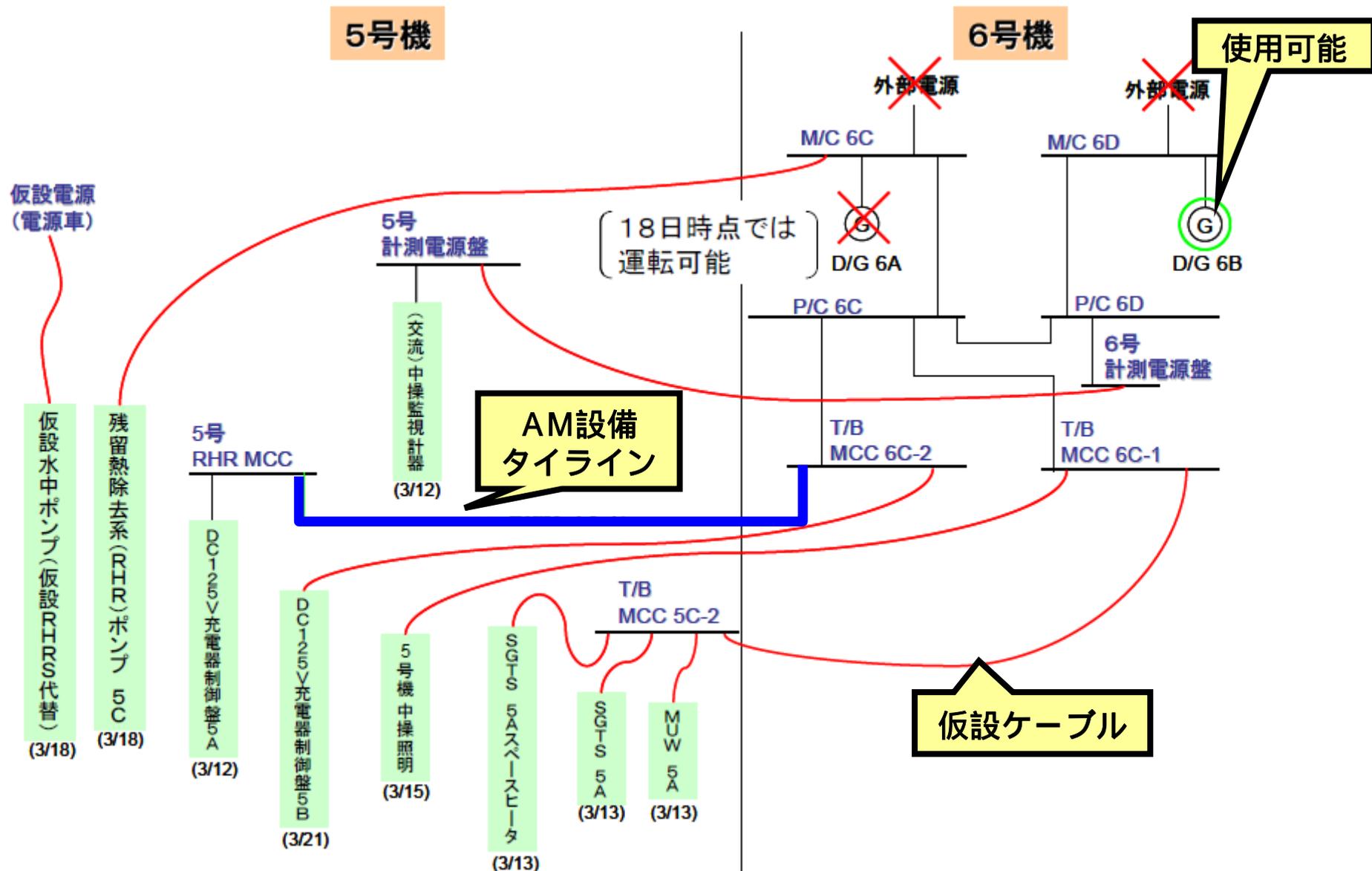
地震後（津波前）

- ・ 外部電源は喪失したものの、D/G及び電源設備（M/C、P/C）は使用可能であり、D/Gが自動起動したことにより電源は回復。

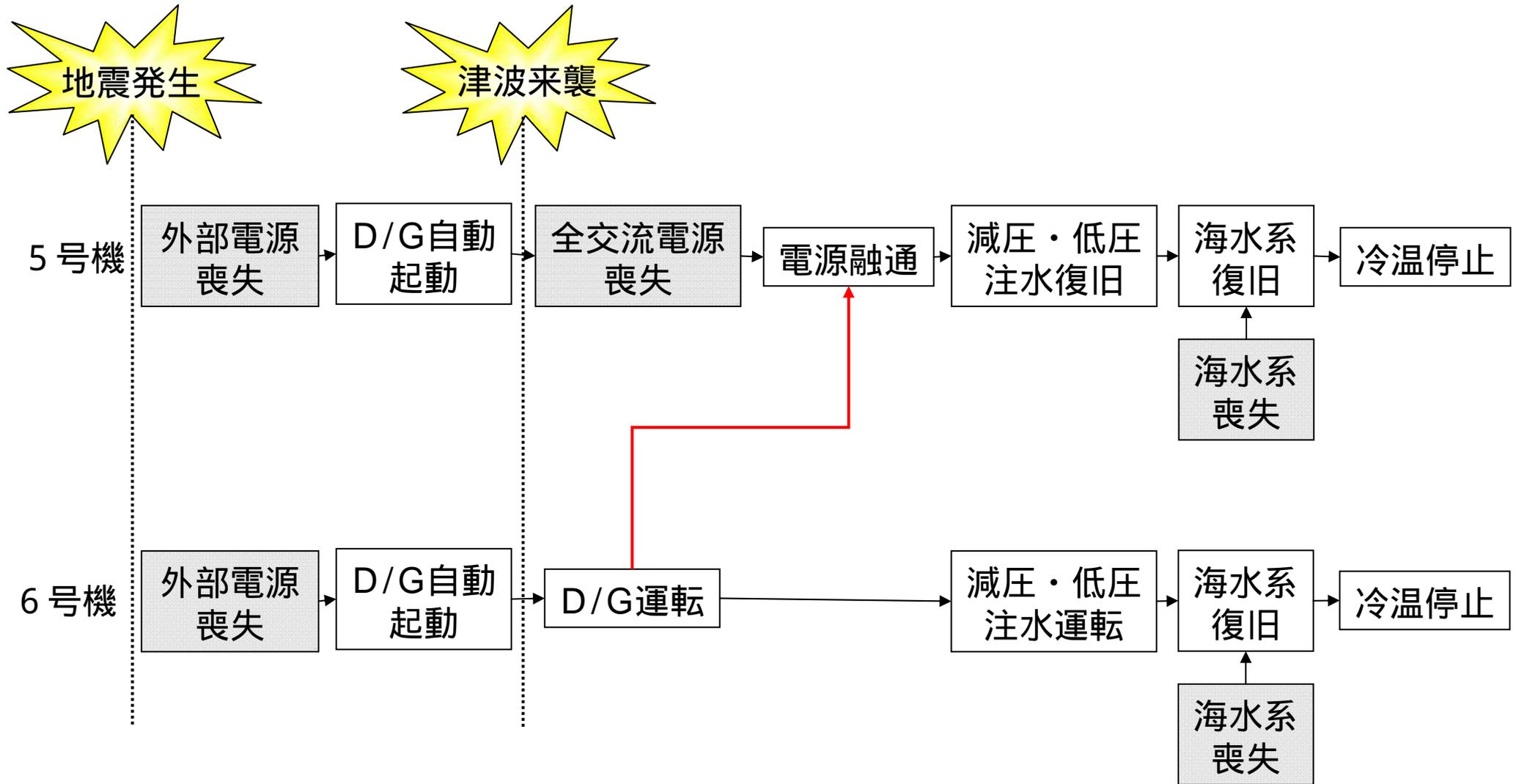
津波後

- ・ 1～5号機のほとんどのD/Gが水没または被水するとともに、電源設備（M/C、P/C）も水没または被水したことにより電源喪失（使用不可能）となった。
- ・ 6号機のD/Gは一部使用可能であったことから、5号機へ電源融通を行うため、AM設備であるタイラインを使用するとともに、仮設ケーブルを敷設したことにより電源を回復。

< 参考 > 5, 6号機における電源融通が活用された事例



<参考> 5, 6号機における冷温停止に至るまで



6号機から5号機へ電源融通を行ったことにより冷温停止を達成

参考 1～4号機における電源盤等の水没・被水状況（1 / 2）

	1号機			2号機			3号機			4号機		
	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況
D/G	D/G1A	×	水没	D/G2A	×	水没	D/G3A	×	水没	D/G4A	×	水没
	D/G1B	×	水没	D/G2B	×	M/C 水没	D/G3B	×	水没	D/G4B	×	M/C 水没
非常用 M/C	M/C 1C	×	被水	M/C 2C	×	水没	M/C 3C	×	水没	M/C 4C	×	水没
	M/C 1D	×	被水	M/C 2D	×	水没	M/C 3D	×	水没	M/C 4D	×	水没
	-	-	-	M/C 2E	×	水没	-	-	-	M/C 4E	×	水没
常用 M/C	M/C 1A	×	被水	M/C 2A	×	水没	M/C 3A	×	水没	M/C 4A	×	水没
	M/C 1B	×	被水	M/C 2B	×	水没	M/C 3B	×	水没	M/C 4B	×	水没
	M/C 1S	×	被水	M/C 2SA	×	水没	M/C 3SA	×	水没	-	-	-
				M/C 2SB	×	水没	M/C 3SB	×	水没	-	-	-

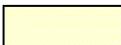
 : 使用不可の機器

 : 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能

参考 1～4号機における電源盤等の水没・被水状況（2 / 2）

	1号機			2号機			3号機			4号機		
	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況
非常用 P/C	P/C 1C	×	水没	P/C 2C		ベース部被水	P/C 3C	×	水没	P/C 4C	-	工事中
	P/C 1D	×	水没	P/C 2D		ベース部被水	P/C 3D	×	水没	P/C 4D		-
	-	-	-	P/C 2E	×	水没	-	-	-	P/C 4E	×	水没
常用 P/C	P/C 1A	×	被水	P/C 2A		ベース部被水	P/C 3A	×	水没	P/C 4A	-	工事中
				P/C 2A-1	×	水没	-	-	-	-	-	
	P/C 1B	×	被水	P/C 2B		ベース部被水	P/C 3B	×	水没	P/C 4B		-
	P/C 1S	×	被水	-	-	-	P/C 3SA	×	水没	-	-	-
	-	-	-	M/C 2SB	×	水没	P/C 3SB	×	水没	-	-	-

 : 使用不可の機器

 : 供給元のM/Cが使用不可のため受電不可

1～4号機：全ての電源盤等は使用不可能

参考 5 , 6号機における電源盤等の水没・被水状況 (1 / 2)

	5号機			6号機		
	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況
D/G	D/G 5A	×	関連機器水没	D/G 6A	×	関連機器被水
	D/G 5B	×	関連機器水没	D/G 6B		-
	-	-	-	HPCS D/G	×	関連機器被水
非常用 M/C	M/C 5C	×	水没	M/C 6C		-
	M/C 5D	×	水没	M/C 6D		-
	-	-	-	HPCS D/G M/C		-
常用 M/C	M/C 5A	×	水没	M/C 6A-1	×	水没
				M/C 6A-2	×	水没
	M/C 5B	×	水没	M/C 6B-1	×	水没
				M/C 6B-2	×	水没
	M/C 5SA-1	×	水没	-	-	-
	M/C 5SA-2	×	水没	-	-	-
	M/C 5SB-1	×	水没	-	-	-
	M/C 5SB-2	×	水没	-	-	-

: 使用不可の機器

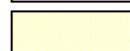
: 上流側の供給元が使用不可のための受電不可

: D/G本体は被水していないが、M/C・関連機器等の水没により使用不可能

参考 5, 6号機における電源盤等の水没・被水状況 (2 / 2)

	5号機			6号機		
	機器	使用可否	状況	機器	使用可否	状況
非常用 P/C	P/C 5C	×	被水	P/C 6C		-
	P/C 5D	×	被水	P/C 6D		-
	-	-	-	P/C 6E		-
常用 P/C	P/C 5A	×	被水	P/C 6A-1	×	被水
	P/C 5A-1		-	P/C 6A-2	×	被水
	P/C 5B	×	被水	P/C 6B-1	×	被水
	P/C 5B-1		-	P/C 6B-2	×	被水
	P/C 5SA	×	被水			
	P/C 5SA-1	×	被水			
	P/C 5SB	×	被水			

 : 使用不可の機器

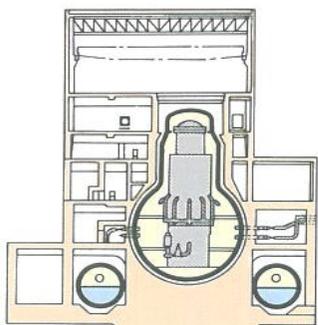
 : 供給元のM/Cが使用不可のため受電不可

5号機 : 全ての電源盤等は使用不可能
6号機 : 一部の電源盤は使用可能
5号機へ電源融通実施

MARK- 型格納容器の安全性

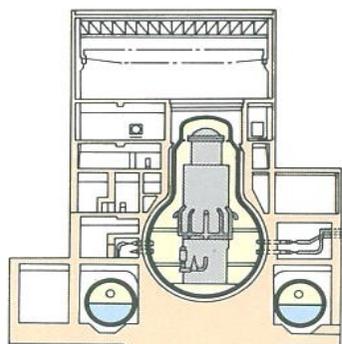
原子炉格納容器の設計について

福島第一1号機
(出力46万kW)
[昭和46年]



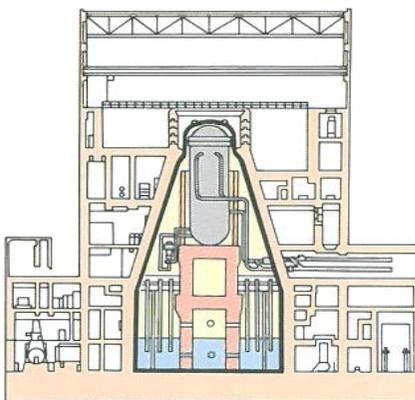
BWR-3
マーク
(フラスコ型)

福島第一2～5号機
(出力78.4万kW)
[昭和49年～53年]



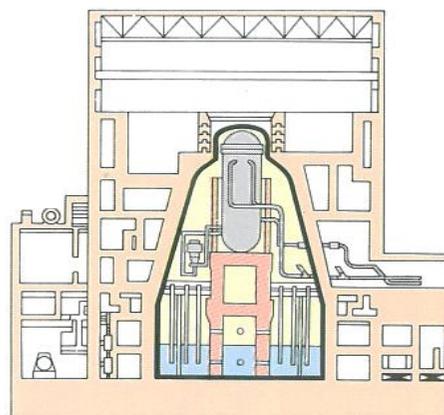
BWR-4
マーク
(フラスコ型)

福島第一6号機
福島第二1号機
柏崎刈羽1号機
(出力110万kW)
[昭和54年～60年]



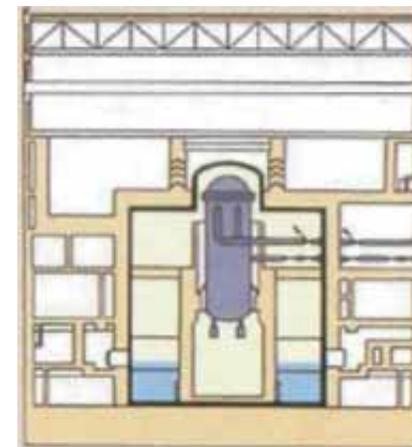
BWR-5
マーク
(円すい型)

福島第二2～4号機
柏崎刈羽2～5号機
(出力110万kW)
[昭和59年～平成6年]



BWR-5
マーク改良
(つりがね型)

柏崎刈羽6, 7号機
(出力135.6万kW)
[平成8, 9年]



ABWR
(円筒型)



出典：NRCホームページ



福島第二1号機



福島第二3号機

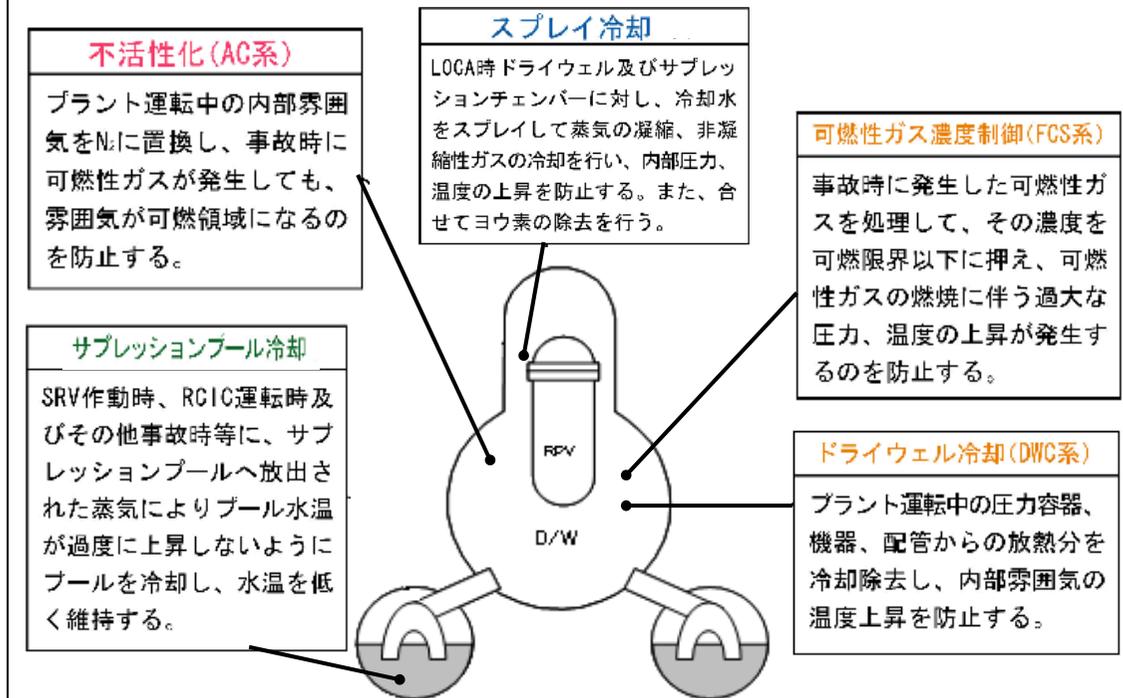
MARK- 型格納容器の安全性

原子炉格納容器の目的について

- 原子炉格納容器は、冷却材喪失事故（LOCA）等が発生した場合に、放射性物質などが外部へ漏れるのを防止することを目的としている。

上記目的を果たすためには、以下の機能を維持する必要がある。

格納容器の機能維持に必要な機能（まとめ）



今回の事故では、電源や除熱能力の喪失により格納容器の健全性を維持することが困難となった

MARK やMARK などの型式によらず、格納容器の健全性を維持するためには多重性・多様性を持たせた電源及び除熱機能の確保が不可欠である。

< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

1 . 原子炉格納容器体積に関するマーク とマーク の差異

- ✓ 格納容器はマーク I、マーク のいずれも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 とマーク 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。

格納容器体積 - 原子炉出力比

炉	1F-1	1F-2 ~ 5	1F-6、2F-1、KK1	2F-2 ~ 4、KK2 ~ 5	KK-6,7
原子炉熱出力	1380	2380	3293	3293	3926
格納容器型式	MARK	MARK	MARK	MARK 改	RCCV
格納容器体積	約6000	約7400	約10000	約14400	約13400
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）とサブプレッションチェンバ空間部体積の和。

< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

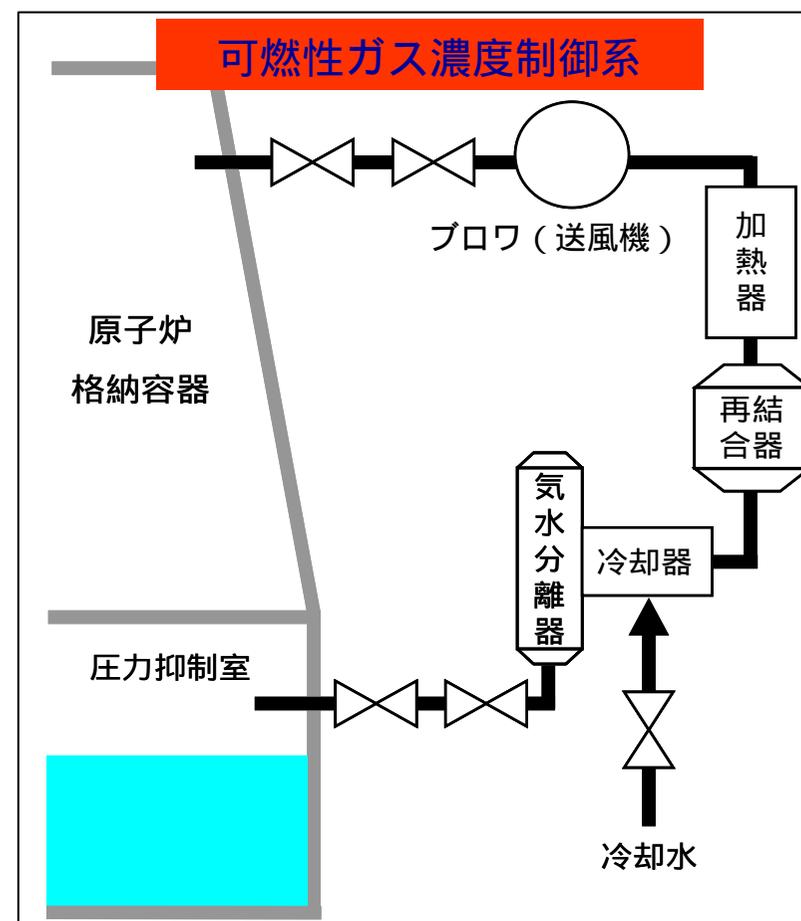
2. 事故時に発生する水素による格納容器内での爆発対策

✓ 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。

～ 可燃性ガス濃度制御系の役割～

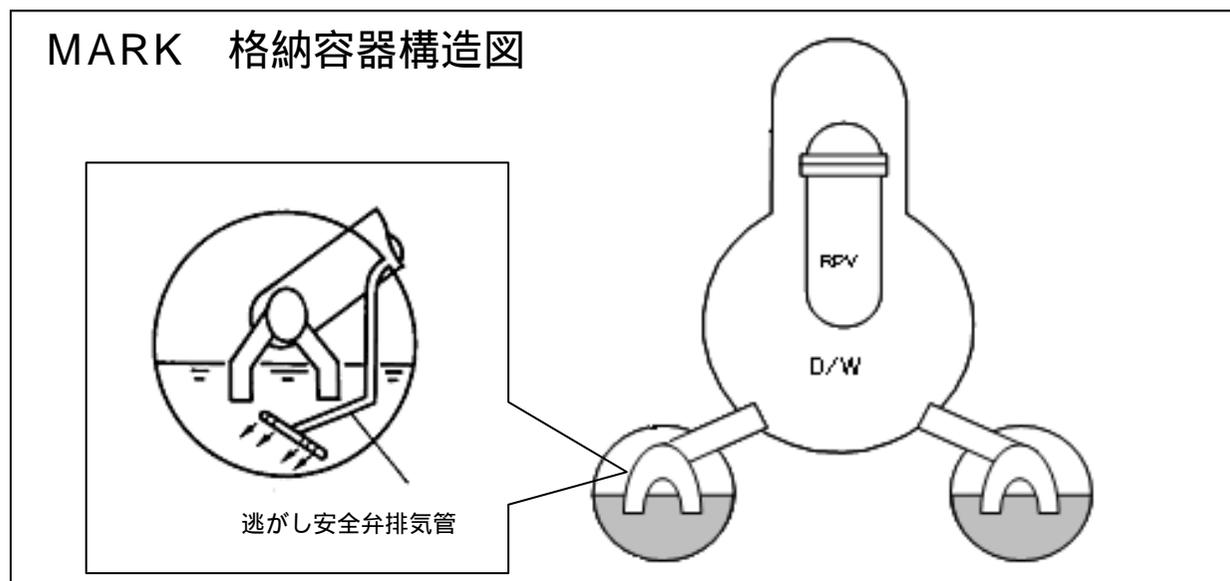
燃料の温度が高くなり被覆管と水が反応して可燃性ガス（水素）が発生し、原子炉格納容器内に滞留する。水素はある濃度以上で酸素（空気）と反応すると爆発的な燃焼を起こす可能性があるため、水素ガス濃度を安全な濃度（4%）以下になるよう処理する。ただし、当該設備はLOCA対策として付けられたものであり、シビアアクシデント時に大量に生じる水素を十分に取り除くだけの容量は無い。



< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

3 . 事故時に圧力抑制室に加わる荷重

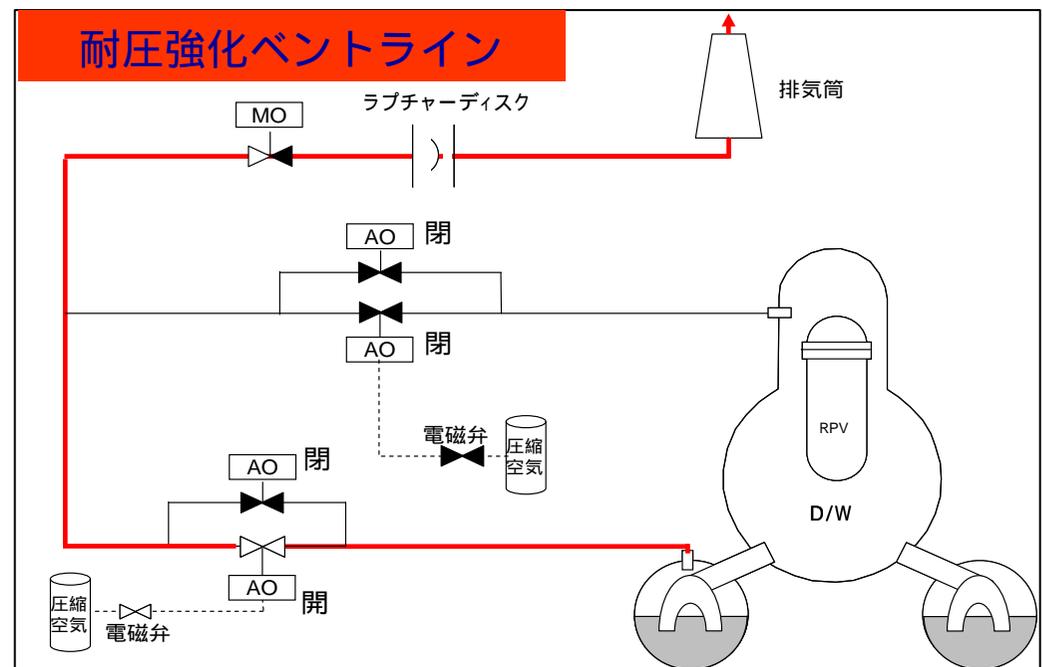
- ✓ 米国において、マーク 格納容器の開発段階で、配管破断等の際に発生する高圧の蒸気が圧力抑制室に移動する際に発生する荷重が問題となり必要な対策（動荷重の発生を緩和する設備：（蒸気を一方向ではなく、四方に均等に噴き出す設備（クエンチャ）の設置等）が講じられた。
- ✓ 日本でも米国の対策を踏まえ同様な対策を実施。荷重に対する検討については、原子力安全委員会の指針「BWR. Mark 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」としてまとめられている。（マーク についても同様の指針を整理している）



< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

4 . マーク 格納容器の性能改善（ベント）

- ✓ 米国規制当局（NRC）からマーク 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 格納容器等も含め、耐圧強化ベントを設置している。

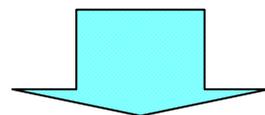


< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

5 . マーク 格納容器の地震影響について

下記を確認した結果、格納容器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される。

プラントパラメータ 解析評価結果

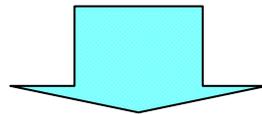


- ・ プラントパラメータより、格納容器の要求機能である閉じこめ機能は地震以降も確保されていた。
- ・ 地震応答解析より、格納容器の要求機能である閉じこめ機能に影響するような評価結果は得られなかった。

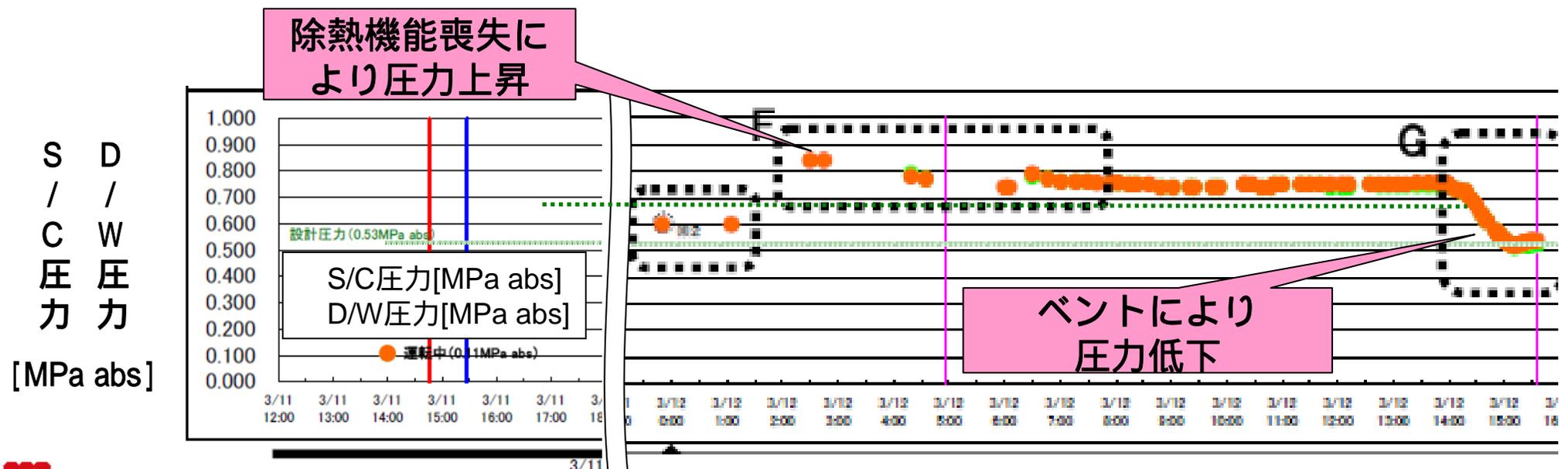
< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

5 - プラントパラメータ（1号機の例）

- 除熱機能を喪失したことにより、格納容器圧力（D/W、S/C圧力）は上昇し（最大約0.85MPa abs）、設計圧力（0.53MPa abs）を超えた。
- 格納容器ベントを実施したことにより格納容器圧力が低下。



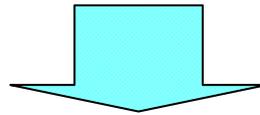
格納容器の安全機能は保持



< 参考 > MARK- 型格納容器の安全性

5 - 解析評価結果 (1号機の例)

- 地震観測記録を用いた地震動による格納容器の耐震安全性評価を行った結果、計算値は評価基準値以下であった。

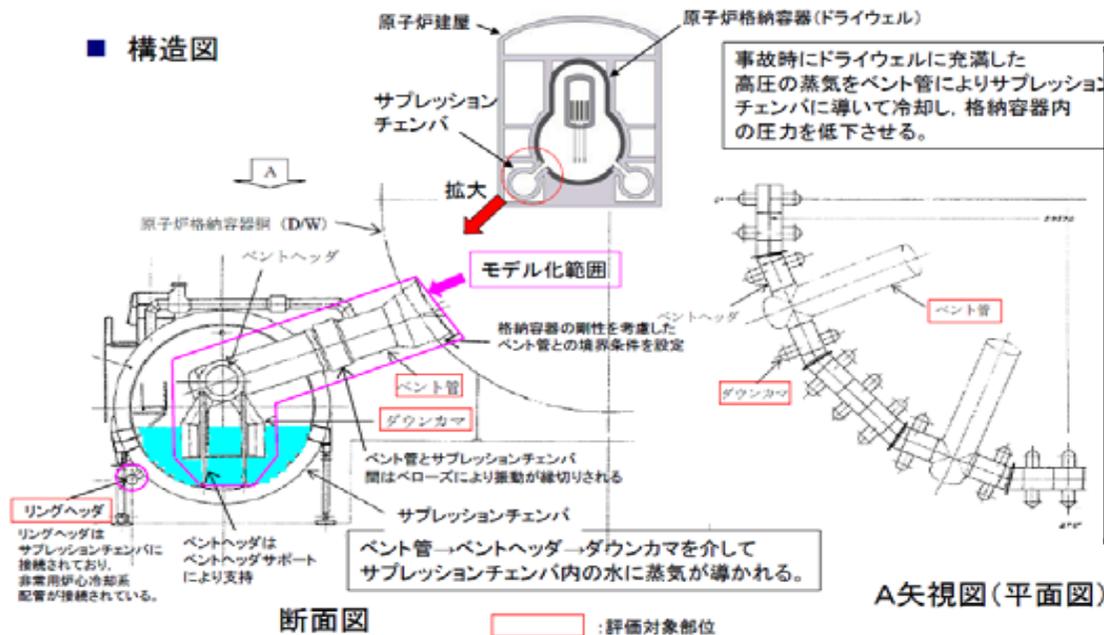


格納容器の安全機能は保持

● 福島第一 1号機 ベント管等の耐震性評価

■ 1号機 評価結果

■ 構造図



対象設備	計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
格納容器基部	98	411	4.19
ベント管	75	411	5.48
ベントヘッドと ダウンカマの結合部	120	346	2.88
リングヘッド	122	432	3.54
ダウンカマ本体	16	230	14.37